



ENTE PER LE NUOVE TECNOLOGIE
L'ENERGIA E L'AMBIENTE

ELEMENTI DI RADIOPROTEZIONE

Carlo Polvani

Novembre 1993



ENTE PER LE NUOVE TECNOLOGIE
L'ENERGIA E L'AMBIENTE

ELEMENTI DI RADIOPROTEZIONE

Corso tenuto dal prof. Carlo Polvani,
presso la Facoltà di Ingegneria dell'Università di Roma
Appunti delle lezioni redatti da Franco Lucci,
Maurizio Pelliccioni, Carlo Polvani e Antonio Susanna

Roma, 1993

I edizione, 1976

II edizione, 1977

III edizione, 1978

IV edizione, 1983

Prima ristampa, 1986

Seconda ristampa, 1990

Terza ristampa, 1993

Quarta ristampa, 1996

Edito dall' **ENEA**

Funzione Centrale Relazioni

Lungotevere Grande Ammiraglio Thaon di Revel, 76 - 00196 Roma

Stampa: RES-Centro Stampa Tecnografico - C. R. Frascati

Finito di stampare nel mese di agosto 1996

PRESENTAZIONE
DEL CORSO
DI RADIOPROTEZIONE

Questi Elementi sono nati come Appunti delle lezioni (dispense) ad uso degli studenti del Corso di Radioprotezione tenuto da oltre vent'anni presso la Facoltà d'Ingegneria dell'Università "La Sapienza" di Roma. Ancora oggi presentano i connotati e i limiti della concezione iniziale: con il tempo sono stati integrati con capitoli che non erano presenti nelle prime edizioni, ma che ne hanno rispettato la struttura didattica e istituzionale e il tono volutamente semplice.

Lo studente del quarto e quinto anno della Facoltà d'Ingegneria che ha scelto il Corso di laurea in ingegneria nucleare incontra problemi per i quali ha necessità di avviare lo studio della protezione dell'uomo e dell'ambiente dagli effetti dannosi delle radiazioni. Le lezioni di fisica atomica e di fisica nucleare gli hanno fatto conoscere i meccanismi di interazione delle radiazioni con la materia e i fenomeni della radioattività, nonché gli strumenti di misura delle radiazioni e dei radionuclidi. Le lezioni sugli impianti nucleari e quelle di altre discipline gli hanno mostrato che attorno agli impianti e alle macchine radiogene si formano campi di radiazioni che provocano dosi negli organismi viventi. E dove si trovano materiali radioattivi è sempre possibile la loro dispersione, la contaminazione radioattiva dell'ambiente, dei lavoratori e delle popolazioni.

Lo studente sente dunque la necessità di conoscere i fondamenti fisici e la strumentazione per la misura delle dosi da radiazioni e per la determinazione della presenza delle sostanze radioattive. Per altro la dosimetria e la misura delle attività vanno integrate con informazioni sugli effetti dannosi delle radiazioni, con nozioni sul destino delle sostanze radioattive immesse nell'ambiente, con riflessioni sull'itinerario concettuale che consente di proporre limiti di dose per i lavoratori e per gli individui della popolazione.

Il futuro ingegnere deve studiare questi vari argomenti per rendersi conto del significato e dell'importanza della radioprotezione che viene messa in opera nella progettazione, nella costruzione e nell'esercizio degli impianti nucleari, delle macchine radiogene, nell'uso dei radioisotopi, nella collocazione territoriale degli impianti e nella gestione dei rifiuti radioattivi.

Va anche detto che un piccolo numero dei futuri ingegneri si dedicherà a pieno tempo alla radioprotezione ed anche per questo motivo è opportuno l'incontro con questa materia durante gli anni degli studi universitari.

Un insegnamento di carattere prevalentemente culturale e descrittivo come quello così individuato non può giungere a fornire la buona professionalità operativa né la capacità progettuale, ma può presentare ordinatamente le informazioni che stanno alla base dell'ulteriore approfondimento della disciplina, illustrando lo stato delle conoscenze, discutendo gli aspetti concettuali più importanti, fornendo lessico, definizioni, nozioni sui vari aspetti e fenomeni di rilievo per la radioprotezione.

Negli Elementi l'impegno redazionale è stato pertanto rivolto alla scelta e alla dosatura degli argomenti per dare un quadro completo e bilanciato - anche se non approfondito - dell'intera materia oggetto d'insegnamento.

Il testo è redatto in forma di note brevi ed essenziali, scritte in maniera discorsiva, che possono essere utili per ricordare ed integrare quanto è stato presentato nell'insegnamento orale e quanto è illustrato nei testi suggeriti per lo studio. Ogni argomento trattato è stato considerato solamente per i suoi aspetti di radioprotezione. Ovviamente non è stato possibile fornire quello stimolo intellettuale e culturale che deriva dallo studio di buoni manuali scientifici, con adeguate caratteristiche di trattazione, riferimenti, analisi critiche, corredo di dati, esempi di calcolo. Per questa ragione è doveroso sollecitare il lettore a confrontarsi almeno con alcuni dei testi suggeriti

nelle indicazioni bibliografiche generali e in quelle particolari di ciascun capitolo.

Alcuni capitoli sono stati curati da collaboratori del titolare del Corso (F. Lucci, M. Pelliccioni, A. Susanna) e il nome del collaboratore è riportato in nota alla prima pagina del relativo capitolo.

La prima parte tratta gli argomenti generali della radioprotezione: grandezze e unità di misura dosimetriche, irradiazione esterna ed interna, contaminazione ambientale, effetti dannosi sull'organismo umano, principi e standard di radioprotezione.

La seconda parte colloca la radioprotezione nel quadro delle discipline che si occupano di prevenzione, illustra il sistema dei controlli di radioprotezione e i settori operativi delle attività di radioprotezione.

La terza parte riguarda gli aspetti tecnici e operativi della radioprotezione: schermature, misure dosimetriche e radiometriche, rilevamenti, caratteristiche della radioprotezione in particolari ambienti di lavoro, siti nucleari, incidenti nucleari, gestione dei rifiuti radioattivi.

La quarta parte presenta un profilo della legislazione vigente.

Carlo Polvani

Avvertenza alla ristampa 1987

L'esaurimento della quarta edizione degli Elementi e del Supplemento ha sollecitato la pubblicazione di questa ristampa che non presenta novità, sebbene testo e struttura avrebbero richiesto qualche revisione e numerosi aggiornamenti.

La ristampa riprende e unifica in un solo volume, con alcune aggiunte bibliografiche, il materiale che già si

trovava negli Elementi (1983) e nel Supplemento (1986). E' stato aggiunto un indice della terminologia di radioprotezione, che può anche servire per la ricerca rapida di un argomento o di un termine.

Come è stato fatto osservare in precedenti edizioni, la redazione dei vari capitoli risente dell'occasione didattica della loro formazione nel volgere degli anni, con qualche ripetizione e con qualche inconveniente per la organicità del testo nel suo insieme.

Ora che gli Elementi sono così ordinati e completati, il lettore può riscontrare con più facilità che la radioprotezione, nel suo insieme, è materia assai composita, con capitoli di fisica, di scienze naturali e ambientali, altri capitoli che riguardano gli effetti biologici delle radiazioni, la fisiologia e il metabolismo umano, altri capitoli ancora che sono "operativi" e normativi. L'unificazione della materia deriva dalla finalità di tutte le sue parti: prevenire i possibili danni all'uomo e all'ambiente da parte delle radiazioni ionizzanti variamente impiegate o risultanti da attività benefiche per l'uomo.

Qualsiasi presentazione della radioprotezione agli studenti che non copra i molti settori della disciplina risulta dunque essere una presentazione riduttiva, più o meno fuorviante per coloro che si avvicinano all'apprendimento di essa. E' ovvio che lo studioso di radioprotezione e ancor più il ricercatore debbono dedicarsi principalmente ad un solo capitolo, nel quale raggiungere competenza aggiornata e aperta alle novità. Colui invece che fa dell'intera radioprotezione la propria professione e colui che la insegna devono conoscere almeno sommariamente tutti i capitoli, anche se le condizioni del concreto operare portano ad approfondire solo determinati argomenti.

Queste pagine sono state pensate, fin dall'inizio, come una presentazione elementare di tutti i molteplici settori della protezione contro le radiazioni.

Roma, aprile 1987

C. P.

I N D I C E

	pagina
Parte I. Argomenti generali della radioprotezione	
Grandezze fisiche e unità di misura usate in radioprotezione	15
L' irradiazione esterna del corpo umano	49
L' irradiazione interna del corpo umano	83
La contaminazione ambientale da sostanze radioattive	131
Effetti dannosi delle radiazioni sull'uomo. Nozioni di patologia da radiazioni	183
I principi della radioprotezione. Limiti di dose agli individui	229
Dosi massime ammissibili e limiti derivati	263
Parte II. Collocazione, scopi e settori operativi della radioprotezione	
Prevenzione, sicurezza tecnologica, protezione sanitaria	279
Il sistema dei controlli di radioprotezione	303
Settori operativi della radioprotezione	317
Parte III. Aspetti settoriali, tecnici e operativi della radioprotezione	
Le schermature	363
Le misure di dose da irradiazione esterna. La strumentazione.	403
Le misure di attività. La spettrometria dei fotoni	461

	pagina
Aspetti operativi della radioprotezione in alcune attività e lavorazioni	477
Rilevamenti di radioprotezione (monitoring)	559
Il sito di un impianto nucleare e la radioprotezione	585
Incidenti nucleari e radiologici	617
Aspetti di radioprotezione nella gestione dei rifiuti radioattivi	673
Parte IV. Profilo della legislazione vigente di radioprotezione	
Profilo della legislazione vigente di radioprotezione	747
Indice di termini, locuzioni e acronimi di uso radioprotezionistico	793

Testi suggeriti agli studenti,
in aggiunta agli Appunti del Corso

- Amaldi U. Fisica delle radiazioni. Boringhieri, Torino, 1972.
- Segrè E. Nuclei e particelle. Zanichelli, Bologna, 1982 (ristampa).
- Pelliccioni M. Elementi di dosimetria delle radiazioni, ENEA, Roma, 1983.
- Faloci C., Lucci F., Susanna A. Elementi di fisica sanitaria. CNEN, Roma, 1971.
- Cember H. Introduction to health physics. Pergamon Press, Oxford, 1969.
- Eisenbud M. Environmental radioactivity from natural, industrial and military sources. 3rd Edition. Academic Press, New York, 1987.
- Fitzgerald J. J. Applied radiation protection and control. Gordon and Breach, New York, 1969-70 (2 volumi).
- Glasstone S., Jordan W. H. Nuclear power and its environmental effects. American Nuclear Society, Le Grange Park Illinois, 1980.
- Morgan K. Z., Turner J. E. Principles of radiation protection. A textbook of health physics. J. Wiley and Son, New York, 1967.
- ICRP. Raccomandazioni della Commissione Internazionale per le Protezioni Radiologiche, Pubblicazione 26 (1977). Traduzione italiana. La Radiologia Medica, Supplemento I al vol. 64, 1978.

- ICRP. Una rassegna dei concetti e delle grandezze di maggiore importanza utilizzati dalla Commissione Internazionale per le Protezioni Radiologiche, Pubblicazione 42 (1984). Traduzione italiana a cura di L. Frittelli e M. Pelliccioni, ENEA-DISP, Roma, 1985.
- NEA-OECD. Obiettivi, concetti e strategie in materia di gestione dei rifiuti radioattivi che derivano dai programmi nucleari di potenza. Notiziario del CNEN, Roma, 1978, numeri di gennaio e aprile.
- Direttive e raccomandazioni della Comunità Europea in materia di protezione sanitaria contro le radiazioni ionizzanti. Edizione ENEA, Roma, 1982.
- Il regime giuridico dell'impiego pacifico dell'energia nucleare, con particolare riguardo alla sicurezza nucleare e alla protezione sanitaria. Vol. I, normativa nazionale. VI Edizione, ENEA, Roma, 1986.

Nota: Al termine di ogni capitolo sono fornite indicazioni bibliografiche specifiche riguardanti l'argomento trattato.

Parte prima

ARGOMENTI GENERALI
DI RADIOPROTEZIONE

GRANDEZZE FISICHE E UNITA' DI MISURA
USATE IN RADIOPROTEZIONE (°)

I n d i c e

	pagina
Grandezze radiometriche	18
1. Grandezze di sorgente	18
2. Grandezze di campo	23
Grandezze caratteristiche delle interazioni tra radiazioni e materia	24
1. Particelle indirettamente ionizzanti	25
2. Particelle direttamente ionizzanti	29
Grandezze dosimetriche	32
1. Grandezze relative al "deposito" di energia	33
2. Grandezze relative al "trasferimento" di energia	35
3. Relazioni tra le grandezze dosimetriche	38
Equivalente di dose	42
Fattori di conversione tra unità tradizionali e unità del SI	47
Alcune indicazioni bibliografiche	48

Nota preliminare. Per lo studio della radioprotezione è necessario preliminarmente possedere conoscenze di fisica atomica e nucleare, che debbono essere apprese in altri corsi di studio. In particolare occorre conoscere le caratteristiche dei vari tipi di radiazione e di particelle e le interazioni con la materia attraversata. Non è conveniente ripetere in questa sede cognizioni che comunque possono esser trovate agevolmente in libri appropriati.

(°) a cura di Maurizio Pelliccioni

Così pure non è conveniente scrivere un capitolo sulla radioattività, argomento sul quale si possono trovare facilmente buone trattazioni, di necessaria lettura prima di intraprendere lo studio della radioprotezione.

E' invece necessario conoscere a fondo le grandezze fisiche e le unità di misura impiegate in questa disciplina: sia quelle tradizionali, usate ancor oggi, sia quelle introdotte di recente con il Sistema Internazionale delle Unità di Misura (SI). Il capitolo che segue presenta tali grandezze ed unità.

Come è noto, con il termine radiazione ionizzante s'intende qualsiasi tipo di radiazione in grado di produrre, direttamente o indirettamente, la ionizzazione degli atomi e delle molecole del mezzo attraversato. Sono direttamente ionizzanti le particelle cariche (elettroni, protoni, particelle alfa, ecc.) la cui energia cinetica è sufficiente per produrre ionizzazione per collisione. Sono invece indirettamente ionizzanti le particelle prive di carica elettrica (neutroni, fotoni, ecc.) che, interagendo con la materia, possono mettere in moto particelle direttamente ionizzanti o dar luogo a reazioni nucleari.

La ionizzazione degli atomi e delle molecole del mezzo attraversato non è però l'unico fenomeno fisico prodotto dal passaggio delle particelle ionizzanti nella materia. Un altro importante fenomeno è quello dell'eccitazione, nel quale all'atomo o alla molecola del mezzo viene ceduta, come conseguenza dell'interazione elettrica con la particella carica, energia sufficiente soltanto per passare dallo stato fondamentale a un livello energetico eccitato. Si può dimostrare che, per una particella ionizzante che attraversa un mezzo materiale, l'energia spesa in eccitazioni e quella spesa in ionizzazioni sono circa uguali.

Le energie di soglia per i due processi sono confrontabili, dell'ordine di alcuni eV nel caso degli elettroni meno legati.

Quando un mezzo biologicamente significativo viene esposto in un campo di radiazioni ionizzanti diviene sede di una serie di processi, originati dal trasferimento di energia dalle radiazioni al mezzo, che si possono concludere con la manifestazione di un certo effetto. Il problema fondamentale, comune a diverse branche applicative quali la radiobiologia, la radioterapia, la medicina nucleare, la radioprotezione, la radiochimica è quello di mettere in relazione l'effetto prodotto con le caratteristiche fisiche del campo di radiazioni. Per vari motivi la soluzione di questo problema è però tutt'altro che semplice e i risultati sinora conseguiti hanno carattere soltanto parziale, nel senso che sono considerati ragionevolmente soddisfacenti in rapporto a talune esigenze, ma non rispetto ad altre.

Poichè tutti gli effetti (biologici, fisici, chimici) indotti dalle radiazioni ionizzanti si manifestano soltanto quando avviene una cessione di energia alla materia, si è tentato di risolvere il problema nel modo più intuitivo mediante l'introduzione di una grandezza, la dose assorbita che, come si vedrà più avanti, coincide sostanzialmente con l'energia assorbita dal mezzo irradiato per unità di massa. In pratica però tale quantità, pur giocando certamente un ruolo fondamentale nell'interpretazione degli effetti in parola, non è in grado di darne una spiegazione e misura completa.

Allo scopo di descrivere le varie fasi dei processi di trasferimento di energia dalle radiazioni alla materia, come anche la capacità delle radiazioni a ionizzare gli atomi e le molecole del mezzo irradiato, sono state appositamente introdotte, oltre alla dose assorbita, anche alcune altre grandezze fisiche che vengono dette grandezze dosimetriche, in quanto il loro uso è peculiare della dosimetria, che è appunto la disciplina che si occupa della misura dell'energia ceduta dalla radiazione e assorbita dal corpo irradiato.

Per valutare le grandezze dosimetriche è necessario conoscere sia le caratteristiche del campo di radiazioni presente, sia quelle dei mezzi materiali in rapporto alle interazioni con le radiazioni ionizzanti. A questo fine, in dosimetria, si fa abitualmente uso di un certo numero di grandezze, comuni anche ad altre branche della fisica, o da queste mutuata con opportuni adattamenti. Per descrivere il campo di radiazioni si ricorre alle cosiddette grandezze radiometriche, mentre le caratteristiche del mezzo vengono rappresentate mediante i coefficienti d'interazione, il potere frenante, ecc. Tutte le grandezze dosimetriche godono della proprietà di potersi esprimere come prodotto di una grandezza radiometrica per una costante caratteristica del mezzo.

E' necessario illustrare nel presente capitolo le definizioni e le proprietà fondamentali delle principali grandezze fisiche usate in radioprotezione. Le definizioni verranno fornite in armonia con quelle raccomandate dall'International Commission on Radiological Units and Measurements (ICRU), un'organizzazione internazionale, fondata nel 1925, tra i cui scopi vi è anche quello di formulare raccomandazioni riguardo alle grandezze e alle unità di misura d'interesse radiologico. Si farà in particolare riferimento al rapporto ICRU n. 33 pubblicato nell'aprile 1980, in sostituzione del precedente Rapporto n. 19 del 1971.

Per quanto concerne le unità di misura si farà generalmente uso delle unità adottate dal Sistema Internazionale delle Unità (SI). Nel caso delle grandezze dosimetriche, poichè tali unità sono state adottate soltanto di recente, verranno però presentate anche le vecchie unità speciali, il cui uso è tuttora assai diffuso e lo sarà probabilmente ancora per alcuni anni.

GRANDEZZE RADIOMETRICHE

1. Grandezze di sorgente

Chiamiamo grandezze di sorgente quelle grandezze che

servono a descrivere e a misurare le caratteristiche di una sorgente radiante utili ai fini della radioprotezione. Alcune di queste grandezze sono d'uso comune in vari campi della fisica; alcune sono di uso specifico (attività).

1.1. Sorgenti radioattive. Sostanze, preparati o apparecchi contenenti uno o più radionuclidi.

a) Quando si tratta con le sorgenti radioattive, si preferisce specificarne l'intensità dal numero di disintegrazioni nell'unità di tempo piuttosto che dal numero di particelle o di fotoni emessi. Ciò in quanto i decadimenti radioattivi possono essere anche molto complessi.

Si definisce dunque attività, A , della sorgente la grandezza:

$$A = \frac{dN}{dt} \quad (1)$$

dove dN è il numero di trasformazioni nucleari spontanee che avviene nella quantità di radionuclide considerata nell'intervallo di tempo dt ; con il termine trasformazioni nucleari spontanee si intende un cambiamento di nuclide o una transizione isomerica.

L'unità di misura dell'attività nel SI è il becquerel, Bq:

$$1 \text{ Bq} = 1 \text{ s}^{-1}$$

E' tuttavia ancora di largo uso la vecchia unità speciale, il curie, Ci, il cui valore numerico è: $1 \text{ Ci} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ s}^{-1}$. Ovviamente $1 \text{ Bq} = 27 \cdot 10^{-12} \text{ Ci}$.

b) L'attività, com'è ovvio, nulla dice a proposito della quantità di materia radioattiva presente. Informazioni sulla concentrazione di attività possono essere ricavate a partire dall'attività specifica, A_s . Questa grandezza, che si esprime in Bq/g, rappresenta il numero di disintegrazioni per unità di tempo che avviene nell'unità di massa.

Per un dato radionuclide, allo stato puro, se si indica con λ la costante di decadimento e con M_A il peso atomico, si ha:

$$A_s = \frac{\lambda N_0}{M_A} \quad (2)$$

dove N_0 è il numero di Avogadro.

- c) Nel caso di una sorgente puntiforme di fotoni è possibile definire la costante gamma specifica, Γ , secondo la relazione seguente:

$$\Gamma = (I^2/A) \dot{X} \quad (3)$$

in cui \dot{X} rappresenta il rateo d'esposizione (questa grandezza dosimetrica verrà definita e illustrata più avanti) in un punto alla distanza l da una sorgente di attività A .

La costante Γ si esprime nella pratica corrente in roentgen.m² / (h.Ci).

- d) La qualità della radiazione emessa da una sorgente è rappresentata dalla energia delle particelle e radiazioni emesse, conosciuta dallo schema di decadimento o determinata mediante spettrometria; essa è modificata dal materiale interposto tra sorgente e rivelatore.
- e) Per alcune sorgenti sigillate è necessario fornire anche le caratteristiche di filtrazione dell'astuccio sigillante. E' noto il caso dei preparati di Radio di uso terapeutico con pareti filtranti di 0,5 mm di Platino ("aghi"), oppure di 1 mm di Platino ("tubi").

1.2. Macchine radiogene. Apparecchi generatori di radiazioni ionizzanti, tra cui i comunissimi apparecchi con tubo generatore di raggi X, nonché gli acceleratori di particelle di vario tipo ed energia.

Nei caso degli acceleratori di particelle numerosi

sono i parametri di rilievo dal punto di vista radiologico. Quelli che più direttamente interessano la radioprotezione, e in base ai quali si affrontano quindi i più abituali calcoli di dose o di schermature, sono l'energia delle particelle accelerate e la potenza media del fascio (prodotto dell'energia per la corrente media).

Nel caso dei tubi a raggi X, sono grandezze caratterizzanti:

- la differenza di potenziale applicata al tubo,
- la filtrazione propria del tubo e la filtrazione aggiuntiva,
- la corrente che passa nel tubo,

oppure, se noto,

- il rateo di esposizione alla distanza di 1 metro dalla superficie del tubo, per determinate condizioni di impiego (la cosiddetta "erogazione" del tubo o "output").

La differenza di potenziale applicata al tubo e le filtrazioni sono espressione della "qualità del fascio".

- a) Alla differenza di potenziale applicata al tubo (kV) corrisponde l'energia massima dei raggi X prodotti, e dunque un'indicazione della qualità della radiazione. La distribuzione dello spettro dei raggi X prodotti è evidentemente un'espressione più precisa e particolareggiata della qualità del fascio in esame, ma essa non è agevole da stabilire, e del resto la sua utilizzazione pratica non è comoda.
- b) La distribuzione spettrale dei raggi X è considerevolmente modificata da qualsiasi filtrazione e schermatura interposta sul percorso del fascio, soprattutto nel campo delle energie X deboli. In molti impieghi si desidera impoverire il fascio delle componenti di debole energia, che per l'appunto vengono eliminate con opportuna filtrazione.

Un filtro è costituito di una o più lastre di

alluminio, rame, stagno, piombo, di spessore vario (per lo più da una frazione di mm a qualche millimetro), interposto sul fascio. Per eliminare le righe caratteristiche del metallo del primo filtro interposto si aggiunge, a valle, un altro filtro di metallo di numero atomico più piccolo che assorba tali righe.

La filtrazione "indurisce" il fascio, nel senso che esso diventa più penetrante, ma il rateo di esposizione misurato a una data distanza dal tubo si fa più debole. In genere per differenze di potenziale al tubo inferiori a 120 kV si utilizzano filtri d'alluminio; tra 120 e 400 kV, due filtri di rame e alluminio oppure, talvolta, tre filtri di stagno, rame, e alluminio.

- c) Per un rapido apprezzamento della qualità (energia) di un fascio filtrato si fa sovente ricorso al primo stato emivalente (I SEV), vale a dire allo spessore in mm di un filtro metallico, opportunamente scelto, che riduca a 1/2 il rateo d'esposizione a una distanza prefissata. Lo SEV è espresso in mm di Al per differenze di potenziale al tubo fino a circa 120 kV, in mm di Cu per differenze di potenziali più elevate.
- d) La corrente anodica è funzione della differenza di potenziale applicata e della temperatura del catodo (filo di tungsteno reso incandescente per mezzo di una corrente, detta corrente di riscaldamento del catodo o corrente catodica). Dalla corrente anodica dipende la quantità di radiazione emessa.
- e) E' possibile definire, per un determinato tubo a raggi X, l'erogazione normalizzata (output), intesa come valore del rateo d'esposizione (grandezza dosimetrica, vedi oltre) a 1 m di distanza, per determinate condizioni di filtrazione, per corrente unitaria (1 mA) di elettroni attraverso il tubo (corrente anodica). Questa erogazione normalizzata si esprime abitualmente in R/(min.mA), a 1 m, con specificazione della ddp al tubo e dei filtri interposti.

f) Si chiama potenza del tubo il prodotto tra differenza di potenziale applicata e corrente anodica, e si esprime in mA.kV oppure in kW.

2. Grandezze di campo

2.1. Il modo più elementare per descrivere un campo di radiazioni è quello di contare punto per punto il numero di particelle presenti. Ciò può esser fatto in maniera molto semplice facendo uso del concetto di fluenza di particelle, Φ , in un certo punto di un mezzo materiale irradiato la grandezza:

$$\Phi = \frac{dN}{da} \quad (4)$$

dove dN rappresenta il numero delle particelle che attraversano la sezione massima da di una sfera di raggio infinitesimo avente centro nel punto considerato.

Qui e nel seguito si fa uso della notazione differenziale in quanto la definizione deve potersi applicare anche nel caso di campi non uniformi, ove la fluenza varia quindi da punto a punto. A causa della natura statistica propria dei campi di radiazioni, le variabili con le quali si tratta sono sempre di tipo casuale. Tale è anche il numero di particelle N , il cui differenziale dN deve intendersi come differenziale del numero medio atteso di particelle.

La fluenza di particelle si esprime in particelle/m² (o in₂ particelle/cm²) e quindi la sua unità di misura nel SI è il m⁻².

L'intensità o rateo di fluenza di particelle, φ , più spesso chiamata densità di flusso di particelle, è a sua volta definita da:

$$\varphi = \frac{d\Phi}{dt} = \frac{d^2N}{da dt} \quad (5)$$

e si misura in m⁻² s⁻¹.

2.2. In talune circostanze vi è maggior interesse a conoscere l'energia totale trasportata dalle particelle in una certa regione piuttosto che il loro numero. A questo scopo è stata introdotta un'altra grandezza, la fluenza di energia delle particelle Ψ :

$$\Psi = \frac{dR}{da} \quad (6)$$

dove dR rappresenta l'energia irradiata incidente in una sfera infinitesima di sezione massima da centrata nel punto considerato, ovvero la somma delle energie, escluse quelle di quiete, di tutte le particelle che attraversano la sezione massima da di tale sfera.

Nel sistema internazionale la fluenza di energia si misura in J/m^2 .

Anche in questo caso, ha interesse considerare l'intensità o rateo di fluenza di energia o densità di fluenza di energia, $\dot{\Psi}$, definita da:

$$\dot{\Psi} = \frac{d\Psi}{dt} = \frac{d^2 R}{da dt} \quad (7)$$

che si misura in $J/m^2 s$ ovvero in W/m^2 .

GRANDEZZE CARATTERISTICHE DELLE INTERAZIONI TRA RADIAZIONI E MATERIA

La valutazione dell'energia depositata in una certa regione di un mezzo irradiato costituisce uno degli obiettivi primari della dosimetria. Tale valutazione può essere effettuata se sono note oltre alle grandezze che caratterizzano il campo di radiazioni, anche le costanti che specificano le proprietà del mezzo in rapporto alle interazioni tra radiazioni e materia. Appartengono a quest'ultima categoria le grandezze che esprimono la probabilità di subire interazioni

da parte delle particelle indirettamente ionizzanti o quelle che descrivono le modalità di cessione di energia al mezzo da parte delle particelle direttamente ionizzanti. Dette grandezze, che trovano peraltro applicazione anche in altre branche della fisica, verranno qui di seguito presentate.

1. Particelle indirettamente ionizzanti

1.1. Si consideri dapprima il caso delle particelle indirettamente ionizzanti e si supponga che nel tratto dl di un mezzo di densità ρ la frazione dN/N di esse subisca interazioni, intendendo con tale termine qualsiasi processo che provochi variazioni nell'energia o nella direzione delle particelle incidenti. Si definisce allora coefficiente d'attenuazione massico μ/ρ del materiale di densità ρ , per ogni fissata energia delle particelle considerate, la grandezza:

$$\frac{\mu}{\rho} = \frac{1}{\rho N} \frac{dN}{dl} \quad (8)$$

Il coefficiente di attenuazione massico, nel sistema SI, si misura in m^2/kg . In pratica è tuttavia molto diffuso anche l'uso di cm^2/g .

Come si può notare integrando la (8), il coefficiente di attenuazione massico μ/ρ interviene nell'esponenziale che determina il numero di particelle che non ha subito interazioni nello spessore ρl (espresso in m^2/kg o in cm^2/g) del materiale considerato:

$$N = N_0 e^{-(\mu/\rho) \rho l} \quad (9)$$

dove N_0 rappresenta il numero di particelle incidenti.

Va però precisato che una così semplice legge descrive correttamente la penetrazione del fascio nella materia soltanto nelle condizioni cosiddette di "buona geometria" (che sono descritte nel capitolo sulle schermature).

Quando si abbia a che fare con fotoni di energia

sufficientemente modesta da poter trascurare le interazioni nucleari, i principali processi da prendere in esame riguardano, com'è noto, l'effetto fotoelettrico, l'effetto Compton, la diffusione coerente e la creazione di coppie. Se si vuole esplicitare il contributo di ciascuno di questi processi nel computo di μ/ρ si può scrivere:

$$\frac{\mu}{\rho} = \frac{\tau}{\rho} + \frac{\sigma_c}{\rho} + \frac{\sigma_{coh}}{\rho} + \frac{k}{\rho} \quad (10)$$

dove τ/ρ , σ_c/ρ , σ_{coh}/ρ e k/ρ sono rispettivamente i coefficienti di attenuazione massici per effetto fotoelettrico, per effetto Compton, per diffusione coerente e per creazione di coppie.

Se il mezzo considerato è una miscela di più elementi, il suo coefficiente di attenuazione massico μ/ρ può essere approssimativamente valutato mediante una media pesata dei coefficienti μ_i/ρ_i degli elementi costituenti:

$$\frac{\mu}{\rho} = \sum_i w_i \mu_i/\rho_i \quad (11)$$

dove w_i è la frazione in peso dello i -esimo elemento.

Nel caso dei neutroni i valori dei coefficienti di attenuazione massici possono essere dedotti tenendo conto di tutti i processi che queste particelle subiscono nell'attraversamento della materia. Tuttavia, a causa delle caratteristiche del tutto peculiari del trasporto di energia nella materia da parte dei neutroni, i coefficienti di attenuazione massici risultano in questo caso molto meno significativi che per i fotoni e soltanto raramente trovano utilizzazione nella soluzione di problemi pratici.

1.2. Si fa presente che, specialmente nelle applicazioni d'ingegneria, spesso si preferisce considerare, in luogo del coefficiente d'attenuazione massico μ/ρ , il coefficiente di attenuazione lineare, μ , espresso in m^{-1} (o in cm^{-1}).

1.3. Come si è visto, il coefficiente di attenuazione massico μ/Q è legato al numero totale di interazioni che le particelle indirettamente ionizzanti subiscono in un certo tratto del mezzo attraversato. Non tutte le interazioni comportano però il completo trasferimento dell'energia dalle particelle all'elemento di volume considerato. Si pensi ad esempio ai processi di diffusione nei quali la particella diffusa conserva una frazione della sua energia o alla radiazione di frenamento (Bremsstrahlung) emessa dai secondari carichi prodotti, che finisce per essere dissipata anche in punti lontani da quelli ove è avvenuta l'interazione. Quando si è interessati alle cessioni locali di energia è quindi necessario prendere in considerazione altri coefficienti.

A questo fine è utile osservare che il trasferimento di energia alla materia da parte delle particelle indirettamente ionizzanti avviene sostanzialmente in due fasi successive: la prima riguarda la messa in moto dei secondari carichi (trasferimento di energia); la seconda la dissipazione di energia da parte di questi ultimi attraverso le collisioni che essi subiscono nella materia (cessione di energia al mezzo). Le proprietà dei mezzi in rapporto a queste due distinte fasi possono essere rappresentate mediante l'introduzione di appositi coefficienti di interazione.

Il primo di questi coefficienti è il coefficiente di trasferimento di energia massico, μ_{tr}/Q , definito come:

$$\mu_{tr}/Q = (1/Q EN) (dE_{tr}/dl) \quad (12)$$

dove dE_{tr}/EN rappresenta la frazione dell'energia delle particelle incidenti (esclusa quella di quiete) trasferita in energia cinetica di particelle secondarie a causa delle interazioni subite dalle particelle indirettamente ionizzanti incidenti nel tratto dl del mezzo di densità ρ .

Nel computo di μ_{tr}/Q si devono dunque escludere tutte le perdite di energia che non ricompaiono sotto forma di energia cinetica dei secondari carichi messi in moto.

Se la radiazione primaria è costituita da fotoni si possono naturalmente esplicitare i contributi relativi ai vari effetti, analogamente a quanto già è stato fatto nella (10) a proposito del coefficiente di attenuazione massico. In questo caso si ha:

$$\frac{\mu_{tr}}{\rho} = \frac{\tau_a}{\rho} + \frac{\sigma_{ca}}{\rho} + \frac{k_a}{\rho} \quad (13)$$

dove τ_a/ρ , σ_{ca}/ρ e k_a/ρ rappresentano i coefficienti di trasferimento di energia massici relativi rispettivamente all'effetto fotoelettrico, all'effetto Compton e alla creazione di coppie.

I valori numerici di μ_{tr}/ρ , che si esprimono in m^2/kg nel sistema SI, sono facilmente reperibili nella letteratura specializzata.

1.4. Quando si è invece interessati a conoscere l'energia effettivamente depositata in un certo elemento di volume è necessario far uso del coefficiente di assorbimento di energia massico, μ_{en}/ρ . Esso è definito come:

$$\frac{\mu_{en}}{\rho} = \frac{\mu_{tr}}{\rho} (1 - g) \quad (14)$$

avendo indicato con g la frazione di energia che i secondari carichi dissipano in radiazione di frenamento nel materiale d'interesse.

Si noti che i valori di μ_{en}/ρ e μ_{tr}/ρ sono apprezzabilmente diversi soltanto quando le energie delle particelle cariche secondarie sono molto maggiori della loro energia di quiete, specie nei materiali di elevato numero atomico.

I valori di μ_{en}/ρ , che si esprimono in m^2/kg nel sistema SI, sono disponibili in tabelle di facile riferimento.

Nel caso dei neutroni non ha quasi mai senso distinguere tra μ_{tr}/ρ e μ_{en}/ρ in quanto i loro valori

numerici sono sostanzialmente coincidenti, a causa della trascurabile frazione di energia che i secondari carichi dissipano in radiazione di frenamento.

2. Particelle direttamente ionizzanti

2.1. Si consideri ora il caso in cui le particelle incidenti siano invece particelle cariche. Nell'attraversamento della materia queste perdono energia essenzialmente ionizzando ed eccitando gli elettroni del mezzo (perdita di energia per collisione). Le perdite di energia dovute agli altri processi sono infatti, con qualche eccezione, molto meno importanti. Ai fini radioprotezionistici basterà considerare ancora soltanto le perdite per irraggiamento nel caso delle particelle cariche leggere (elettroni e positroni) ad energie relativistiche.

Per descrivere le interazioni delle particelle cariche con la materia si fa ricorso ad alcune grandezze fisiche, la più importante delle quali è il potere frenante massico, S/ρ , del materiale, definito da:

$$\frac{S}{\rho} = \frac{1}{\rho} \frac{dE}{dl} \quad (15)$$

dove dE è l'energia persa da una particella carica di data energia nel tratto dl del materiale di densità ρ .

Nel sistema SI il potere frenante massico si misura in $J m^2 kg^{-1}$; in pratica vengono abitualmente usati il $MeV cm^2 g^{-1}$ o il $keV cm^2 g^{-1}$.

Il potere frenante massico può essere espresso come somma dei due contributi dovuti rispettivamente alle perdite d'energia per collisione e per irraggiamento:

$$\left(\frac{S}{\rho}\right)_{tot} = \frac{1}{\rho} \left(\frac{dE}{dl}\right)_{col} + \frac{1}{\rho} \left(\frac{dE}{dl}\right)_{rel} \quad (16)$$

Queste ultime, naturalmente, dovranno essere considerate

soltanto nel caso degli elettroni relativistici.

Per i miscugli e le sostanze composte, il potere frenante massico può essere ricavato da quello degli elementi costituenti per mezzo della semplice relazione:

$$\frac{S}{\rho} = \sum_i \frac{S}{\rho} \cdot p_i \quad (17)$$

avendo indicato con p_i le frazioni in massa dei diversi elementi costituenti.

2.2. La conoscenza del potere frenante massico non basta tuttavia per interpretare gli effetti delle radiazioni ionizzanti sulla materia vivente. Di fondamentale importanza a questo riguardo è anche il ruolo svolto dalla distribuzione spaziale dell'energia trasferita lungo le tracce delle particelle cariche.

I secondari carichi messi in moto possono infatti avere sufficiente energia cinetica per costituire a loro volta tracce distinte da quella della particella carica primaria (raggi delta) e produrre quindi ionizzazione a distanza da questa, ovvero possono formare solo qualche gruppo di ioni in prossimità della traccia primaria stessa se la loro energia è invece modesta (clusters).

D'altra parte anche numerosi effetti fisici indotti dalle radiazioni (ad esempio l'emissione di luce da parte degli scintillatori organici e inorganici) dipendono dalla distribuzione spaziale dell'energia ceduta dalle particelle.

Per tenere conto di questo aspetto è stata introdotta un'apposita grandezza, il LET, detto anche trasferimento lineare di energia (linear energy transfer) o potere frenante lineare ristretto da collisione che si indica con il simbolo L_{Δ} .

Detta dE l'energia dissipata dalla particella carica primaria considerata nel tratto d in collisioni che comportano trasferimenti di energia inferiori a un prefissato valore Δ , si definisce:

$$L_{\Delta} = \left(\frac{dE}{dt} \right)_{\Delta} \quad (18)$$

Di norma Δ viene espresso in elettronvolt. Così L_{100} significa prendere in esame tutte le collisioni che comportano i trasferimenti di energia in quantità inferiori a 100 eV. Soltanto questi trasferimenti verranno considerati come energia caduta localmente al mezzo.

Naturalmente se si prendono in considerazione tutte le perdite di energia, senza imporre alcun valore limite, si ottiene per il LET, che in questi casi si suole indicare con il simbolo L_{∞} , lo stesso valore numerico del potere frenante lineare da collisione.

Nel sistema SI il LET si esprime in Jm^{-1} ; è molto usata in pratica anche l'unità $\text{keV } \mu\text{m}^{-1}$.

2.3. Prima di concludere questo paragrafo merita infine introdurre un'ultima grandezza legata al passaggio delle particelle cariche nella materia e della quale si fa spesso uso in dosimetria. Si tratta dell'energia media necessaria per creare una coppia di ioni in un gas, \bar{W} . Essa è definita come:

$$\bar{W} = \frac{E}{N} \quad (19)$$

dove N rappresenta appunto il numero di coppie di ioni prodotte quando una particella direttamente ionizzante di energia cinetica E viene completamente arrestata nel gas considerato. Nel computo di N devono essere inclusi anche gli ioni prodotti dalla radiazione di frenamento o da altre radiazioni secondarie prodotte dalla particella carica.

A prima vista si potrebbe pensare che il valore \bar{W} debba uguagliare l'energia minima di ionizzazione o potenziale di ionizzazione del gas considerato, i cui valori sono in genere compresi tra 5 e 20 eV. In pratica però non tutta l'energia ceduta dalle particelle cariche viene spesa in ionizzazione giacchè una parte di essa, come si è già detto, viene dissipata in processi di eccitazione. Questo significa

che l'energia spesa in media per produrre una coppia di ioni sarà maggiore del valore di \bar{W} .

Il valore di \bar{W} dipende poco dal tipo e dall'energia della particella incidente e dalla natura del gas. Gran parte dei valori misurati è infatti compresa tra 30 e 40 eV per coppia di ioni, cosicchè in prima approssimazione si suole spesso assumere \bar{W} uguale a 34 eV per coppia di ioni indipendentemente dal tipo di particella incidente e dal gas considerato.

In pratica però il valore di \bar{W} non è rigorosamente costante per tutti i gas, e ciò ha un importante significato fisico e dosimetrico, in quanto dimostra che i processi di ionizzazione ed eccitazione non sono gli unici associati con il passaggio delle particelle ionizzanti nella materia.

GRANDEZZE DOSIMETRICHE

Per descrivere la cessione di energia da parte delle particelle ionizzanti alla materia irraggiata, sono state appositamente introdotte alcune grandezze fisiche che vengono dette grandezze dosimetriche.

Poichè gli effetti indotti dipendono dalle caratteristiche del campo di radiazione e dalle proprietà del mezzo irraggiato, sembra del tutto naturale che le grandezze dosimetriche possano essere espresse tramite le grandezze presentate nei precedenti paragrafi.

I processi di cessione d'energia sono di natura discreta e i valori delle grandezze usate per descriverli sono soggetti a fluttuazioni statistiche anche di notevole rilievo, specie quando si tratta con elementi di materia di dimensioni molto modeste o quando modesto è il numero di particelle in gioco. I valori assunti dalle grandezze in parola in un determinato punto e in un determinato istante possono così

risultare anche molto diversi dai loro valori medi.

Se si vuole tenere nel dovuto conto questo aspetto del problema, sembra dunque indispensabile far uso di grandezze fisiche definite in termini statistici, cioè di grandezze stocastiche. Queste grandezze sono definite soltanto in domini finiti, assumono valori che variano discontinuamente nello spazio e nel tempo e concetti come il gradiente o il rateo non hanno per esse significato. L'uso delle grandezze stocastiche è abituale in microdosimetria.

In effetti, in dosimetria protezionistica si fa prevalente uso di grandezze non stocastiche. Queste ultime sono funzioni continue e differenziabili dello spazio e del tempo, ed ha pertanto senso parlare del loro gradiente e della loro intensità (o rateo).

Il valore di una grandezza non stocastica, una volta fissate certe condizioni, può in linea di principio essere calcolato, mentre nel caso delle grandezze stocastiche si può invece valutare soltanto la probabilità di ogni particolare valore sulla base di una distribuzione di probabilità.

1. Grandezze relative al "deposito" di energia

1.1. Si definisce energia ceduta dalla radiazione, \mathcal{E} , in un certo volume la grandezza:

$$\mathcal{E} = R_{in} - R_{out} + \sum Q \quad (20)$$

dove R_{in} rappresenta l'energia radiante incidente nel volume considerato, cioè la somma delle energie (escluse quelle di quiete) di tutte le particelle direttamente e indirettamente ionizzanti che entrano nel volume considerato, R_{out} l'energia radiante uscente dallo stesso volume, cioè la ^{out} somma delle energie (escluse quelle di quiete) di tutte le particelle direttamente e indirettamente ionizzanti che ne escono, e $\sum Q$ la somma di tutte le energie liberate, diminuita della somma di tutte le energie consumate, in ogni trasformazione di

nuclei e particelle elementari avvenuta in tale volume (in pratica ΣQ rappresenta l'energia spesa per aumentare la massa del sistema); naturalmente l'energia ceduta si misura in J.

L'energia ceduta, è una grandezza stocastica, ed è soggetta a fluttuazioni casuali che possono essere molto grandi sia se ci si riferisce ad elementi di volume di dimensioni particolarmente ridotte, sia se la densità di flusso delle particelle cariche presenti è particolarmente modesta. Ha comunque senso considerarne anche il valore medio, che viene indicato con \bar{E} .

1.2. Ciò posto si definisce dose assorbita, D, in un certo elemento di volume di massa dm la quantità:

$$D = \frac{d\bar{E}}{dm} \quad (21)$$

L'unità di misura della dose assorbita nel SI è il gray (Gy):

$$1 \text{ Gy} = 1 \text{ Jkg}^{-1}$$

E' tuttavia ancora di uso comune, in dosimetria, un'unità speciale, il rad, in via di progressivo abbandono. Per definizione: $1 \text{ rad} = 100 \text{ erg g}^{-1} = 10^{-2} \text{ Jkg}^{-1}$. Ne segue che $1 \text{ Gy} = 100 \text{ rad}$.

Si noti che per determinare il valore della dose assorbita in un certo punto tramite la (21) sono necessari due passaggi al limite. Il primo riguarda la valutazione di \bar{E} che, in linea di principio, richiede ripetute esposizioni di elementi finiti di massa nel campo di radiazione interessato con relativa operazione di media dei valori di \bar{E} misurati. Il valor medio così determinato è proporzionale alla dose assorbita media, dalla quale si può passare alla dose assorbita nel punto specificato facendo tendere a zero la massa dell'elemento di volume considerato, come peraltro implicito nella definizione (21) tramite la notazione differenziale.

La dose assorbita gioca un ruolo di grande rilievo nella valutazione degli effetti indotti dalle radiazioni ionizzanti nei tessuti biologici, anche se non è tuttavia sufficiente a darne una completa interpretazione quantitativa.

L'intensità (o rateo) di dose assorbita, \dot{D} , è a sua volta definita come:

$$\dot{D} = \frac{dD}{dt} \quad (22)$$

La sua unità di misura nel SI è il Gy s⁻¹. Se si usa il rad per misurare D, \dot{D} viene espressa in rad s⁻¹.

2. Grandezze relative al "trasferimento" di energia

2.1. Come si è già avuto occasione di ricordare, il passaggio di energia al mezzo avviene sostanzialmente in due fasi successive. La prima riguarda la messa in moto di secondari carichi da parte dei primari (trasferimento di energia). La seconda la dissipazione di energia da parte di questi secondari attraverso le collisioni che essi subiscono nel mezzo (cessione di energia). Per il calcolo della dose assorbita si devono considerare entrambi i processi, ciò che può costituire un problema in talune circostanze veramente arduo da risolvere.

Informazioni dosimetriche di grande importanza possono essere dedotte trascurando lo studio del processo di dissipazione e cessione dell'energia nel mezzo da parte dei secondari carichi e limitandosi a descrivere la fase del trasferimento dell'energia a questi ultimi. Ciò può essere fatto introducendo una grandezza, il kerma, il cui nome deriva da un acrostico che in lingua inglese sta per "energia cinetica ceduta per unità di massa". La definizione del kerma, K, è la seguente:

$$K = \frac{dE_{tr}}{dm} \quad (23)$$

ove dE_{tr} è la somma delle energie cinetiche iniziali di tutte le particelle cariche prodotte da particelle indirettamente ionizzanti in un certo elemento di volume di specificato materiale, di massa dm .

Si noti che nel termine dE_{tr} è anche inclusa l'energia che le particelle secondarie cariche irradiano sotto forma di radiazione di frenamento o le energie delle particelle cariche prodotte in processi secondari (per es. elettroni Auger) nell'elemento di volume considerato.

Si definisce anche l'intensità o rateo di kerma, \dot{K} :

$$\dot{K} = \frac{dK}{dt} \quad (24)$$

Le unità di misura del kerma e dell'intensità di kerma sono le stesse rispettivamente della dose assorbita e dell'intensità di dose assorbita.

Ha senso riferirsi al valore del kerma o dell'intensità di kerma in un determinato materiale sia nello spazio libero (aria) sia in un punto di un materiale di varia natura. Tale valore sarà quello ottenuto ponendo nel punto di interesse una piccola quantità del materiale specificato. Se i due materiali sono di natura diversa, il campione introdotto deve avere massa abbastanza piccola da non provocare apprezzabili disturbi al campo della radiazione indirettamente ionizzante incidente.

Per scopi dosimetrici è conveniente descrivere il campo di radiazioni in termini di intensità di kerma per un opportuno materiale. Nel caso di radiazione elettromagnetica di modesta energia il materiale di riferimento è l'aria, negli altri casi il tessuto.

Nota la fluena di energia delle particelle indirettamente ionizzanti incidenti in un punto di un mezzo il cui coefficiente di trasferimento di energia massico sia μ_{tr}/ρ , si può determinare il valore del kerma in quel punto. Infatti, in virtù della (23) e della (12) si ha:

$$K = \frac{dE_{tr}}{dm} = \frac{\mu_{tr}}{\rho} \rho EN \frac{dl}{dm}$$

da cui introducendo la fluenza di energia Ψ (cfr. (6)) si ha:

$$K = \frac{\mu_{tr}}{\rho} \Psi \quad (25)$$

2.2. Un'altra grandezza, di uso assai diffuso in dosimetria, è l'esposizione. Si tratta della più antica delle grandezze dosimetriche, di uso assai diffuso ancor oggi, introdotta per descrivere la capacità della radiazione elettromagnetica di produrre ionizzazione in aria. Essa è definita da:

$$X = \frac{dQ}{dm} \quad (26)$$

dove dQ è il valore assoluto della carica totale degli ioni di un segno prodotti in aria quando tutti gli elettroni (positivi e negativi) liberati dai fotoni nell'elemento di volume di massa dm sono completamente fermati in aria.

Nel SI l'esposizione si esprime in $C\ kg^{-1}$. Di uso più comune è però ancora la vecchia unità speciale, il roentgen, R , il cui valore esatto è: $1R = 2,58 \cdot 10^{-4}\ C\ kg^{-1}$.

Nella definizione di esposizione, la ionizzazione prodotta dall'assorbimento di radiazione di frenamento emessa dagli elettroni secondari liberati nel volume d'interesse non deve essere computata ai fini del calcolo di dQ . A parte questa differenza, peraltro significativa solo alle alte energie, l'esposizione coincide con la ionizzazione equivalente al kerma in aria.

Analogamente al kerma, ha senso parlare del valore dell'esposizione in aria in un certo punto dello spazio, oppure all'interno di un materiale diverso dall'aria. Tale valore coincide con quello relativo a un piccolo volume di aria collocato nel punto d'interesse. Per alcune delle sue caratteristiche, l'esposizione avrebbe potuto essere anche inclusa tra le grandezze trattate nel paragrafo precedente.

Come si avrà occasione di riferire discutendo delle modalità sperimentali da soddisfare per effettuare una misura di esposizione, tale grandezza non può essere misurata, allo stato attuale della tecnica, quando l'energia dei fotoni è maggiore di circa 3 MeV. Ne segue che sopra a tale limite perde di significato parlare di esposizione.

Molto diffuso in varie applicazioni dosimetriche è anche l'uso dell'intensità o rateo di esposizione, \dot{X} , definita da:

$$\dot{X} = \frac{dX}{dt} \quad (27)$$

L'intensità di esposizione viene espressa in Akg^{-1} nel SI o più comunemente in R_s^{-1} , o in multipli o sottomultipli di tale unità (Rmin^{-1} , mRh^{-1} , ecc.).

3. Relazioni tra le grandezze dosimetriche

Relazioni particolarmente semplici tra alcune fondamentali grandezze dosimetriche possono essere stabilite quando, in un certo punto di un mezzo materiale irradiato con radiazioni indirettamente ionizzanti, si verificano le condizioni cosiddette di equilibrio di particelle cariche (EPC).

Tali condizioni s'intendono realizzate quando l'energia dissipata al di fuori di un piccolo volume sferico, centrato nel punto in esame, da particelle secondarie cariche in esso prodotte è compensata dall'energia dissipata al suo interno da particelle secondarie cariche prodotte al di fuori ($dE_{in\ c} = dE_{ex\ c}$).

Sussiste equilibrio di particelle cariche quando sono contemporaneamente verificate le seguenti condizioni:

- l'elemento di volume si trovi immerso in un corpo o materiale di dimensioni non inferiori al percorso massimo dei secondari carichi messi in moto dalla radiazione

primaria;

- la fluenza d'energia della radiazione primaria non vari apprezzabilmente su distanze dell'ordine di tale percorso.

3.1. Relazione tra dose assorbita e kerma. La relazione che lega il kerma alla dose assorbita in condizioni di EPC può essere intuitivamente dedotta osservando la figura 1. In tale figura è mostrato un certo elemento di volume M che si suppone esposto a un fascio di fotoni di energia sufficientemente modesta da poter trascurare le interazioni nucleari.

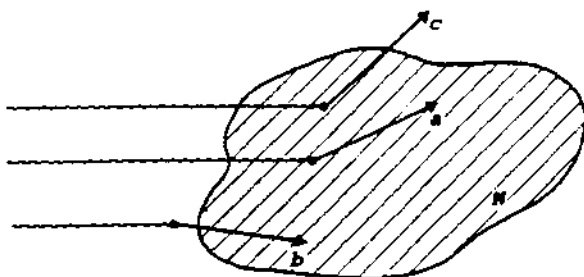


Figura 1. Esempio di secondari carichi, responsabili della dose assorbita nell'elemento di volume M , messi in moto dai fotoni primari all'interno e all'esterno di tale elemento.

In questo caso le particelle cariche prodotte, responsabili del trasferimento di energia al mezzo e quindi della dose assorbita, sono gli elettroni (positivi e negativi). Si suppone per il momento di poter trascurare le perdite di energia che questi ultimi subiscono per radiazione di frenamento.

Se tutti gli elettroni prodotti avessero il comportamento di quello indicato con a nella figura, se fossero cioè originati all'interno del volume in esame ed esaurissero in esso il loro percorso, ovviamente l'energia dissipata dai fotoni coinciderebbe con quella depositata nel mezzo e quindi la dose assorbita e il kerma avrebbero lo stesso valore. Gli elettroni del tipo b , che dissipano parte della loro energia

all'interno del volume pur essendo stati originati fuori di esso, tendono invece ad accrescere il valore della dose assorbita in confronto a quello del kerma. Al contrario, gli elettroni del tipo c, originati nel volume considerato, ma che dissipano parte della loro energia fuori di esso, tendono a rendere il kerma maggiore della dose assorbita.

Se tuttavia si verifica la circostanza che l'energia dissipata dagli elettroni del tipo b all'interno del volume considerato è compensata dall'energia trasportata dagli elettroni del tipo c fuori di esso, cioè nelle condizioni di equilibrio delle particelle cariche, si comprende facilmente che il kerma finisce per coincidere con la dose assorbita. E dunque:

$$D = K \quad (27)$$

In pratica, se non si fosse trascurato l'assorbimento nel mezzo, si sarebbe trovato che il kerma - in profondità - è sempre un po' inferiore alla dose assorbita.

3.2. Relazione tra dose assorbita ed esposizione. In base alla definizione di esposizione, se si indica con dN il numero di coppie di ioni aventi carica e , prodotti dai fotoni primari in un certo elemento di volume di aria di massa dm si ha:

$$X = \frac{dQ}{dm} = \frac{dN \cdot e}{dm} \quad (28)$$

La dose assorbita D_a in tale elemento di volume è a sua volta espressa da:

$$D_a = \frac{d\bar{E}}{dm} = \frac{dN \cdot \bar{W}_a}{dm} \quad (29)$$

dove \bar{W}_a rappresenta l'energia spesa in media per creare una coppia di ioni in aria.

Si noti però che il numero di coppie di ioni indicato con dN nelle due equazioni è lo stesso soltanto se sono

verificate le condizioni di equilibrio di particelle cariche. Soltanto in tali condizioni è pertanto possibile mettere in relazione il valore dell'esposizione in un certo punto con quello della dose assorbita.

Dal confronto della (28) con la (29) si ricava:

$$D_a = \frac{\bar{W}_a}{e} X \quad (30)$$

Quando si voglia mettere in relazione con l'esposizione, anziché la dose in aria, la dose in un certo mezzo m diverso dall'aria, l'equazione precedente si modifica in:

$$D_m = \frac{(\mu_{en}/\rho)_m}{(\mu_{en}/\rho)_a} D_a = \frac{\bar{W}_a}{e} \frac{(\mu_{en}/\rho)_m}{(\mu_{en}/\rho)_a} X \quad (31)$$

3.3. Relazione tra attività d'una sorgente puntiforme di fotoni e rateo di esposizione a una data distanza. Mediante la costante Γ è agevole calcolare il rateo d'esposizione a distanza l conoscendo l'attività d'una sorgente puntiforme, e viceversa calcolare l'attività d'una sorgente puntiforme conoscendo il rateo d'esposizione a distanza l . La tabella 1 riporta il valore di Γ per alcuni radionuclidi.

Tabella 1. Costante gamma specifica, Γ , per alcuni radionuclidi

radio-nuclide	tempo di dimezzamento	energia dei fotoni (MeV)	probabilità di emissione	$\Gamma = \left(\frac{Rm^2}{hCi} \right)$
A-41	1,8 ore	1,29	0,99	0,66
Mn-54	300 giorni	0,84	1,00	0,47
Co-60	5,2 anni	1,17	1,00	1,30
		1,33	1,00	
Kr-85	10 anni	0,51	0,0041	0,0012
Cs-137	30 anni	0,66	0,86	0,32
Xe-133	5,4 giorni	0,08	0,37	0,014
Ra-226 + prodotti di decadimento (incapsulato con 0,5 mm di platino)				$0,83 \left(\frac{Rm^2}{hg} \right)$

EQUIVALENTE DI DOSE

Nessuna delle grandezze finora esaminate (dose assorbita, LET, ecc.) è per sua natura idonea da sola a interpretare in modo completo i processi di cessione di energia dalle radiazioni alla materia vivente. La più importante di esse, la dose assorbita, che pure resta fondamentale nella radioprotezione, non permette in particolare di tener conto della diversità degli effetti indotti a parità di dose assorbita a seconda della qualità delle radiazioni incidenti e non è sufficiente da sola a predire l'entità degli effetti sanitari dannosi.

Nè, dal punto di vista della radioprotezione, tale ruolo può essere svolto dalle grandezze microdosimetriche (peraltro solo accennate in questa sede) che sembrano più adatte per interpretare i risultati degli esperimenti di radiobiologia. La loro misura comporta infatti difficoltà sperimentali e limitazioni non accettabili nella pratica di radioprotezione.

Per tali motivi si è quindi resa necessaria in dosimetria protezionistica l'introduzione di nuove e più idonee grandezze che meglio esprimano la probabilità di manifestazione degli effetti dannosi.

Tra di esse occupa il primo posto l'equivalente di dose, H , il cui valore in un certo punto di un tessuto irradiato è dato da:

$$H = DQN \quad (33)$$

dove D è la dose assorbita, Q il fattore di qualità della radiazione e N il prodotto di tutti gli altri fattori correttivi, tra i quali potrebbero rientrare quelli che

servono a tener conto delle caratteristiche specifiche dell'irradiazione (frazionamento della dose, intensità di dose, ecc.).

La grandezza H è una delle grandezze per mezzo delle quali l'ICRP raccomanda i limiti di dose per gli individui esposti.

Nel caso delle irradiazioni esterne, l'ICRP ha finora assegnato ad N sempre il valore di 1, per cui la (33) si può scrivere semplicemente:

$$H = DQ \quad (34)$$

Si deve tuttavia rilevare che valori diversi da 1 sono stati assegnati nel passato ad N nel caso di sorgenti incorporate nelle ossa.

Tabella 2. Relazione tra Q e L_{∞}

L_{∞} in acqua (keV/ μ m)	Q
3,5 (o meno)	1
7	2
23	5
53	10
175 (o più)	20

Il fattore di qualità serve a tener conto della distribuzione dell'energia assorbita a livello microscopico. Esso è definito in funzione del potere frenante lineare da collisione (L_{∞}) in acqua nel punto considerato. I valori numerici di Q sono mostrati nella tabella 2. Per valori intermedi di L_{∞} si può far ricorso alla curva mostrata nella figura 2 che è basata sui valori riportati nella precedente tabella.

In particolare sulla figura 3 sono leggibili i valori di \bar{Q} per neutroni di energia conosciuta (dai termici agli

ultra veloci).

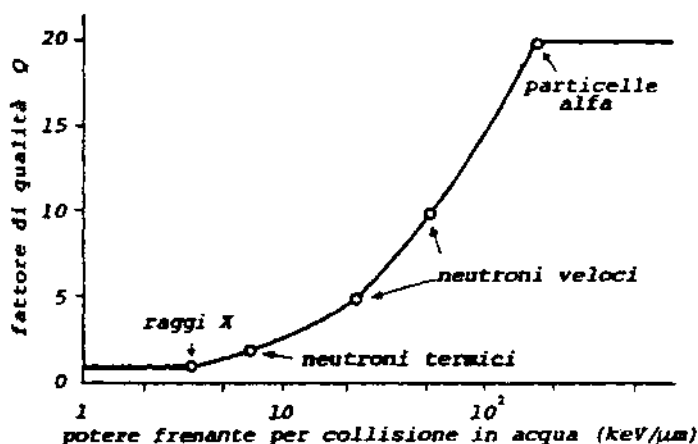


Figura 2. Fattore di qualità in funzione del potere frenante per collisione in acqua.

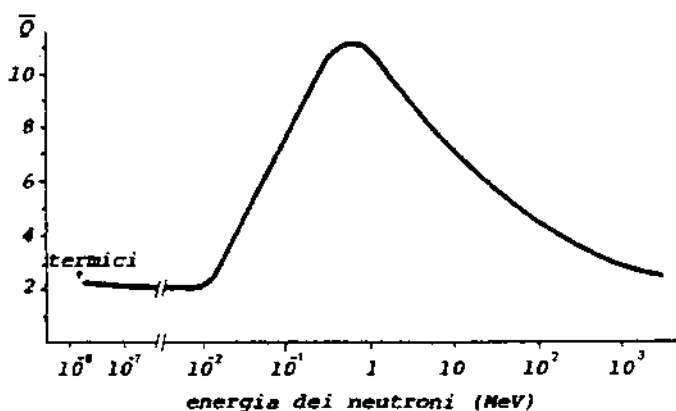


Figura 3. Fattori di qualità efficaci per i neutroni, raccomandati dalla ICRP.

Se infine, come per lo più accade in pratica, lo spettro della radiazione incidente non è noto, è consentito

usare un valore approssimato, \bar{Q} , per il fattore di qualità, riferito semplicemente al tipo di radiazione primaria in gioco. Tali valori approssimati sono indicati nella tabella 3.

Si noti che i valori di Q e \bar{Q} sono stati proposti per essere usati esclusivamente nel campo della radioprotezione. Essi devono cioè servire per ricavare i valori di H da confrontare con i limiti raccomandati o prescritti. Detti valori sono stati desunti estrapolando i risultati di osservazioni fatte con elevate dosi assorbite e per le quali gli effetti dannosi sull'uomo sono osservabili e valutabili.

Tabella 3. Valore convenzionale di \bar{Q} , utilizzato per alcuni tipi di radiazione primaria

tipo di radiazione	\bar{Q}
Raggi X, raggi gamma ed elettroni	1
Neutroni, protoni e particelle di carica unitaria e di massa a riposo più grande dell'unità di massa atomica	10
Particelle alfa e particelle di carica multipla o non conosciuta	20

Nel Sistema Internazionale delle unità di misura, l'equivalente di dose si esprime in sievert, Sv. Le dimensioni del sievert sono Jkg^{-1} . Nel caso di particelle di fattore di qualità unitario:

$$1 \text{ Sv} = 1 \text{ Jkg}^{-1}$$

Quando si usi il rad per misurare la dose assorbita, l'equivalente di dose si esprime in rem:

$$1 \text{ Sv} = 100 \text{ rem}$$

La variazione di H nell'unità di tempo dà l'intensità (o rateo) di equivalente di dose, \dot{H} , che si misura in Sv s^{-1}

(o in rem s^{-1}) e relativi multipli e sottomultipli.

E' particolarmente importante rilevare che la grandezza equivalente di dose, per il modo stesso in cui è definita, può essere usata soltanto nell'ambito di esposizioni non superiori ai limiti raccomandati in radioprotezione. Il suo uso è pertanto ristretto a tale disciplina, ma anche in questo caso con esclusione delle occasioni in cui i limiti di dose ammessi siano superati (per es. esposizioni accidentali).

E' quasi superfluo sottolineare la debolezza intrinseca di questa grandezza, che riflette altresì l'incompletezza delle conoscenze tuttora esistente in merito agli effetti delle piccole dosi sugli organismi viventi.

L'equivalente di dose, a rigore, non può essere considerato nemmeno una grandezza fisica. Esso rappresenta soltanto un mezzo per esprimere su scala comune gli effetti prodotti da radiazioni di qualità diversa.

Naturalmente, ciò comporta delle conseguenze sul piano sperimentale e operativo, in quanto non si può pensare di valutare tale grandezza sfruttando direttamente qualche effetto fisico, come avviene abitualmente per la misura delle grandezze fisiche.

Un ulteriore motivo di perplessità nell'impiego di H risiede nella scelta dei valori numerici dei fattori di qualità, per i quali recenti esperimenti di radiobiologia e di microdosimetria sembrano suggerire valori diversi da quelli adottati, sia per quanto concerne i raggi X di bassissima energia, sia per quanto concerne i neutroni, in quest'ultimo caso almeno nell'intervallo di valori delle dosi assorbite cui si è interessati in radioprotezione.

Recentemente è stata introdotta una nuova grandezza sulla quale basare alcuni giudizi radioprotezionistici, l'equivalente di dose efficace. Di questa grandezza si parlerà nel capitolo seguente.

FATTORI DI CONVERSIONE TRA UNITA' TRADIZIONALI E UNITA' DEL SISTEMA INTERNAZIONALE

Secondo quanto esposto nei paragrafi che precedono, è possibile riassumere in tabella 4 i fattori di conversione tra unità tradizionali e unità del SI e viceversa.

Tabella 4. Fattori di conversione tra unità di misura

<u>dose assorbita</u>	<u>attività</u>
1 Gy = 100 rad	1 Bq ~ 27 pCi
1 rad = 10 mGy	1 MBq ~ 27 µCi
	1 GBq ~ 27 mCi
	1 TBq ~ 27 Ci
<u>equivalente di dose</u>	
1 Sv = 100 rem	
1 rem = 10 mSv	
	1 pCi = 37 mBq
	1 µCi = 37 kBq
	1 mCi = 37 MBq
	1 Ci = 37 GBq
<u>esposizione</u>	
1 C.kg ⁻¹ = 3876 R	
1 R = 258 µC.kg ⁻¹	

Nel seguito di questi appunti saranno utilizzate occasionalmente le unità tradizionali di dose assorbita, di equivalente di dose, di esposizione, di attività, perchè ancora oggi esse sono presenti nei testi legislativi italiani in vigore e sono usate negli strumenti di misura di comune impiego. Ma di regola si farà riferimento alle unità del Sistema Internazionale delle unità di misura, SI. Invero a partire dal 1986 l'uso di queste ultime unità diverrà obbligatorio anche in Italia, in conformità di una "direttiva" delle Comunità Europee emanata nel 1978.

ALCUNE INDICAZIONI BIBLIOGRAFICHE

- Pelliccioni M. Elementi di dosimetria delle radiazioni. ENEA, Roma, 1983.
 - Greening J. R. Fundamentals of Radiation Dosimetry, Medical Physics Handbooks no. 6. Adam Holger, Bristol, 1981.
 - Kase K. R. and Nelson W. R. Concepts of Radiation Dosimetry. Pergamon Press, New York, 1978.
 - International Commission on Radiation Units and Measurements, ICRU. Radiation Quantities and Units. ICRU Report 33, ICRU Publications, Bethesda, Md., USA, 1980.
 - International Commission on Radiation Units and Measurements, ICRU. The Quality Factor in Radiation Protection. Report of a joint task group of the ICRP and the ICRU to the ICRP and the ICRU. ICRU Report 40, ICRU Publications, Bethesda, Md., USA, 1986.
 - US National Council on Radiation Protection and Measurements, NCRP. SI Units in Radiation Protection and Measurements. NCRP Report 82, NCRP Publications, Bethesda, Md., USA, 1985.
-

L'IRRADIAZIONE ESTERNA DEL CORPO UMANO

I n d i c e

	pagina
Capacità di penetrazione delle radiazioni nei tessuti corporei	50
1. Particelle alfa	51
2. Particelle beta ed elettroni accelerati	51
3. Fotoni (raggi gamma, raggi X)	52
4. Neutroni	56
Profondità di alcuni tessuti e organi	57
1. Cute e mucose	57
2. Lente cristallina dell'occhio	59
3. Midollo osseo emopoietico	59
4. Gonadi; utero gravido	59
Irradiazione esterna e dosimetria esterna	60
1. Irradiazione esterna	60
2. Dosimetria esterna	65
3. Stime di dose esterna	66
Vari tipi di irradiazione esterna	74
1. Sorgenti naturali	74
2. Sorgenti naturali modificate	75
3. Sorgenti nei prodotti di consumo	76
4. Sorgenti da ricadute di bombe atomiche	77
5. Produzione di energia nucleare	78
6. Sorgenti d'impiego medico	79
7. Sorgenti sui luoghi di lavoro	79
Alcune indicazioni bibliografiche	81

Nota preliminare. Dobbiamo proteggerci dalle radiazioni: e in primo luogo dalle radiazioni che provengono da sorgenti esterne al nostro corpo e che penetrano in esso, depositando

energia (dose). In alcune situazioni la sorgente è unica e ben individuata; in altre situazioni le sorgenti attorno a noi sono molteplici. In ambedue i casi siamo collocati in un "campo di radiazioni" più o meno intenso, e costituito da radiazioni più o meno penetranti.

E' utile pertanto aver cognizione della capacità di penetrazione dei vari tipi di radiazione; aver presente la profondità di vari organi e tessuti di particolare rilievo; avere un'idea generale della metodologia usata nella dosimetria da irradiazione esterna e del modo con cui si perviene a stime di dose assorbita e di equivalente di dose nell'uomo.

A proposito di irradiazione esterna, conviene infine conoscere modalità e dosi medie relative all'irradiazione esterna da "fondo naturale" e da tecnologie varie, ricevute pro capite in Italia.

CAPACITA' DI PENETRAZIONE DELLE RADIAZIONI NEI TESSUTI CORPOREI

Le radiazioni provenienti da una sorgente esterna al corpo umano raggiungono la cute e penetrano verso i tessuti e organi sottostanti, interagendo con la materia.

A seguito dell'interazione tra radiazioni e componenti elementari dei tessuti vi è deposito di energia nei tessuti stessi (dose assorbita) e la radiazione penetrando verso il profondo si attenua secondo modalità che dipendono dalla radiazione considerata e dai tessuti attraversati.

I tessuti molli (cute, visceri, muscolatura, tessuto grasso) possono essere considerati in prima approssimazione, ai fini dell'interazione radiazioni-tessuti, come costituiti da acqua. I tessuti aereati (bronchi, polmoni) possono essere considerati come costituiti da acqua e aria. L'osso può essere

considerato formato da acqua e fosfato tricalcico.

1. Particelle alfa

La capacità di penetrazione è estremamente modesta: le particelle alfa sono arrestate in meno di 10 cm di percorso in aria oppure da un foglio di carta. Occorrono particelle alfa di energia >7 MeV per raggiungere la profondità di 70 micrometri, dove si trova lo strato germinativo della cute di gran parte del corpo e possono seguire effetti biologici come l'arrossamento o eritema.

Quando la cute sia "contaminata" con sostanze che contengono nuclidi emettitori alfa, e vi sia un'impregnazione della cute stessa da parte di queste sostanze, il percorso per raggiungere lo strato germinativo si riduce a poche decine di micrometri.

2. Particelle beta ed elettroni accelerati

La capacità di penetrazione è piuttosto modesta: particelle di energia di 1 MeV sono arrestate in meno di 4 m di percorso in aria oppure da circa 4 mm di acqua. Occorrono particelle beta di circa 70 keV per raggiungere la profondità di 70 micrometri, dove si trova lo strato germinativo della cute.

Tabella 1. Percorso massimo delle particelle beta

energia (MeV)	percorso massimo (mm di acqua)
0,1	0,15
0,5	1,5
1,0	4
3,0	15

Il percorso massimo di particelle beta di varia

energia è riportato in tabella 1.

La "sommersione" in atmosfera contenente H^3 gassoso, emettitore di particelle beta con energia massima di 18,6 keV, non può dare dose da irradiazione esterna allo strato germinativo della cute.

La sommersione in atmosfera con H_2O^3 (vapore d'acqua tritiata) può dare irradiazione esterna della cute, perchè il vapore d'acqua penetra nell'epidermide; ma in queste condizioni diviene più importante l'incorporazione e l'irradiazione interna che ne consegue.

La sommersione in atmosfera con $C^{14}O_2$, essendo il C-14 emettitore di particelle beta con energia massima di 160 keV, dà dose alla cute con le particelle beta di energia maggiore di 70 keV, che sono una metà circa di tutte quelle emesse.

La sommersione in atmosfera con Kr-85, emettitore di particelle beta con energia massima di 670 keV, dà una significativa dose alla cute da irradiazione esterna.

L'energia assorbita massima per grammo di tessuto irradiato dall'esterno (dose assorbita massima) si trova a profondità via via maggiori a mano a mano che si considerano particelle beta (o elettroni accelerati) di crescente energia. Fino a 4 MeV di energia l'energia assorbita massima si ritrova comunque a profondità più piccola di 1 cm, in acqua o in tessuti molli.

3. Fotoni (raggi gamma, raggi X)

3.1. La capacità di penetrazione è modesta nel caso di fotoni di bassa energia (fotoni "mollini"); è elevata per fotoni di media ed alta energia (fotoni "duri"). La penetrazione è regolata dalla legge di attenuazione dei fotoni in un mezzo attraversato, secondo la quale un fascio di fotoni monocromatici (tutti di uguale energia) si attenua con funzione esponenziale decrescente. Perciò non è possibile stabilire un

percorso in un mezzo o in uno strato di materia che riduca a zero il rateo di esposizione di un fascio di raggi gamma di una sorgente, ma è possibile stabilire un percorso o uno strato che lo riduca a una frazione del valore iniziale, piccola a piacere.

Il coefficiente d'attenuazione (che compare nella legge esponenziale ricordata) varia a seconda dell'energia dei fotoni incidenti e dipende dalla densità e dal numero atomico del materiale assorbente. Se l'energia dei fotoni è bassa, prevale l'attenuazione per effetto fotoelettrico; se è media, prevale l'attenuazione per effetto Compton; se è elevata (oltre i 10 MeV, in elementi leggeri) prevale il fenomeno della formazione di coppie elettrone-positrone.

La conoscenza di questi fenomeni di attenuazione ha importanza per intendere la capacità di penetrazione di fasci fotonici che irradiano dall'esterno l'organismo umano.

3.2. Lo strato emivalente, SEV, di un fascio stretto di fotoni monocromatici è riportato in tabella 2. Tale strato è dato dallo spessore (in mm o in cm) del materiale considerato che riduce a metà il rateo di esposizione o di dose assorbita del fascio incidente (misurato in roentgen/minuto o in gray/minuto).

Tabella 2. SEV di un fascio stretto di fotoni monocromatici

MeV	acqua		cemento		piombo	
	cm	g/cm ²	cm	g/cm ²	cm	g/cm ²
0,1	4	4	2	5	0,01	0,11
0,5	7	7	3,5	8	0,4	4,5
1	10	10	4,5	11	0,9	10
3	18	18	9	22	1,6	18

Il confronto tra i dati di SEV per cemento e piombo consente di fare un'interessante osservazione a proposito di materiali da usare per schermare fasci di fotoni di crescente

energia: il Pb è conveniente (in g/cm^2) con fotoni molli, non con fotoni duri (salvo per un minore ingombro in cm). Con fotoni duri, barriere di cemento sono convenienti.

Consideriamo la colonna acqua della tabella 2 e vediamo quale è la capacità di penetrazione dei fotoni nei tessuti umani. Il numero di fotoni di 0,1 MeV che giungono alla profondità di circa 4 cm (profondità a cui si trovano organi e visceri) è circa la metà dei fotoni incidenti. Fotoni da 1 MeV danno un "bagno" quasi uniforme di radiazioni a tutti gli organi del torace e dell'addome, se la sorgente da cui provengono ruota attorno al corpo (o il corpo ruota su se stesso rispetto alla sorgente ferma).

3.3. Si tenga presente che i raggi X sono "policromatici" (spettro continuo con "righe caratteristiche"), di energia massima pari alla differenza di potenziale massima applicata al tubo generatore; e di energia media pari grosso modo a 1/2-2/3 dell'energia massima (a seconda della filtrazione costituita dalle pareti del tubo stesso). Per i raggi X, la filtrazione o la schermatura comportano "indurimento" del fascio primario: il fascio emergente ha spettro spostato verso le componenti più energetiche. Questi accenni permettono di intuire che per un fascio di raggi X il secondo SEV (in un dato materiale) è più spesso (cm) del primo SEV.

Raggi X di 120 kV (di picco), con filtrazione tale da dare primo SEV di 2 mm Al, hanno primo SEV di circa 3 cm d'acqua.

Si ricordi anche che qualsiasi radiazione monocromatica, una volta penetrata in un mezzo assorbente come il corpo umano, dà luogo a radiazioni fotoniche diffuse, secondarie, di energia più bassa, a spettro continuo; e dunque nel mezzo assorbente e all'emergenza da esso si ritrova una radiazione policromatica, nel suo insieme meno "dura" della radiazione monocromatica incidente.

3.4. E' interessante considerare l'andamento della dose assorbita da fotoni in corrispondenza dei primi strati

cutanei. La superficie aria-cute è un luogo di non equilibrio elettronico, per la forte differenza di densità dei due mezzi. La radiazione primaria ha andamento decrescente nella cute (verso il profondo), di tipo esponenziale; la radiazione secondaria, fotonica e corpuscolare, ha andamento dapprima crescente in profondità, con raggiungimento d'un valore massimo; di poi andamento decrescente di tipo esponenziale complesso.

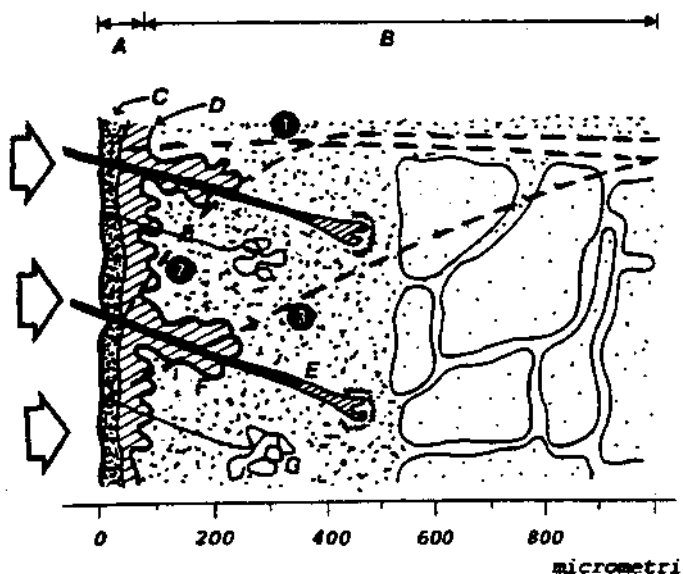


Figura 1. Uomo: cute dell'avambraccio; epidermide (A) e derma (B). Strato corneo (C), strato germinativo (D), peli (E), ghiandole sebacee (F), ghiandole sudoripare (G). Andamento della dose nella cute, a seconda dell'energia dei fotoni incidenti, fatta uguale a 100 la dose massima riscontrabile entro i tessuti per ogni energia dei fotoni: 1, raggi X di 200 kV di energia massima; 2, raggi gamma del Co-60; 3, fotoni di energia massima di 8 MV.

La presenza delle due componenti dà ragione del valore osservato di dose assorbita da fotoni in superficie e negli

strati immediatamente sottostanti, in funzione dell'energia fotonica della radiazione incidente e delle dimensioni del campo di irraggiamento. La dose assorbita massima nel tessuto attraversato si trova a profondità crescente a mano a mano che si considerano fotoni di crescente energia. A 1 MeV la dose massima si colloca al di sotto dello strato germinativo della cute (v. oltre). A 2 MeV di energia la dose assorbita massima si ritrova a profondità circa uguale a 1 cm. Per fotoni tra 2 e 4 MeV la dose assorbita alla profondità di 1 cm è di poco inferiore alla dose assorbita massima (che è collocata a profondità un poco maggiore di 1 cm).

Sulla figura 1 è riportato l'andamento della dose nel primo mm di cute, per radiazioni X di 200 kV (di picco), per raggi gamma del Co-60 (circa 1,2 MeV) e per fotoni di energia massima di 8 MV.

Si può notare che nel caso dei raggi X di usuale energia il massimo di dose è a livello dello strato germinativo e degli annessi cutanei (bulbi piliferi, ghiandole sebacee, ghiandole sudoripare); mentre tale massimo si colloca a profondità maggiore di questi organi e tessuti nel caso dei raggi gamma del Co-60 e dei fotoni di altissima energia.

Queste ultime radiazioni "risparmiano" la cute da effetti biologici, pur dando dosi elevate nel profondo: il fatto è utilizzato in terapia radiologica.

4. Neutroni

4.1. Neutroni veloci. Per neutroni di energia tra 10 keV e 10 MeV l'interazione più importante coi tessuti corporei è la diffusione elastica (la diffusione anelastica diviene importante sopra i 10 MeV). La quota più rilevante di diffusione elastica è dovuta a diffusione con nuclei d'idrogeno.

La dose assorbita è causata dalle ionizzazioni dovute ai nuclei di idrogeno diffusi elasticamente, su tragitti brevi (protoni di rinculo), con forte densità lineare di ionizzazio-

ne e dunque con elevato Q. Anche nuclei di carbonio e ossigeno, diffusi, contribuiscono un poco alla dose.

Il concetto di SEV può essere usato anche con i neutroni veloci. In acqua, neutroni da circa 10 MeV hanno SEV attorno a 14 cm; neutroni da 1 MeV attorno a 3 cm.

4.2. Neutroni di fissione. Hanno distribuzione spettrale continua, con un massimo di frequenza attorno a 1 MeV. La valutazione della penetrazione è resa complicata dal fatto che la capacità di penetrazione varia con l'energia dei neutroni. In acqua i neutroni di fissione hanno SEV attorno a 7 cm.

4.3. Neutroni lenti. Per neutroni di energia al di sotto di 0,5 eV gran parte della dose è derivata da fenomeni di assorbimento neutronico (cattura neutronica). Le interazioni di assorbimento più importanti sono $H(n, \gamma)D$ e $N-14(n, p)C-14$; la prima interazione è più frequente della seconda.

L'energia rilasciata nella reazione $H(n, \gamma)D$ è costituita da un fotone di 2,2 MeV, fortemente penetrante. Il protone emesso nella reazione $N-14(n, p)C-14$ è di 0,6 MeV e cede localmente (e con alta densità di ionizzazione) la propria energia.

In acqua neutroni termici hanno SEV di alcuni cm.

PROFONDITA' DI ALCUNI TESSUTI E ORGANI

E' utile conoscere a quale profondità, rispetto alla superficie cutanea esterna si trovano tessuti e organi di interesse protezionistico.

1. Cute e mucose

La superficie esterna della cute è formata di cellule

morte, che costituiscono lo strato corneo, insensibile alle radiazioni, che si desquama di giorno in giorno per strofinio e lavatura. Al di sotto dello strato corneo, altri strati di cellule in parte in evoluzione cornea, in parte viventi e in continua riproduzione (mitosi), provvedono a ricostituire lo strato corneo in desquamazione.

Lo strato di cellule in continua mitosi è detto strato germinativo ed è particolarmente sensibile alle radiazioni: esso è stato citato nel paragrafo che precede. Al di sotto vi è il derma, dove si trovano le ghiandole sebacee, le ghiandole sudoripare, i bulbi dei peli, della barba, dei capelli, i piccoli vasi sanguigni, ecc. (vedi figura 1).

Lo spessore dello strato corneo e degli altri strati soprastanti allo strato germinativo varia da zona a zona della cute corporea; e dunque lo strato germinativo è più o meno profondo rispetto alla superficie cutanea esterna sulla quale incidono le radiazioni durante un'irradiazione esterna. La profondità media a cui si trova lo strato germinativo è di 50-100 micrometri (pari a $5-10 \text{ mg/cm}^2$). Essa raggiunge 300-500 micrometri (pari a $30-50 \text{ mg/cm}^2$) in corrispondenza del polpastrello delle dita delle mani. In radioprotezione, salvo indicazione diversa, si assume che lo strato germinativo sia a 70 micrometri di profondità.

Una mucosa esposta direttamente all'irradiazione esterna è la mucosa congiuntivale degli occhi. Mucose collocate in profondità sono quelle dell'albero respiratorio e dell'apparato gastro-intestinale. La mucosa della cavità buccale è - a seconda del punto considerato - ad una profondità di 1-4 cm rispetto alla corrispondente cute del volto e del collo; la mucosa faringea è a circa 4-8 cm di profondità. La mucosa dell'intestino tenue può trovarsi da 3 a 15 cm di profondità rispetto alla cute dell'addome e del dorso.

In tutte le mucose vi sono cellule in continua mitosi, le quali sono assai sensibili all'azione biologica delle radiazioni.

2. Lente cristallina dell'occhio

La superficie anteriore della lente è a 3 mm di profondità. Il diametro antero-posteriore di essa è di circa 4 mm.

3. Midollo osseo emopoietico

Nell'adulto il 15% circa del midollo emopoietico è all'interno delle vertebre cervicali e nella teca cranica; il 45% circa nelle vertebre toraciche e lombari, nelle coste e sterno, nella scapola e clavicola; il 40% circa nelle vertebre sacrali, nel bacino e nella testa dei femori.

Il midollo osseo della teca cranica è a circa 1 cm di profondità; quello del corpo delle vertebre lombari a circa 7-8 cm di profondità. In una valutazione d'insieme, si può dire che il midollo osseo è grosso modo a 4-5 cm di profondità rispetto al rivestimento cutaneo.

Nel bambino il midollo emopoietico si trova nella parte interna, spugnosa di molte ossa nelle quali non è più presente nell'adulto.

4. Gonadi; utero gravido

Le gonadi femminili (ovaie) sono situate a circa 5 cm di profondità dalla superficie del basso addome. L'utero gravido (contenente l'embrione, primo e secondo mese di gravidanza, o il feto, mesi successivi) è situato a circa 5 cm di profondità dalla superficie del basso addome.

Le gonadi maschili (testicoli) hanno la superficie esterna a 0,5-1 cm di profondità e la zona centrale a 2,5 cm di profondità rispetto all'epidermide.

IRRADIAZIONE ESTERNA E DOSIMETRIA ESTERNA

1. Irradiazione esterna

Ricordiamo che vi sono due modalità fondamentali d'irradiazione del corpo umano, che si distinguono per la diversa collocazione delle sorgenti radianti nei riguardi del soggetto irradiato. Nell'irradiazione esterna, l'organismo (o una sua parte) è irradiato con una o più sorgenti che si trovano al di fuori di esso; le dimensioni delle sorgenti (puntiformi, estese) e i rapporti geometrici (distanza, posizione) nei riguardi dell'organismo (organo, tessuto) irradiato vanno tenuti in considerazione. Della irradiazione

Tabella 3. Macchine e dispositivi d'irraggiamento

apparecchio	diff. di pot.	generatore	
roentgenodiagnostica	40-130 kV	tubo per raggi X	
plasioterapia	40-70 kV	tubo per raggi X	
roentgenterapia	200-400 kV	tubo per raggi X	
terapia con alte energie	5-50 MeV (°)	acceleratore lineare; betatrone; macchine varie	
nuclide	T 1/2	energie dei fotoni Γ	
Ra-226 e disc.	1620 anni	da 0,05 a 2,4 MeV	0,825
Ir-192	74 giorni	da 0,3 a 0,6 MeV	0,48
Co-60	5,2 anni	1,17 e 1,33 MeV	1,30
Cs-137	30 anni	0,66 MeV	0,32

(°) energia massima dei fotoni

interna parleremo in altro capitolo: in tale modalità d'irradiazione le sorgenti radianti sono state introdotte e incorporate nell'organismo.

1.1. L'irradiazione esterna comprende l'irradiazione da macchine radiogene (apparecchi per raggi X, acceleratori di particelle), l'irradiazione da sorgenti e materiali radioattivi, l'irradiazione da impianti nucleari, da rifiuti radioattivi, da nubi radioattive, da suolo contaminato con nuclidi radioattivi, ecc.

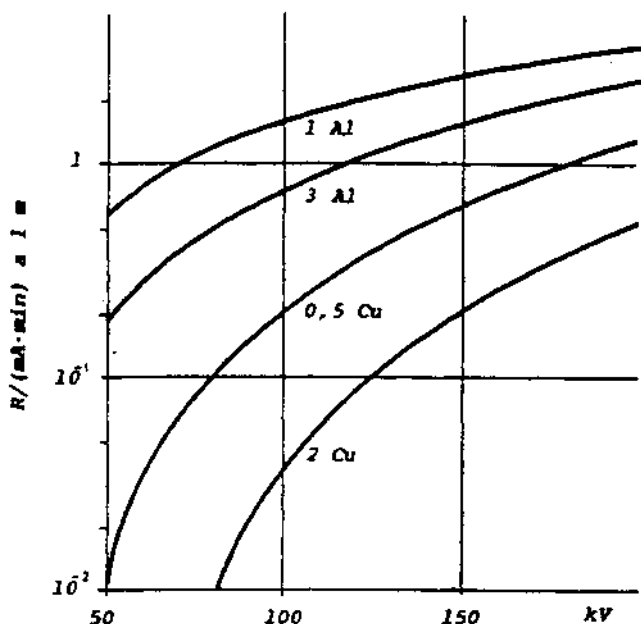


Figura 2. Rateo di esposizione d'un generatore per raggi X, funzionante a 1 mA di corrente, alla distanza di 1 m, in funzione della differenza di potenziale (costante) applicata, per varia filtrazione del fascio (1 e 3 mm di Al; 0,5 e 2 mm di Cu).

Informazioni elementari sull'energia dei fotoni primari di alcune macchine e dispositivi d'irraggiamento sono raccolte nella tabella 3; si noti l'ampio intervallo di energie che si riscontra nelle apparecchiature d'impiego medico.

La costante Γ , che compare accanto a sorgenti costituite da radionuclidi, è la costante gamma specifica (v. capitolo precedente).

A proposito del rateo d'esposizione che si ottiene da apparecchi a raggi X, la figura 2 ne indica il valore a 1 m di distanza dal "fuoco", al crescere della differenza di potenziale (costante) applicata al tubo, per differenti filtrazioni del fascio (erogazione normalizzata, v. capitolo precedente). Si osservi come tale rateo possa raggiungere valori elevati quando la corrente anodica nel tubo sia di molti mA.

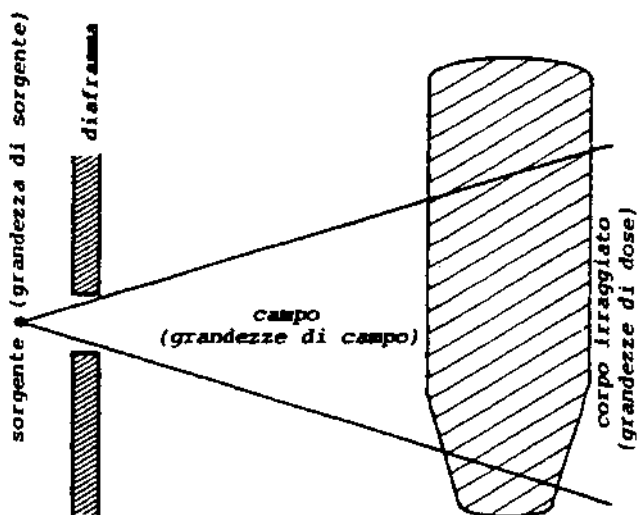


Figura 3. Irradiazione esterna: grandezze di sorgente, grandezze di campo, grandezze di dose.

1.2. Si rammenti sempre che gli effetti delle radiazioni ionizzanti sull'organismo vivente non sono misurati dall'energia trasportata dal fascio di radiazioni al quale esso è esposto, o dall'energia presente nel campo di radiazioni in cui esso è immerso (v. figura 3). Gli effetti biologici sono

funzione dell'energia che viene ceduta, trattenuta, depositata, assorbita nella materia vivente dell'organismo intero o di un suo organo o tessuto, in conseguenza dei fenomeni di ionizzazione e di eccitazione che avvengono nei costituenti atomici e molecolari.

Tale energia assorbita è appunto la grandezza che è detta genericamente dose, con vocabolo mutuato dalla farmacologia e dalla farmacia. Essa è l'oggetto della dosimetria, disciplina che studia metodi e strumenti per la misura della dose ricevuta dal corpo umano, dai suoi organi e tessuti.

Nel caso delle radiazioni indirettamente ionizzanti, e in particolare nel caso dei fotoni, l'energia assorbita è il risultato di un processo a due stadi, come è stato visto nel capitolo precedente. Nel primo stadio la radiazione interagendo con la materia produce particelle cariche che sono direttamente ionizzanti ed altra radiazione non direttamente ionizzante. Nel secondo stadio le particelle cariche ionizzano ed eccitano atomi e così cedono energia al mezzo, sul cammino da esse percorso e nei prossimi dintorni. Il trasferimento di energia dai fotoni alle particelle cariche e la cessione di energia dalle particelle cariche al mezzo possono aver luogo in punti differenti. L'energia assorbita rappresenta il risultato del secondo stadio del processo.

1.3. Nell'irradiazione esterna numerose variabili e condizioni influenzano le dosi ricevute da oggetti o persone esposte. La geometria dell'irradiazione, vale a dire l'assetto spaziale (estensione, distanza, corpi diffondenti), ha grande importanza. Si distinguono situazioni con sorgente puntiforme isotropa (per le quali vale la legge della riduzione del rateo di esposizione in funzione dell'inverso del quadrato della distanza tra sorgente ed oggetto); situazioni con sorgente estesa (per le quali il rateo d'esposizione decresce con la distanza secondo un andamento da calcolare caso per caso); situazioni con sorgente piana di estensione illimitata (per esempio, sorgente costituita dal terreno).

Casi particolari sono rappresentati dalla sommerione

in atmosfera contaminata (cosiddetta geometria 2π dell'irradiazione); dall'irraggiamento in un punto al suolo da nube radioattiva sovrastante (di varia forma, spessore, estensione, tempo di passaggio); dall'irraggiamento entro un'abitazione o una miniera (pareti irraggianti, cosiddetta geometria 4π dell'irradiazione).

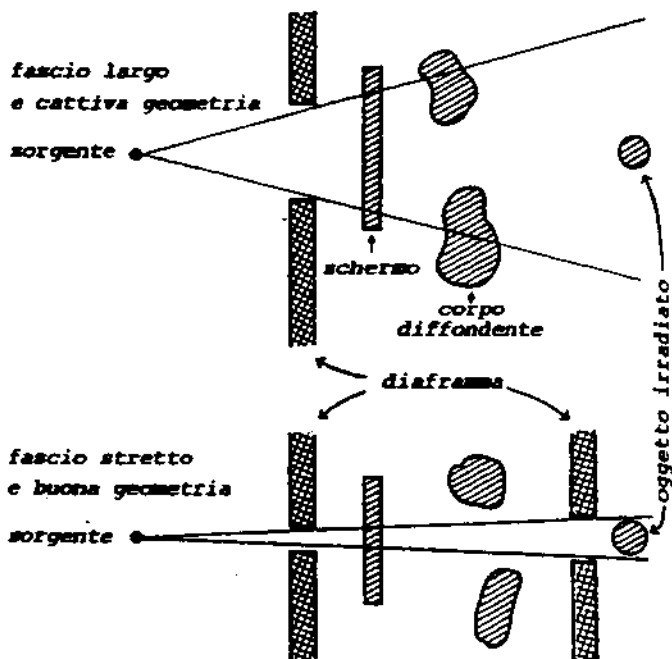


Figura 4. Condizioni di "cattiva" e di "buona" geometria di irraggiamento.

In molti casi occorre far distinzione tra condizioni di cosiddetta cattiva geometria, con fascio largo di radiazioni (fascio non collimato, presenza di corpi e di schermi diffondenti sul tragitto del fascio, che divengono sorgenti di radiazioni secondarie per l'oggetto irradiato, in aggiunta alla radiazione primaria proveniente direttamente dalla sorgente); e condizioni di cosiddetta buona geometria, con

fascio stretto di radiazioni (fascio collimato, in cui giunge al corpo esposto la sola radiazione primaria della sorgente, eventualmente attenuata da assorbitori, ma senza contributo apprezzabile di radiazioni secondarie). La figura 4 mostra le condizioni ora descritte; di esse si parlerà anche nel capitolo sulle schermature.

2. Dosimetria esterna

Nell'irradiazione esterna la dosimetria si basa preferibilmente sulla determinazione del valore di grandezze di dose (v. figura 2) (o di grandezze collegabili ad esse) mediante strumenti collocati nel luogo ove si pensa che possa trovarsi l'organismo o il tessuto irradiato.

La dosimetria da irradiazione esterna è detta per brevità dosimetria esterna. In passato si è utilizzata la seguente ripartizione concettuale:

- energia assorbita nell'intero organismo (o organo, o tessuto) irradiato, durante l'intera irradiazione: conosciuta tradizionalmente come dose integrale;
- energia assorbita per unità di massa, nei vari luoghi dell'organismo (o organo, o tessuto) irradiato, durante l'intera irradiazione: si tratta di dose specifica. Questa grandezza è denominata propriamente "dose assorbita";
- energia assorbita media per unità di massa nell'intero organismo (o organo, o tessuto) irradiato, durante l'intera irradiazione: si tratta di dose specifica media.

Si noti che il gray e il rad, le unità di dose assorbita, si riferiscono a dosi "specifiche".

Di una irradiazione è importante conoscere l'energia assorbita per unità di tempo (rateo di dose o intensità di dose).

3. Le stime di dose esterna

3.1. Abbiamo già detto che la dosimetria esterna si basa preferibilmente su determinazioni strumentali del valore di grandezze di dose (v. figura 2 e il capitolo precedente a questo). Non sempre questo è possibile.

In talune situazioni (specialmente con fasci di neutroni o di particelle beta) si determinano valori di rateo di fluensa di particelle (v. capitolo precedente) (particelle/cm².s); occorre allora avere informazioni sull'energia dei neutroni o delle particelle e utilizzare tabelle e grafici di conversione per avere stime della dose assorbita dalla cute o organi nel luogo della misura (v. figura 5 per i neutroni).

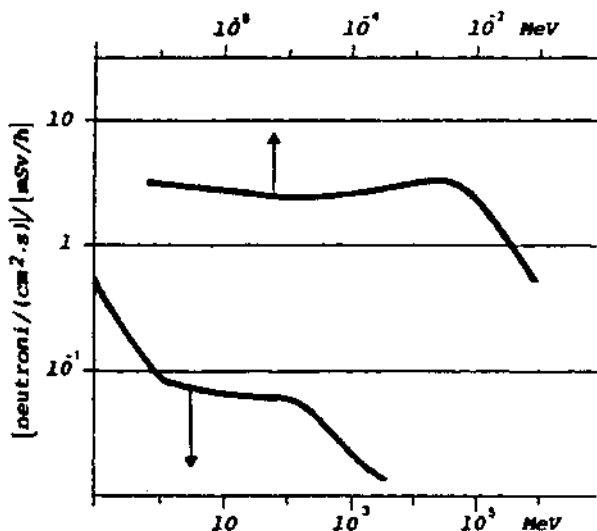


Figura 5. Fattori di conversione del rateo di fluensa di neutroni in rateo di equivalente di dose.

In altri casi invece si effettuano misure o stime della esposizione in aria, in unità roentgen, in un dato luogo, d'un fascio di radiazioni; se si hanno informazioni abbastanza precise sull'energia dei fotoni del fascio è possibile stimare, con l'aiuto di tabelle e grafici:

- la dose assorbita, in unità gray o rad, nella cute che sia posta nel luogo ove è stata fatta la misura;
- la dose assorbita, in unità gray o rad, in organi e tessuti profondi (tessuti molli, tessuto osseo) quando essi siano posti nel luogo ove è stata fatta la misura.

In altri casi ancora si perviene a disporre d'una misura o d'una stima di dose assorbita, in unità gray o rad, in un materiale diverso dalla materia vivente, in un dato punto d'un fascio di radiazioni; se si hanno informazioni abbastanza precise sulla energia dei fotoni del fascio e sulla composizione elementare del materiale in cui è stata effettuata la misura o la stima, è possibile calcolare la dose assorbita nella cute o negli organi che fossero posti nel luogo ove è stata effettuata la misura.

In pochi casi e con particolari strumenti si giunge a disporre direttamente di una misura in equivalente di dose, in unità sievert oppure rem. Negli altri casi, partendo da stime di dose assorbita e possedendo informazioni sulle radiazioni in gioco è possibile scegliere il fattore di qualità Q appropriato ed esprimere la dose assorbita come equivalente di dose, in unità sievert oppure rem.

3.2. Il punto di arrivo d'ogni operazione dosimetrica (misura, stima, calcolo) in protezione sanitaria è costituito da un apprezzamento dell'equivalente di dose ricevuto nei vari organi e apparati: tale equivalente è da confrontare con il valore limite di equivalente di dose che può esser ricevuto in base agli standard di protezione fissati, onde verificare il rispetto del limite stesso.

Per normalizzare le operazioni rivolte alla stima delle dosi da irradiazione esterna, la ICRU e la ICRP hanno stabilito quali sono le stime mediante le quali verificare la conformità d'una data situazione con le esigenze della radioprotezione. A questo proposito sono stati definiti due

"indici":

- l'indice di equivalente di dose superficiale in un punto, che è l'equivalente di dose massimo che si ritrova nella calotta sferica tra la profondità di 0,07 mm e 1 cm entro una sfera di 30 cm di diametro, centrata su quel punto e composta di materiale equivalente a tessuto molle;
- l'indice di equivalente di dose profondo in un punto, che è l'equivalente di dose massimo che si ritrova ad una profondità maggiore di 1 cm entro una sfera di 30 cm di diametro centrata su quel punto e composta di materiale equivalente a tessuto molle.

Nel caso di raggi beta, di elettroni e di fotoni fino a 4 MeV le dosi assorbite a 0,07 mm e a 1,0 cm di profondità rappresentano abbastanza bene gli indici suddetti, garantiscono il controllo della dose allo strato germinativo della cute, ai tessuti ed organi profondi e, salvo casi particolarissimi, anche al cristallino oculare. Per tali radiazioni, mediante due sole stime a due differenti profondità, si realizza il controllo operativo dell'irradiazione esterna (v. figura 6).

3.3. Nel 1985 la ICRU ha pubblicato un rapporto (Rapporto 39) intitolato "Determinazione degli equivalenti di dose derivanti da sorgenti di irradiazione esterna" nel quale, riprendendo l'argomento degli indici di dose, accantona di fatto questi parametri (che negli anni passati si erano mostrati d'uso disagiata e insoddisfacenti dal punto di vista definitorio e concettuale) in favore di nuove "grandezze operative" per la stima delle dosi esterne. Conviene presentare tali nuove grandezze, dato che negli anni futuri ad esse si farà probabilmente progressivo riferimento in radioprotezione.

Il rapporto fornisce anzitutto alcuni richiami e definizioni, che servono nei limiti e ai fini del rapporto stesso:

- si chiama sfera ICRU una sfera di materiale solido

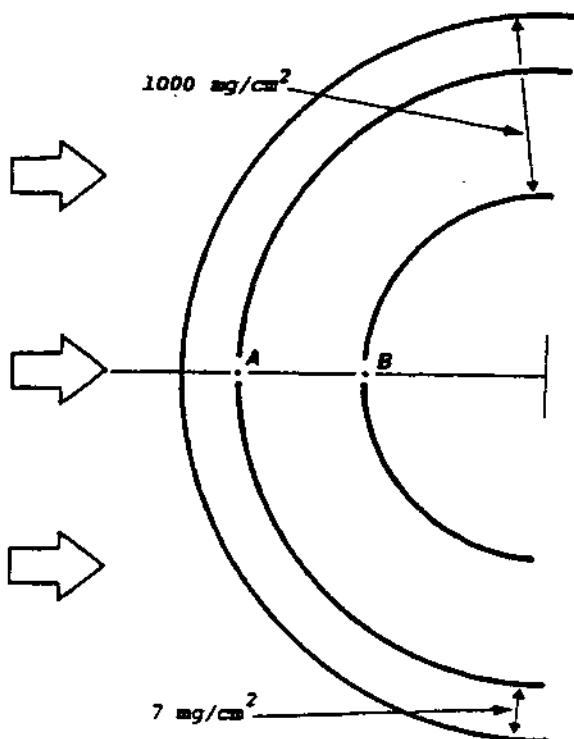


Figura 6. Punti di misura per la stima dell'irradiazione esterna (particelle beta, elettroni, fotoni fino a 4 MeV). A, punto di misura dell'equivalente di dose per la cute. B, punto di misura dell'equivalente di dose profondo. (Il disegno delle calotte sferiche non è in scala).

tessuto-equivalente, di densità 1 g/cm^3 e con composizione (in peso) di ossigeno (76,2%), carbonio (11,1%), idrogeno (10,1%) e azoto (2,6%); questa sfera è usata come fantoccio per simulare il corpo umano;

- si chiamano radiazioni fortemente penetranti quelle radiazioni per le quali l'equivalente di dose ricevuto da una piccola area dello strato sensibile della cute è almeno 10

volte minore dell'equivalente di dose efficace, per un campo uniforme e unidirezionale;

- si chiama campo espanso un campo di radiazioni avente per tutto il volume d'interesse la stessa fluenza di particelle, lo stesso spettro di energie e la stessa distribuzione angolare del campo effettivamente presente nel punto di riferimento;
- si chiama campo allineato ed espanso un campo di radiazioni avente per tutto il volume d'interesse la stessa fluenza di particelle e lo stesso spettro di energie del campo effettivamente presente nel punto di riferimento, ma non la stessa distribuzione angolare, che viene assunta essere unidirezionale.

Il rapporto della ICRU fa una netta separazione tra misure nell'ambiente (di lavoro o esterno) e misure sulle persone (vedi capitolo sui Settori operativi della radioprotezione): lo scopo è di fissare grandezze misurabili ("operative") per l'uno e per l'altro caso, in termini di equivalente di dose per una persona che venga a trovarsi nell'ambiente considerato, oppure per una persona sul cui corpo si esegua la misura.

a) Rilevamenti ambientali.

- L'equivalente di dose di ambiente (per radiazioni fortemente penetranti), $H^*(d)$, in un punto d'un campo di radiazioni è l'equivalente di dose che sarebbe prodotto dal corrispondente campo di radiazioni allineato ed espanso alla profondità d della sfera ICRU, lungo il raggio opposto alla direzione del campo allineato. La ICRU raccomanda di usare $d=10$ mm, e dunque $H^*(d)$ è scritto $H^*(10)$.

Gli strumenti di misura debbono avere risposta isotropa; quelli che misurano l'esposizione in aria libera richiedono opportuni accorgimenti per misurare direttamente

l'equivalente di dose ambientale, che altrimenti viene sottostimato in presenza di energie fotoniche sotto i 30 keV (per attenuazione della radiazione incidente nei 10 mm di materiale assorbente) e sovrastimato per energie fotoniche tra 50 e 200 keV (per diffusione entro la sfera della radiazione incidente).

Si noti che la definizione non richiede la presenza della sfera ICRU durante le misure, nè spazio sufficiente per essa, ma solo richiede di far riferimento alla dose che esisterebbe nella sfera piazzata nel punto d'interesse.

- L'equivalente di dose direzionale (per radiazioni debolmente penetranti), $H'(d)$, in un certo punto d'un campo di radiazioni è l'equivalente di dose che sarebbe prodotto dal corrispondente campo di radiazioni espanso ad una profondità d della sfera ICRU, lungo il raggio in direzione specificata. La ICRU raccomanda di usare $d=0,07$ mm, e dunque $H'(d)$ è scritto $H'(0,07)$.

Gli strumenti che consentono la stima dell'equivalente di dose in una lastra di materiale perpendicolare alla direzione del fascio, alla profondità raccomandata (spessore), sono adatti alla misura di questa grandezza.

- La calibrazione o taratura degli strumenti per la stima delle nuove "grandezze operative di ambiente" può esser effettuata - per i fotoni - a partire da campioni primari o secondari di "grandezze dosimetriche classiche" (esposizione, kerma in aria; dose assorbita in aria o in acqua; fluena e spettro di energia) utilizzando appropriati fattori di conversione, disponibili in tabelle e grafici.

La taratura per gli elettroni è eseguita a partire dalla dose assorbita in acqua e per i neutroni a partire dalla fluena; in ogni caso si utilizzano appropriati fattori di conversione.

b) Rilevamenti personali (individuali).

- L'equivalente di dose individuale, penetrante (negli

organi profondi), $H_p(d)$, in un punto del corpo, è l'equivalente di dose^p in tessuto molle al di sotto di un certo punto del corpo ad una profondità d , appropriata per le radiazioni fortemente penetranti. La ICRU raccomanda di usare $d=10$ mm, e dunque $H_p(d)$ è scritto $H_p(10)$.

Lo strumento di misura può essere portato alla superficie anteriore del corpo e ricoperto dal previsto spessore di materiale tessuto-equivalente.

La stima dell'equivalente di dose per neutroni, effettuata utilizzando la grandezza proposta, può risultare in eccesso d'un fattore 2-3 quando l'irraggiamento del tronco avvenga in direzione antero-posteriore e le energie neutroniche siano piuttosto basse, attorno a 100 keV o poco sopra. Quegli stessi strumenti sottostimano d'un fattore 3-4 l'equivalente di dose efficace quando l'irraggiamento del tronco avvenga in direzione latero-laterale.

- L'equivalente di dose individuale, superficiale, $H_s(d)$, nello strato sensibile della cute non coperta da indumenti, è l'equivalente di dose nei tessuti molli al di sotto d'un sottile spessore d appropriato alle radiazioni debolmente penetranti. La ICRU raccomanda di usare $d=0,07$ mm, e dunque $H_s(d)$ è scritto $H_s(0,07)$.
- In genere, se la dose a 0,07 mm è minore del limite per la cute e la dose a 10 mm è minore del limite stabilito per l'equivalente di dose efficace, sono automaticamente soddisfatti tutti i limiti di dose raccomandati. In qualche caso ciò può non avvenire a causa del superamento del limite del cristallino degli occhi. In questi casi bisognerà misurare anche $H_s(3)$ (profondità 3 mm).
- La calibrazione o taratura degli strumenti per la stima delle nuove "grandezze operative individuali" viene eseguita in condizioni semplificate convenzionali, alla profondità di 10 mm e di 0,07 mm, in un appropriato "fantoccio" (un fantoccio adatto per strumenti da portare sul tronco delle persone è costituito dalla sfera ICRU), a partire da campioni primari o secondari di "grandezze dosimetriche classiche" (kerma; fluenza); sono in fase di

completamento e di pubblicazione (1985) le tabelle dei fattori di conversione.

3.4. Le quattro grandezze operative di dose esterna (due ambientali e due personali) introdotte dal recente rapporto della ICRU dovrebbero avere il merito - rispetto agli indici di cui a 3.2. - di essere grandezze concettualmente corrette e ben definite, le quali sarebbero altresì maggiormente collegate alle modalità di rilevamento di fatto seguite nella pratica abituale della sorveglianza fisica.

La sorveglianza dosimetrica d'area e sui lavoratori sarebbe così assicurata mediante una coppia di misure ambientali ed una coppia di misure personali.

Restano alcune difficoltà di collegamento tra le nuove grandezze e l'equivalente di dose efficace, nelle molteplici condizioni d'irradiazione; e permangono alcuni problemi di calibrazione, specie per quanto riguarda la strumentazione destinata ai rilevamenti individuali.

3.5. Quanto precede riguarda le stime della dose esterna sul corpo intero d'un singolo individuo e su organi e tessuti di esso. In molte situazioni si richiede una stima del detrimento sanitario (che è l'attesa di danni sanitari, sotto la considerazione congiunta della loro probabilità e gravità) in una popolazione esposta. In altro capitolo si parlerà dei danni biologici e delle loro caratteristiche. Qui si anticipa che per rispondere a tale richiesta si può fare ricorso alla grandezza denominata equivalente di dose collettivo, S , definito dalla espressione

$$S = \sum_i H_i P_i$$

in cui H_i è l'equivalente di dose pro capite nel corpo intero, o in un organo o tessuto specificato, dei membri P_i del sottogruppo i della popolazione esposta.

L'equivalente di dose collettivo S_k , dovuto ad una data attività umana o a una data sorgente di radiazioni k , è

definito dalla espressione

$$S_k = \int_0^{\infty} HP(H)dH$$

in cui $P(H)dH$ è il numero di individui che ricevono un equivalente di dose al corpo intero o a qualsiasi organo o tessuto specificato nell'intervallo tra H e $H+dH$. Sovente non è necessario valutare accuratamente i contributi all'integrale di piccoli valori di H , purché una stima cautelativa mostri che essi non aggiungono - tutti insieme - una quantità significativa all'integrale totale.

Se esiste o si può ipotizzare (come vedremo in successivo capitolo) una relazione di proporzionalità tra H e la probabilità di danni sanitari e se la gravità del singolo danno è indipendente da H , allora il detrimento sanitario è proporzionale all'equivalente di dose collettivo S_k . Pertanto la stima della dose collettiva, in questo quadro, può esprimere il detrimento sanitario nella popolazione interessata.

VARI TIPI DI IRRADIAZIONE ESTERNA

Vi sono vari tipi e modalità di irradiazione esterna a cui l'uomo (come singolo individuo e come collettività di individui) viene esposto: esamineremo l'esposizione a sorgenti naturali, a sorgenti naturali modificate da tecnologie, a sorgenti nei prodotti di consumo, a sorgenti da ricadute di bombe atomiche, a sorgenti da produzione di energia nucleare, a sorgenti di impiego medico, a sorgenti sui luoghi di lavoro.

I. Sorgenti naturali

1.1. Una prima sorgente d'irradiazione esterna è costituita dai raggi cosmici. Le radiazioni di alta energia che giungono nell'atmosfera terrestre dallo spazio sono dette raggi cosmici

primari. Esse interagiscono coi nuclei atomici degli elementi costitutivi dell'atmosfera e producono particelle ionizzanti e radiazione elettromagnetica che sono dette raggi cosmici secondari. Una parte dei raggi cosmici secondari è costituita da neutroni.

La radiazione cosmica è abbastanza costante nel tempo a livello del mare ma risente della latitudine geomagnetica. Essa cresce notevolmente con l'altitudine. Alle nostre latitudini, a livello del mare essa dà un equivalente di dose (al corpo intero) di circa 0,30 mSv/anno (30 mrem/anno). Questo valore si raddoppia a circa 1500 metri di altitudine.

La media dei valori di dose da raggi cosmici tra le provincie italiane è di 0,35 mSv/anno (deviazione standard \pm 0,03 mSv/anno).

1.2. Una seconda sorgente d'irradiazione esterna è costituita da materiali radioattivi naturali presenti nel terreno (suolo e rocce). I raggi gamma provenienti da nuclidi delle serie dello U-238 e del Th-232 e dal nuclide K-40 producono la cosiddetta radiazione terrestre, che varia molto da luogo a luogo in funzione della composizione del terreno.

In Italia vi sono provincie (Aosta) in cui l'equivalente di dose (al corpo intero, all'aperto) è di 0,09 mSv/anno e provincie (Viterbo) in cui tale equivalente è di 2 mSv/anno. La media nazionale tra provincie è 0,56 mSv/anno (deviazione standard \pm 0,27 mSv/anno).

Si deve tener presente che il tempo che una persona media passa all'aperto è grosso modo 1/6-1/3 dell'intero tempo d'un anno.

2. Sorgenti naturali "modificate" da tecnologia

2.1. I muri delle case di abitazione contengono materiali radioattivi naturali (già presenti nel suolo e nelle rocce) e danno luogo a irradiazione esterna delle persone che in esse

abitano. I muri costituiscono per altro una barriera per i raggi cosmici e per la radiazione terrestre. Dunque, il soggiorno in casa per un verso aggiunge e per altro verso sottrae irradiazione corporea. Il risultato è moderatamente positivo, nel senso che all'interno delle case italiane vi è un aumento del 20-50% del rateo di dose che esiste all'aperto (raggi cosmici e terrestri), prescindendo da situazioni particolari.

In Italia sono soprattutto due materiali da costruzione che possono elevare la dose entro le case di abitazione: il granito, diffuso in alcune parti dell'arco alpino, e il tufo litoide, diffuso in Lazio e Campania. Essi contengono sensibili concentrazioni di Th-232, di Ra-226, di K-40.

La situazione potrebbe in futuro esser peggiorata se vi fosse ampio ricorso a un sottoprodotto dell'industria dei fertilizzanti fosfatici, il cosiddetto "gesso fosfatico", che può esser usato per pareti di separazione tra locali e in edifici prefabbricati. Questo sottoprodotto contiene una sensibile quantità di Ra-226.

Anche le ceneri di combustione del carbon fossile qualora fossero utilizzate per la produzione di cemento per costruzioni potrebbero in qualche caso dare problemi d'irradiazione esterna, per la presenza in esse di Ra-226.

2.2. Un'altra situazione d'irradiazione esterna "tecnologica" è costituita da viaggi in aereo ad alta quota che espongono ad intensa radiazione cosmica: a 10 km di altitudine, il rateo di dose è quasi 100 volte quello a livello del mare, e risulta attorno a 3 microSv/h (0,3 mrem/h).

3. Sorgenti nei prodotti di consumo

Si ricordano gli orologi con insegna resa luminescente mediante vernice contenente ZnS e Ra-226, che erano assai diffusi nei decenni passati. Un orologio da polso contenente 37 kBq di Ra-226 (1 microCi) portato 16 h/giorno dà circa 40

microSv/anno (4 mrem/anno) alle gonadi.

Si ricordano gli apparecchi televisivi, che funzionano a circa 14 kV (bianco e nero) e a circa 25 kV (colore) e producono raggi X assai molli. Questi peraltro sono schermati dalle strutture stesse dell'apparecchio in modo che l'irraggiamento degli spettatori risulti minimo (limite massimo consentito di rateo di esposizione a 5 cm dal video, secondo la Direttiva della Comunità Europea del 1980: 0,5 mR/h; la maggior parte degli apparecchi dà esposizioni 1/10 del limite massimo consentito).

Alcune protesi dentarie in porcellana contengono Uranio e possono dare piccole irradiazioni alla mucosa gengivale a contatto (10-30 mSv/anno). Anche vetri di lenti di occhiali per la correzione di vizi di rifrazione possono contenere radioattinio e radiopiombo e dare minuscole dosi all'epitelio corneale.

4. Sorgenti da ricadute di bombe atomiche

Le bombe atomiche di prova (test militari) esplose in atmosfera specialmente negli anni tra 1950 e 1962, e sporadicamente ancor oggi, hanno dato luogo a ricadute (fallout) radioattive sull'intero pianeta. Le nostre latitudini sono state assai colpite. I radionuclidi depositati sul suolo hanno costituito e costituiscono ancor oggi una lievissima sorgente di irradiazione esterna.

Nei primi tempi d'una ricaduta hanno rilievo per la dose nuclidi a tempo di dimezzamento piuttosto breve, tra cui si ricordano lo Zr-95 ($T_{fis.}$ 65 giorni) e il Nb-95 ($T_{fis.}$ 35 giorni). Successivamente, per anni, ha rilievo il Cs-137 che ha $T_{fis.}$ di 30 anni (v. figura 7).

Questa irradiazione da suolo è ricevuta stando all'aria aperta, assai poco entro le case. L'impegno di equivalente di dose da irradiazione esterna (v. capitolo seguente per la definizione) dovuto a tutte le ricadute è, per

$t = \infty$, alle nostre latitudini di circa 1 mSv (100 mrem); e dunque una dose più bassa è stata ricevuta fino ad oggi, su alcuni decenni. Il contributo di dose esterna da ricadute è più importante del contributo di dose interna negli anni presenti.

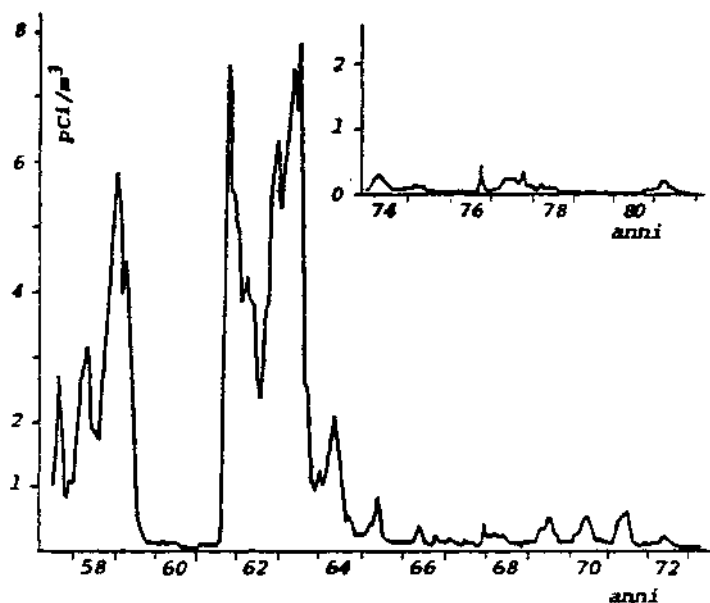


Figura 7. Valori medi mensili dell'attività beta totale nell'aria, dal 1957 al 1981, in Italia.

5. Produzione di energia nucleare

Nelle varie fasi del ciclo del combustibile l'irraggiamento esterno di individui della popolazione può derivare sostanzialmente da Kr-85 in aria. Si tratta di dosi assai piccole nelle vicinanze d'una centrale o d'un impianto di riprocessamento, dell'ordine di 10-200 μ Sv/anno assorbiti prevalentemente nella cute. A distanza degli impianti l'irradiazione esterna è trascurabile.

6. Sorgenti d'impiego medico

Le dosi esterne da sorgenti di uso medico sono caratterizzate da alto rateo di dose e da irradiazioni limitate a parti dell'organismo. Non tutti gli individui ricevono ogni anno dosi per ragioni mediche.

Nell'esame di singoli organi o parti corporee vengono per lo più assorbite dosi locali da 0,01 a 50 mGy (0,001-5 rad): un intervallo veramente ampio di valori.

In Italia si stima che la dose media annuale pro capite sull'intera popolazione da radiologia diagnostica con raggi X sia di circa 0,8 mSv al midollo osseo emopoietico e di circa 0,5 mSv alle gonadi. Si tratta di valori elevati, paragonabili ai valori della dose totale dovuta da sorgenti naturali.

In radiologia terapeutica sono somministrate all'organo trattato d'un singolo paziente dosi estremamente più elevate che in radiologia diagnostica (sino a 50-70 Gy, cioè 5000-7000 rad) ma il numero di coloro che sono irraggiati è una piccola percentuale della popolazione ed ha poco senso esprimere dosi medie nazionali pro capite.

7. Sorgenti sui luoghi di lavoro

Queste sorgenti danno luogo ad irradiazioni esterne dei lavoratori addetti.

Raggruppando i lavoratori esposti in classi di intervalli di dose ricevuta in un anno, le classi più numerose sono quelle a cui corrispondono dosi più basse. In molte statistiche, più della metà dei lavoratori esposti si colloca nelle classi di dose annua più piccola di 1/10 del limite di dose ammesso.

In Italia il numero di lavoratori esposti è dell'ordi-

ne di 100.000. Supponendo che essi ricevano mediamente 1 mSv/anno, risulterebbe una dose collettiva di 100 Sv-uomini/anno.

Riassumendo, nella tabella 4 è riportato il sommario delle dosi medie pro capite in Italia da sorgenti d'irradiazione esterna (a prescindere dalle dosi da lavoro).

Tabella 4. Sommario delle dosi medie pro capite, in Italia, da sorgenti d'irradiazione esterna

irradiazione esterna	equiv. di dose efficace, pro capite (mSv/anno)
raggi cosmici	0,35
radiazione terrestre, all'aperto	<u>0,56</u>
"fondo naturale"	0,91
case di abitazione, altri edifici, all'interno	0,05 (*)
prodotti di consumo	<0,02
ricadute da test nucleari militari	<u><0,02</u>
sorgenti varie	<0,09
radiologia diagnostica	<u>0,80</u>
totale	≈1,80

(*) stima provvisoria del contributo aggiuntivo di dose alla radiazione terrestre, supponendo la permanenza in case ed edifici per 3/4 del tempo, nel corso dell'anno.

Si nota come l'irradiazione da cosiddetto "fondo naturale" (natural background) sia circa 0,90 mSv/anno al corpo intero; e come l'irradiazione da sorgenti varie sia

< 0,09 mSv/anno al corpo intero, a cui si aggiungono 0,80 mSv/anno al midollo osseo emopoietico da radiologia diagnostica. Poiché il midollo in questione si ritrova in massima parte nel tronco corporeo, la dose al midollo è, nella sostanza, dose al corpo intero.

L'equivalente di dose efficace annuo da irradiazione esterna si eleva dunque, in totale, a 1,8 mSv (180 mrem) al corpo intero, pro capite.

ALCUNE INDICAZIONI BIBLIOGRAFICHE

- Amaldi U. Fisica delle radiazioni. Boringhieri, Torino, 1972.
- Kase K. R., Nelson W. R. Concepts of radiation dosimetry. Pergamon Press, New York, 1980.
- Morgan K. Z., Turner J. E. Principles of radiation protection. A textbook of health physics. J. Wiley and Sons, New York, 1967.
- Pelliccioni M. Elementi di dosimetria delle radiazioni. ENEA, Roma, 1983.
- Collezioni dei Reports della International Commission on Radiation Units and Measurements, ICRU, Bethesda, Md., USA. In particolare:
 - ICRU Report 25, Conceptual basis for the determination of the dose equivalent (1976).
 - ICRU Report 33, Radiation Quantities and Units (1980).
 - ICRU Report 39, Determination of dose equivalents resulting from external radiation sources (1985).

IRRADIAZIONE INTERNA DEL CORPO UMANO

I n d i c e

	pagina
Caratteristiche fisiche e comportamento chimico e metabolico di taluni radionuclidi	84
1. Prodotti di fissione nucleare	86
2. Prodotti di attivazione neutronica	90
3. Sostanze radioattive naturali	93
4. Materiali fissili e nuclidi transuranici	95
Aspetti metabolici della contaminazione corporea	97
1. Vie di introduzione	97
2. Vie di eliminazione	100
3. Modello a compartimenti dell'organismo umano	101
4. Accumulo corporeo di un radionuclide	105
5. Ritenzione corporea di un radionuclide	109
Irradiazione interna e dosimetria interna	113
1. Irradiazione interna	113
2. Dosimetria interna	115
3. Stime di dose interna	116
Vari tipi di irradiazione interna	122
1. Sorgenti naturali	123
2. Sorgenti naturali modificate	124
3. Sorgenti nei prodotti di consumo	125
4. Sorgenti da ricadute di bombe atomiche	125
5. Produzione d'energia nucleare	126
6. Sorgenti sui luoghi di lavoro	127
7. Sorgenti d'impiego medico	127
Considerazioni riassuntive sulla irradiazione esterna media e l'irradiazione interna media	128
Alcune indicazioni bibliografiche	129

Nota preliminare. Dobbiamo proteggerci anche dalle radiazioni che provengono da sorgenti interne al nostro corpo, a seguito di introduzione di radionuclidi. Queste radiazioni depositano energia (dose) nei tessuti del corpo. In alcune situazioni si ha incorporazione d'un solo radionuclide; in altre di più radionuclidi.

Ogni radionuclide ha una "genesì" o origine, e presenta proprie caratteristiche fisiche (schema di decadimento, tempo di dimezzamento). Ogni radionuclide ha le caratteristiche chimiche dell'elemento di appartenenza; se entra a far parte di sostanze chimiche, ha le caratteristiche di queste.

Converrà avere informazioni sul comportamento metabolico dei radionuclidi di più frequente interesse e di alcune sostanze che li contengono. Sarà anche utile conoscere alcuni modelli metabolici elementari di ritenzione corporea e di accumulo corporeo, come pure aver un'idea generale della metodologia usata nella dosimetria da irradiazione interna e del modo con cui si perviene a stime di dose assorbita e di equivalente di dose nell'uomo.

A proposito di irradiazione interna, occorre infine conoscere modalità e dosi medie relative all'irradiazione interna da "fondo naturale" e da tecnologie varie, ricevute pro capite in Italia.

CARATTERISTICHE FISICHE E COMPORTAMENTO CHIMICO E METABOLICO DI TALUNI RADIONUCLIDI

Tutti i nuclidi radioattivi (isotopi radioattivi) sono ovviamente di interesse per la radioprotezione. Ma alcuni di essi si incontrano più di frequente nelle azioni di sorveglianza, oppure hanno caratteristiche di indicatori di una determinata situazione venutasi a creare, oppure anche sono rappresentativi d'un intero gruppo di radionuclidi.

Questi nuclidi possono essere suddivisi in gruppi, a seconda della loro origine e natura: prodotti di fissione nucleare; prodotti di attivazione neutronica; sostanze radioattive naturali; materiali fissili e nuclidi transuranici.

Circa una trentina di radionuclidi, o poco più, debbono essere conosciuti, anche a livello di un'illustrazione elementare della radioprotezione.

Tabella 1. Dati e informazioni di rilievo per i radionuclidi di interesse protezionistico

genesi (o origine o formazione) resa di fissione (<u>fission yield</u>)	
tipo di decadimento radiazioni emesse tempo di dimezzamento fisico attività specifica rateo di esposizione a distanza unitaria] "schema di decadimento"
chimica dell'elemento di appartenenza stato fisico a temperatura ambiente e a temperatura di volatilità eventuali composti inorganici e organici	processo
destino nell'ambiente inorganico e organico	
vie di introduzione nell'organismo umano metabolismo tempo di dimezzamento effettivo	
radiotossicità	
lavorazioni e occasioni di liberazione e di contaminazione	

Di ciascun nuclide è utile avere informazioni propriamente fisiche; considerare la chimica e fisico-chimica

dell'elemento di appartenenza, che condizionano il destino del radionuclide quando ha raggiunto l'ambiente esterno; conoscere gli aspetti generali del comportamento metabolico (entro l'organismo umano) e la radiotossicità (tossicità a seguito di incorporazione); esaminare in quali operazioni, lavorazioni e incidenti il nuclide più facilmente può essere incontrato e dare luogo a rischio di contaminazione (vedi tabella 1).

I. Prodotti di fissione nucleare

Tritio, H-3. Decadimento beta, T_{fis} 12 anni. Particelle beta di 19 keV_{max} (percorso massimo pari a uno spessore di $0,6 \text{ mg/cm}^2$, inferiore a 1 cm d'aria). Non raggi gamma. L'attività specifica del nuclide (al 100% di abbondanza isotopica) è di 355 TBq/g (9600 Ci/g).

Si forma nelle "triplette" (fissione ternaria) con una frequenza grosso modo di $1/10^4$ fissioni. Si forma altresì nell'interazione dei neutroni con B, Li, H-2.

Come elemento, H-3, ha poco rilievo in radioprotezione. Importante come acqua tritziata, T_2O e THO : si diffonde nei tessuti molli dell'organismo (che è costituito di acqua per il 60% in peso), ha metabolismo rapido, con T_{eff} (v. oltre) di 10 giorni. Radiotossicità assai modesta. Una frazione dello H-3 pervenuto nell'organismo si lega alle proteine e ai grassi e sosta più a lungo nel corpo.

Al presente l'ingestione di tritio da parte dell'italiano medio è di circa 48 Bq/giorno (1300 pCi/giorno), di cui $3/4$ come frazione organica e $1/4$ come acqua; nell'urina la concentrazione è $0,019\text{-}0,15 \text{ Bq/cm}^3$ ($0,5\text{-}4 \text{ pCi/cm}^3$) e nel sangue è $0,11\text{-}0,48 \text{ Bq/cm}^3$ ($3\text{-}13 \text{ pCi/cm}^3$).

Cripton 85. Decadimento beta-gamma, T_{fis} 11 anni. Particelle beta di $0,69 \text{ MeV}_{max}$. Raggi gamma di $0,51 \text{ MeV}$, ma rari (0,4%). Resa di fissione piuttosto bassa (0,3%).

Gas nobile, inerte. Organo critico la cute, per sommersione in atmosfera contaminata. Non dà composti chimici.

si scioglie nei liquidi corporei secondo la legge di Henry, ma è più temibile per l'irradiazione esterna da sommersione che per l'irradiazione interna, che è di poco conto.

Nel caso di elementi di combustibile irradiati e non integri, di incidenti ad elementi di combustibile irradiati, e al momento dell'apertura degli elementi di combustibile per il ritrattamento, il Kr-85 e gli altri gas nobili radioattivi si liberano immediatamente. Per trattenerlo, sono necessari speciali filtri ad adsorbimento su carbone attivo.

Xenon 133. Decadimento beta-gamma, T_{fis} 5,2 giorni. Particelle beta di 0,35 MeV^{max}. Raggi gamma e raggi X piuttosto molli. Resa di fissione alta (7%, per U-235).

Gas nobile, inerte. Organo critico la cute (ma anche i tessuti sottostanti), per sommersione in atmosfera contaminata. Per il comportamento metabolico, vedi Kr-85. Mentre il Kr-85 ha importanza per l'intera atmosfera del globo terrestre (stante il T_{fis} piuttosto lungo), lo Xe-133 ha importanza piuttosto locale.

Si libera da elementi di combustibile non integri entro il reattore in funzione e può essere trattenuto alla stessa maniera del Kr-85.

Xenon 135. Decadimento beta-gamma, T_{fis} 9,1 ore. Particelle beta di 0,91 MeV^{max}. Raggi gamma di 250 keV^{fis}. Resa di fissione alta (6%, per U-235). Ha importanza solo locale.

Iodio 131. Decadimento beta-gamma, T_{fis} 8 giorni. Particelle beta di varia energia (89%, 0,61 MeV^{fis}). Raggi gamma di varia energia (81%, 0,36 MeV^{max}). Resa di fissione del 3%, per U-235.

Il rateo di esposizione gamma a 1 m di distanza da 1 GBq è di 5,95 mR/ora (da 1 Ci è di 220 mR/ora). L'attività specifica del nuclide (al 100% di abbondanza isotopica) è di 4,6 PBq/g (125000 Ci/grammo).

Lo iodio è elemento alogeno, si accumula nella ghiandola tiroide ed entra nella molecola dell'ormone tiroi-

deo; viene escreto con le urine. Una quota si ritrova nel latte. T_{biol} (inorganico) 0,25 giorni; T_{biol} (organico) 120 giorni.

Nel caso di elementi di combustibile non integri entro il reattore in funzione, la temperatura presente fa vaporizzare lo Iodio che si libera ed esce con facilità. Così pure negli incidenti a reattori lo Iodio si libera e passa nell'ambiente se non è fermato da filtri opportuni.

Si tenga presente che nel core di un reattore, da 1000 MWe che, sia da tempo in funzionamento si trovano $37 \cdot 10^7 - 37 \cdot 10^8$ GBq ($10^7 - 10^8$ Ci) di I-131.

Cesio 137. Decadimento beta-gamma, T_{fis} 30 anni. Particelle beta di 0,51 MeV (95%). Raggi gamma di 0,66 MeV (85%). Resa di fissione alta (6%, per U-235).

Il rateo di esposizione gamma a 1 m di distanza da 1 GBq è di 8,9 mR/ora (da 1 Ci è di 330 mR/ora). L'attività specifica del nuclide (al 100% di abbondanza isotopica) è di 3200 GBq/g (87 Ci/grammo).

Il Cesio è elemento alcalino, come Sodio e Potassio. Si distribuisce in tutto il corpo, ma - come il Potassio - si ritrova soprattutto nel tessuto muscolare (carni animali). Viene escreto con le urine, piuttosto lentamente (T_{biol} 110 giorni).

Nel caso di elementi di combustibile surriscaldati e danneggiati nel corso di un incidente, il Cesio è - a quelle temperature - volatile e può sfuggire nell'ambiente. Deposita sulle foglie, sull'erba (latte!), sul terreno (dose esterna gamma). Per la sua lunga vita è temibile sanitarimente: ancor oggi (1985) noi portiamo nel corpo tracce di Cs-137 (circa 75-150 Bq; 2-4 nCi) che ci pervengono attraverso le catene alimentari per i depositi al suolo delle ricadute radioattive delle bombe nucleari di prova esplose prevalentemente negli anni 1959-1962.

Da ricordare anche il PF Cesio 134, decadimento beta-gamma, T_{fis} 2,1 anni.

Stronzio 90 + Ittrio 90. Decadimento beta puro. T_{fis} 29 anni. Particelle beta rispettivamente di 0,55 e 2,3 MeV $_{max}^{fis}$. Resa di fissione alta (6%, per U-235).

Lo Stronzio è elemento alcalino-terroso, come Calcio e Bario. Nel corpo si accumula nelle ossa, seguendo la via del Calcio. Dalle ossa viene rimosso lentissimamente, sull'arco di decenni.

Negli incidenti gravi a reattori, con sviluppo di temperature alte, può sfuggire, in piccola frazione, come aerosol "particolato" nell'ambiente. Depositato sull'erba, passa nel latte. Per la sua lunga vita è temibile sanitarimente: ancor oggi (1985) noi abbiamo nelle ossa tracce dello Sr-90 delle ricadute radioattive sopra menzionate; e nel latte vaccino si ritrovano concentrazioni di circa 0,1-0,3 Bq/litro (qualche pCi/litro).

Da ricordare anche il PF **Stronzio 89**, decadimento beta puro, T_{fis} 51 giorni.

Cerio 144 + Praseodimio 144. Decadimento beta-gamma, T_{fis} 280 giorni. Particelle beta di 0,31 MeV (76%) e 3,0 MeV $_{max}^{fis}$ (98%). Resa di fissione alta (6%, per U-235).

Il Cerio è una terra rara, di valenza III in mezzo umido biologico. E' qui ricordato come esempio delle molte terre rare che si ritrovano tra i PF. A contatto con i tessuti (ferita, inalazione) le terre rare hanno tendenza a comportarsi come composti insolubili che si depositano localmente. Con difficoltà superano la barriera intestinale. Organi di accumulo: l'osso, il fegato e la milza.

Negli incidenti a reattori, anche gravi e con alte temperature, solo piccole frazioni ponderali delle terre rare presenti nel core fuoriescono da esso come aerosol particolato.

Rutenio 106 + Rodio 106. Decadimento beta e beta-gamma. T_{fis} 370 giorni. Particelle beta di 3,5 MeV $_{max}^{fis}$; vari

fotoni gamma. Resa di fissione piuttosto bassa (0,4%, per U-235).

Il Ru-106 è ricordato perchè si ritrova negli effluenti liquidi di taluni impianti di ritrattamento. E' noto lo scarico di Ru-106 nel Mar d'Irlanda (impianto di Windscale) e il suo accumulo in talune alghe marine commestibili (da esse si ricava una sostanza mucillaginosa per la preparazione di una sorta di budino, consumato largamente da gruppi di popolazione residenti a centinaia di km di distanza dal luogo di scarico).

Il Rutenio è elemento estraneo all'organismo umano; ingerito, passa attraverso il tubo gastro-intestinale senza assorbimento, dando dosi locali durante il passaggio.

2. Prodotti di attivazione neutronica ("radioattività indotta")

Tritio. Si forma per cattura neutronica da Deuterio, specie in reattori che impiegano acqua pesante. Vedi 1. per altre informazioni.

Carbonio 14. Decadimento beta. T_{fis} 5700 anni. Particelle beta di 160 keV (percorso massimo pari a uno spessore di 28 mg/cm², inferiore a 30 cm d'aria). Non raggi gamma. L'attività specifica del nuclide (al 100% di abbondanza isotopica) è di 167 GBq/g (4,5 Ci/g). Si forma nei reattori nucleari per attivazione neutronica del C-13, dello N-14 e dello O-17.

Il Carbonio è costituente di tutte le sostanze organiche e i suoi composti hanno primaria importanza in tutti i processi biochimici. L'irraggiamento esterno da C-14 non ha rilievo, mentre è da tenere presente l'irraggiamento interno a seguito di incorporazione (dose collettiva (vedi oltre) alla popolazione del globo terrestre di 0,5 Sv-uomo (5 rem-uomo) in 100 anni, a seguito del rilascio in atmosfera di 37 GBq (1 Ci)).

Sodio 24. Decadimento beta-gamma, T_{fis} 15 ore. Particelle beta di 1,4 MeV_{max} e raggi gamma assai energetici

di 1,4 e 2,8 MeV. Il rateo di esposizione gamma a 1 m di distanza da 1 GBq è di 49,7 mR/ora (da 1 Ci è di 1840 mR/ora).

Il Sodio è elemento alcalino, presente in tutte le cellule e liquidi intercellulari, come ione solubile. Si ritrova come impurità nell'acqua (anche demineralizzata). Se dell'acqua con impurità di Na attraversa campi neutronici intensi (nel core del reattore) si forma Na-24 che poi si arresta sulle resine a scambio ionico di depurazione dell'acqua stessa, rendendo radiogeni gli impianti di depurazione.

Argon 41. Decadimento beta-gamma, T_{fis} 1,8 ore. Particelle beta di 1,2 MeV_{max} e raggi gamma di 1,3 MeV.

Si forma da A-40, che è presente in aria nella proporzione dello 1%, per attivazione neutronica, qualora l'aria attraversi zone con intenso campo di neutroni, nel core del reattore.

Gas nobile, inerte; vedi Kr-85 per il comportamento. Dato il rapido decadimento, ha interesse solo locale (somministrazione) e non geografico; colpisce cute (particelle beta) e organi profondi (raggi gamma).

Manganese 54 e Manganese 56. Decadimento per cattura elettronica con T_{fis} 310 giorni, il primo isotopo; decadimento beta-gamma con T_{fis} 2,6 ore il secondo isotopo. Il Mn-54 si forma per attivazione neutronica, con energie elevate (10 MeV). Il Mn-56 si forma per cattura radiativa (n, γ) di neutroni termici.

Il Manganese è elemento costitutivo di vari tipi di acciaio. A seguito di fenomeni di corrosione degli acciai, radionuclidi di Mn passano nei fluidi di raffreddamento del reattore e si possono trovare in effluenti liquidi e in rifiuti solidi.

Il Manganese è presente in tracce nell'organismo umano.

Cobalto 58 e Cobalto 60. Decadimento per cattura elettronica, T_{fis} 71 giorni il primo; decadimento beta e gamma

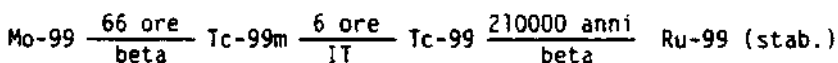
T_{fis} 5,3 anni il secondo.

Il rateo di esposizione gamma a 1 m di distanza da 1 GBq di Co-60 è di 35 mR/ora (da 1 Ci è di 1300 mR/ora) e l'attività specifica di questo nuclide (al 100% di abbondanza isotopica) è di 41 TBq/g (1100 Ci/grammo).

Co-58 e Co-60 si formano per attivazione neutronica a soglia, con neutroni veloci, da atomi di Nickel presenti in vari tipi di acciaio. Il Co-60 si forma anche per cattura radiativa di neutroni termici. A seguito di corrosione, radionuclidi di Co si ritrovano in effluenti liquidi e rifiuti solidi.

Il Cobalto entra a far parte del metabolismo umano, perchè è costituente della molecola della Vitamina B12.

Molibdeno 99. Prodotto di fissione dell'Uranio 235, è qui ricordato perchè viene anche prodotto da Molibdeno naturale per irraggiamento neutronico in reattore. Instabile, dà origine al Tecnezio 99m, per decadimento beta. Il Tc-99m è anch'esso instabile e passa a Tc-99, per decadimento IT (internal transition), con fotoni da 140 keV, secondo il seguente schema:



Il Tc-99 ha larghissimo impiego in radiodiagnostica medica. Il T_{fis} del Mo-99 consente la preparazione, la spedizione e il trasporto dal luogo di produzione ai luoghi di impiego, ove si provvede alla separazione chimica del Tc-99m.

Tecnezio 99m. Ricordiamo qui questo radioisotopo, discendente del Mo-99 (vedi sopra). Come pertecnetato si distribuisce nell'organismo umano secondo quanto segue: corpo intero 83%; stomaco 10%; tiroide 4%; fegato 3%.

Il Tc-99m può esser legato a molecole di vario tipo e complessità, delle quali diventa tracciante (marcatore) una volta somministrato al paziente. Così legato è pertanto utilizzato largamente in molti e vari esami di radiodiagnostica.

Tra gli altri prodotti di attivazione di materiali soggetti a flusso di neutroni veloci o di neutroni lenti, che abbiano periodo di dimezzamento non brevissimo (e di conseguenza siano più interessanti per la radioprotezione) si possono ricordare i seguenti:

Cromo 51, T_{fis} 28 g.

Rame 64, T_{fis} 13 h

Tantalio 182, T_{fis} 115 g.

Ferro 59, T_{fis} 45 g.

Zinco 65, T_{fis} 244 g.

Tungsteno 187, T_{fis} 24 h

3. Sostanze radioattive naturali

Più propriamente si dovrebbe parlare di radionuclidi naturali (K-40, C-14) e di radioelementi naturali (U, Th, Ra, Rn).

Uranio naturale. Composizione isotopica: U-238, U-234, U-235. Questo ultimo rappresenta lo 0,7% in peso. Il decadimento è alfa per i tre isotopi. L'isotopo 238 ha T_{fis} $4,5 \cdot 10^9$ anni, l'isotopo 234 ha T_{fis} $2,5 \cdot 10^5$ anni, l'isotopo 235 ha T_{fis} $7,1 \cdot 10^8$ anni. 1 g di Uranio naturale di recente estrazione ha attività di 12,2 kBq (0,33 microcurie) di U-238; 12,2 kBq (0,33 microcurie) di U-234; 0,57 kBq (0,015 microcurie) di U-235.

A causa della bassissima attività specifica, l'Uranio naturale è più temibile per la sua tossicità chimica (sul rene) che per la tossicità da radiazioni emesse. Questo fatto è vero anche per Uranio arricchito al 2-3% in U-235. Ma nell'Uranio fortemente arricchito in U-235 la tossicità più rilevante è quella radiologica.

Nel corpo umano sono naturalmente presenti circa 90 microgrammi di U_{nat} .

Torio naturale. Composizione isotopica diversa a seconda del minerale d'origine. L'isotopo 232 ha T_{fis} $1,4 \cdot 10^{10}$ anni, con decadimento alfa. Il Torio naturale è fortemente radiotossico. Al presente non ha molto rilievo in ingegneria e industria nucleare.

Radio. Ricorderemo i nuclidi a T_{fis} più lungo: Ra-226 (della famiglia dell'Uranio) T_{fis} 1600 anni; Ra-228 (della famiglia del Torio) T_{fis} 5,75 anni. Decadimento alfa.

1 g di Ra-226 ha attività di 1 Ci (37 GBq) ed è in equilibrio geologico con circa 3000 kg-di Uranio.

Nel terreno (e nel cemento) il contenuto di Ra-226 varia ampiamente; in molti casi esso è 10-70 Bq/kg (270-1900 pCi/kg).

Il Radio è elemento simile agli alcalino-terrosi, come Calcio e Bario. Nel corpo si accumula nelle ossa, da cui è rimosso lentissimamente. Nell'organismo umano sono di regola presenti 50-100 pCi (provenienti da cibi e da acqua). Nelle ceneri dei carboni fossili è presente Ra-226 in concentrazione di qualche decimo di Bq/g (alcuni pCi/g).

Radon. Discendente gassoso del Radio. Il Ra-226 dà Rn-222 (a cui ci si riferisce comunemente parlando di Radon); il Ra-228 dà Rn-220 (chiamato anche Toron). Entrambi presentano decadimento alfa. Il Rn-222 ha T_{fis} 3,8 giorni.

Gas nobile, il Radon è discendente di un elemento solido e progenitore di elementi solidi, a temperatura ambiente. I suoi discendenti sono radioattivi e appena formati in aria hanno tendenza ad adsorbire su particelle di pulviscolo atmosferico.

Discendenti a breve vita del Radon-222. Si tratta di radionuclidi del Polonio, del Bismuto e del Piombo. Alcuni a decadimento alfa, altri a decadimento beta-gamma, in buona parte con T_{fis} assai brevi o brevissimi (minuti o secondi) aderiscono al pulviscolo atmosferico e sono più temibili per la salute (polmoni, ossa) del progenitore Radon.

Potassio 40. Decadimento beta (89%) e per cattura elettronica (11%), T_{fis} $1,3 \cdot 10^9$ anni. Particelle beta da 1,31 MeV_{max} (89%), raggi gamma di 1,46 MeV (11%).

Il Potassio è elemento alcalino. Il K-40 è presente nella composizione isotopica naturale dell'elemento. 1 g di K naturale contiene 31,8 Bq (860 picocurie) di K-40.

Il Potassio è presente nel terreno e nelle rocce (in molti casi tra 0,7 e 2,2 Bq/g; 20-60 pCi/g).

Presente in tutti i tessuti corporei, specie nella muscolatura. Abbondante nel latte e nelle verdure.

L'uomo-tipo di 70 kg contiene 140 g di Potassio, e dunque $140 \times 31,8 = 4452$ Bq ($140 \times 860 = 120400$ pCi) di K-40.

Carbonio 14. Vedi 2. per varie informazioni. Il C-14 si forma di continuo nell'atmosfera terrestre, sotto l'azione dei raggi cosmici sull'azoto. 1 g di C di vegetali secchi o di legno conteneva nel 1951 0,26 Bq (7 pCi) di C-14. Nell'uomo tipo si trovavano circa 3330 Bq (90000 pCi) nel 1951. Questi valori sono oggi cambiati per effetto del C-14 da bombe nucleari e per effetto del Carbonio senza C-14 della CO₂ risultante dalla combustione dei combustibili fossili.

4. Materiali fissili e nuclidi transuranici

Uranio 235. Decadimento alfa, $T_{\text{fis}} 7.10^8$ anni.

Come abbiamo già accennato, questo isotopo quando sia separato allo stato quasi puro è più temibile sotto l'aspetto radiologico che chimico, a differenza dell'Uranio naturale (vedi).

Plutonio 239. Decadimento alfa, $T_{\text{fis}} 24000$ anni. Circa 4 disintegrazioni su 100 emettono raggi γ tra 13 e 20 keV, prodotti in processi di conversione interna; questi fotoni consentono di essere rivelati in ferite cutanee contaminate ed anche in polmoni in cui il Pu si sia depositato.

Si origina per attivazione neutronica dallo U-238 nei reattori nucleari: $U-238 (n, \gamma) \rightarrow U-239 (\beta^-) \rightarrow Np-239 (\beta^-)$

→ Pu-239. Il Pu viene separato nel ritrattamento del combustibile irradiato. 1 g di Pu-239 ha attività di 2220 MBq (60 mCi).

Il Pu può presentarsi in quattro diversi stati di valenza chimica.

Depositato sul suolo ha ridotta mobilità (da 0,1 a 1 cm all'anno verso la profondità). Da tener presenti i fenomeni di risospensione: suolo-aria-inalazione. Veramente modesto è il trasferimento suolo-radici-parti aeree dei vegetali.

Nei sistemi acquatici il Pu aderisce alle particelle in sospensione e s'accumula rapidamente sul fondo. Il fitoplancton sospeso in acqua, gli animali che si nutrono filtrando acqua e gli animali bentonici presentano accumulo di Pu.

Nell'organismo umano, a seguito delle ricadute da bombe nucleari di prova, vi sono circa 0,1 Bq (2,7 pCi) di Pu-239. Questa attività è pari a qualche per cento dell'attività alfa dei nuclidi naturali corporei.

Nel caso di gravissimi incidenti nucleari con sviluppo di calore può fuoriuscire nell'ambiente assieme ai PF meno volatili. Si comporta come talune terre rare (vedi Cerio) ma ha metabolismo più polimorfo, con accumulo oltreché nel polmone (se inalato) nelle ossa e nel fegato.

Radiotossicità estremamente elevata. In linea generale si può dire che è fortemente pericoloso se inalato (ritenzione corporea), assai meno pericoloso se ingerito (eliminazione con le feci). T_{bio1} (osso) 100 anni, T_{bio1} (fegato) 40 anni.

Al presente l'ingestione di Pu-239 e 240 da parte dell'italiano medio è di 0,04-0,07 Bq/anno (1-2 pCi/anno).

Per il lunghissimo dimezzamento costituisce un grosso problema per l'eliminazione come rifiuto radioattivo.

Americio 241. Decadimento alfa, $T_{1/2}$ 430 anni. La chimica dello Am è più semplice di quella del Pu. In soluzione, la forma trivalente è la più stabile ed importante biologicamente.

Lo Am-241 è presente nel fallout da test nucleari in misura pari a circa 1/4 degli isotopi del Pu presenti.

ASPETTI METABOLICI DELLA CONTAMINAZIONE CORPOREA

1. Vie di introduzione

Le vie di introduzione-incorporazione nell'organismo umano di sostanze radioattive sono l'inalazione di aria (respirazione), l'ingestione di cibi e bevande (alimentazione), le ferite cutanee e l'assorbimento transcutaneo.

Una distinzione di base va fatta tra composti e sostanze cosiddetti solubili e composti e sostanze insolubili contenenti i radionuclidi, perchè il destino nell'organismo è assai diverso ed influisce molto sull'irradiazione interna. I composti solubili circolano nella corrente sanguigna, entrano in organi e tessuti, sono "trasportabili" attraverso le membrane cellulari e tissutali; i composti insolubili non hanno queste caratteristiche o le presentano in misura assai ridotta.

La solubilità è riferita ai liquidi fisiologici, presenti là dove avviene l'introduzione: il plasma (pH=7,3) nel caso di ferite; ancora il plasma, nel caso di inalazione; i succhi gastrici (pH<1) e i succhi intestinali (nel digiuno, pH=8-9) nel caso di ingestione.

1.1. Introduzione da ferita. I composti solubili passano nel plasma sanguigno e di qui nei vari organi e tessuti corporei. Di regola l'escrezione avviene prevalentemente con l'urina.

I composti insolubili hanno tendenza a restare nel luogo di introduzione, nella cute e nel tessuto sottocutaneo; se pulverolenti, danno una sorta di tatuaggio locale.

1.2. Introduzione da ingestione. I composti solubili superano la barriera costituita dalle mucose gastro-intestinali; arrivano nel plasma sanguigno e di qui nei vari organi e tessuti corporei. La frazione dell'ingerito che arriva al plasma e la frazione che dal plasma passa agli organi e tessuti varia da composto a composto, da molecola a molecola, da ione a ione. L'escrezione avviene prevalentemente con l'urina.

I composti insolubili effettuano semplicemente il "transito" attraverso il sistema gastro-intestinale, durante il quale possono dare dosi alle mucose (particelle beta, alfa; raggi gamma) nonché all'addome e all'organismo (raggi gamma). L'espulsione con le feci avviene da 1 a 3 giorni dopo l'ingestione.

1.3. Introduzione da inalazione. Un semplice schema funzionale-metabolico, assai usato in passato, era il seguente.

a) Composti solubili: circa 1/4 dell'inalato viene esalato col respiro; circa 3/4 si depositano sul muco che tappezza le vie aeree. Una parte assai variabile da nuclide a nuclide viene riportata in poche ore verso il faringe (dove è deglutita nell'esofago) per opera delle cellule a cilia vibratili, mentre il rimanente passa dagli alveoli al plasma sanguigno e di qui ai vari organi e tessuti corporei, ai reni e all'urina.

b) Composti insolubili: circa 1/4 dell'inalato viene esalato col respiro; una frazione elevata, poniamo 1/2, si deposita sul muco e ritorna in faringe, dov'è inghiottita. Dello 1/4 che resta, una metà passa anch'essa (ma con trasporto lento, di qualche giorno e non di qualche ora) nel faringe-esofago; l'altra metà (1/8 dell'inalato) rimane nei polmoni, dai quali viene molto lentamente rimossa verso il sangue e verso i linfonodi regionali, con T_{bio} (vedi

oltre) di circa 120 giorni. Si noti che in questo schema circa 5/8 dei composti insolubili passano nell'esofago e dunque si ritrovano in 1-3 giorni nelle feci: e ciò è importante ai fini di rilevamenti e controlli.

Lo schema funzionale-metabolico riferito ha il difetto d'una eccessiva semplicità. I fenomeni fisiologici che seguono all'inalazione sono in realtà più complessi e diversificati.

a) Si deve innanzitutto considerare il fatto che le dimensioni delle particelle inalate hanno grande importanza nel determinare il tratto dell'albero respiratorio in cui esse tendono a depositare (figura 1):

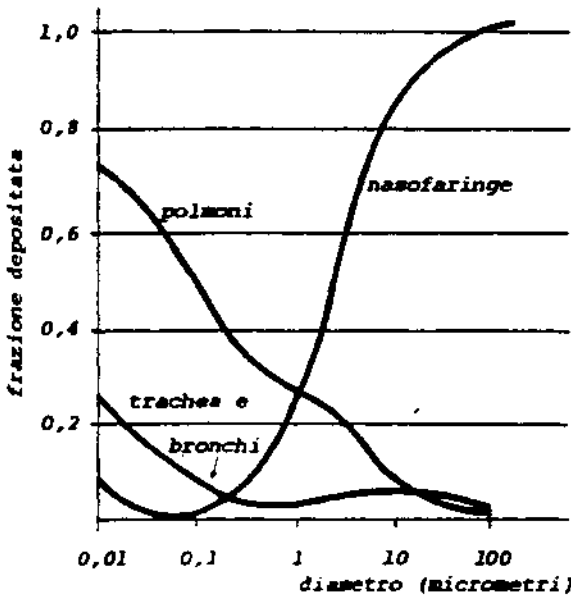


Figura 1. Deposito delle particelle inalate, in funzione del loro diametro.

- diametro fino a 0,5 micron: deposito prevalente negli alveoli polmonari;
- diametro tra 0,5 e 2,0 micron: deposito alveolare e nasofaringeo;

- diametro tra 2 e 10 micron: deposito prevalente nel nasofaringe;
- diametro maggiore di 10 micron: deposito quasi totale nel nasofaringe.

Per orientamento, si ricorda che le particelle che compongono il fumo d'una sigaretta hanno diametro da 0,01 a 0,5 micron; le particelle della polvere di cemento da qualche micron a un centinaio di micron.

Un fazzoletto ripiegato (4 strati di tessuto) e applicato su bocca e naso riduce a circa un mezzo l'introduzione di aerosol di 1-5 micron di diametro.

b) E' oggi possibile una classificazione fisico-chimica degli aerosol inalati in tre categorie o classi di crescente rimozione (clearance) dalla regione alveolare dell'apparato respiratorio ove essi siano stati depositati:

- la classe Y presenta assai lenta rimozione ($T_{\text{biol}} > 100$ giorni) ed è costituita da vari ossidi, idrossidi, carburi di lantanidi, di attinidi, di Zr, Y, Mn;
- la classe W presenta piuttosto lenta rimozione (T_{biol} tra 10 e 100 giorni) ed è costituita da vari ossidi e idrossidi, da solfuri e solfati, da carbonati, da fosfati, da nitrati, ecc.;
- la classe D presenta rapida rimozione ($T_{\text{biol}} < 10$ giorni) e comprende composti che non fanno parte delle precedenti classi.

2. Vie di eliminazione

Le vie d'uscita, di eliminazione, delle sostanze radioattive dal corpo umano sono l'espirazione-esalazione, che segue ad ogni inspirazione-inalazione, le urine (in cui passano, in parte, i composti solubili), le feci (in cui passano, in gran parte, i composti insolubili) e il sudore. In tutti i mammiferi anche il latte è importante via di

eliminazione di composti solubili.

L'ingestione ed eliminazione giornaliera di acqua (bilancio idrico) da parte dell' "uomo tipo" (lavoratore di 70 kg) è riportata nella tabella 2.

L'inalazione ed esalazione giornaliera di aria (bilancio respiratorio) da parte dell' "uomo tipo" è riportata nella tabella 3.

Tabella 2. Bilancio idrico giornaliero dell'uomo tipo

introduzione (g/giorno)		eliminazione (g/giorno)	
acqua nei cibi	700	acqua nelle urine	1400
acqua nelle bevande	1950	acqua nel sudore	650
acqua di ossidazione	<u>350</u>	acqua nell'aria esalata o eliminata per altre vie	850
totale	3000	acqua nelle feci	<u>100</u>
		totale	3000

Tabella 3. Bilancio respiratorio giornaliero dell'uomo tipo

durante le 8 ore di lavoro	10 m^3 (circa 20 litri/min)
durante le 16 ore di non lavoro	13 m^3 (circa 13 litri/min)
totale	23 m^3 /giorno

3. Modello a compartimenti dell'organismo umano

Dopo aver brevemente considerato le vie di entrata e di uscita dal corpo umano, consideriamo ora le modalità con cui elementi e sostanze entrano, rimangono ed escono dai singoli organi e tessuti corporei.

3.1. Gli organi e i tessuti possono essere considerati - in un modello dinamico del corpo umano e delle sue funzioni - come altrettanti "compartimenti" a rinnovo continuo delle sostanze

in essi contenute. Essi captano e rilasciano le proprie molecole e ioni (funzione di scambio o di rinnovo) secondo un certo ritmo (rateo di scambio) che è proprio di ogni compartimento e sostanza.

In molti casi captazione e rilascio si eguagliano nell'unità di tempo (condizioni di equilibrio); in altri casi ciò non avviene (condizioni di crescita ponderale, condizioni di "non saturazione" d'un elemento in un organo, come iodio in tiroide o di particelle circolanti sequestrate da particolari tessuti, come colloidi da parte del reticolo-endotelio) e la captazione prevale sul rilascio nell'unità di tempo.

Lo scambio può avvenire tra compartimenti contigui oppure tra compartimenti a distanza, attraverso il plasma sanguigno che funziona da compartimento o camera di scambio, circolando ovunque nel corpo.

Tra i compartimenti e sottocompartimenti anatomici di rilievo si ricordano:

- apparato respiratorio: bocca, naso, faringe, laringe, trachea, bronchi, bronchioli, alveoli polmonari;
- apparato gastro-intestinale: bocca, faringe, esofago, stomaco, intestino tenue, intestino crasso;
- apparato scheletrico: strutture portanti in fosfato tricalcico, cellule dell'osso, cellule di rivestimento dell'endostio, midollo emopoietico;
- fegato, che secreta la bile che passa nell'intestino tenue;
- reni, che provvedono all'escrezione dell'urina;
- la ghiandola tiroide, dove si accumula lo iodio;
- linfonodi (o gangli linfatici), dove si accumulano talune particelle circolanti insolubili.

La figura 2 mostra uno schema assai semplificato di questo modello a compartimenti: in essa sono indicati alcuni compartimenti corporei, le funzioni di scambio, di introduzio-

ne e di eliminazione.

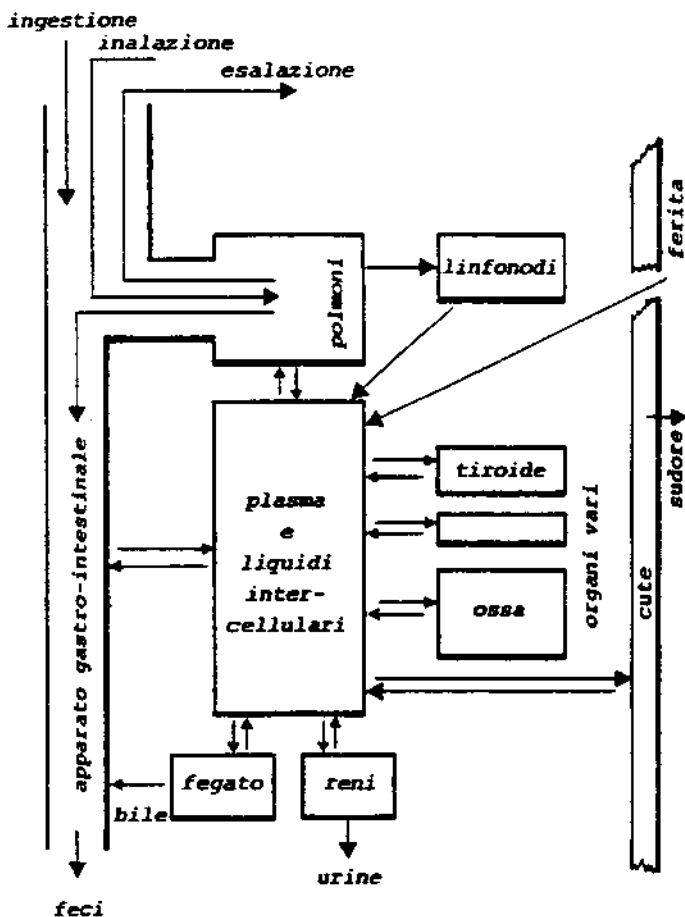


Figura 2. Modello a compartimenti dell'organismo umano che mostra le vie di introduzione, gli scambi e le vie di eliminazione.

3.2. Si consideri ora un singolo compartimento in condizioni di equilibrio di scambio. La captazione e il rilascio di molecole e ioni avviene secondo modalità di rinnovo per la quale una frazione costante di ogni famiglia di molecole o di

ioni lascia il compartimento nell'unità di tempo, verso il plasma o verso altro compartimento, e viene rimpiazzata per captazione dal plasma o da altro compartimento (rateo di scambio, turnover rate).

Questo ritmo di rinnovo (rapido per certi organi e per certe sostanze, lento o lentissimo per altri organi e per altre sostanze) fa sì che - quando insorge e si mantiene una data concentrazione di un radioisotopo nel plasma - la concentrazione del radioisotopo nell'organo-compartimento cresca con l'andamento d'una curva a concavità verso il basso, del tipo

$$\text{Conc.}_{\text{organo}, t} = \text{Conc.}_{\text{plasma}} (1 - e^{-kt}) \quad \text{Bq/g}$$

dove k è la costante di rinnovo e t il tempo. Si dice comunemente che l'accumulo avviene secondo una funzione esponenziale di saturazione, che tende a un valore asintotico che viene raggiunto in un tempo più o meno lungo in funzione della costante di rinnovo (v. figura 3).

Per la stessa legge di rinnovo, la concentrazione del radioisotopo nell'organismo-compartimento decresce - quando la presenza del radioisotopo nel plasma venga a cessare - con l'andamento d'una curva a concavità verso l'alto, del tipo

$$\text{Conc.}_{\text{organo}, t} = \text{Conc.}_{\text{organo}, t=0} e^{-kt} \quad \text{Bq/g}$$

Si dice allora che la ritenzione nell'organo cala secondo una funzione esponenziale decrescente (v. figura 5).

La conoscenza del rateo di scambio consente di stabilire il tempo di dimezzamento biologico, T_{biol} , di determinate molecole o ioni, definito come l'intervallo di tempo in cui un numero iniziale di molecole o ioni nel compartimento è ridotto a metà, e sostituito da altre molecole o ioni, per effetto del rinnovo.

Il tempo di dimezzamento biologico risulta uguale a $\ln 2/k = 0,693/k$.

La vita media biologica, τ_{biol} , di determinate molecole o ioni nel compartimento è definita come il tempo medio di permanenza nel compartimento, uguale a $1/k$. Ne consegue che $\tau_{\text{biol}} = 1,4 T_{\text{biol}}$.

Poiché ogni nuclide radioattivo ha un proprio tempo di dimezzamento fisico, T_{fis} , nello studio del rinnovo di molecole contenenti radioisotopi si deve tener conto della combinazione dei due tempi di dimezzamento, e cioè del tempo di dimezzamento effettivo,

$$T_{\text{eff}} = T_{\text{fis}} \times T_{\text{biol}} / (T_{\text{fis}} + T_{\text{biol}})$$

In taluni casi il dimezzamento fisico è così rapido che il dimezzamento biologico, espressione dei fenomeni di rinnovo, può essere ignorato. In altri casi il dimezzamento fisico è così lento che sono solamente i fenomeni di rinnovo - e dunque il dimezzamento biologico - a stabilire il valore di T_{eff} . Nei casi in cui i due tempi di dimezzamento, fisico e biologico, siano abbastanza simili, entrambi contribuiscono significativamente a stabilire il valore di T_{eff} .

4. Accumulo corporeo di un radionuclide

Dopo questi cenni sul modello a compartimenti dell'organismo e sugli scambi d'ogni compartimento, consideriamo di nuovo i fenomeni di accumulo, nell'organismo o in un organo, di un radionuclide durante un'esposizione-incorporazione prolungata (incorporazione cronica). E' il caso di talune esposizioni lavorative, che si ripetono tutti i giorni per mesi, anni o decenni.

Se l'incorporazione è continua, l'accumulo q nell'organismo o nell'organo in un tempo t è descritto dall'integrale temporale:

$$q = i \int_0^t R(\tau) d\tau$$

in cui:

- i è l'incorporazione giornaliera (becquerel/giorno),
 $R(t)$ la ritenzione al tempo t ,
 t il tempo trascorso tra l'inizio dell'incorporazione e l'osservazione.

Nel caso più semplice di un solo compartimento, la ritenzione R è rappresentabile da un monomio esponenziale ($e^{-t/\tau}$) e l'accumulo q viene descritto dalla relazione

$$q = i \int_0^t e^{-t'/\tau} dt' = i\tau (1 - e^{-t/\tau}) \quad Bq$$

dove τ è la vita media effettiva nel compartimento.



Figura 3. Accumulo esponenziale "di saturazione", con asintoto.

Il significato della relazione è che l'accumulo cresce con il tempo fino a che l'incorporazione giornaliera eguaglia l'eliminazione giornaliera (per decadimento fisico ed allontanamento dal compartimento) e si raggiunge una situazione d'equilibrio, a cui corrisponde una determinata quantità di radionuclide nel compartimento stesso (figura 3).

L'equilibrio è pressochè raggiunto per tempi che siano 4-5 volte più grandi di τ . Quando τ è dell'ordine di decine di anni l'equilibrio non è raggiunto neppure sull'intero arco della vita lavorativa (40-50 anni), nonostante l'incorporazione giornaliera del radionuclide. Si è allora di fronte ad un incessante accumulo corporeo senza raggiungimento del valore asintotico.

Per fornire qualche esempio, diremo che l'accumulo di equilibrio a seguito di introduzioni croniche è pressoché raggiunto in alcune settimane per I-131 e T₂O; in un anno e mezzo per Cs-137; in 5 anni per Ce-144; in 50 anni per Sr-90. L'accumulo d'equilibrio è lontano dall'esser raggiunto per Pu-239, anche a seguito di introduzione giornaliera perdurante per 50 anni (vedi figura 4 e tabella 4).

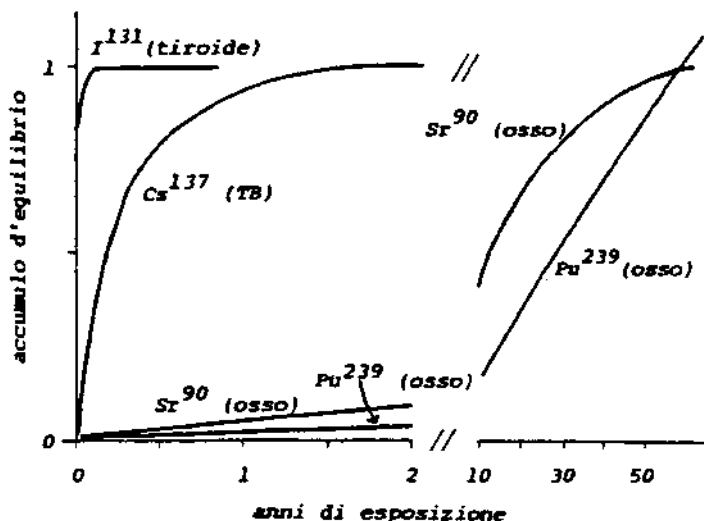


Figura 4. Esposizione prolungata a livello costante di concentrazione ambientale. L'accumulo (come frazione dello accumulo di equilibrio) cresce e si stabilizza nel caso di nuclidi con vita breve o media; continua a crescere anche dopo decenni di esposizione nel caso di nuclidi con vita lunga o lunghissima.

Conviene soffermarsi un momento sulla relazione $q = i \tau (1 - e^{-t/\tau})$. Per ragioni di radioprotezione, in molti casi si stabilirà di non voler superare mai, durante la vita lavorativa, un determinato valore di accumulo q (a cui corrisponde un definito rateo di dose). La relazione può essere risolta allora rispetto a i , adottando per t il valore

di 40 oppure 50 anni, cosicchè anche a fine della vita lavorativa l'individuo esposto tutti i giorni all'incorporazione i , non superi il valore di accumulo q , stabilito con criteri protezionistici.

Tabella 4. Esposizione prolungata a livello costante di concentrazione ambientale: percentuale, a vari tempi, dell'accumulo q che si realizzerà dopo 50 anni di esposizione

nuclide	organo di deposito	accumulo percentuale		
		dopo 6 mesi	dopo 5 anni	dopo 50 anni
I-131	tiroide	100	100	100
Cs-137	TB	69	100	100
Zn-65	ossa	57	100	100
Ce-144	fegato	38	99	100
Sr-90	ossa	2,3	21	100
Pu-239	ossa	1,2	12	100

Trovato il valore di incorporazione giornaliera (o annuale) appropriato, è poi possibile, sulla base delle conoscenze di fisiologia e metabolismo dell' "uomo tipo", stabilire il valore di introduzione giornaliera (o annuale) che corrisponde a detta incorporazione; e di poi calcolare la concentrazione (becquerel/cm³; microcurie/cm³) del radionuclide che si deve avere nell'aria inalata e nell'acqua e cibi ingeriti, per rispettare il valore di accumulo q anche al termine di 40 oppure 50 anni di esposizione.

Con opportuni adattamenti, può anche essere stabilita la concentrazione per individui della popolazione, per bambini, ecc. che corrisponda ad un prestabilito valore di accumulo q .

I limiti d'introduzione annuale dei vari nuclidi, per l'uomo tipo (inalazione e ingestione; composti solubili e composti insolubili) sono forniti dalla Commissione Internazionale per le Protezioni Radiologiche, ICRP (vedi capitolo

sugli standard di protezione).

5. Ritenzione corporea di un radionuclide

Consideriamo ora la ritenzione corporea di molecole o di ioni radioattivi, al cessare d'una esposizione e incorporazione. La conoscenza e descrizione di questi fenomeni ha rilievo anche per i casi di infortunio, con incorporazione unica e breve (incorporazione acuta) di sostanze radioattive, seguita da ritenzione corporea che ha forte interesse radioprotezionistico. Distinguiamo vari casi, dal più semplice a casi più complessi.

5.1. Ritenzione descritta da un monomio esponenziale decrescente. È il caso più semplice, in cui un organo o l'organismo intero possono essere considerati un unico compartimento che elimina verso l'esterno. La ritenzione $R(t)$ è descritta da un solo termine esponenziale decrescente:

$$R(t) = I e^{-t/\tau} \quad \text{Bq}$$

in cui:

- I è l'attività incorporata, in becquerel,
- t è il tempo trascorso tra incorporazione e osservazione,
- τ è la vita media effettiva.

La figura 5 mostra l'andamento nel tempo della ritenzione.

Un esempio è fornito dalla ritenzione dell'acqua tritiata, T_2O e THO nel corpo intero, TB:

$$R(t) = I e^{-t/14} \quad \text{Bq (t in giorni)}$$

Per $I=1$, il valore di $R(t)$ è 0,61 a 7 giorni; 0,12 a 30 giorni; 0,014 a 60 giorni. L'acqua tritiata incorporata lascia dunque rapidamente l'organismo.

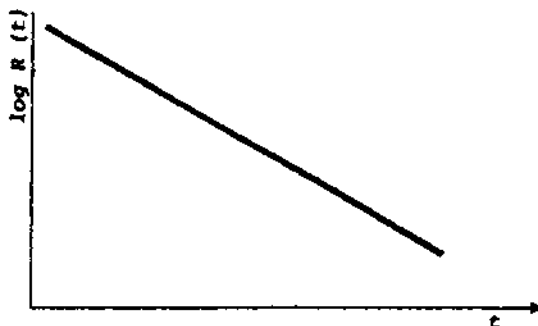


Figura 5. Ritenzione descritta da un monomio esponenziale.

5.2. Ritenzione descritta da un binomio esponenziale decrescente. Caso appena più complesso del precedente: il radionuclide si ritrova in due compartimenti con diversi ratei di rinnovo. La ritenzione $R(t)$ è descritta dalla somma di due termini esponenziali decrescenti:

$$R(t) = I(c_1 \cdot e^{-t/\tau_1} + c_2 \cdot e^{-t/\tau_2}) \quad \text{Bq}$$

in cui c_1 e c_2 esprimono la ripartizione del radionuclide nei due compartimenti; e τ_1 , τ_2 sono le vite medie effettive nei due compartimenti.

Un esempio è fornito dalla ritenzione dello Iodio 131 nel corpo intero, TB:

$$R(t) = I (0,7 e^{-t/0,35} + 0,3 e^{-t/11}) \quad \text{Bq (in t giorni)}$$

Per $I=1$ il valore di $R(t)$ è 0,31 a 1 giorno; 0,16 a 7 giorni; 0,02 a 30 giorni. La ritenzione di I-131 rapidamente decresce, anche perchè il T_{fis} è piccolo. I due compartimenti sono rappresentati dallo Iodio presente nel resto del corpo e presente nella tiroide.

La figura 6 mostra l'andamento nel tempo della ritenzione, in questo caso.



Figura 6. Ritenzione descritta da un binomio di termini esponenziali.

5.3. Ritenzione descritta da un polinomio di termini esponenziali decrescenti. Caso più complesso dei precedenti, in cui il radioisotopo si trova in vari compartimenti con diversi ratei di rinnovo. La ritenzione è descrivibile da un polinomio di termini esponenziali decrescenti:

$$R(t) = I (c_1 e^{-t/\tau_1} + c_2 e^{-t/\tau_2} + c_3 e^{-t/\tau_3} \dots) \quad \text{Bq}$$

5.4. Ritenzione descritta da un monomio di potenza. Quando l'andamento della ritenzione debba essere descritto mediante un polinomio di numerosi termini esponenziali, si può utilizzare un opportuno monomio di potenza che rappresenta abbastanza bene l'andamento della funzione ed è di calcolo più agevole. E' questo il caso di nuclidi che si ritrovano in molti compartimenti con vite medie differenti, alcune delle quali molto lunghe (rinnovo lentissimo). La ritenzione può essere descritta in questi casi mediante la relazione

$$R(t) = A_1 t^{-n} \quad \text{Bq}$$

in cui:

A_1 è l'incorporazione-ritenzione esistente 1 giorno dopo l'introduzione acuta, in becquerel,
 t è il tempo trascorso tra introduzione acuta e osservazione,
 n è una costante specifica per il nuclide considerato, di valore compreso tra 0 e 1.

La funzione sopra ricordata potrebbe esser scritta più correttamente dal punto di vista dimensionale e matematico:

$$R(t) = z^n (t+z)^{-n} \quad \text{Bq}$$

in cui z è una costante di tempo.

La figura 7 mostra l'andamento della ritenzione.

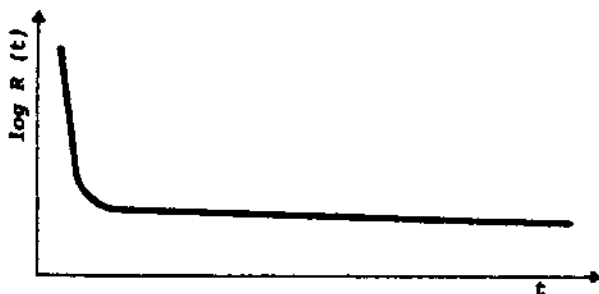


Figura 7. Ritenzione descritta da un monomio di potenza.

Un esempio è dato dalla ritenzione dell'Uranio naturale nel corpo intero, TB:

$$R(t) = 0,2 t^{-0,5} \quad \text{Bq (t in giorni)}$$

Per $A = 0,2$ (come nella relazione), il valore di R è 0,08 a 7 giorni; 0,01 a 1 anno; 0,003 a 10 anni. Dunque la ritenzione dell'Uranio naturale dopo introduzione acuta subisce una rapida decrescita nei primi giorni; ma la frazione che dopo qualche giorno rimane nel corpo lascia poi lentissimamente l'organismo. In effetti è l'Uranio "circolante" che fuoriesce rapidamente dal corpo; mentre l'Uranio che si è legato al

tessuto osseo non abbandona l'organismo che con estrema lentezza.

IRRADIAZIONE INTERNA E DOSIMETRIA INTERNA

1. Irradiazione interna

Delle due modalità fondamentali di irradiazione dell'organismo umano (irradiazione esterna e irradiazione interna) l'irradiazione esterna è già stata illustrata in altro capitolo. Nella irradiazione interna l'organismo intero o una sua parte (un apparato, un organo, un tessuto) è irradiato da sorgenti (elementi radioattivi o sostanze radioattive) che sono state introdotte nell'organismo stesso e sono state variamente incorporate.

L'irradiazione interna è provocata da particelle alfa, da particelle beta, da raggi gamma, da altri fotoni emessi nella disintegrazione nucleare di radionuclidi presenti nell'organismo a seguito di inalazione, di ingestione, di ferita.

Queste particelle e radiazioni, emesse all'interno dei tessuti e degli organi, danno luogo ad energia assorbita (dose) nei tessuti stessi. Si rammenti quanto è già stato detto parlando dell'irradiazione esterna, cioè che gli effetti biologici sono funzione della dose assorbita.

L'energia delle particelle alfa dei radionuclidi è generalmente tra 4 e 9 MeV. Tutta l'energia delle particelle alfa d'un radionuclide viene depositata (assorbita) su un tragitto di poche decine di micron di tessuto biologico.

Quando nuclidi emettitori alfa vengono inalati e vi è deposito sulla mucosa bronchiale o negli alveoli polmonari, le particelle alfa irraggiano le cellule che si trovano a loro

contatto. Quando sostanze insolubili contenenti nuclidi emettitori alfa vengono ingerite, solamente le particelle alfa che sono emesse direttamente a contatto della mucosa gastrica o intestinale possono dare dose alle cellule di tale mucosa; le particelle alfa emesse anche a piccolissima distanza (un centinaio di micron) non giungono alle cellule e non danno dose ad esse.

L'energia delle particelle beta è generalmente tra qualche decina di keV e 3-4 MeV. Le particelle beta d'un dato radionuclide non hanno la stessa energia, ma sono distribuite secondo uno spettro continuo che da energia zero giunge ad un'energia massima, propria dello spettro considerato. L'energia media delle particelle dello spettro è circa 2/5 dell'energia massima. L'energia delle particelle beta viene depositata su percorsi brevi, fino a qualche mm; anche particelle estremamente energetiche non attraversano più di 1,5 cm circa di tessuto.

Quando nuclidi emettitori beta vengono inalati e vi è deposizione nell'albero respiratorio, la dose a scala micrometrica ha una distribuzione spaziale più uniforme di quanto non avvenga con le particelle alfa, salvo che l'energia delle particelle beta sia piccolissima. Quando sostanze insolubili contenenti particelle beta vengono ingerite, solamente le particelle beta emesse in punti a una distanza dalla mucosa gastroenterica inferiore al loro percorso massimo riescono a raggiungere la mucosa e a dar dose ad essa.

L'energia dei raggi gamma dei radionuclidi è generalmente tra pochi keV e 3 MeV. I raggi gamma d'un radionuclide hanno particolari energie ben definite, cioè sono emessi secondo una o più righe spettrali.

Quando sostanze insolubili contenenti radionuclidi emettitori gamma vengono inalate o ingerite, danno dosi non solamente nei luoghi di deposito o di transito delle sostanze, ma anche attorno ad essi, data la notevole capacità di penetrazione. La distribuzione spaziale della dose nell'apparato o nell'organo risulta assai uniforme, salvo per raggi

gamma di debolissima energia.

Per lo più la radiazione gamma da nuclidi incorporati deposita solo una parte della propria energia nell'organismo umano, prima di fuoriuscire da esso a causa della sua capacità di penetrazione. Questa fuoriuscita di raggi gamma di nuclidi incorporati può risultare molto utile per valutare mediante strumenti posti all'esterno del corpo la presenza di detti nuclidi in organi e tessuti.

2. Dosimetria interna

La dosimetria da irradiazione interna è detta dosimetria interna. Nel capitolo riguardante la irradiazione esterna e la dosimetria esterna sono già stati introdotti i concetti generali di dose integrale, di dose specifica in un punto, di dose specifica media nell'organo irradiato. Così pure è stato introdotto il concetto di intensità o rateo di dose.

Nell'irradiazione interna, la stima della dose è effettuata per lo più mediante calcoli che, partendo da misure o da stime o da informazioni sui radionuclidi presenti nei vari organi e tessuti, giungono ad esprimere la dose agli organi e tessuti stessi.

Il punto di partenza per la dosimetria interna è dunque costituito da determinazioni di attività (in becquerel o in microcurie). Queste determinazioni si eseguono mediante strumenti posti all'esterno del corpo come contatori a scintillazione, contatori per il corpo umano intero (whole body counters); oppure si eseguono su escreti corporei (urine, feci); oppure si effettuano su alimenti e bevande, sull'aria inalata, ecc.

In funzione delle determinazioni strumentali, o in altri casi in base a stime, si può stabilire la concentrazione di attività, C , del radionuclide considerato, in becquerel/g o in microcurie/g, nel tessuto, nell'organo, nell'apparato che interessa.

In taluni casi la concentrazione nel tessuto è costante nel tempo; in altri la concentrazione cresce, secondo i modelli di accumulo già illustrati; in altri casi ancora decresce, secondo i modelli di ritenzione pure già illustrati.

3. Stime di dose interna

Nelle formule per il calcolo della dose interna in un organo o in un tessuto la Commissione Internazionale di Protezione contro le Radiazioni (ICRP) ha fatto uso per molti anni di un parametro, denominato energia efficace, E_{eff} , che rappresenta l'energia totale (MeV) assorbita in un organo corporeo considerato, a seguito d'una singola disintegrazione di un radionuclide presente nell'organo stesso, moltiplicata per il fattore di qualità, Q , delle radiazioni emesse nella disintegrazione.

Il valore dell'energia efficace (di un dato radionuclide in un dato organo) tiene conto di tutti i vari contributi energetici che fanno parte dell'energia totale assorbita nell'organo a seguito d'una disintegrazione radioattiva; a seconda dello schema di decadimento del radionuclide vengono prese in considerazione particelle beta, particelle alfa, positroni, elettroni, raggi gamma, raggi X. Delle radiazioni corpuscolari si considera assorbita nell'organo tutta l'energia delle particelle; delle radiazioni elettromagnetiche si considera assorbita nell'organo la frazione di energia emessa nella disintegrazione che di fatto è trattenuta e assorbita nell'organo, in relazione alla sua configurazione geometrica e al coefficiente d'assorbimento.

L'adozione del parametro energia efficace rende assai semplici le espressioni mediante le quali si calcola la dose in funzione della concentrazione di attività del radionuclide in un tessuto o in un organo.

Per stabilire i valori di E_{eff} la ICRP ha fatto riferimento alle caratteristiche ponderali, morfologiche e geometriche dell' "uomo tipo" (standard man), inteso come un

lavoratore adulto, normale, sano di 70 kg di peso.

A titolo di esempio, la tabella 5 riporta dalla Pubblicazione 2 della ICRP (1959) il valore di E_{eff} per alcuni nuclidi e organi corporei. Si noti come E_{eff} possa variare per diversi ordini di grandezza.

Tabella 5. Valore dell'energia efficace per taluni nuclidi ed organi (MeV)

nuclide	organo	energia eff. (MeV)	nuclide	organo	energia eff. (MeV)
H-3	TB	0,01	Sr-90+		
			Y-90	osso	5,5 (*)
C-14	TB	0,05	Ra-226+		
			disc.	osso	110
Na-24	TB	2,7	Pu-239	osso	270
Co-60	TB	1,5	Pu-239	poim.	53
Cs-137	TB	0,6	I-131	tiroide	0,23

(*) valore ritenuto sovrastimato (1977).

3.1. Consideriamo ora le più semplici espressioni di calcolo della dose interna. Utilizzeremo la concentrazione C (Bq/g) e l'energia efficace E_{eff} (MeV), per ottenere la dose espressa in equivalente di dose (Sv).

Per concentrazione C costante nel tempo, l'equivalente di dose H al tempo t successivo all'incorporazione è calcolabile mediante la formula

$$H(t) = k C_{cost} E_{eff} t \quad Sv$$

Qualora la concentrazione decresca, dopo l'incorporazione, secondo un monomio esponenziale (vedi 5.7, del paragrafo sugli aspetti metabolici) l'equivalente di dose H a tempo infinito risulta

$$H(t = \infty) = k C_0 E_{eff} \tau (1 - e^{-t/\tau}) \quad Sv$$

L'equivalente di dose H al tempo t risulta allora

$$H(t) = k C_0 E_{\text{eff}} \lambda (1 - e^{-t/\tau}) \quad \text{Sv}$$

Nelle formule, C_0 indica la concentrazione al tempo zero.

3.2. In anni recenti la ICRP ha fatto ricorso ad un parametro più elaborato dell'energia efficace, ai fini del calcolo della dose interna. Si tratta dell'energia efficace specifica (specific effective energy, SEE) definita come l'energia (MeV), moltiplicata per il fattore di qualità (Q), assorbita in un grammo del tessuto considerato, in conseguenza dell'emissione di radiazioni dovuta ad una disintegrazione radioattiva nel tessuto sorgente.

Tabella 6. Equivalente di dose all'organo, per introduzione 1 kBq (o rispettivamente di 1 microcurie) (adulto)

nuclide	via di introduz.	forma	organo	mSv/kBq introd. (rem/ μ Ci introd.)
H-3 (come H_2^3O)	ingest.	solub.	TB (tessuti molli)	$1,7 \cdot 10^{-5}$ ($6,3 \cdot 10^{-5}$)
I-131	ingest.	solub.	tiroide	0,48 (1,8)
	inalaz.	solub.	tiroide	0,29 (1,1)
Cs-137	ingest.	solub.	TB	0,014 (0,05)
Pu-239	ingest.	solub.	endostio	2,1 (7,8) (°)
	ingest.	insolub.	endostio	0,21 (0,78) (°)
	inalaz.	solub.	endostio	2500 (9300) (°)
	inalaz.	insolub.	endostio	950 (3500) (°)

(°) Si tratta di dose ricevuta nell'insieme di 50 anni seguenti all'incorporazione.

L'adozione di questo parametro "specifico" (energia/grammo) e il riferimento al "tessuto sorgente" (che può essere un organo corporeo o l'intero organismo) migliora le stime di dose interna.

Per avere un'idea delle dosi da irradiazione interna che seguono all'introduzione di 1 kBq (o rispettivamente di 1 microcurie) di taluni radionuclidi nell'uomo tipo, si considerino i valori della tabella 6, ricavati dalla Pubblicazione 30 della ICRP (1979). Si rammenti l'equivalenza numerica

$$\frac{\text{rem}}{\mu\text{Ci}} = \frac{3,7 \text{ mSv}}{\text{kBq}}$$

I dati della tabella mostrano come l'azione congiunta dello schema di decadimento dell'isotopo, della via di introduzione, della solubilità, del metabolismo possano condurre, a parità di attività introdotta, a dosi estremamente diverse, per molti ordini di grandezza.

3.3. Va fatto notare che nella pratica corrente di radioprotezione le stime di dose interna vengono raramente eseguite secondo quanto è riportato in 3.1. Nella maggior parte dei casi ci si deve limitare a stimare l'introduzione (in becquerel o in microcurie; per inalazione o per ingestione; di composti solubili o insolubili) di un radionuclide nel corso d'un anno, e a confrontare questo dato con l'appropriato limite di introduzione annuale fornito in apposite tabelle.

Il rispetto del limite di introduzione annuale fissato dalla ICRP garantisce che non vengano superati - anche per esposizione che continui tutta la vita lavorativa - determinati limiti di dose annuale.

3.4. In molte evenienze non è sufficiente arrestarsi, nelle stime di dose per scopi di radioprotezione, alle stime dell'equivalente di dose assorbito in un dato organo al tempo t successivo all'incorporazione.

In effetti, a seguito di introduzione di un radionu-

clide, l'esposizione degli organi e dei tessuti continua nel tempo fino a decadimento fisico completo e/o ad allontanamento del nuclide dall'organo o tessuto.

Una grandezza dosimetrica di frequente uso legata all'irradiazione protratta nel tempo dopo un'introduzione d'un nuclide radioattivo con tempo di dimezzamento effettivo assai lungo è costituita dall'integrale temporale, sui 50 anni successivi all'introduzione, del rateo decrescente di equivalente di dose in un dato organo. Questa grandezza è chiamata equivalente di dose impegnato,

$$H_{50} = \int_0^{t=50 \text{ anni}} \dot{H}(t) dt \quad \text{Sv}$$

ed è referita all'individuo lavoratore. Essa è usata in radioprotezione per stimare la dose individuale che seguirà nell'arco massimo della vita lavorativa (50 anni) ad una determinata introduzione.

Un'altra grandezza dosimetrica è legata all'irradiazione nel tempo d'una popolazione dovuta a contaminazione dell'ambiente da parte di una sorgente. Essa è costituita dall'integrale a t_{∞} del rateo di equivalente di dose per una persona media (ipotetica) che permanga nell'ambiente. Il calcolo è fatto su di un adeguato modello ambientale e tiene conto del destino della contaminazione nell'ambiente, del decadimento fisico, dell'introduzione corporea ed anche dell'irradiazione esterna. La grandezza è denominata impegno di equivalente di dose,

$$H_c = \int_0^{\infty} \dot{H}(t) dt \quad \text{Sv}$$

ed è referita alla sorgente.

3.5. Un'altra grandezza ancora è particolarmente impiegata nelle irradiazioni interne selettive di uno o più organi, ed è rivolta ad esprimere la dose che è efficace in termini di rischio di effetti stocastici (tumori maligni, danni ereditari). Fatto uguale a 1 il rischio di effetti stocastici per equivalente di dose unitario ricevuto nell'intero corpo,

l'equivalente di dose efficace ad un organo è rappresentato dal prodotto dell'equivalente di dose nell'organo per un coefficiente (fattore di ponderazione), w_T , che rappresenta la frazione del rischio stocastico totale (per l'intero corpo) imputabile all'irradiazione di quel singolo organo.

Più genericamente, per irradiazione di vari organi e tessuti, l'equivalente di dose efficace è definito dalla

$$H_E = \sum_T w_T H_T \quad \text{Sv}$$

dove H_T è l'equivalente di dose medio nel tessuto T.

Tabella 7. Valori di w_T

organo o tessuto irradiato	w_T (fattore di ponderazione)
corpo intero	1
gonadi	0,25
mammelle	0,15
midollo osseo rosso	0,12
polmoni	0,12
tiroide	0,03
superficie ossee	0,03
cute	0,01
rimanenti organi e tessuti	0,30
	(1,00)

La tabella 7 riporta i valori di w_T raccomandati dalla ICRP. L'equivalente di dose efficace è usato in radioprotezione soprattutto per confrontare la dose ricevuta da un organo, da più organi o dall'intero organismo a seguito di irradiazione interna, con il limite di equivalente di dose annuale raccomandato per effetti stocastici per irradiazione uniforme del corpo intero.

In dosimetria interna si fa anche ricorso all'equivalente di dose impegnato efficace, il cui significato e la cui definizione sono evidenti da quanto precede.

3.6. Vi sono ovvie difficoltà operative per stimare direttamente l'equivalente di dose impegnato (e l'equivalente di dose impegnato efficace). Sono state calcolate - per l'uomo tipo - le introduzioni di radionuclidi che corrispondono a dosi impegnate unitarie.

E' definito limite annuale di introduzione (annual limit of intake, ALI) il limite secondario per irradiazione interna lavorativa, che è il più piccolo valore di introduzione nell'uomo tipo di un dato radionuclide in un anno che può risultare nell' equivalente di dose impegnato efficace di 50 mSv oppure di 500 mSv in altro organo o tessuto (vedi anche altro capitolo, per i valori numerici degli ALI).

3.7. Anche per le irradiazioni interne si può fare ricorso a stime di equivalente di dose collettivo già definito a proposito dell'irradiazione esterna. Ovviamente possono essere impiegati anche l'equivalente di dose collettivo impegnato e l'equivalente di dose collettivo impegnato efficace.

VARI TIPI DI IRRADIAZIONE INTERNA

Anche per l'irradiazione interna - come per l'esterna - vi sono vari tipi ed occasioni d'esposizione per l'uomo, considerato sia come singola persona che come collettività d'individui. In questo paragrafo consideriamo - come già fatto per l'irradiazione esterna - l'esposizione a sorgenti naturali, a sorgenti naturali modificate da tecnologie, a sorgenti nei prodotti di consumo, a ricadute da bombe atomiche a sorgenti da produzione d'energia nucleare, a sorgenti d'impiego medico, a sorgenti sui luoghi di lavoro.

1. Sorgenti naturali

Vi sono radionuclidi prodotti in aria dai raggi cosmici (cosiddetti nuclidi cosmogenici: H-3, Be-7, C-14, Na-22), ma in quantità così minute che danno dosi del tutto trascurabili all'organismo umano. Importante è invece un radioisotopo naturale del Potassio (elemento costitutivo di tutti i tessuti viventi, tenuto sotto controllo omeostatico nell'organismo umano: 2 g di K/kg di peso corporeo). Questo radioisotopo è il K-40, radiopotassio, che si ritrova dunque in tutti gli organi e tessuti. La dose corporea annuale da K-40 è di 0,18 mSv (18 mrem).

Il Rb-87 è un costituente naturale dell'elemento Rb (che non ha rilievo biologico), ma è presente nell'organismo umano in quantità piccolissima e dunque la dose che risulta è trascurabile.

Salvo in regioni del globo con anomalie geologiche assai evidenti, piccolissime sono le dosi che derivano da presenza di microquantità di U, Ra, Th negli alimenti.

Negli anni recenti è risultato manifesto che un importante contributo all'irradiazione interna deriva da inalazione dei discendenti a vita breve del Rn-222 (o Radon) (Po-218, Pb-214, Bi-214, Po-214). Anche i prodotti di decadimento del Rn-220 (o Toron) contribuiscono a tale irradiazione. I meccanismi che regolano il rilascio di Radon e Toron dal suolo, dalle rocce e dai muri delle case di abitazione sono molteplici e complessi: all'aperto, a livello del suolo la concentrazione in aria del Radon è per lo più tra 0,1 e 10 Bq/m³.

La dose da discendenti a vita breve del Radon e del Toron è ricevuta soprattutto dai bronchi e bronchioli, e in misura assai minore dagli alveoli polmonari. Su una vasta base di casi concreti si può stimare che la dose media pro capite all'apparato polmonare di persone che trascorrono la vita all'aperto - in Italia - potrebbe essere di 1 mSv/anno (100 mrem/anno) da discendenti a vita breve del Radon e del Toron.

Si possono anche ricordare i tre discendenti a vita lunga del Radon (Pb-210, Bi-210, Po-210) che danno dosi alle superficie ossee, prevalentemente attraverso i cibi, dell'ordine di 0,1 mSv/anno (10 mrem/anno).

2. Sorgenti naturali modificate da tecnologie

Le case di abitazione, specie se costituite con materiali granitici o tufacei e specie se poco ventilate, possono presentare concentrazione di Radon e dei discendenti a vita breve d'un ordine di grandezza maggiore, e anche più, rispetto alla situazione all'aperto: un valore di 100 Bq/m³ di Rn-222 non è di raro riscontro. Anche la concentrazione di Toron e discendenti a vita breve è similmente aumentata.

La dose all'apparato polmonare di persone che trascorrono la giornata al chiuso delle case di abitazione e di altri edifici può essere largamente diversa in funzione dei materiali e delle tecniche costruttive e dei ricambi di aria all'ora. Più che una media generale sarebbe utile poter fornire la distribuzione dei valori di dose all'apparato polmonare, riscontrata in Italia. A titolo meramente indicativo e in attesa dei risultati di campagne di misura in corso si può stimare in via provvisoria un valore medio pro capite all'apparato polmonare di 10 mSv/anno, e forse più, da discendenti del Radon e del Toron per persone che trascorrono la giornata per intero al chiuso di case e di edifici, con possibili forti variazioni verso l'alto e verso il basso in funzione dei dati abitativi.

La combustione del carbon fossile (produzione di energia elettrica; usi industriali, riscaldamento civile) dà luogo a scarico in atmosfera di fumi contenenti nuclidi della serie dell'U-238 e della serie del Th-232, tra cui Ra-226, Radon e Toron. Questi due ultimi nuclidi, essendo gassosi, non sono fermati sui filtri d'uscita. L'irradiazione interna dovuta a fumi di scarico e a materiali radioattivi depositati al suolo che possono poi entrare in catene alimentari, fa

stimare che la produzione di 1 GW-anno comporti un equivalente di dose collettiva efficace di 2 Sv-uomo (200 rem-uomo) che corrispondono a un valore medio pro capite assai piccolo.

3. Sorgenti nei prodotti di consumo

Gli orologi a mcstra luminescente per mezzo di Tritio dànno luogo a liberazione di minutissime attività di questo nuclide, di entità trascurabile. Alcuni apparecchi eliminatori di elettricità elettrostatica contengono Po-210 e alcuni rivelatori di fumo contengono Am-241, Ra-226, Pu-238 o altro nuclide, ma la possibilità di irradiazione interna - al di fuori di incidenti - è remota e trascurabile.

4. Sorgenti da ricadute di bombe atomiche

L'irradiazione interna ha maggior rilievo dell'irradiazione esterna per le ricadute (fallout) di bombe atomiche di prova (test militari) esplose di recente. L'irradiazione è dovuta in piccola parte a H-3 (ingestione), a Ru-106 (inalazione), a Ce-144 (inalazione), a Pu-239, 240, 241 (inalazione) e, nei primi mesi dopo l'esplosione, a I-131 (ingestione).

Duratura è l'irradiazione da Sr-90 e da Cs-137, nuclidi che entrano nelle catene alimentari e per il loro lungo periodo di dimezzamento fisico continuano a dare piccole dosi decrescenti per alcuni decenni; e l'irradiazione da C-14 (ingestione), assai tenue anno per anno, ma significativa perché destinata a durare per migliaia di anni, e dunque connessa a un alto impegno secolare di dose. Al presente (a seguito di circa 20 anni di moratoria dei test in aria da parte di USA e URSS) le dosi annuali da irradiazione interna sono più basse delle dosi da irradiazione esterna (da fallout al suolo), ma nel lungo periodo (terzo millennio) l'irradiazione interna prevarrà a causa delle dosi da C-14.

5. Produzione d'energia nucleare

Nelle immediate vicinanze delle centrali nucleari piccolissime dosi interne da I-131 (tiroide) possono essere ricevute a causa di effluenti aeriformi dei reattori; e piccolissime dosi interne possono derivare da alcuni nuclidi di fissione e di attivazione presenti negli effluenti liquidi che giungono all'uomo attraverso varie catene alimentari. Si può trattare di 10-200 $\mu\text{Sv}/\text{anno}$ (1-20 mrem/anno) a qualche organo corporeo: valori non dissimili a quelli già ricordati in altro capitolo per l'irradiazione esterna da esercizio di reattori di potenza. Questi valori impiccioliscono e in genere diventano trascurabili a qualche distanza dall'impianto, salvo per alcune particolari matrici alimentari raccolte sul posto e consumate altrove.

L'estrazione e la macinazione del minerale uranifero liberano grandi quantità di Rn-222 e liberano Ra-226; ciò può condurre a fenomeni di dose collettiva per irradiazione interna della popolazione da considerare con attenzione.

Nel riprocessamento si liberano Kr-85 e H-3, nuclidi che al presente non danno dosi d'un qualche rilievo, ma che possono accumularsi nel tempo, per il loro tempo di dimezzamento che è attorno al decennio. Gli effluenti liquidi dell'impianto possono contenere nuclidi che entrano in catene alimentari. L'irradiazione interna da disposal dei rifiuti radioattivi solidi gestiti correttamente è invece trascurabile.

E' stato calcolato che la produzione nucleare di 1 GW-anno (elettrico) comporta grosso modo, per la popolazione (inclusi i lavoratori della centrale), un equivalente di dose collettivo efficace di 20 Sv-uomo (2000 rem-uomo) (impegno di dose su 100 anni): un valore 10 volte maggiore di quello che risulta dalla produzione d'una pari energia bruciando carbon fossile.

6. Sorgenti sui luoghi di lavoro

Il numero di lavoratori esposti a condizioni che provocano irradiazione interna non trascurabile è sicuramente minore del numero di quelli esposti a irradiazione esterna non trascurabile. In assenza di statistiche, si può stimare che in Italia essi non dovrebbero essere più di qualche migliaio.

Lo equivalente di dose medio pro capite è in genere modesto, riguarda uno o pochi organi; e dunque piccolo è l'equivalente di dose efficace. Una categoria di lavoratori che può ricevere dosi interne elevate (polmoni) è costituito dai minatori di miniere con alta concentrazione di Rn e discendenti sui luoghi di lavoro.

7. Sorgenti d'impiego medico

Le applicazioni diagnostiche degli isotopi radioattivi (medicina nucleare) danno una piccola dose interna media pro capite alla popolazione. Anche le applicazioni terapeutiche degli isotopi contribuiscono in una certa misura, in larga parte in individui di età adulta matura o senile. Nel complesso in Italia, si tratta di equivalente di dose efficace medio annuale pro capite che può essere stimato attorno a 0,05 mSv (5 mrem).

Riassumendo, nella tabella 8 è riportato un sommario approssimativo delle dosi medie pro capite in Italia da sorgenti d'irradiazione interna (a prescindere dalle dosi da lavoro). Si osservi come l'irradiazione da "fondo naturale" (natural background) sia diversa nel corpo intero, sulle superficie ossee e nei polmoni. E si osservi come nell'irradiazione da sorgenti varie predomini l'irradiazione da soggiorno all'interno di edifici.

Tabella 8. Sommario delle dosi medie pro capite, in Italia, da sorgenti d'irradiazione interna

irradiazione interna	equiv. di dose pro capite (mSv/anno)	equiv. di dose efficace, pro capite (mSv/anno)
K-40	0,18 TB	0,18
Rn-220, Rn-222 e loro discend. a vita breve *	0,25 polmoni	0,03
Pb-210 e discend.	0,1 superf. ossee	0,012
	"fondo naturale"	<u>0,22</u>
Rn-220, Rn-222 e loro discend. a vita breve, edifici **	7,5 polmoni	0,90
ricadute da test nucleari militari	<0,02	<0,02
	sorgenti varie	<u>≈ 0,92</u>
medicina nucleare		0,05
	totale	<u><u>≈ 1,19</u></u>
* 1/4 del tempo totale all'aria aperta		
** 3/4 del tempo totale entro edifici		

CONSIDERAZIONI RIASSUNTIVE SULL'IRRADIAZIONE ESTERNA MEDIA E L'IRRADIAZIONE INTERNA MEDIA

Se consideriamo ora quanto è stato detto nel capitolo dell'irradiazione esterna e quanto in questo capitolo dell'irradiazione interna, si può concludere che l'italiano "medio" riceve pro capite (stime approssimative e, per alcune irradiazioni, provvisorie che prescindono dalle dosi da lavoro):

- da fondo naturale circa 1,1 (0,91+0,22) mSv/anno di equivalente di dose efficace (circa 110 mrem/anno);
- da sorgenti varie, comprese le abitazioni e gli edifici, circa 1,0 (< 0,09+0,92) mSv/anno di equivalente di dose efficace (circa 100 mrem/anno);
- da radiologia diagnostica e da medicina nucleare, circa 0,9 (0,80+0,05) mSv/anno di equivalente di dose efficace (90 mrem/anno);
- in totale, circa 3,0 mSv/anno di equivalente di dose efficace (circa 300 mrem/anno);
- l'apparato polmonare riceve l'equivalente di dose interno più elevato, attorno a 10 mSv/anno (1 rem/anno).

La tabella 9 sintetizza queste conclusioni.

Tabella 9. Equivalenti di dose efficaci annuali all'italiano medio (alcuni dati sono provvisori)

irradiazione	equivalente di dose efficace mSv/anno (mrem/anno)	
fondo naturale	≈ 1,1	(≈ 110)
Rn e sorgenti varie	≈ 1,0	(≈ 100)
radiol. e med. nucl.	≈ 0,9	(≈ 90)
totale	≈ 3,0	≈ 300

ALCUNE INDICAZIONI BIBLIOGRAFICHE

- Breuer F. Elementi di dosimetria interna in radioprotezione. ENEA, Roma (in corso di preparazione).

- Morgan K. Z., Turner J.E. Principles of radiation protection. A textbook of health physics. J. Wiley and Sons, New York, 1967.
- International Commission on Radiological Protection (ICRP). Publications 2 (1959), 10 (1968), 10A (1971), 30 (Part 1, 1979; Part 2, 1980; Part. 3, 1981).

LA CONTAMINAZIONE AMBIENTALE DA SOSTANZE RADIOATTIVE

I n d i c e

	pagina
Destino delle sostanze radioattive immesse nell'atmosfera	135
1. Diluizione e diffusione in atmosfera	137
2. Deposizione al suolo di aerosol	149
3. Irradiazione esterna da nube e da suolo	151
4. Irradiazione interna da inalazione	152
Destino delle sostanze radioattive giunte nel suolo	153
1. Comportamento dei radionuclidi nel suolo	154
2. Assorbimento metabolico dei radioisotopi nelle piante e passaggio negli animali	157
Destino delle sostanze radioattive immesse nelle acque	163
1. La diffusione nei corpi d'acqua	164
2. Fenomeni di tipo fisico e fisico-chimico nei corpi d'acqua	167
3. La captazione biologica nei corpi d'acqua	169
Alcune importanti catene alimentari	173
1. Latte	174
2. Carni alimentari	177
3. Cibi pronti per il consumo	177
4. Acqua per uso potabile	178
5. Prodotti alimentari e irrigazione agricola	178
6. Pesci, molluschi, crostacei, alghe	179
Alcune indicazioni bibliografiche	181

Nota preliminare. Quando i radionuclidi vengono immessi in natura, le eventualità che più interessano sono: lo scarico, sotto controllo, di "effluenti" aeriformi e liquidi; la collocazione, sotto controllo, di rifiuti solidi in formazioni geologiche; il rilascio, incontrollato, di materiali radioattivi a seguito di un incidente. In ogni caso si ha passaggio nelle componenti inorganiche ed organiche (organismi viventi) dell'ambiente esterno.

Convorrà apprendere alcune nozioni sul "trasporto" degli elementi radioattivi scaricati o rilasciati nell'atmosfera, in corsi d'acqua, nei laghi e nel mare, nel suolo in genere e in quello destinato a colture agricole in particolare. Convorrà altresì conoscere le principali "catene ambientali" e "catene alimentari" attraverso le quali l'attività immessa nell'ambiente ritorna all'uomo e dà luogo a irradiazione esterna e interna.

Tutte le componenti d'un determinato ambiente sono legate tra di loro da una complessa e fitta rete di interazioni e di interscambi, che deve essere conosciuta per poter comprendere quale sia il destino delle sostanze radioattive che siano immesse in quell'ambiente.

Fenomeni fisici, chimici e biologici provocano di continuo il passaggio di particelle, di molecole, di ioni da un luogo all'altro, da un materiale all'altro, entro e fuori da organismi viventi. Fenomeni fisici sono principalmente responsabili di effetti di trasporto, di dispersione, di diluizione, ma anche di deposito e di accumulo in luoghi particolari. Fenomeni di adsorbimento e di scambio ionico favoriscono la fissazione di particelle e di ioni per tempi più o meno lunghi. Fenomeni biologici causano l'entrata e l'uscita dalle cellule di determinati ioni e molecole, con ricambio più o meno rapido in tutte le strutture viventi.

Un determinato ambiente può essere rappresentato da un "modello a compartimenti" con processi cinetici descritti da un sistema di equazioni differenziali.

Le sostanze radioattive che vengano immesse dall'uomo nell'ambiente (aria, acque, suolo) passano anch'esse attraverso varie componenti inorganiche ed organiche, con percorsi più o meno complessi (ecocicli), alcuni dei quali giungono all'uomo, che viene così esposto a radiazioni ionizzanti.

Il passaggio nelle varie componenti ambientali è rappresentabile da una catena a pochi o molti anelli, che si estende dal punto ove le sostanze radioattive sono liberate nell'ambiente al luogo ove gruppi di uomini vengono esposti ad esse e ricevono dosi. Si parla pertanto di catene ambientali e - nei casi opportuni - di catene alimentari delle sostanze radioattive nell'ambiente.

Il ritorno all'uomo dei nuclidi radioattivi dipende

- dalle modalità di immissione nell'ambiente;
- dalle caratteristiche fisico-chimiche dello scarico o del rilascio;
- dalle caratteristiche dell'ambiente ricettore, che variano fortemente nello spazio (anche su scala topografica) e nel tempo (condizioni dell'atmosfera, delle acque geografiche, della vegetazione, delle colture agricole, degli allevamenti zootecnici);
- dalla presenza e dalle abitudini di vita dell'uomo nell'ambiente considerato.

Le sostanze radioattive possono essere "scaricate" deliberatamente da impianti nucleari o da laboratori e reparti che utilizzano radioisotopi (planned releases); oppure possono essere "rilasciate" involontariamente e fuori controllo a seguito di incidenti (unplanned releases). Inoltre scarichi e rilasci possono essere di breve o di lunga durata: se sono di breve durata sono detti acuti e sono in connessione con singoli eventi, deliberati oppure fuori controllo; se sono di

lunga durata sono detti cronici, con variazioni più o meno ampie nel tempo, anch'essi deliberati oppure fuori controllo.

Per fare alcuni esempi: gli scarichi nell'ambiente di effluenti liquidi o aeriformi di impianti nucleari sono deliberati e per lo più cronici, i rilasci conseguenti a un incidente nucleare sono involontari e per lo più acuti.

Nell'ambiente, le sostanze radioattive entrano in processi che portano alla loro dispersione o viceversa al loro accumulo in particolari fasi e componenti (vedi figura 1).

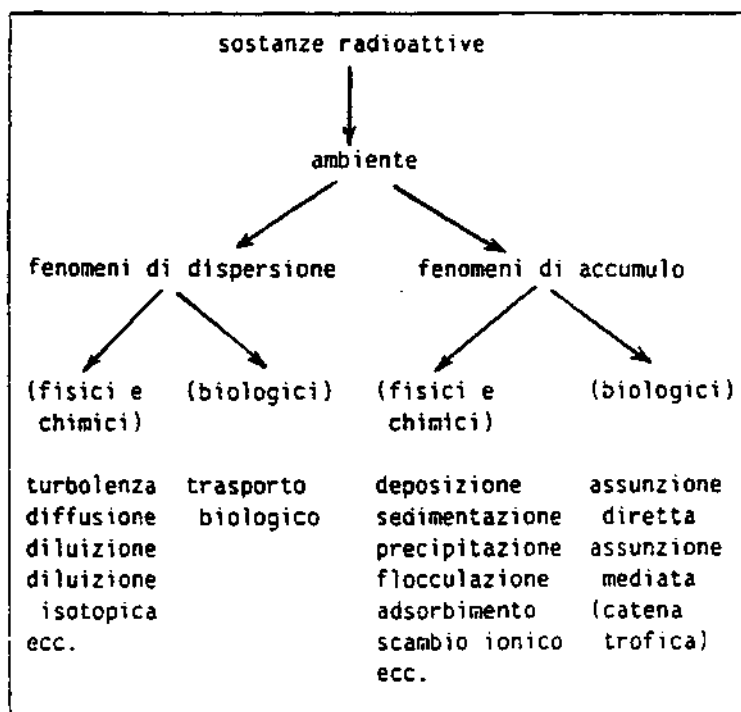


Figura 1. Alcuni fenomeni di dispersione e di accumulo delle sostanze radioattive nell'ambiente.

E' sovente possibile identificare - a valle d'uno scarico o di un rilascio - una via di ritorno all'uomo

attraverso una catena ambientale che abbia caratteristiche tali da provocare l'esposizione di un gruppo di persone a un livello più alto di quel che non avvenga per il resto della popolazione, pure esposta a motivo del detto scarico o rilascio. Questa via di ritorno è denominata via critica, la catena è chiamata catena critica e il gruppo colpito è denominato gruppo critico.

Esamineremo, nell'ordine, il destino delle sostanze radioattive immesse nell'atmosfera, giunte nel suolo, giunte nelle acque geografiche.

DESTINO DELLE SOSTANZE RADIOATTIVE IMMESSE NELL'ATMOSFERA

Quando sostanze radioattive aeriformi (gas, vapori, solidi minutamente particolati quali aerosol e fumi) sono liberate nell'atmosfera, possono raggiungere l'uomo in varia maniera.

Gli aeriformi radioattivi possono produrre irradiazione esterna, che l'uomo subisce per il solo fatto di trovarsi immerso nella "nube radioattiva" (irradiazione da sommersione) oppure non lontano da essa; e possono produrre irradiazione interna che l'uomo subisce a seguito di inalazione (respirazione).

L'atmosfera contaminata può anche essere un "veicolo" o mezzo intermedio per la contaminazione umana, quando l'esposizione dell'uomo avviene dopo che il materiale contaminante si è depositato al suolo o sulle acque, è passato nell'acqua potabile o negli organismi vegetali e animali e viene assunto dall'uomo mediante ingestione (alimentazione).

Ecco una lista di possibili catene ambientali e catene alimentari che espongono l'uomo alle sostanze radioattive immesse nell'atmosfera (vedi figura 2):

- atmosfera, uomo (irradiazione esterna);
- atmosfera, uomo (inalazione);
- atmosfera, (suolo), vegetali commestibili, uomo;
- atmosfera, (suolo), foraggi, vacche, latte, uomo;
- atmosfera, (suolo), foraggi e mangimi, animali da carne, uomo.

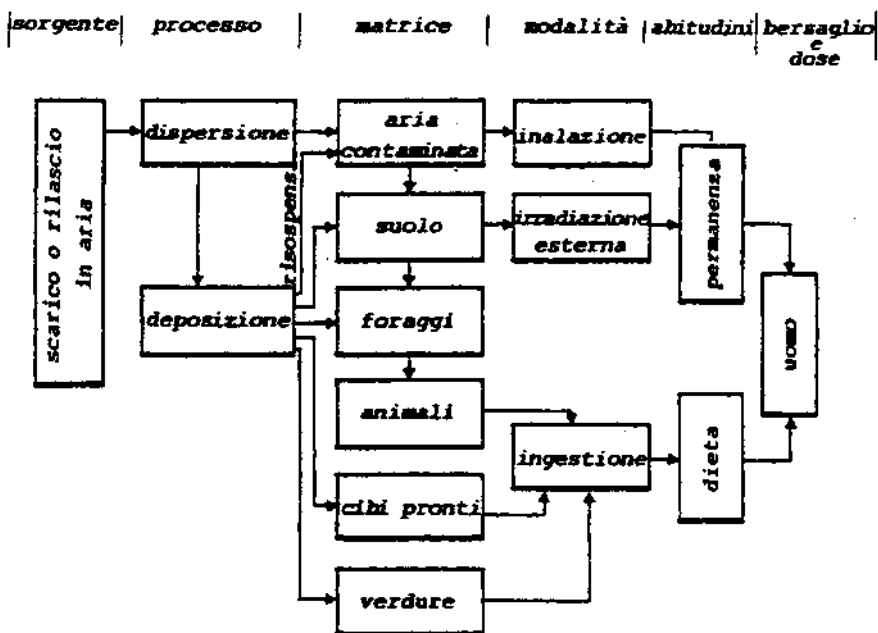


Figura 2. Schema a blocchi di alcune possibili catene ambientali: ritorno all'uomo di sostanze radioattive immesse nell'atmosfera.

Non sempre vi è il passaggio attraverso il suolo perchè la contaminazione può avvenire direttamente sulle parti aeree delle piante; per questa ragione l'anello "suolo" delle catene è messo tra parentesi.

1. Diluizione e diffusione in atmosfera

Se si prescinde dalle esplosioni nucleari in alta quota e da alcuni gravissimi incidenti con fusione del nocciolo del reattore (che potrebbero sviluppare enormi quantità di calore e correnti ascensionali molto forti, capaci di portare in quota i prodotti di fissione liberati) tutti gli scarichi controllati e i rilasci incontrollati in atmosfera avvengono nei bassi strati dell'atmosfera, situati tra 0 e 200-500 m sul livello di campagna.

Questi strati per certi aspetti hanno proprietà differenti dalla soprastante atmosfera, a causa dell'influenza del suolo sulle masse di aria a contatto o in immediata prossimità. La meteorologia che riguarda i bassi strati di un certo ambito territoriale è detta micrometeorologia locale.

Quando un aeriforme è introdotto nell'atmosfera subisce una prima diluizione turbolenta con l'aria circostante, a causa della spinta cinetica di immissione e a causa della spinta archimedeica dovuta alla differenza di temperatura tra effluente e atmosfera, e sale verso l'alto o scende verso il basso rispetto al punto di introduzione. Esaurita la spinta cinetica e livellata la temperatura, la successiva diluizione avviene per diffusione molecolare o per diffusione turbolenta, meccanica, da vento. Si può trascurare il contributo della diffusione molecolare perché la sua capacità di diluizione è di due o tre ordini di grandezza più piccola di quella causata dalla diffusione turbolenta. La diluizione turbolenta da vento è proporzionale alla velocità del vento stesso, secondo due coefficienti:

- coefficiente di diffusione orizzontale, che dipende dalla dispersione del vento sul piano orizzontale;
- coefficiente di diffusione verticale, che dipende fortemente dal grado di "stabilità" dell'atmosfera.

Ancor oggi non abbiamo una modellistica completa e del

tutto soddisfacente per la diffusione turbolenta nei vari luoghi e ambienti, che è fenomeno di notevole complessità. Pertanto vi sono non poche difficoltà a descrivere compiutamente la diluizione nello spazio, a distanza, di scarichi e di effluenti aeriformi. Sono stati elaborati modelli piuttosto semplificati, sostanzialmente su base statistica, che consentono di fare previsioni a distanze varie per le varie condizioni meteorologiche.

1.1. A proposito della "stabilità" atmosferica, che tanta importanza ha sul coefficiente di diffusione verticale, occorre mostrare come essa sia legata alla struttura termica verticale dei bassi strati e più precisamente al gradiente verticale di temperatura (vedi figura 3).

a) A mano a mano che ci si solleva in altezza sul livello del suolo, se l'aria è secca e in quiete (senza vento) la temperatura diminuisce di circa 1 °C ogni 100 m; se l'aria è satura di vapore d'acqua e in quiete, diminuisce di circa 0,6 °C in quanto il raffreddamento viene limitato dalla condensazione del vapore d'acqua, processo che avviene con liberazione di calore.

Questo gradiente termico verticale negativo è detto gradiente adiabatico (atmosfera neutra); per esso la temperatura diminuisce così come diminuirebbe la temperatura d'una piccola massa d'aria che venisse sollevata verticalmente e si espandesse, appunto, in maniera adiabatica (cioè senza scambio di calore con l'ambiente circostante).

Siffatta situazione talora si ritrova col cielo coperto, che di giorno impedisce l'irraggiamento del sole verso il terreno e di notte impedisce l'irraggiamento del terreno verso l'alto. Tale situazione si ritrova anche con cielo sereno, di giorno o di notte, quando il vento sia abbastanza forte e rimescoli gli strati prossimi al suolo. Anche dentro lo strato di nebbia al suolo il gradiente è adiabatico (al di sopra della nebbia vi è inversione, vedi oltre).

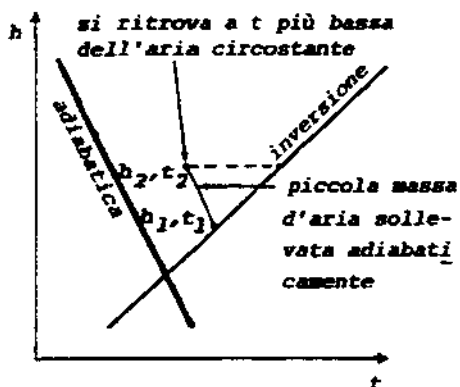
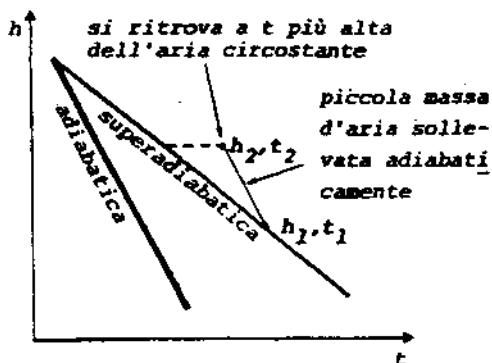


Figura 3. Sollevamento adiabatico d'una piccola massa d'aria, in condizioni di gradiente verticale superadiabatico e di gradiente verticale invertito.

- b) Durante il giorno, con cielo sereno, quiete o vento debole, il suolo assorbe la radiazione solare, si riscalda più rapidamente dell'aria e riscalda per conduzione e per convezione l'aria immediatamente sovrastante. Si realizzano condizioni per le quali la diminuzione di temperatura verso l'alto è maggiore di quella adiabatica.

Questa condizione è detta di gradiente superadiabatico e comporta caratteristiche di diffusione dell'aria del

tutto particolari (vedi figura 3).

- Se una piccola massa d'aria ad altezza h_1 e temperatura t_1 viene innalzata ad altezza maggiore h_2 per influsso del vento o altrimenti, essa diminuisce di temperatura in maniera adiabatica e passa alla temperatura t_2 . Risulta però più calda (e dunque più leggera) della circostante aria che è a gradiente superadiabatico. E dunque la particella sarà spinta verso l'alto dal mezzo circostante e continuerà a salire. Tutto ciò provoca turbolenza, rimescolamento, diluizione.
- In maniera simmetrica, se la medesima massa d'aria viene abbassata dall'altezza h_1 , si trova più fredda (e dunque più pesante) della circostante aria a gradiente superadiabatico. Essa sarà spinta verso il basso e continuerà a discendere. Anche questo provoca turbolenza, rimescolamento, diluizione.

In condizioni superadiabatiche i movimenti verticali tendono dunque ad essere amplificati e la diffusione-diluizione viene assai favorita. L'atmosfera è detta instabile, o anche di categoria A se l'instabilità è forte (tempo ben soleggiato, estivo), di categoria B e C se l'instabilità è modesta (Cat. B, tempo soleggiato; Cat. C, cielo parzialmente nuvoloso, di giorno, con vento sensibile) (vedi figura 4).

Quando vediamo il pennacchio di fumo di una ciminiera lontana che, trasportato da debole vento, disegna ampie e crescenti volute a serpente (alcune delle quali toccano quasi il suolo, e altre si levano alte sulla campagna) possiamo dire di essere in atmosfera superadiabatica, fortemente instabile (vedi figura 5).

- c) Durante la notte, con cielo sereno, quiete o vento debole, il suolo (riscaldato durante il giorno) irradia come "corpo nero", si raffredda più rapidamente degli strati d'aria a contatto e dunque raffredda questi strati più di quanto non

avvenga ad altezze maggiori. Si realizzano condizioni per le quali la decrescita di temperatura verso l'alto è minore di quella adiabatica.

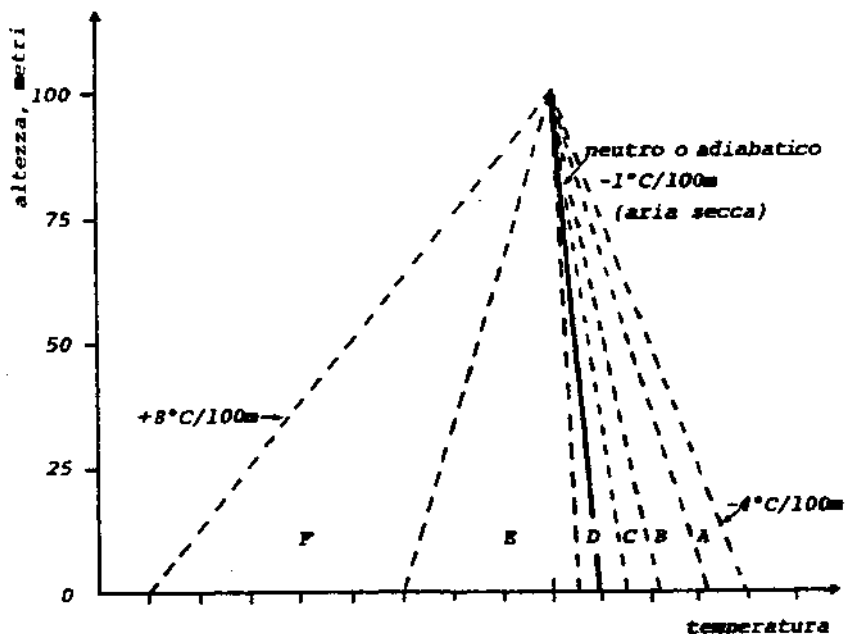


Figura 4. Categorie di diffusione atmosferica, in funzione del gradiente verticale della temperatura. Se si misura il Δt fra 1,5 m e 100 m, si trovano valori estremi di circa $+7:8^{\circ}\text{C}$ di notte e circa $-3:4^{\circ}\text{C}$ di giorno. Pertanto tutti i gradienti relativi alle varie categorie devono cadere entro tali limiti massimi. La categoria D può considerarsi nell'intorno dell'adiabatico. Si può notare che mentre l'intervallo relativo alle categorie F, E e metà D, cioè da $+8^{\circ}\text{C}$ a $-1^{\circ}\text{C}/100$, è molto ampio ($8+1=9^{\circ}\text{C}$), le categorie A, B, C e metà D si affollano fra -1°C e -4°C circa, cioè in un intervallo di soli 3°C . E' pur vero che il gradiente da solo non caratterizza la capacità diffusiva verticale dell'atmosfera, in quanto bisogna nel contempo considerare anche altri fattori che contribuiscono alla turbolenza presente.

Il gradiente verticale negativo di temperatura si riduce, può divenire zero o addirittura positivo, cioè invertirsi rispetto al gradiente adiabatico. La temperatura dell'aria cresce allora con l'altezza rispetto al suolo. Questa condizione è detta di gradiente di inversione e comporta anch'essa caratteristiche di diffusione dell'aria del tutto particolari (vedi figura 3).

- Se una piccola massa d'aria ad altezza h_1 e temperatura t_1 viene innalzata ad altezza maggiore h_2 per influsso del vento o altrimenti, essa passa - come sappiamo - alla temperatura t_2 . Questa risulta più fredda (e dunque più pesante) della circostante aria che è a gradiente sottoadiabatico, nullo o invertito. E dunque la particella sarà spinta verso il basso dal mezzo circostante e ritornerà grosso modo al punto di partenza. Ciò riduce la turbolenza, il rimescolamento, la diluizione.
- In maniera simmetrica, se la medesima massa d'aria a temperatura t_1 viene abbassata dall'altezza h_1 , si trova più calda (e dunque più leggera) della circostante aria in inversione e sarà spinta verso l'alto, verso il punto di partenza.

In condizioni di gradiente invertito tutti i movimenti verticali tendono dunque ad essere smorzati. L'atmosfera è detta stabile, o anche di categoria F se la stabilità è molto forte (notte serena), di categoria E se la stabilità è forte (cielo parzialmente nuvoloso di notte), di categoria D se la stabilità è debole o appena accennata (cielo coperto di giorno o di notte; oppure vento piuttosto forte) (vedi figura 4). Anche subito al di sopra d'uno strato di nebbia al suolo le condizioni di gradiente termico sono di inversione.

Quando vediamo il pennacchio di fumo di una ciminiera lontana che, trasportato da debole vento, traccia un nastro di larghezza appena crescente nel cielo, possiamo dire di essere in atmosfera in inversione, fortemente stabile

(categoria F).

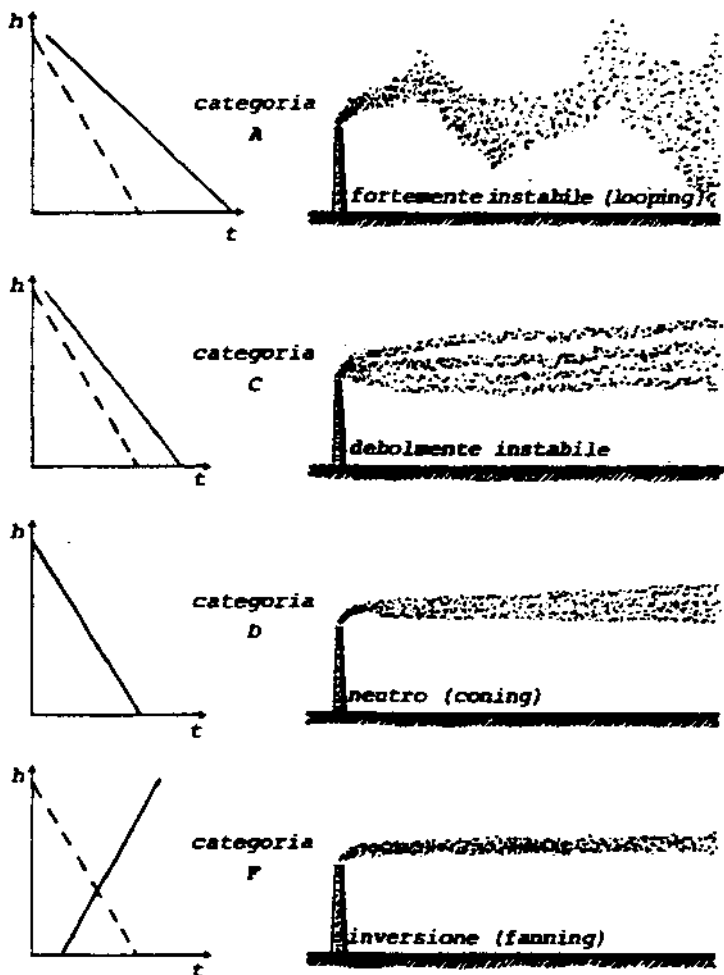


Figura 5. Forme del pennacchio di fumo di una ciminiera, per varie condizioni del gradiente verticale di temperatura dell'aria (instabilità, neutralità, stabilità).

Quando il nastro di fumo si allarga piuttosto rapidamente, con qualche sfrangiatura e sinuosità, possiamo

pensare di essere in atmosfera di categoria D o E (vedi figura 5).

- d) Una condizione di diffusione atmosferica particolarmente insidiosa per chi si trova sottovento ad una ciminiera, è quella che si realizza quando gli strati poco sopra l'apertura della ciminiera sono in condizioni di stabilità, mentre al di sotto essi sono instabili.

Questa situazione è detta di fumigazione. L'inquinante non riesce a diffondere verso l'alto perchè impedito dalla inversione, mentre può diffondere bene verso il suolo per l'instabilità, raggiungendolo rapidamente non lontano dalla ciminiera. In tali condizioni la diluizione dell'inquinante al suolo è assai limitata.

Un caso di fumigazione particolare si verifica quando di notte con cielo sereno si realizzano condizioni favorevoli alla formazione di nebbia. La nebbia impedisce l'ulteriore irraggiamento del terreno verso l'alto e un gradiente quasi adiabatico (neutro) si stabilisce all'interno di essa. La superficie radiante verso il cielo sereno è costituita allora dalla superficie superiore della nebbia, e al di sopra di essa si realizza un'inversione di gradiente. Questa situazione può durare a lungo, anche per decine di ore. Lo strato diluente dell'inquinante è dato dallo strato di nebbia, e vi è forte diminuzione della capacità di diluizione nell'atmosfera.

In altre circostanze si può avere fumigazione transitoria. All'alba, appena sorto il sole dopo una notte serena con inversione, l'instabilità si instaura a partire dal suolo e cresce abbastanza rapidamente verso l'alto dove ancora c'è l'inversione notturna: per breve tempo le ciminiere fumigano.

1.2. Da quanto precede si possono ricavare alcune prime indicazioni di carattere pratico, relative al trasporto-diluizione sottovento di un aeriforme:

- il vento forte realizza condizioni prossime a quelle di gradiente verticale adiabatico, dà forte turbolenza e rende assai rapida la diluizione dell'effluente;
- con quiete o vento debole, in condizioni superadiabatiche la diluizione è abbastanza rapida; in condizioni di inversione è assai lenta;
- con quiete o vento debole, in condizioni superadiabatiche la nube tocca il suolo piuttosto vicino alla ciminiera, in maniera irregolare su tempi brevi (a macchie); in condizioni di inversione tocca il suolo lontano dalla ciminiera, in maniera più uniforme anche su tempi abbastanza brevi;
- l'altezza della ciminiera allontana il punto di contatto della nube con il suolo, consentendo una maggiore diffusione.

1.3. A fini pratici il grado di stabilità dell'atmosfera e la relativa classificazione in categorie da A a F possono essere stimati in base ad osservazioni meteorologiche semplici riguardanti la velocità del vento al suolo, l'insolazione diurna e la copertura notturna del cielo, come del resto risulta da quanto precede. La tabella 1, proposta da Pasquill, permette il riconoscimento rapido della categoria di stabilità di una data situazione.

Tabella 1. Classificazione in categorie di stabilità, da A a F

velocità del vento (m/s)	insolazione diurna			condizioni notturne	
	forte	moderata	debole	copertura > 1/2	copertura < 1/2
< 2	A	A-B	B		
2	A-B	B	C	E	F
4	B	B-C	C	D	E
6	C	C-D	D	D	D
> 6	C	D	D	D	D

1.4. La concentrazione nell'aria, χ , (Bq/m^3), di sostanze radioattive a livello del suolo e sottovento al punto di

immissione dipende:

- dalla intensità o rateo di emissione, Q , (Bq/s);
- dalla velocità media del vento, \bar{u} , (m/s), e dalle sue variazioni di direzione;
- dalla distanza dal punto di immissione, x ;
- dalle proprietà di diffusione dell'atmosfera espresse dai coefficienti di diffusione trasversale e verticale, σ_y e σ_z ;
- dal profilo orografico della regione (rilievi, valli, ecc.);
- dalle accidentalità del terreno (ondulazione, alberi, case, ostacoli) che favoriscono la turbolenza e la diluizione;
- dalla presenza di specchi d'acqua sul cammino dell'effluente;
- dall'altezza effettiva della sorgente rispetto al suolo, H_e .

L'altezza effettiva è data dalla somma dell'altezza della sorgente (bocca della ciminiera) sul suolo più la sopraelevazione per spinta ascensionale degli aeriformi emessi. Al livello del suolo, la concentrazione massima che si può ritrovare è prossima all'inverso del quadrato dell'altezza effettiva della sorgente: donde l'importanza di H_e ai fini di χ_{\max} .

Vari autori (Sutton, Gifford, Pasquill) hanno suggerito modelli e formule per il calcolo della concentrazione d'un effluente al suolo (su terreno piano, non accidentato) a una data distanza dal punto di immissione. Queste formule sono il risultato non tanto d'una rigorosa teoria, quanto dell'utilizzazione dei dati sperimentali oggi disponibili e di talune ipotesi semplificatrici del fenomeno diffusivo. Dati sperimentali recenti porterebbero a rivedere le formule di calcolo della diffusione comunemente in uso, in quanto già alle brevi distanze (sotto il chilometro) la diluizione è maggiore di quella attesa dalle formule stesse; la ragione di questo comportamento sta nel fatto che la configurazione del suolo è sempre in qualche misura accidentata nei luoghi ove avviene il rilascio.

Tali formule sono riferite a uno scarico o rilascio di breve durata (fino a 1 ora), ma possono essere anche utilizzate, con opportuni accorgimenti, per scarichi o rilasci di lunga durata o addirittura continui nel tempo. In queste ultime evenienze è necessario conoscere la frequenza delle categorie di stabilità e la velocità e direzione del vento nei vari settori, sull'arco di tempo considerato.

Sono disponibili diagrammi ed abachi che forniscono la concentrazione a varie distanze - da qualche centinaio di m a qualche decina di km - per varie categorie di stabilità e per varie altezze della sorgente (ciminiera) (vedi figure 6 e 7).

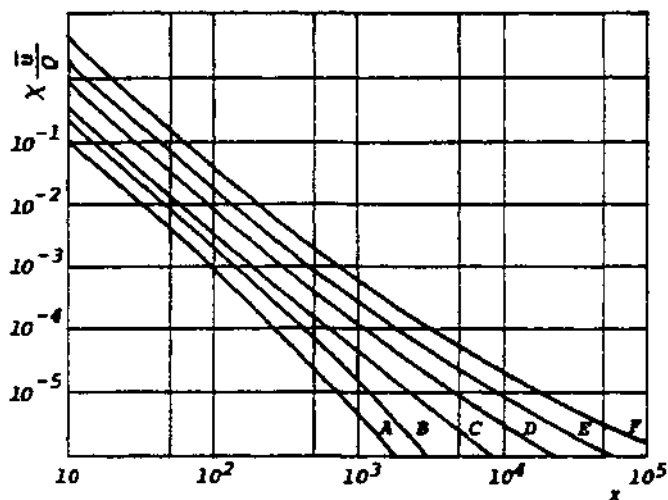


Figura 6. Valori della concentrazione in aria al suolo, χ , MBq/m^3 , per rateo di emissione, Q , di 1 MBq/s e per velocità media del vento, \bar{U} , di 1 m/s , a varie distanze sottovento, x , in metri, per varie categorie di diffusione, con sorgente a livello del suolo (pianura).

I modelli di diffusione atmosferica basati sulla struttura termica verticale dei bassi strati dell'atmosfera

sopra ricordati, sono validi per le brevi distanze (fino a 20-30 km), mentre altri modelli debbono essere usati per le medie e le grandi distanze. Alle medie distanze ha forte rilievo lo "shear" del vento (variazione della direzione e della velocità con la quota) e alle grandi distanze predomina la situazione meteorologica sinottica.

1.5. Per riflettere sull'ordine di grandezza di questi fenomeni, consideriamo i casi seguenti.

a) Con velocità del vento di 1 m/s e immissione continua al livello del suolo di 1 MBq/s

- in condizioni di categoria A (massima instabilità), la concentrazione al suolo a 1-km è attorno a 5 Bq/m^3 ;
- in condizioni di categoria F (massima stabilità), la concentrazione al suolo a 1 km è attorno a 600 Bq/m^3 .

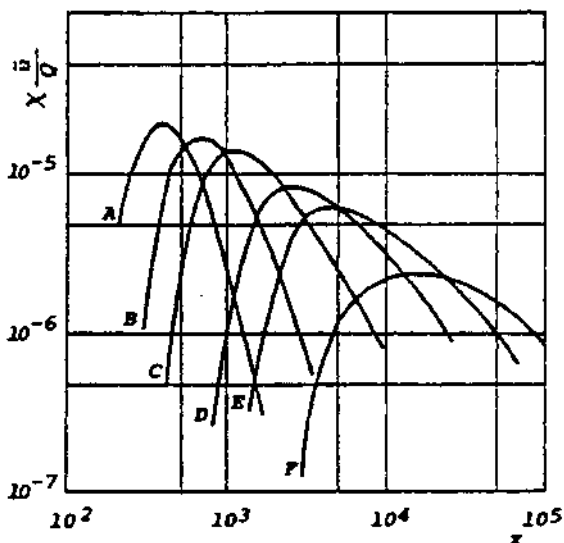


Figura 7. Riferimenti come in figura 6, ma sorgente a 100 m sul suolo (pianura).

b) Con velocità del vento di 1 m/s e immissione continua a 100 m sul suolo di 1 MBq/s

- in condizioni di categoria A (massima instabilità) la più alta concentrazione al suolo (circa 20 Bq/m³) si realizza a circa 400 m dalla ciminiera;
- in condizioni di categoria F (massima stabilità) la più alta concentrazione al suolo (circa 3 Bq/m³) si realizza a circa 15 km; a questa distanza in condizioni di forte instabilità la concentrazione sarebbe di almeno 3 ordini di grandezza più piccola.

2. Deposizione al suolo di aerosol

I gas nobili radioattivi di fissione (Kr-85, Xe-133) e di attivazione (A-41) formano con l'aria una fase omogenea senza tendenza a separarsi o depositare. Così pure il Tritio, in forma di idrogeno molecolare H₂³, per lungo tempo rimane miscelato all'aria.

I vapori di taluni radioisotopi (per es. radioiodo e radiotellurio) hanno tendenza a condensare a temperatura ambiente. Gli aerosol costituiti da particelle grossolane (diametro di molti micrometri) tendono a depositare al suolo per gravità; quelli costituiti da particelle fini (diametro di pochi micrometri o più piccolo) depositano non tanto per gravità quanto piuttosto per impatto, per attrazione elettrostatica, per adsorbimento, per interazione chimico-fisica da contatto.

Si parla di velocità di deposizione, v , per l'insieme di tutti questi fenomeni. Essa è definita come il rapporto tra l'attività, ω , depositata al suolo per unità di area e di tempo (Bq/(m².s)) e la concentrazione media, $\bar{\chi}$, presente in aria sovrastante (Bq/m³)

$$v = \omega / \bar{\chi} \quad \text{m/s}$$

Si noti che v ha le dimensioni di una velocità ed è rappresentativa di tutto l'insieme di fenomeni di deposito (condensazione, impatto, attrazione, interazione, ecc.).

Con le modalità così accennate si realizza la deposizione asciutta degli aerosol, sul suolo o sugli ostacoli incontrati dalla corrente atmosferica che li trasporta. La deposizione "impoverisce" via via la nube radioattiva. La velocità di deposizione per aerosol di qualche micron di diametro (che sono quelli che qui interessano) può essere stimata di 0,1-0,5 cm/s. Un valore di 0,5-1,0 cm/s è per lo più valido anche per vapori di Iodio.

Il calcolo del deposito per via asciutta può essere fatto moltiplicando il valore della concentrazione al suolo, per il tempo di passaggio, t , e la velocità di deposizione:

$$\text{deposito asciutto} = (Bq/m^3) t (m/s) = Bq/m^2$$

Quando la nube radioattiva è investita da pioggia proveniente da strati sovrastanti, si realizza invece la deposizione umida degli aerosol e dei vapori. La capacità di trascinamento della pioggia dipende dall'intensità di essa, dal diametro delle gocce, dalle caratteristiche dell'aerosol. Il fenomeno di dilavamento dell'atmosfera nel tempo può essere rappresentato da un'espressione esponenziale del tipo

$$Q_t = Q_0 e^{-\lambda t}$$

dove λ è la costante di dilavamento (in molti casi attorno a $1 \cdot 2 \cdot 10^{-4}$ /s).

Sono da distinguere due eventualità di deposizione umida: pioggia presente fin dal punto di rilascio e pioggia presente solo nel luogo considerato per il deposito. Ovviamente il deposito è più alto, a parità di altre condizioni, quando la pioggia è solamente nel luogo considerato per il deposito; ma si tratta di evenienza poco probabile. I valori di deposito umido sono in genere più elevati dei valori di deposito asciutto.

Va tenuto presente che la deposizione al suolo è in molti casi deposizione su prati, pascoli, verdure, erbe e vegetali vari. La densità areale di attività (Bq/km^2) sui vegetali esposti, osservata dopo un episodio breve di ricaduta e di deposizione, diminuisce di valore nel tempo secondo un andamento grossolanamente esponenziale negativo.

Durante buona parte dell'anno si osserva, a causa della crescita dei vegetali, una rapida diluizione nei tessuti di nuova formazione non contaminati da deposizione. Questo fenomeno avviene con un tempo di dimezzamento di circa una decina di giorni per il Cs-134 e il Cs-137 e di 4-5 giorni per lo I-131. Successivamente l'allontanamento dei radionuclidi dal terreno per ruscellamento o per la indisponibilità da fissazione delle argille, portano a tempi di dimezzamento di 1-2 anni per il Cs-137 ($T_{1/2}^{fis}$ 30 anni) e di 4-5 anni per lo Sr-90 ($T_{1/2}^{fis}$ 29 anni). Su questo argomento vedi anche capitolo seguente.

3. Irradiazione esterna da nube e da suolo

L'irradiazione di persone dall'esterno (da nube che sommerge o da nube che passa al di sopra) è proporzionale alla concentrazione nella nube (Bq/m^3) e alla durata dell'irradiazione (secondi); dunque al prodotto $Bq.s/m^3$, chiamato comunemente dose-nube. L'irradiazione dipenderà inoltre dai seguenti fattori:

- condizioni di sommersione (angolo solido 2π greco) o condizioni di irraggiamento da pennacchio sito al di sopra o di lato alle persone esposte;
- dimensioni della nube, semi-infinite o finite;
- specie (beta, gamma) ed energia (keV) delle radiazioni emesse dalle sostanze radioattive della nube.

In linea generale si può dire che la radiazione beta dà dose esterna alla cute e solamente in condizioni di sommersione, perchè scarsamente penetrante; la radiazione gamma - se di elevata energia o, come si dice, "dura" - dà dose anche ai tessuti profondi e dunque al corpo intero, anche

se non vi è sommersione, ma passaggio di pennacchio di sopra o di fianco.

Se la nube contiene solo gas nobili radioattivi, l'irradiazione cessa quando termina la loro permanenza nel luogo considerato. Se la nube contiene anche aerosol o vapori, questi si depositano sul suolo, che diviene sorgente di irradiazione esterna. Per persone che permangono sul suolo contaminato da radioisotopi a vita lunga, le dosi così assorbite possono diventare più importanti di quelle ricevute dalla nube al momento del passaggio.

È ovvio che il valore della dose-nube a una certa distanza dal punto di rilascio temporaneo è calcolabile come integrale nel tempo della concentrazione in quel punto, secondo le formule suggerite da Sutton, Gifford, Pasquill. Se si prescinde da situazioni di forte inversione e di forte instabilità e si è interessati al valore approssimato della dose-nube oltre il km e fino a circa 100 km di distanza su terreno piano non accidentato, un'espressione empirica fornisce, entro un ordine di grandezza, la stima del valore ricercato:

$$\text{dose-nube} = 10^{-6} A \left(\frac{x}{x_1}\right)^{-1,5} \quad \text{Bq.s/m}^3$$

in cui A è l'attività rilasciata (h = 100 m) e $x_1 = 1 \text{ km}$.
Risulta che per $A=10^6 \text{ Bq}$ a 1 km, la dose-nube è $3 \cdot 10^{-2} \text{ Bq.s/m}^3$.

L'ordine di grandezza del rateo o intensità di dose (dose/tempo) da irradiazione esterna derivante da prodotti di fissione depositati sul suolo (fallout) è di un microR/h al corpo intero, quando il deposito uniforme è di 37 GBq/km^2 , cioè 37 kBq/m^2 (1 Ci/km², cioè 1 microCi/m²).

4. Irradiazione interna da inalazione

La dose da inalazione in caso di sommersione è proporzionale alla dose-nube, Bq.s/m^3 , secondo un fattore proprio di ogni radioisotopo o miscela, calcolato per l'uomo

adulto "tipo" (o per il bambino "tipo"). Quest'uomo tipo, o modello d'uomo, è detto comunemente uomo standard (standard man) e di esso si è parlato in precedente capitolo.

L'irradiazione da inalazione è particolarmente temuta quando si verificano rilasci accidentali improvvisi perché essa costituisce una via di ritorno all'uomo di particolare rapidità, dato il breve tempo che può intercorrere tra immissione nell'atmosfera e inalazione da parte di persone che si trovino sottovento. Questa rapidità rende difficili le azioni e gli interventi di prevenzione.

Nel caso di nube di I-131 sotto forma di vapori inorganici, la dose più importante non è ricevuta dai polmoni ma dalla tiroide, perché il radionuclide inalato passa nel sangue e viene captato da questa ghiandola dove si accumula. Nell'adulto la dose è di circa $0,12 \text{ Gy}/(\text{GBq}\cdot\text{s}/\text{m}^3)$ ($4,5 \text{ Gy}/(\text{Ci}\cdot\text{s}/\text{m}^3)$); nel bambino piccolo la dose è maggiore, circa $0,20 \text{ Gy}/(\text{GBq}\cdot\text{s}/\text{m}^3)$ ($7,4 \text{ Gy}/(\text{Ci}\cdot\text{s}/\text{m}^3)$), per la particolare morfologia e fisiologia dell'infante.

Nel caso di nube di aerosol insolubili di prodotti di fissione, la dose più importante è quella ricevuta dalle mucose del rinofaringe e dell'apparato respiratorio, dove una parte del materiale inalato si deposita. Un'altra parte viene trasferita dai bronchi alla trachea, all'esofago, allo stomaco, all'intestino, dove provoca irradiazioni, in genere di minor rilievo di quelle all'albero respiratorio.

DESTINO DELLE SOSTANZE RADIOATTIVE GIUNTE NEL SUOLO

Com'è facile intendere, i radionuclidi che giungono sul suolo - o sono liberati dentro il suolo da scarichi vari - possono passare nelle acque geografiche superficiali per ruscellamento, nelle acque di falda per infiltrazione, nelle radici delle piante per fenomeni chimico-fisici e metabolici e da qui passare negli animali e giungere all'uomo.

L'attenzione va portata in due direzioni:

- passaggio nelle acque destinate ad usi agricoli e umani (irrigazione agricola, potabilizzazione);
- passaggio nelle culture foraggere e agricole in genere, attraverso la captazione radicale.

Quando il suolo viene contaminato dall'atmosfera, vi è deposizione secca o umida di sostanze radioattive sulle superficie foliari, a cui può seguire anche assorbimento metabolico da parte delle foglie stesse. In questi casi la contaminazione foliare diretta risulta in genere più importante della contaminazione attraverso il suolo e le radici.

Il suolo, e di conseguenza le catene alimentari, sono stati contaminati su scala mondiale negli Anni 50 e 60 a causa delle ricadute radioattive (radioactive fallout) delle esplosioni sperimentali nucleari (nuclear tests) realizzate da alcuni Paesi nell'atmosfera e nella stratosfera. In quegli anni quasi tutto il Cs-137 e circa i 4/5 dello Sr-90 che passavano nei bovini e nel latte provenivano da deposito foliare. In anni più recenti, essendosi assai ridotto il numero di nuove esplosioni (dal 1962 in poi), le ricadute stratosferiche erano fortemente diminuite e i radionuclidi da fallout che si ritrovavano - peraltro in piccolissima misura - nei vegetali provenivano in parte anche da assorbimento radicale. L'incidente di Chernobyl (1986, vedi altro capitolo) ha poi contaminato il suolo e i vegetali di vaste regioni.

1. Comportamento dei radionuclidi nel suolo

Gli strati superficiali del suolo sono composti di materie organiche (humus), di sabbie, di fanghi o limi, di argille, in varia proporzione.

- Lo humus è il complesso di materie organiche presenti nel terreno agrario e deriva dalla decomposizione di residui vegetali ed animali ad opera di microorganismi, in primo luogo batteri. La umificazione porta alla mineralizzazione delle sostanze

organiche. Lo humus ha un discreto potere adsorbente per la presenza di prodotti carboniosi, ed ha un'azione di solubilizzazione sui sali e sui composti inorganici presenti, favorendo e contribuendo alla nutrizione delle piante.

- Le sabbie nella maggior parte dei casi sono costituite da minerali che per scarsa alterabilità e notevole durezza hanno potuto resistere all'ulteriore disfacimento; esse sovente abbondano di minerali a base di quarzo. I granelli delle sabbie hanno diametro abbastanza grande tra 50 micron e 1-2 mm. Il potere filtrante delle sabbie su acque che contengano materiali finemente sospesi è diverso a seconda del tipo di sabbia, ma per lo più è modesto.
- I fanghi sono impasti di particelle a grana fine, per lo più con diametro tra 1 e 50 micron. Il potere filtrante dei fanghi su acque che contengano materiali finemente sospesi è assai buono. Sovente i fanghi contengono sostanze argillose con capacità di scambio ionico (vedi qui sotto).
- Le argille sono impasti di sostanze minerali a grana finissima, costituite da silicati idrati di Al (contenenti anche Fe, Mg, K, Ca, Na) a struttura lamellare, in forma di particelle di diametro inferiore al micron. L'infiltrazione e l'attraversamento delle argille da parte delle acque sono fenomeni lenti o lentissimi. In corrispondenza della superficie libera delle loro particelle le argille hanno capacità di scambiare cationi (Na, K, Mg, Ca, ecc.) con le soluzioni ioniche con cui vengono a contatto.

Gli scambi ionici delle argille sono di primaria importanza per la ritenzione, il trasporto, i movimenti dei radionuclidi pervenuti nel suolo. Dopo lo scambio ionico con le argille, i radionuclidi risultano non "disponibili" o assai poco "disponibili" per l'assorbimento da parte delle radici

delle piante. La eluizione acquosa del materiale scambiatore può peraltro consentire il ritorno in soluzione dei radionuclidi e renderli disponibili per l'assorbimento radicale.

In generale sono scambiati più prontamente i cationi bivalenti (nell'ordine: Ba^{++} , Sr^{++} , Ca^{++}) dei cationi monovalenti (nell'ordine: Cs^+ , Rb^+ , K^+ , Na^+). Conviene peraltro notare che il Cs^+ è più saldamente trattenuto dello Sr^{++} ; questo fatto rende il Cs^+ meno "mobile" nel suolo e meno "disponibile" per l'assorbimento radicale. Le radici delle piante assorbono dunque assai più facilmente lo Sr-90 del Cs-137 che siano arrivati nel suolo. La "disponibilità" dello Sr-90 da fallout da test nucleari decresce grosso modo del 15% all'anno (media di vari terreni).

Da quanto precede si possono ricavare alcune considerazioni di carattere pratico:

- sui materiali corpuscolati, in sospensione, presenti negli effluenti liquidi, il suolo ha potere filtrante, di arresto, tanto più forte quanto più fini sono le particelle che lo compongono;
- su sostanze allo stato ionico, in soluzione, presenti negli effluenti liquidi, il suolo ha potere di scambio ionico nel caso che la componente argillosa sia rilevante;
- effluenti liquidi che penetrano nel suolo, lo attraversano con buona velocità se è umido o sabbioso, con ridotta velocità se è costituito da fanghi e soprattutto da argille: e ciò in quanto gli interstizi tra le particelle del suolo sono ampi nel primo caso ma sono minutissimi nel secondo caso.

Nel caso di prodotti di fissione (risultanti, per esempio, da trattamento chimico del combustibile nucleare) pervenuti nel suolo e da questo arrivati nella falda acquifera, si ricordi che I e Co sono tra gli elementi che "camminano" più di altri; anche il Ru-106 è nuclide con discreta velocità di dispersione-trasporto nella falda, perché si muove nelle acque in forma chimica complessata che non

viene assorbita per scambio ionico dai minerali argillosi del sottosuolo; meno veloce è lo Sr-90; lenti il Cs-137, lo Zr-95 e il Pm-147. La velocità di trasporto nella falda varia ovviamente a seconda della composizione del sottosuolo ed è per lo più di piccolo valore, dell'ordine dei mm o dei cm al giorno.

Per le stime dei fenomeni di scambio ionico si fa ricorso al fattore di distribuzione, K_d , che ha un determinato valore per ciascun elemento e per ciascuna costituzione mineralogica del terreno; esso è definito, per condizioni di equilibrio (concentrazione costante in acqua per periodi di tempo piuttosto lunghi), dalla relazione

$$K_d = \frac{\text{concentr. ponderale}_{\text{sedimento}}}{\text{concentr. ponderale}_{\text{acqua}}}$$

e nel caso di radionuclidi

$$K_d = \frac{\text{concentr. attività}_{\text{sedimento}}}{\text{concentr. attività}_{\text{acqua}}}$$

Il K_d reale di ogni singola situazione e località deve essere riscontrato appositamente. Migrano più facilmente gli elementi a basso K_d .

2. Assorbimento metabolico dei radioisotopi nelle piante e passaggio negli animali

Per l'assorbimento e il metabolismo dei radioisotopi da parte delle radici dei vegetali e per il successivo passaggio in organismi animali valgono le seguenti considerazioni.

- L'isotopo radioattivo d'un dato elemento ha comportamento chimico e metabolico uguale a quello degli isotopi stabili dell'elemento in considerazione, purchè la forma chimica sia la stessa. In effetti la differenza tra isotopi riguarda la costituzione del nucleo, che è irrilevante per le proprietà chimiche

e metaboliche.

- Negli elementi leggeri (numero atomico inferiore a 10) il rapporto dei pesi atomici tra vari isotopi è sensibilmente diverso da 1 (nel caso limite dell'idrogeno, gli isotopi H, D, T hanno pesi atomici 1, 2, 3). Vi è perciò effetto di massa che può influire in una certa misura sul destino chimico e metabolico dei vari isotopi.
- Il radionuclide presente in una data forma fisico-chimica si "diluisce" con gli isotopi stabili dell'elemento di appartenenza che siano presenti con la medesima forma fisico-chimica (diluzione isotopica). L'assorbimento da parte degli organismi viventi avviene rispettando il rapporto di diluizione isotopica (attività specifica, vedi oltre).
- Grande importanza per le reazioni chimiche e per il destino metabolico hanno le caratteristiche fisico-chimiche con le quali è presente l'isotopo radioattivo nel suolo (forma ionica, forma colloidale, complesso molecolare; fase adsorbita; composti chimici di varia stabilità e complessità).

Gli isotopi stabili di un elemento presenti in natura possono avere forme fisico-chimiche o essere legati in sostanze chimiche diverse dalle forme e sostanze con le quali l'isotopo radioattivo giunge nell'ambiente con lo scarico o con il rilascio. Pertanto, in questi casi, il destino chimico-metabolico degli isotopi stabili e dell'isotopo radioattivo possono ampiamente differire, perché diverso è il comportamento chimico-metabolico dei rispettivi composti.

Ciò va tenuto presente quando si vuole estrapolare il comportamento dei radionuclidi dal comportamento geochimico e metabolico già noto dei vari elementi presenti in un determinato ambiente naturale.

- In linea generale, gli organismi viventi sanno distinguere tra i vari elementi chimici ed assorbire e trattenere quelli necessari alle loro funzioni, nella quantità voluta e con un ricambio (turnover) stabilito per ciascuno di essi. E però elementi che presentino somiglianza chimica piuttosto spiccata con un elemento biologicamente importante possono essere assorbiti e metabolizzati per una sorta di "errore" o di "equivoco" che deriva dalla non perfetta capacità di discriminazione chimica da parte dell'organismo vivente.

Elementi dello stesso gruppo della tavola di Mendelejev, aventi la stessa valenza e molte analogie chimiche possono essere coinvolti in tali "errori" metabolici. Così accanto e assieme al Ca, elemento di primario valore biologico, viene assorbito e metabolizzato lo Sr; così assieme al K viene assorbito e metabolizzato il Cs.

Si parla di diluizione isometabolica dello Sr da parte del Ca o del Cs da parte del K, intendendo dire che il radionuclide è diluito non soltanto dal corrispondente elemento stabile (diluizione isotopica, vedi sopra) ma anche da altro elemento che segua gli stessi processi metabolici.

- La capacità di discriminazione tra due elementi E_1 e E_2 può esser valutata considerando il rapporto osservato (observed ratio, OR) tra i rapporti delle concentrazioni del campione e del precursore

$$OR = (C_{E_1} / C_{E_2})_{\text{campione}} / (C_{E_1} / C_{E_2})_{\text{precursore}}$$

dove "campione" è detto l'organismo o il tessuto considerato, e "precursore" è detta la sostanza assorbita e metabolizzata dall'organismo o dal tessuto (per lo più a seguito di ingestione). Questo rapporto osservato viene in pratica impiegato soltanto per la coppia Sr-Ca.

Nel caso dello Sr-90 lo OR tra osso umano e latte vaccino è 0,25; tra latte vaccino e foraggio fresco è 0,1; e dunque tra osso umano e foraggio fresco lo OR è $0,25 \times 0,1 = 0,025$: la capacità discriminante metabolica degli organismi viventi fa sì che nell'osso umano la proporzione Sr-90/Ca sia 1/40 della proporzione che si ritrova nei foraggi contaminati.

- Gli elementi naturali si distribuiscono dentro l'organismo dei viventi secondo precise funzioni metaboliche, in molti casi venendo captati e depositati in determinati organi, tessuti e secreti. Il Ca si deposita nelle ossa (e così, in minor misura, lo Sr, il Ra e altri); il K è particolarmente abbondante nel tessuto muscolare (e così il Cs); lo I si deposita nella tiroide; il Co entra a far parte della vitamina B12.

Nelle vacche, una frazione importante dello I (e pertanto dello I-131) passa nella secrezione lattea. Vacche che pascolano su prati contaminati con 37 GBq (1 Ci) di I-131/km² producono latte che ha concentrazione di I-131 di circa 3,7 kBq/litro (0,1 microcurie/litro). Si ricorda che l'ingestione di 37 kBq (1 microcurie) da parte dell'uomo adulto o rispettivamente del bambino piccolo dà 18 o 100 mGy (1,8 o 10 rad) alla tiroide (la dose nel bambino piccolo è molto maggiore che nell'adulto, per ragioni di morfologia e fisiologia della tiroide).

- In taluni casi, quando si è in presenza di elementi insoliti per un dato organismo, si possono avere fenomeni di accumulo senza che intervengano meccanismi limitatori (equilibri) da parte dell'organismo stesso che, per così dire, non "conosce" l'elemento in questione.
- Il rapporto della concentrazione ponderale di un elemento in un prodotto agricolo o zootecnico (g di

prodotto) con la concentrazione ponderale di tale elemento nel terreno, o in un materiale della catena terreno-prodotto che interessa, è denominato coefficiente di trasporto, C.T. Per le analogie con il fattore di concentrazione, vedi 3.1.

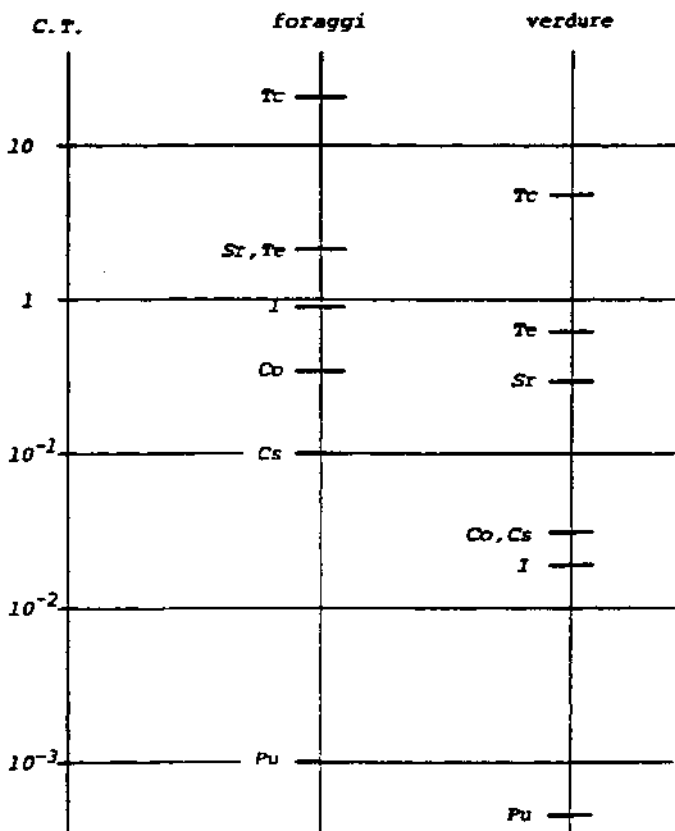


Figura 8. Ordine di grandezza del possibile coefficiente di trasporto, C.T., di alcuni elementi per foraggi secchi/terreno secco e per verdure secche/terreno secco; da tener presente in mancanza di dati specifici. (Fonte: IAEA, Rapporto Safety Series no. 57).

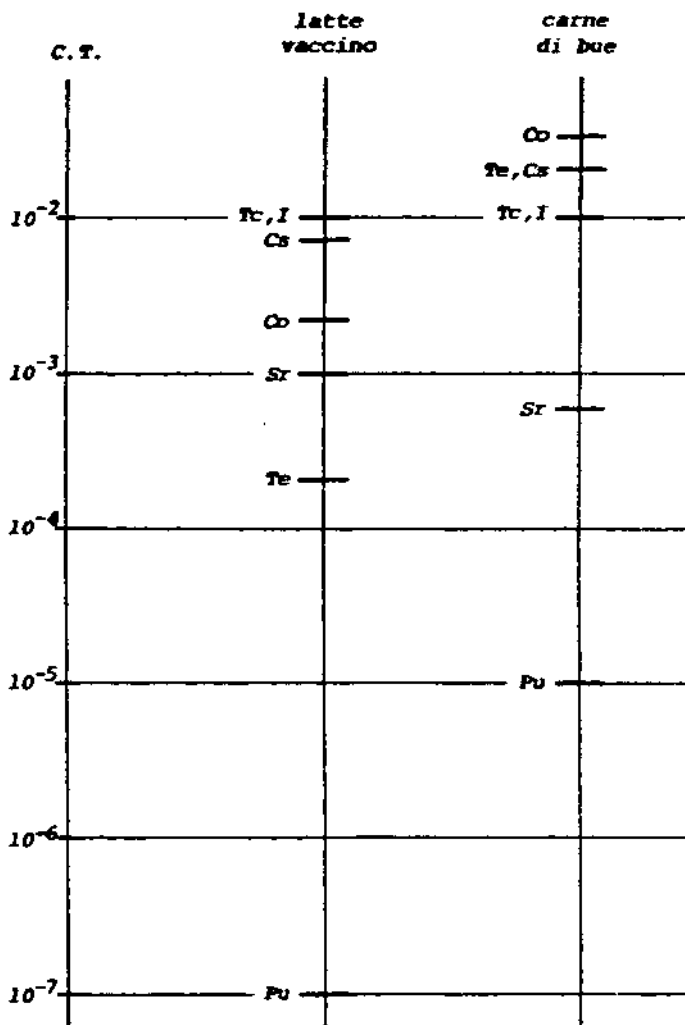


Figura 9. Ordine di grandezza del possibile coefficiente di trasporto, C.T., latte fresco/foraggi secchi e carne cruda/foraggi secchi, di alcuni elementi; da tener presente in mancanza di dati specifici (Fonte: IAEA, Rapporto Safety Series no. 57).

La figura 8 mostra - a titolo indicativo - l'ordine di grandezza del coefficiente di trasporto di alcuni elementi nel passaggio ai foraggi dal terreno e alle verdure dal terreno. Si noti che si tratta di valori numerici collocati in buona parte nelle decadi attorno all'unità.

La figura 9 mostra - a titolo indicativo - l'ordine di grandezza del coefficiente di trasporto di alcuni elementi nel passaggio da foraggi a latte e da foraggi a carni alimentari. Si osservi che si tratta di valori < 1 e anche $\ll 1$ (de-concentrazione).

I valori di C.T. per gli elementi possono esser usati in molti casi per i vari nuclidi degli elementi stessi.

DESTINO DELLE SOSTANZE RADIOATTIVE IMMESSE NELLE ACQUE

Consideriamo le acque geografiche di superficie, quali laghi, stagni, fiumi, torrenti, canali, mari, golfi marini, e le acque geografiche di falda. I radionuclidi che giungono in queste acque possono arrivare all'uomo dopo un certo numero di passaggi (anelli di catene ambientali e alimentari):

- acque dolci, acquedotti, uomo;
- acque dolci, irrigazione, suolo, vegetali e animali, uomo;
- acque dolci, irrigazione a pioggia, deposito su ortaggi, uomo;
- acque dolci, plancton e piante acquatiche, pesci, uomo;
- acque di mare, plancton, molluschi crostacei e pesci, uomo.

La figura 10 mostra alcune tipiche catene ambientali

ed alimentari che espongono l'uomo alle sostanze radioattive immesse nelle acque.

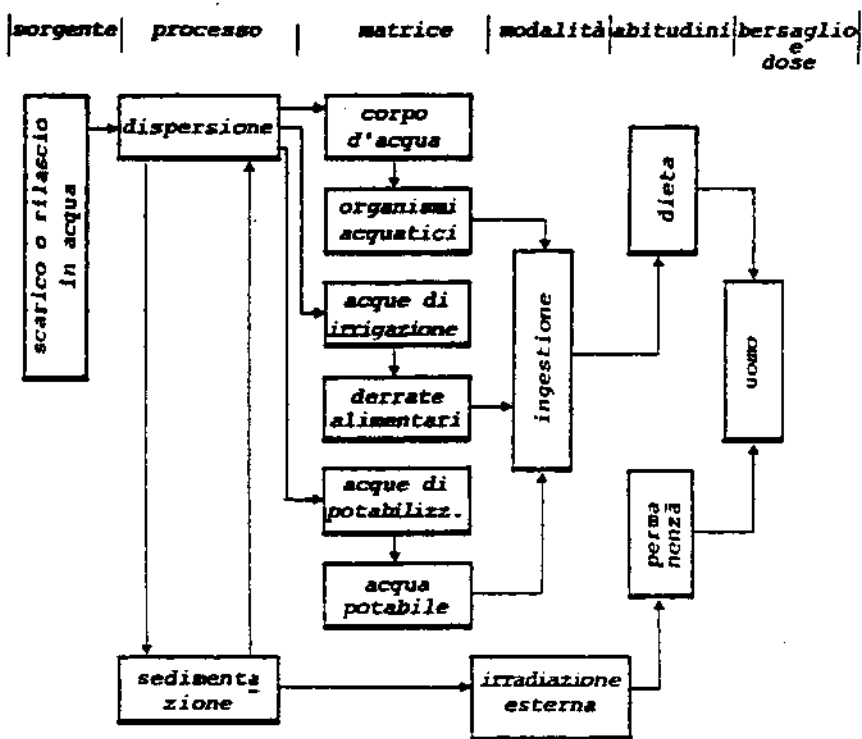


Figura 10. Schema a blocchi di alcune possibili catene ambientali: ritorno all'uomo di sostanze radioattive immesse nelle acque.

1. La diffusione nei corpi d'acqua

Il calcolo della diffusione-diluizione in corpi d'acqua presenta per certi aspetti difficoltà maggiori di quelle già notevoli incontrate nell'atmosfera, perché la fisica della diffusione turbolenta in acque geografiche è forse meno sviluppata della fisica della diffusione turbolenta

in atmosfera. Anche in acqua la diffusione molecolare ha rilievo molto minore della diffusione turbolenta.

Le correnti idriche possono trasportare a distanza e senza forti diluizioni masse d'acqua contaminate. Se le sostanze radioattive sono presenti in forma di minute particelle in sospensione (già nello scarico o a seguito di fenomeni di precipitazione) esse tendono a depositarsi sul fondo del corpo d'acqua. Se le sostanze radioattive sono presenti in forma ionica, esse possono subire scambi ionici con sostanze argillose sospese nell'acqua o con sostanze argillose del fondo (vedi punto 2).

Le sostanze radioattive - in forma ionica, ma anche in forma particolata molto fine (colloidale) - possono essere captate da organismi viventi, dai più semplici (batteri) ai più complessi (pesci).

1.1. Nei grandi fiumi a corrente lenta e tranquilla gli effluenti liquidi scaricati con densità (temperatura, contenuto salino) uguale a quella del corpo ricettore, tendono a scorrere come un "filetto" sottile che si mescola molto lentamente con la massa d'acqua circostante.

Se la densità è diversa, la turbolenza, il mescolamento e la diluizione iniziali possono essere di una certa importanza e danno luogo ad una "zona di mescolamento", a forma di pennacchio. Eguagliata la densità, il cammino successivo avviene come sopra, in forma di "filetto".

1.2. Il caso opposto è dato da fiumi e corsi d'acqua a corrente forte e veloce. In essi l'effluente liquido scaricato viene miscelato rapidamente con tutta l'acqua disponibile, in funzione della portata (m^3/s). La concentrazione (Bq/m^3) nel fiume si abbassa secondo il rapporto delle portate dello scarico e del fiume.

$$C_{\text{effl.}} \times \text{portata}_{\text{effl.}} = C_{\text{fiume}} \times \text{portata}_{\text{fiume}}$$

$$C_{\text{fiume}} = C_{\text{effl.}} \times (\text{portata}_{\text{effl.}} / \text{portata}_{\text{fiume}})$$

E' interessante valutare, per un dato fiume e un dato regime stagionale, la lunghezza o percorso di completa miscelazione, che è la distanza tra il punto di scarico e il punto in cui la concentrazione di sostanze radioattive è uniforme in tutta la sezione trasversale della massa d'acqua.

1.3. Nei grandi laghi profondi e nei mari la diluizione risente, oltre che del regime delle correnti, della struttura verticale della temperatura-densità delle acque.

D'estate le acque superficiali sono calde (20-28 °C), le acque sottostanti sono a temperatura decrescente e densità crescente; le acque profonde dei laghi e dei mari hanno temperatura che si abbassa a 0-4 °C (temperatura alla quale l'acqua ha la massima densità).

D'inverno le acque superficiali si raffreddano e così le acque sottostanti; nei nostri mari la temperatura in superficie scende a 10-13 °C; nei nostri laghi può scendere in qualche inverno a 0-4 °C e in questo caso tutta la massa d'acqua del lago si trova ad avere per alcune settimane press'a poco la medesima temperatura.

Il vento è la causa più importante di rimescolamento delle acque di lago e di mare. Lo strato di mescolamento è piccolo d'estate per la forte stratificazione della densità, ed è maggiore d'inverno. Tutta la massa d'acqua dei laghi è rimescolata in quegli inverni in cui la temperatura diviene quasi uniforme dalla superficie al fondo. Nei mari temperati e caldi le acque profonde e fredde non vengono mai interessate dai fenomeni di diffusione turbolenta da vento.

1.4. Le dighe sui fiumi (e più in genere i rallentamenti della velocità della corrente fluviale) favoriscono la sedimentazione delle particelle sospese nell'acqua, alle quali sono legati, almeno in parte, i materiali contaminanti che così passano nei sedimenti. La sedimentazione è un fenomeno importante anche nei laghi e in mare; Ce, Cs, Co, Mn, Cr, Zn hanno maggiore tendenza a fissarsi nei depositi argilloso-cal-

carei di quanto non facciano Sr, Ba, Ru.

2. Fenomeni di tipo fisico e fisico-chimico nei corpi d'acqua

Il radionuclide pervenuto in forma ionica nel corpo d'acqua si diluisce isotopicamente con gli isotopi stabili dell'elemento che siano anch'essi in forma ionica (diluizione isotopica), giungendo ad una determinata attività specifica (rapporto tra radionuclide e isotopi stabili, espresso come rapporto tra numero d'atomi, oppure come Bq per grammo di elemento).

Anche nelle acque possono avvenire, nella massa idrica contenente particelle in sospensione oppure sui sedimenti del fondo, fenomeni di scambio ionico. Di essi abbiamo già parlato nel capitolo sul destino della radioattività che sia giunta nel suolo.

L'ordine di grandezza orientativo dei valori di K_d è mostrato nella figura 11, ricavata da una pubblicazione IAEA.

Altro fenomeno è quello dell'adsorbimento del radionuclide sulle superficie dei materiali presenti nelle acque e sul fondo. I materiali carboniosi danno luogo a forte adsorbimento. Esso può aversi in notevole misura anche sulle superficie degli organismi planctonici, sulle foglie di piante acquatiche, sulle scaglie e branchie dei pesci. Il fenomeno è largamente irreversibile.

Fenomeni di flocculazione che avvengano nel corpo d'acqua possono trascinare per co-precipitazione i radionuclidi, specie se in forma cationica polivalente. Di conseguenza taluni radionuclidi vanno a finire tra i sedimenti del fondo.

Quando un fiume si getta in mare, l'acqua marina ricca di sali agevola la precipitazione o coagulazione ("salatura") dei granuli colloidali delle acque fluviali, tra i quali possono esservene di radioattivi. Anche in questo caso si determina il deposito nei sedimenti della foce del fiume.

I fenomeni ricordati, unitamente alla deposizione gravimetrica sul fondo, fanno sì che i sedimenti d'un corpo d'acqua possano accumulare radionuclidi. Per questa ragione i sedimenti hanno un forte rilievo nel controllo della radioattività dei corpi d'acqua e possono servire da materiali indicatori della contaminazione radioattiva.

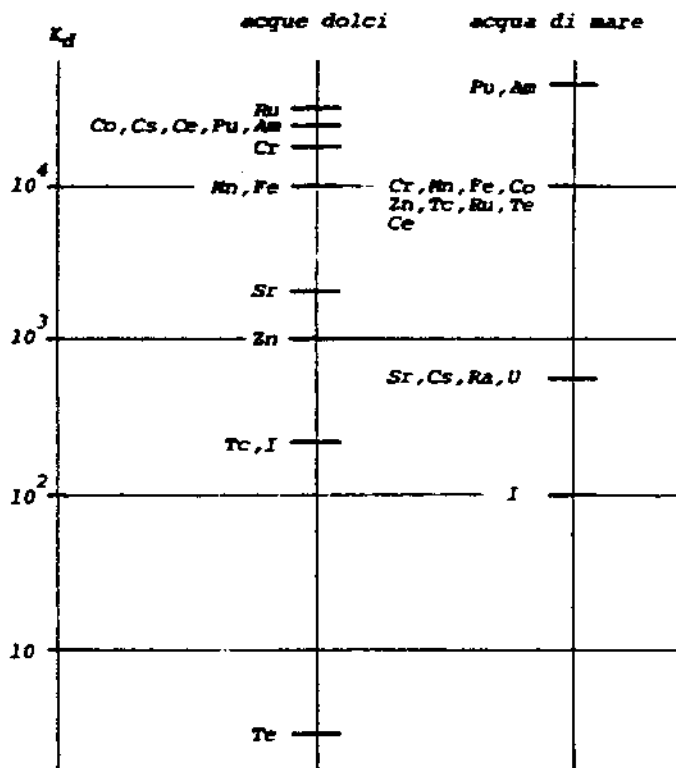


Figura 11. Fattore di distribuzione, K_d , sedimenti/acqua, di vari elementi, per sedimenti di acque dolci e marine; i valori riportati possono essere usati solo come indicazione assai generica, perchè sono soggetti a forti variazioni a seconda delle caratteristiche dei sedimenti locali (Fonte: IAEA, Rapporto Safety Series no. 57).

3. La captazione biologica nei corpi d'acqua

Nelle acque geografiche gli elementi chimici che entrano a far parte delle strutture degli organismi viventi (Na, K, Mg, Ca, P, S, Fe, I, Co, Cu, ecc.) sono variamente presenti e si trovano in concentrazione assai diversa nelle acque dolci e salate.

Essi sono captati da organismi microscopici vegetali (fitoplancton) e animali (zooplancton), che sono cibo di organismi più grossi e complessi, come molluschi, crostacei, pesci.

I fenomeni di assunzione metabolica (uptake) sono accompagnati anche da fenomeni di adsorbimento fisico-chimico (adsorption) su tegumenti, branchie, ecc., che contribuiscono alla captazione totale.

Inoltre, gli organismi che muoiono si depositano sul fondo dove sono utilizzati come cibo da altri esseri viventi, oppure sono decomposti dai batteri fino a mineralizzazione.

Gli organismi acquatici contengono in un grammo delle loro strutture e tessuti quantità assai maggiori degli elementi chimici rispetto a un grammo dell'acqua in cui vivono. Si può dunque dire che le strutture viventi agiscono "concentrando" molti elementi dell'ambiente idrico circostante.

3.1. Il rapporto della concentrazione ponderale di un elemento in un organismo (g di elemento/g di organismo) con la concentrazione ponderale di tale elemento nell'acqua circostante (g di elemento/g di acqua) è denominato fattore di concentrazione.

$$F. C. = \frac{\text{concentr. ponderale}_{\text{organismo}}}{\text{concentr. ponderale}_{\text{acqua}}}$$

Il valore del F. C. dipende:

- dalle caratteristiche metaboliche della specie vegetale o

- animale considerata;
- dalle caratteristiche fisico-chimiche dell'elemento nell'acqua;
 - dalla concentrazione dell'elemento nell'acqua;
 - dalla presenza di taluni altri elementi nell'acqua;
 - da altri parametri ancora.

Quanto precede si applica non solo agli elementi naturali in acqua, con i loro isotopi stabili, ma anche alle miscele di isotopi radioattivi ed isotopi naturali stabili degli elementi stessi.

3.2. In acque con attività specifica costante nel tempo per un dato radionuclide in una data forma chimico-fisica, il F. C. può esser stabilito determinando il rapporto delle concentrazioni di attività:

$$F. C. = \text{concentr. attività}_{\text{organismo}} / \text{concentr. attività}_{\text{acque}}$$

I F. C. plancton-acqua, molluschi-acqua, crostacei-acqua sono più elevati - in linea generale - che non i F. C. pesce-acqua, specialmente per elementi che non siano costituenti primari, abituali, degli organismi superiori.

Supponiamo ora che l'attività specifica nell'acqua non sia costante nel tempo, e che salga rapidamente, come avviene per immissione di acqua in tutto uguale, ma con grande abbondanza dell'isotopo radioattivo. Ovviamente ci vorrà un certo tempo - talora piuttosto lungo - affinché l'attività specifica dell'isotopo cresca anche nell'organismo, a seguito del continuo rinnovo delle molecole costitutive dei tessuti viventi. Durante questo tempo, se si misura il rapporto delle concentrazioni di attività si trova un valore numerico più piccolo di quello che è il valore di F. C. (come si dice, il F. C. osservato è minore del F. C. reale).

Consideriamo il caso contrario: che l'attività specifica per lungo tempo a concentrazione costante nell'acqua discenda rapidamente, come per immissione di acqua in tutto uguale, ma senza l'isotopo radioattivo. E' chiaro che ci vorrà

un certo tempo perché l'attività specifica dell'isotopo decresca anche nell'organismo. Durante questo tempo, se si misura il rapporto delle concentrazioni si trova un valore numerico più grande di quello che è il valore di F. C. (come si dice, il F. C. osservato è maggiore del F. C. reale).

3.3. Nelle acque dolci, specie in quelle molto povere di sali (cioè con basso "residuo secco"), i F. C. si presentano di regola elevati ed elevatissimi. Essi variano da corpo d'acqua a corpo d'acqua, risentendo della differente composizione del residuo secco.

Nei laghi il F. C. pesce-acqua, per P-32 può giungere a valori di 10^4 : 10^5 ; per Ca e Sr-90, 10^2 e più; per K e Cs-137, 10^3 e più. In alcuni molluschi sono stati ritrovati altissimi valori di F. C. = 10^4 : 10^5 per il Mn-54 da fallout da test nucleari.

Nel mare, i F. C. per una data specie animale sono piuttosto uniformi dappertutto, perché l'acqua di mare presenta ovunque le medesime caratteristiche di composizione.

Nel mare il F. C. pesce-acqua per il P-32 resta assai alto perché l'elemento fosforo è scarsamente disponibile nell'acqua salata; anche i F. C. per radiocobalto, radiozinco, radiocromo, radiomanganese possono essere elevati.

I F. C. per Sr-90, Cs-137 e per altri radionuclidi sono assai minori dei F. C. delle acque dolci.

Per avere un'idea, sia pur molto grossolana, dell'ordine di grandezza del F.C. pesce/acqua di un certo numero di elementi, in acque dolci e in acqua di mare, si può osservare la figura 12, ricavata da una pubblicazione IAEA. Ma invero i valori di F.C. sono ampiamente variabili in funzione della composizione dei soluti nelle acque dolci. La tabella 2 mostra gli ampi intervalli di F.C. in acque dolci.

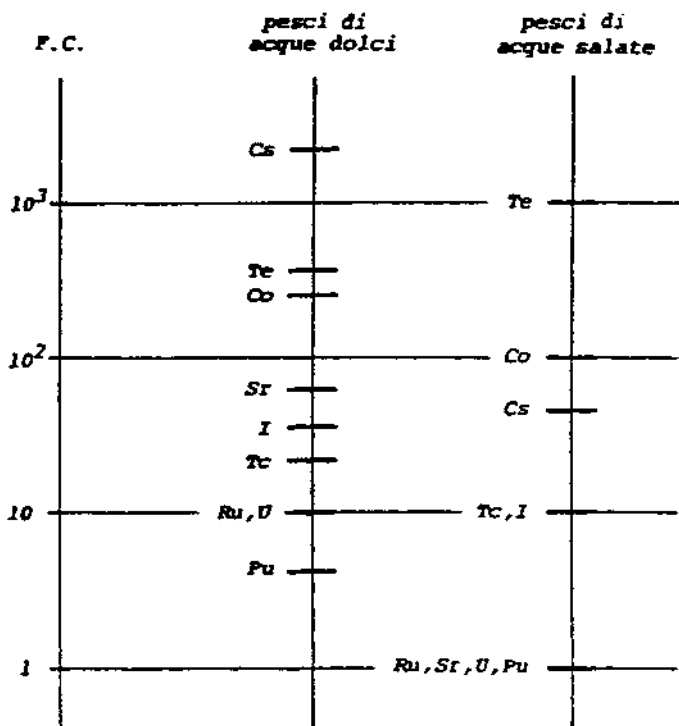


Figura 12. Ordine di grandezza del possibile fattore di concentrazione, F.C., pesce intero/acqua, di alcuni elementi, per acque dolci e salate; da tener presente in mancanza di dati specifici (Fonte: IAEA, Safety Series no. 57).

3.4. La capacità di concentrazione dei viventi può essere utilizzata per svelare o controllare se in un corpo d'acqua sono versati effluenti liquidi radioattivi. In tal caso si raccolgono gli organismi che hanno più elevato F. C. per i radionuclidi sospettati e si misura il contenuto di tali radionuclidi. Gli organismi sono detti indicatori della contaminazione radioattiva. Tra gli indicatori si può genericamente ricordare il plancton (e più particolarmente il perifiton).

Tabella 2. Intervallo (indicativo) del fattore di concentrazione per alcuni elementi in pesci d'acqua dolce (da varie fonti)

elementi	acque con alta concentr. di sali	acque con bassa concentr. di sali
H	1	
Co	5-50	200-600
Sr (°)	1-10	10-200
Ru	0,2-4	
I	10-150	
Cs (+)	10-100	1000-10000
U	0,3-150	
Pu	0,1-600	

(°) F.C. dipendente da concentrazione di Ca

(°) F.C. dipendente da concentrazione di K

3.5. Il concetto di F.C. può essere generalizzato considerando il rapporto:

$$F. C. = \frac{\text{concentrazione}_{\text{campione}}}{\text{concentrazione}_{\text{precursore}}}$$

Esso, cioè, può essere riferito ad ambienti non acquatici e anche a materiali non viventi (per es. sedimenti); oppure può essere calcolato tra due compartimenti non contigui (per es. il latte prodotto da mucche nutrite col foraggio irrigato e l'acqua di irrigazione).

ALCUNE IMPORTANTI CATENE ALIMENTARI

Come è stato detto nelle pagine che precedono, vi sono molte situazioni in cui gli individui possono essere esposti e

ricevere dosi in conseguenza di scarichi e rilasci di attività nell'ambiente:

- dosi esterne da sommersione in aria contaminata (in particolare da gas nobili radioattivi);
- dosi esterne da particelle radioattive depositate sul suolo (in particolare dopo gravi incidenti e rilasci);
- dosi interne da inalazione di aria contaminata (in particolare da radioiodio);
- dosi interne da ingestione di alimenti contaminati (latte, vegetali da foglia, pesci, ecc.) ed acqua potabile contaminata.

Quest'ultima modalità merita un'attenzione particolare: in essa le attività rilasciate nell'ambiente tornano all'uomo attraverso catene alimentari che ora saranno brevemente esaminate.

1. Latte

Per i radionuclidi I-131, Sr-89, Sr-90, Cs-137 è assai importante la catena (aria)→foraggi→vacche→latte→uomo.

Lo Iodio-131 è ingerito dalle vacche con i foraggi ed è captato dalla ghiandola tiroide di questi animali. La tiroide diviene un buon indicatore di pascoli contaminati. Per altro nelle vacche lo I-131 passa in notevole quantità anche nella secrezione lattea. L'uomo ingerisce il latte e lo iodio è captato dalla tiroide umana.

Gli studi condotti dopo l'incidente di Windscale (Gran Bretagna, 1957) nel quale furono rilasciati circa 70.10^4 GBq (circa 20000 Ci) di I-131 hanno mostrato - come abbiamo detto in precedenza - che nelle vacche al pascolo si ritrova 1 kBq/litro₂ di latte, allorché il deposito sull'erba è di circa 10 GBq/km².

I bambini in genere - e in particolare quelli nel primo anno di vita che si alimentano prevalentemente o esclusivamente di latte vaccino - sono gli individui più esposti alle dosi alla tiroide, dovute a questa via di contaminazione. Le piccole dimensioni della ghiandola tiroide nel bambino fanno sì che in essa la concentrazione di I-131 (attività/grammo) risulti particolarmente alta, e dunque risulti maggiore la dose rispetto a quella assorbita da un adulto che abbia ingerito la medesima quantità di latte.

Il gruppo di bambini così esposto è detto gruppo critico della popolazione perché rappresenta il gruppo di individui più colpito (dosi) da quella particolare contaminazione dell'ambiente.

La vita media fisica piuttosto breve (8 giorni) e il ricambio piuttosto rapido dello iodio tiroideo fanno sì che il periodo effettivo di dimezzamento dello I-131 nella tiroide sia di circa 6 giorni. Dopo un'ingestione unica del radionuclide, circa 9/10 della dose per tempo infinito sono assorbiti nel volgere di tre periodi effettivi: $3 \times 6 = 18$ giorni.

Conviene anche attirare l'attenzione sul fatto che, attraverso il consumo giornaliero continuato di latte fresco prodotto localmente da vacche al pascolo, un residente in una zona lambita da una nube radioattiva riceve alla tiroide una dose da I-131 alcune centinaia di volte più elevata della dose ricevuta a causa dell'inalazione di tale nuclide nell'aria della nube in passaggio.

Lo Stronzio-90 passa dai foraggi alle vacche e al latte perché l'elemento Sr è metabolicamente simile al Ca (entrambi metalli alcalino-terrosi) e il Ca è un costituente di notevole importanza della secrezione latte. Già abbiamo parlato dello OR tra latte e foraggi e tra ossa umane e latte.

Lo Sr-90 si fissa nelle ossa. Nei bambini, che hanno lo scheletro in formazione e in crescita, il processo è particolarmente importante. Il lento ricambio della struttura ossea e la vita media fisica particolarmente lunga dello Sr-90

fanno sì che i depositi di questo radionuclide continuino a dare dosi all'osso per molti e molti anni.

Il Cesio-137 passa dai foraggi alle vacche e al latte perché l'elemento Cs è metabolicamente simile al K (entrambi metalli alcalini) e il K è un costituente importante della secrezione lattea.

Il Cs-137 si ritrova in tutto il corpo (come il K) ma particolarmente nel tessuto muscolare. Esso dà dose al corpo intero. Il ricambio del Cs nel muscolo è di media rapidità (il periodo effettivo di dimezzamento del Cs-137 è di circa 120 giorni). Dopo un'ingestione unica del radionuclide, circa 9/10 della dose per tempo infinito sono assorbiti nel volgere di tre periodi effettivi: $3 \times 120 = 360$ giorni.

Si noti come i passaggi dei nuclidi attraverso la catena alimentare del latte fresco avvengano nel giro di pochi giorni. Per questo si parla di catena rapida, che esige interventi tempestivi di prevenzione dell'ingestione da parte dell'uomo.

In poche ore, infatti, si può avere il passaggio dall'aria ai foraggi per deposito foliare; in poche ore i foraggi sono ingeriti in quantità rilevanti dalle vacche al pascolo; in poche ore il metabolismo della vacca fa passare i radionuclidi nella secrezione lattea; il latte è alimento che per buona parte si consuma fresco, dopo la raccolta, la pastorizzazione e la distribuzione. Queste ultime operazioni possono impegnare un paio di giorni. Considerando tutti i passaggi della catena, si può dire che in 2-5 giorni i radionuclidi scaricati o rilasciati in aria possono essere ingeriti dalle popolazioni esposte.

La situazione è diversa per il latte destinato all'industria casearia. Anche in questo caso i primi anelli della catena sono percorsi rapidamente (foraggi, vacche, latte), ma l'ultimo anello (caseificazione, maturazione) occupa una durata di tempo, breve o anche lunga, a secondo del tipo di formaggio.

2. Carni alimentari

La catena (aria, acque, suolo)→foraggi e mangimi→bovini, suini, pollame→carni alimentari→uomo è importante per il radionuclide Cs-137.

I vari passaggi nella catena sono comprensibili, dopo quanto detto nei precedenti paragrafi. Questa catena è meno rapida di quella che riguarda il latte fresco; essa può concludersi in qualche settimana o mese dalla liberazione del Cs-137 nell'ambiente.

Il lungo periodo fisico di dimezzamento del Cs-137 fa sì che il radionuclide perduri nell'ambiente per decenni, anche se la sua disponibilità per l'assorbimento metabolico nelle piante diviene molto piccola a seguito di scambio ionico nelle argille.

3. Cibi pronti per il consumo

Vi è una catena alimentare importante perché "rapidissima", quasi un cortocircuito tra scarico o rilascio e ingestione umana. Essa riguarda un po' tutti i radionuclidi che siano immessi nell'atmosfera come vapori (I-131) o come aerosol (prodotti di fissione non gassosi): aria→deposito su cibi pronti per il consumo sulle mense, nelle cucine, nei negozi di alimentari, nei mercati→uomo; oppure: aria→deposito su campi di ortaggi e di verdure fresche pronte per il raccolto e il consumo→uomo.

E' evidente che, dopo l'immissione, la radioattività è ingerita dall'uomo in meno di un'ora o in poche ore nel caso dei cibi pronti, in qualche giorno nel caso degli ortaggi. Dopo incidenti con rilascio di radioattività questa via insidiosa e veloce di ritorno all'uomo deve essere tenuta presente, al fine di bloccare cibi e derrate alimentari che possono essere stati contaminati. D'altra parte questo tipo di

contaminazione non è caratterizzata da fenomeni di concentrazione. Essa è quindi importante soltanto quando la deposizione è rilevante.

4. Acqua per uso potabile

La via di ritorno della radioattività all'uomo attraverso l'acqua potabile è da tener presente perchè può colpire piccoli gruppi (che utilizzano pozzi ad uso familiare) oppure grandi comunità (che sono servite da acquedotti) e perchè è diversa dalle comuni catene alimentari, in quanto è abiotica (cioè non interessa organismi biologici): (aria) → laghi, fiumi, falde acquifere → pozzi e prese di acquedotti → (trattamento di potabilizzazione) → acqua per uso potabile → uomo.

Questa via di ritorno può essere facilmente tenuta sotto controllo nel caso di acquedotti, assai meno nel caso di pozzi isolati. Solamente studi caso per caso possono consentire di valutare l'intervallo di tempo (in genere piuttosto lungo) con cui l'attività passa dal punto di immissione degli scarichi o rilasci al punto di prelievo delle acque; di stimare la depurazione dell'attività per filtrazione e per scambio ionico nel suolo (vedi paragrafo sul suolo) e nei processi di trattamento di potabilizzazione; di valutare la diluizione con altre acque prima di giungere al consumo.

Di regola non sono gli scarichi di esercizio che suscitano preoccupazioni per questa via di ritorno all'uomo, ma sono gli eventuali grandi rilasci in caso di grave incidente a un impianto nucleare o a un deposito di rifiuti liquidi radioattivi di elevata concentrazione.

5. Prodotti alimentari e irrigazione agricola

La via di ritorno all'uomo della radioattività immessa nell'ambiente può passare attraverso le acque irrigue di superficie (più comunemente) o attraverso le acque irrigue

estratte dalla falda (più raramente): (aria)→laghi, fiumi, falde acquifere→acque irrigue→vegetali→(carni, latte)→uomo.

La velocità di ritorno è - come è ovvio - largamente variabile a seconda delle circostanze.

Il fattore limitante per scarichi e rilasci liquidi radioattivi in acque è dato, nella maggioranza dei casi, dall'uso irriguo e non dall'uso potabile, a causa dei fenomeni di concentrazione che si riscontrano a livello dei vegetali di colture agricole irrigue.

6. Pesci, molluschi, crostacei, alghe

Una catena alimentare di forte rilievo nei riguardi di taluni gruppi di popolazione che consumino quantità apprezzabili di cibi d'origine fluviale, lacustre o marina, è quella costituita da (aria)→laghi, fiumi, mari→plancton, alghe, piante acquatiche→molluschi, crostacei, pesci→uomo.

In precedenza è stato illustrato come il F. C. di vari animali acquatici per certi radionuclidi sia elevato o elevatissimo, specie in acque dolci. Ciò può condurre alla situazione apparentemente paradossale secondo la quale acque d'un lago o d'un fiume possono essere di uso potabile, pur ospitando pesci o altri organismi che possono essere mangiati solo in piccole quantità a causa dell'elevata concentrazione di radioattività.

Le persone che sono solite consumare sensibili quantità di "pescato" possono costituire il gruppo critico di popolazione per un determinato scarico radioattivo in un corpo d'acqua, ricevendo dosi più elevate di quelle che sono assorbite da altri gruppi che usano il medesimo corpo d'acqua per approvvigionamento potabile o per irrigazione agricola.

Le catene alimentari idrologiche non sono in genere rapide. Esse possono essere tenute agevolmente sotto controllo

nel volgere dei mesi e degli anni e la contaminazione umana può essere ben valutata e sufficientemente prevenuta.

6.1. Un esempio di catena alimentare riguardante molluschi si ha a Bradwell, Inghilterra, dove una centrale nucleare scarica in mare effluenti liquidi contenenti Zn-65 (circa 2 GBq/mese, cioè circa 50 mCi/mese); lo Zn-65 è un prodotto di attivazione neutronica) che viene concentrato dalle ostriche di banchi vicini al punto di scarico, con F. C. = 10^5 , e può raggiungere i consumatori di questo mollusco.

Questo esempio attira l'attenzione sui prodotti di attivazione neutronica (Mn-54, Co-58, Co-60, Zn-65, ecc.) che si formano nelle parti metalliche del reattore nucleare esposte a neutroni. La corrosione chimica o meccanica di queste parti metalliche può portare i radionuclidi di attivazione tra i rifiuti e tra gli effluenti liquidi dell'impianto.

6.2. Un caso di ritorno all'uomo tramite alghe marine è il seguente. In taluni villaggi del Galles si usa mangiare quotidianamente un piatto a base di alghe marine. Queste alghe vengono raccolte sulle coste del Cumberland, regione che è prospiciente al Mar d'Irlanda, non lontano dal punto dove il Centro nucleare di Windscale scarica effluenti liquidi provenienti dal riprocessamento del combustibile nucleare, contenenti molti prodotti di fissione tra i quali il Ru-106 (circa $70 \cdot 10^3$ GBq/mese, cioè circa 2000 Ci/mese).

Questo radionuclide viene captato e concentrato dalle alghe in questione con F. C. = 1800, alghe che sono poi mangiate dagli abitanti dei villaggi del Galles. In tal modo uno scarico, attraverso un'inattesa e peculiare catena alimentare, va a colpire abitanti lontani diverse centinaia di km, che hanno abitudini alimentari anch'esse peculiari.

ALCUNE INDICAZIONI BIBLIOGRAFICHE

- Cigna A. A., Faloci C., Polvani C. Protezione sanitaria e tutela dell'ambiente contro gli inquinanti radioattivi. Rapporto CNEN, RT/PROT(74)14, Roma, 1974.
- Cagnetti P. La diffusione degli inquinanti nell'atmosfera. Dispense di lezioni tenute al Corso di specializzazione in radioprotezione e tecniche radioisotopiche. CNEN-Università degli Studi, Bologna, 1974.
- Bryant P. M. Methods of estimation of the dispersion of windborne material and data to assist in their application. Rapporto UKAEA, AHSB(RP)R42.
- Eisenbud M. Environmental radioactivity from natural, industrial and military sources. 3rd Edition. Academic Press, Orlando, USA, 1987.
- Ravera O. Introduzione allo studio della radioecologia. Minerva Medica, Torino, 1970.
- ENEA-DISP. Rapporto annuale sulla radioattività ambientale in Italia; vol. I, reti nazionali; vol. II, reti locali. Pubblicazione periodica ENEA-DISP, Roma (dal 1967).
- US National Council on Radiation Protection and Measurements, NCRP. Environmental radiation measurements. NCRP Report no. 50, NCRP Publications, Bethesda, Md., USA, 1976.
- International Commission on Radiological Protection, ICRP. Publication 29. Radionuclide release into the environment: assessment of doses to man. Pergamon Press, Oxford, 1979.
- International Atomic Energy Agency, IAEA. Safety Series no.57. Generic models and parameters for assessing the environmental transfer of radionuclides from routine releases. Exposures of critical groups. IAEA, Vienna, 1982.

EFFETTI DANNOSI DELLE RADIAZIONI SULL'UOMO.
NOZIONI DI PATOLOGIA DA RADIAZIONI

I n d i c e

	pagina
Effetti immediati sull'individuo irradiato	185
1. Alcune caratteristiche degli effetti immediati	187
2. Irradiazione esterna di singoli organi ed apparati corporei	188
3. Irradiazione dell'intero organismo	197
Effetti tardivi sull'individuo irradiato	201
1. Alcune caratteristiche degli effetti tardivi	204
2. Frequenza di comparsa degli effetti tardivi	213
Effetti ereditari	217
1. Mutazioni geniche	218
2. Aberrazioni cromosomiche	219
3. Stima del "carico genetico" da esposizione alle radiazioni	219
Effetti sull'embrione e sul feto	224
Alcune indicazioni bibliografiche	228

Nota preliminare. Le dosi di radiazioni ionizzanti sono nocive all'uomo. Se le dosi sono molto elevate e ricevute in breve tempo, l'effetto si manifesta rapidamente, con alterazioni funzionali e con lesioni organiche. Queste situazioni ricorrono solo in caso di infortuni sul lavoro, oppure dopo gravissimi incidenti nucleari, oltrechè in occasione di alcune

terapie radiologiche.

Se le dosi sono piccole, oppure di media entità o anche elevate ma ricevute nel loro complesso in tempi molto lunghi, il danno si manifesta solo in una piccola frazione degli individui irradiati e compare molto tempo dopo l'irradiazione. Questo effetto consiste per lo più in un tumore maligno, con mortalità più o meno alta.

In tutti i casi in cui le dosi di radiazioni sono ricevute dalle gonadi di individui che avranno prole occorre considerare anche gli effetti dannosi ereditari che compariranno in una frazione dei discendenti.

Poiché l'irradiazione dell'embrione e del feto nell'utero materno può dar luogo ai vari tipi di effetti sopra ricordati, converrà anche esaminare brevemente le informazioni a ciò pertinenti.

Milioni di cellule dei tessuti del corpo umano muoiono ogni giorno, secondo leggi naturali e spontanee, ed ogni giorno vengono sostituite da altre cellule di struttura e funzioni simili. Un piccolo numero di cellule morte in sovrappiù per qualche causa specifica - come l'esposizione alle radiazioni ionizzanti - può passare senza effetti osservabili. Un grande numero di cellule morte da causa specifica dà luogo a effetti osservabili sull'organismo irradiato: questi effetti seguono immediatamente alla morte delle cellule. Anche la perdita di un numero non elevato di cellule in un organo diviene però importante allorché il numero totale di cellule di un particolare tipo è naturalmente piccolo e non vi è possibilità di rimpiazzo, come è il caso delle cellule germinali femminili nell'ovaio adulto o delle cellule dell'embrione nei suoi stadi iniziali.

In talune circostanze peraltro i cambiamenti che

possono intervenire nelle cellule colpite da un'esposizione alle radiazioni possono portare a più pesanti conseguenze che la morte stessa di tali cellule. Queste cellule che sono state colpite in modo non mortale possono dare origine ad altre cellule che presenteranno gli stessi cambiamenti. Sono così trasmesse le alterazioni da cellula madre a cellule figlie nei tessuti di un certo organismo (e questo può dare origine a gravi manifestazioni tardive, come i tumori); oppure - se le cellule sono germinali - le alterazioni sono trasmesse alle cellule dei discendenti dell'individuo colpito dalle radiazioni (e questo dà origine all'induzione e trasmissione di danni ereditari).

In un discorso che concerne la protezione contro le radiazioni i vari effetti patologici dell'irradiazione possono essere raggruppati, per comodità di esposizione, in quattro classi di differenti caratteristiche cliniche e di diverso significato sanitario generale:

- effetti immediati, sull'individuo irradiato (da morte di cellule);
- effetti tardivi, sull'individuo irradiato (da "cambiamenti" nelle cellule somatiche);
- effetti ereditari, sulla progenie dell'individuo irradiato (da "cambiamenti" nelle cellule germinali);
- effetti da irradiazione dell'embrione e del feto.

Ricordiamo che gli effetti delle radiazioni sono chiamati somatici se essi divengono manifesti nello stesso individuo che è stato irradiato; e sono chiamati ereditari se essi colpiscono i suoi discendenti.

EFFETTI IMMEDIATI SULL'INDIVIDUO IRRADIATO

Gli effetti immediati (o precoci) sono tipici di condizioni di irradiazione forte e di breve durata, quali si

ritrovano, per esempio, in incidenti e in infortuni con irradiazione da sorgenti esterne all'individuo. Essi hanno in comune le seguenti caratteristiche:

- si manifestano solo se è superato - in un dato intervallo di tempo - un determinato valore-soglia di dose, che è caratteristico per ogni effetto (effetti a soglia);
- colpiscono tutti coloro che sono irradiati con dosi superiori alla soglia (effetti deterministici);
- quasi tutti si manifestano entro qualche settimana dopo l'irradiazione (effetti immediati o precoci);
- mostrano un aggravamento dei sintomi con il crescere della dose (effetti graduati).

La denominazione di effetti graduati - adottata da molti in Italia per suggerimento di A. Perussia - si richiama a gradus, gradino, e si ricollega all'esistenza di una dose-soglia (al di sotto della quale l'effetto non compare) e all'esistenza di livelli crescenti di gravità delle manifestazioni, in funzione dell'aumento della dose.

Gli effetti graduati sono chiaramente riconoscibili sulla persona esposta e per essi si può stabilire, sull'individuo, la connessione causale tra dose ed effetto, così importante anche a fini medico-legali.

Nelle recenti pubblicazioni della ICRP questi effetti sono denominati effetti non stocastici, cioè non casuali ma deterministici sull'individuo esposto.

Come abbiamo detto, gli effetti graduati clinicamente rilevabili seguono a dosi piuttosto elevate, sovente di unità e talora di decine di gray. L'eritema cutaneo, la caduta dei peli e dei capelli, l'arresto della secrezione di ghiandole esocrine ed endocrine, la perdita della fertilità sono esempi di effetti precoci o graduati.

1. Alcune caratteristiche degli effetti immediati

1.1. La relazione tra dose assorbita e incidenza di effetti immediati è rappresentabile da una curva di tipo sigmoide con soglia di dose. Questa forma della relazione implica che la frequenza di comparsa degli effetti è nulla fino a un certo valore di dose (soglia iniziale di dose). Aumentando la dose, la frequenza aumenta dapprima moderatamente, di poi rapidamente, infine di nuovo moderatamente, finché per valori di dose sufficientemente elevati tutti gli individui esposti manifestano l'effetto (soglia di dose 100% di frequenza) (vedi figura 1).

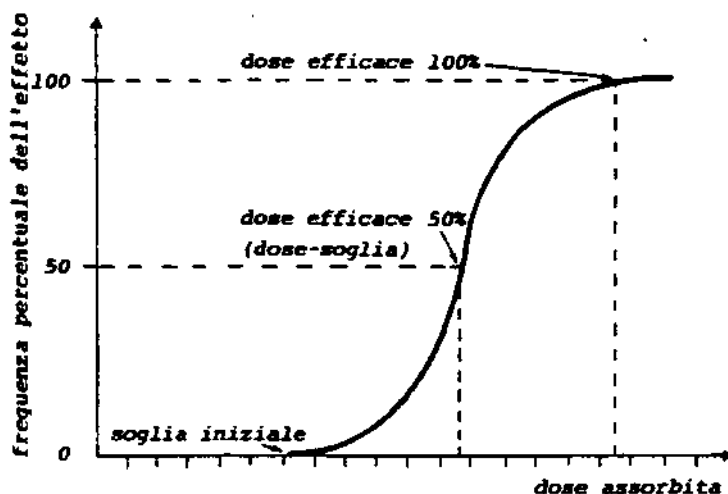


Figura 1. Curva di tipo sigmoide con soglia di dose, propria degli effetti immediati.

La pendenza della porzione centrale della curva è espressione della variabilità biologica tra gli individui della popolazione esposta nei confronti dell'effetto considerato (forte pendenza, modesta variabilità).

Ai fini di comparazione di vari effetti immediati, si considera il valore di frequenza 50% (la cosiddetta dose

assorbita biologicamente efficace 50%, DE_{50}) come valore che rappresenta la suscettibilità della popolazione esposta alla comparsa d'un certo effetto immediato. Nel comune linguaggio, la dose biologicamente efficace 50% è intesa come dose-soglia dell'effetto immediato considerato.

1.2. Oltre alla dose assorbita, altre variabili possono modificare la gravità degli effetti immediati. Tra di esse ricorderemo:

- il tipo della radiazione impiegata, nel senso che le radiazioni che comportano alta densità lineare di ionizzazione richiedono dosi-soglia minori, anche di un ordine di grandezza (fattore di qualità, vedi I capitolo);
- il rateo (o intensità) dell'irradiazione (dose/tempo), in quanto una diminuzione del rateo porta a un innalzamento della dose-soglia e talvolta a una riduzione della gravità dell'effetto, a causa di fenomeni riparativi di varia natura che modificano il danno da radiazioni; anche il frazionamento dell'irradiazione (dose totale suddivisa in due o più irradiazioni) porta a innalzamento della dose-soglia.
- l'estensione spaziale dell'irradiazione (irradiazione d'organo o di apparato, di parte o dell'intero organismo), in quanto qualsiasi effetto immediato è condizionato da interconnessioni funzionali, da fenomeni di compensazione e di vicarianza, da alterazioni del coordinamento neurovegetativo ed ormonale.

2. Irradiazione esterna di singoli organi ed apparati corporei

2.1. Cute. Quando la cute è colpita dalle radiazioni di una sorgente esterna e riceve una dose sufficientemente elevata, si arrossa (eritema). La comparsa dell'eritema dipende dalla dose, dalla regione corporea irradiata, dai caratteri della cute del soggetto (cute poco o molto pigmentata), dal tipo di radiazione, dalla qualità della radiazione (energia), dall'ampiezza del campo di irradiazione (cm^2) e dalla distribuzione della dose nel tempo (intensità, frazionamento).

Nelle comuni condizioni della pratica della radiologia medica, si ha un eritema di intensità media (colorito rosso non intenso, sulla cute delle braccia o delle gambe) a seguito di esposizione a 350-400 roentgen di raggi X della qualità usata in roentgendiagnostica (60-110 kV, filtrati con 1-3 mm di Al), somministrati in pochi minuti (irradiazione "acuta") su un campo di 50 cm²; oppure a seguito di 600-750 roentgen di raggi X della qualità usata in roentgenterapia profonda (200-250 kV, filtrati con 0,5-1,0 mm di Cu), anch'essi somministrati in pochi minuti su un campo di 50 cm².

Esposizioni maggiori sono richieste nel caso di radiazioni più "dure" (vale a dire di energia più elevata, come i fotoni gamma dei preparati di Radio o del Co-60); oppure per campi di minori dimensioni; oppure se la dose è somministrata in più volte (frazionamento) anziché in una volta sola (vedi tabella 1).

Tabella 1. Irradiazione frazionata giornaliera: dose totale che deve essere ricevuta per ottenere lo stesso effetto d'una dose ricevuta in una volta sola

giorni	dose totale	giorni	dose totale
1	1	10	2
2	1,3	20	2,4
3	1,5	30	2,6
4	1,6	40	2,8
5	1,7		

Si possono distinguere vari gradi di dermatite acuta da radiazioni, conosciuti anche attraverso la pratica e l'esperienza della terapia radiologica.

- a) Eritema semplice: è la manifestazione per la quale sono state ricordate sopra le esposizioni-soglia. Una prima fugace apparizione dell'arrossamento si ha qualche ora dopo l'irradiazione acuta e si risolve di regola in 1 o 2 giorni. L'eritema si manifesta poi tra il quarto ed il

settimo giorno, ha talvolta un decorso a ondate (poussées) di cui la più caratteristica si ha 15-21 giorni dopo l'irradiazione.

L'eritema semplice si presenta come un arrossamento simile a quello delle scottature di primo grado. L'arrossamento è seguito da una tenue pigmentazione bruna che scompare lentamente. Solamente dopo alcune settimane la cute ritorna all'aspetto primitivo.

- b) Eritema bolloso: compare per esposizioni che siano da 2 a 3 volte maggiori di quelle che danno eritema semplice. Tra il secondo e il quinto giorno dopo l'irradiazione acuta la cute diviene rossa, poi rosso viola e infine violacea e si formano poco dopo delle bolle (flittene) simili a quelle che si osservano nelle scottature di secondo grado. La pelle è calda, tumefatta e dolente.

In due-quattro settimane le flittene scompaiono e lentamente la cute si ripara, ma rimane senza peli, alquanto secca, pigmentata, con vasi capillari dilatati e dunque piuttosto arrossata.

- c) Eritema ulceroso: compare per esposizioni che siano da 2 a 3 volte maggiori di quelle che danno eritema bolloso (vale a dire da 4 a 9 volte maggiori delle dosi per l'eritema semplice). Tra il secondo e il terzo giorno dopo l'irradiazione acuta la cute si arrossa, passa a color viola, talvolta con flittene e talvolta senza, si ulcera (epidermolisi) con forte dolore locale. L'ulcerazione cutanea può divenire infetta.

La riparazione è lenta e stentata, di molte settimane; la cute che si riforma ha colorito rosso cupo nei primi mesi ed è senza peli, secca per la distruzione delle ghiandole sebacee e sudoripare. Dopo la riparazione (che peraltro nei casi più gravi avviene con molto ritardo o non avviene) la cute resta fragile agli insulti meccanici e può, anche senza apparente ragione dar luogo - dopo mesi o anni - ad ulcerazioni tardive, torpide a ripararsi, sulle

quali può comparire in un certo numero di casi, negli anni seguenti, un tumore cutaneo maligno (epitelioma).

Queste forme di eritema di crescente gravità costituiscono, con le rispettive esposizioni-soglia, un esempio paradigmatico di effetti precoci-graduati.

Per comodità di esposizione ricordiamo in questo paragrafo anche la dermatite cronica (radiodermite cronica), che si manifesta sulle mani e talora sul volto di persone che siano esposte durante anni o decenni a dosi giornaliere non piccole di radiazioni, comunque di molto superiori alle odierne dosi massime ammissibili. Questa forma morbosa si riscontrava un tempo tra i medici radiologi (e ancora oggi si riscontra tra i medici ortopedici imprudenti) ed è caratterizzata in un primo tempo da uno stato di secchezza della pelle, da caduta dei peli e da distrofie ungueali. Sovente la comparsa di questi segni obiettivi è preceduta o accompagnata da sintomi soggettivi come prurito, parestesie, disturbi della sensibilità tattile.

In prosieguo di tempo, se l'esposizione continua, si osserva la comparsa di formazioni ipercheratosiche o discheratosiche che tendono ad aumentare di numero e di estensione, mentre i solchi delle impronte digitali si appianano (cosiddetta cute dei radiologi; mani dei radiologi). Le manifestazioni tendono all'aggravamento, con comparsa di formazioni verrucose, di teleangectasie, di ragadi, di ulcerazioni e di infezioni sovrapposte, con periodi di accentuazione e periodi di cicatrizzazione. Dopo molti anni, in una frazione dei casi compare il tumore cutaneo (epitelioma) talvolta difficile da dominare terapeuticamente.

2.2. Capelli, barba, peli. La caduta temporanea (con successiva ricrescita) di queste formazioni cutanee si ha per esposizioni inferiori a quelle ricordate per l'eritema semplice. Già per esposizioni poco superiori a 200 roentgen di raggi X molli somministrati in pochi minuti i peli cutanei cadono, circa 15-20 giorni dopo l'irradiazione.

Una esposizione a 350-400 roentgen di raggi X di strato equivalente di 1,3 mm di Al, somministrata al cuoio capelluto in unica seduta con intensità di 50 roentgen al minuto, causa la caduta dei capelli; una dose di 400-450, causa la caduta della barba.

La caduta segue nella terza settimana dall'irradiazione; dopo 2-5 mesi le formazioni pilifere ricompaiono, ma si notano talora alcune irregolarità di pigmentazione (colore grigio, colore bianco). Queste esposizioni ed effetti sono da tempo ben conosciuti perché sono stati usati in radioterapia per la cura di talune forme morbose, tra cui la tigna del capo.

Se le esposizioni sono nettamente più elevate, poniamo superiori a 1000-2000 roentgen di irradiazione acuta, la perdita dei capelli (o della barba o dei peli) è definitiva, cioè non si ha più la ricrescita, neppure dopo molto tempo. Inoltre gran parte delle ghiandole sebacee e delle ghiandole sudoripare cessano definitivamente di funzionare.

2.3. Tessuti emopoietici. Questi tessuti sono costituiti dai tessuti linfatici (che producono linfociti) e dal midollo osseo rosso (o midollo emopoietico, che produce granulociti, monociti, eritrociti e piastrine). Linfociti, granulociti, monociti, eritrociti e piastrine passano dai tessuti, dove si sono formati, nel sangue circolante.

Linfociti, granulociti e monociti costituiscono i leucociti o globuli bianchi; gli eritrociti sono detti anche globuli rossi. Globuli rossi, globuli bianchi e piastrine sono gli "elementi figurati" del sangue, sospesi nel "plasma" del sangue; essi si rinnovano di continuo, perché di continuo una loro frazione viene distrutta e rimpiazzata da nuovi arrivi dai tessuti emopoietici. Il tempo di rinnovo è diverso per i diversi elementi figurati.

Sia i tessuti linfatici che il midollo osseo rosso sono presenti in varie zone del corpo. Quando un distretto di tali tessuti viene esposto e danneggiato dalle radiazioni, le

parti rimanenti sofferiscono, almeno in parte, con un aumento di produzione attraverso un meccanismo di autoregolazione e controllo, e nel sangue circolante non si rilevano grosse alterazioni. Se il corpo intero è irradiato con radiazioni penetranti questa azione di compenso non è possibile, e compare più facilmente la riduzione del numero dei globuli bianchi (leucopenia) e dei globuli rossi (anemia) nel sangue circolante.

Anche dopo modeste dosi al corpo intero (dell'ordine di qualche decimo di gray) il numero di linfociti circolanti si riduce temporaneamente. Il midollo osseo rosso è pure molto sensibile: il numero dei granulociti circolanti diminuisce dopo irradiazione del corpo intero (dell'ordine di diversi decimi di gray), ma in un tempo successivo a quello della riduzione dei linfociti (nelle prime 12-24 ore può anzi comparire un aumento transitorio dei granulociti circolanti); il numero delle piastrine e degli eritrociti pure diminuisce, per dosi maggiori (molti decimi di Gy al corpo intero) e ancor più tardi (vedi figura 2).

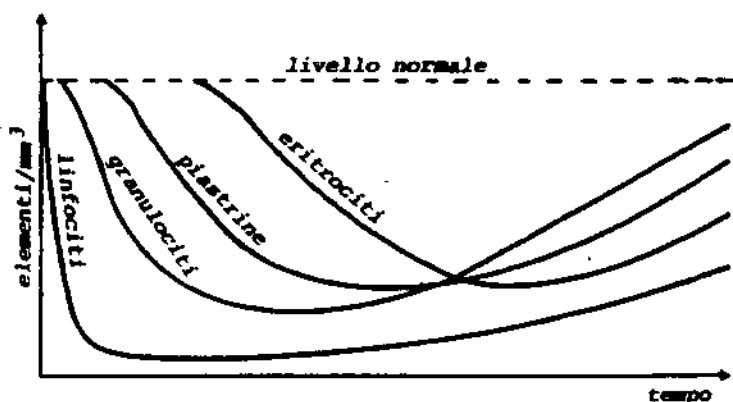


Figura 2. Andamento temporale della riduzione e ripresa degli elementi figurati del sangue circolante, in animali sottoposti ad una irradiazione acuta del corpo intero di qualche Gy.

I granulociti sono i primi a risalire verso i valori

normali, nel prosieguo di tempo; seguono le piastrine e gli eritrociti. Degli effetti delle radiazioni sul sangue parleremo di nuovo a 3.1. e 3.2.

Per comodità di esposizione ricordiamo qui le leucopenie e anemie croniche di grado più o meno elevato (che si protraggono a lungo con scarsa tendenza alla guarigione completa) che si manifestano in persone esposte (corpo intero) a dosi non piccole di radiazioni, comunque di molto superiori alle odierne dosi massime ammissibili, protratte per mesi o per anni; si tratta di dosi dell'ordine di grandezza di uno o più centesimi di Gy alla settimana. Queste anemie si riscontravano un tempo tra i radiologi e i loro diretti collaboratori, ed erano caratterizzate dapprima da leucopenia ostinata e poi anche da riduzione di globuli rossi (cosiddetto sangue dei radiologi).

Se l'esposizione sopra descritta continua molto a lungo, dopo anni di decorso alternante e poi ingravescente, una parte di queste anemie si trasforma in aplasia del midollo osseo rosso, cioè in una diminuzione estrema, fino alla scomparsa, di tutti gli elementi produttivi del midollo. Questa evoluzione morbosa dà luogo ad "anemia aplastica" mortale.

2.4. Sistema gastro-intestinale. Le mucose buccali e faringee sono assai sensibili alle alte dosi di radiazioni e presentano fenomeni di arrossamento, gonfiore, ulcerazione che possono essere considerati in simmetria con le manifestazioni cutanee già descritte; ma le dosi per ciascun livello sono più basse di quelle cutanee.

Delle mucose gastro-intestinali le più sensibili sono quelle dell'intestino tenue. A seguito di dosi elevate e concentrate nel tempo (dell'ordine di molti Gy) su grandi campi addominali, gli epitelii intestinali perdono le loro proprietà regolatrici dell'assorbimento e dell'equilibrio idrico-salino dell'organismo, e l'individuo esposto è colpito da shock. Inoltre, come conseguenza della possibile caduta degli epitelii intestinali (a) di sopra di 6-9 Gy somministrati

in una volta sola) la barriera contro i batteri vien meno, questi penetrano nel sangue circolante e provocano setticemia. Di queste condizioni parleremo di nuovo a 3.2.

A seguito di queste manifestazioni patologiche precoci, se l'interessato sopravvive, si possono avere dopo qualche anno fenomeni fibrotici cicatriziali, con ipotrofia e atrofia epiteliale.

2.5. Testicoli e ovaia. I tessuti germinali sono altamente sensibili. Già con circa 0,25 Gy ricevuti in una volta sola si può osservare una riduzione del numero di spermatozoi, nei mesi seguenti all'irradiazione. Una dose di 2,5 Gy in una volta sola può produrre sterilità temporanea nell'uomo o nella donna per 1 o 2 anni.

La dose richiesta per produrre sterilità definitiva nell'uomo è di circa 5-8 Gy in una volta sola; nella donna all'inizio del periodo riproduttivo sono necessarie dosi di circa 6-8 Gy all'ovaio in una volta sola, mentre sul finire del periodo riproduttivo la dose richiesta è di circa 3-4 Gy all'ovaio in una volta sola per produrre sterilità definitiva.

Si ricordi che i testicoli e gli ovaia, oltre a produrre le cellule germinali (spermatozoi e uova), contengono tessuti che secernono ormoni sessuali. Questi tessuti hanno una sensibilità molto minore alle radiazioni, vale a dire che occorrono dosi molto maggiori di quelle che inducono la sterilità per comprometterne la funzione secretrice.

2.6. Occhio. La congiuntiva si infiamma (congiuntivite) per esposizioni di alcune centinaia di roentgen somministrati in una volta sola. Questa infiammazione compare poche ore dopo l'irradiazione, specie se questa è stata forte.

Irradiazioni frazionate superiori a 4 Gy di raggi X somministrati nel corso di trattamento terapeutico radiologico possono provocare, in un numero abbastanza elevato di casi, opacità della lente cristallina (cataratta). Questo effetto compare alcuni anni dopo l'irradiazione (e dunque si tratta di

effetto tardivo, e non di effetto precoce) se le dosi non sono molto elevate, ma in un anno ed anche meno per dosi molto elevate. La frequenza è più alta con dosi più forti.

L'irradiazione acuta con neutroni veloci provoca cataratta in un buon numero di casi anche per dosi non molto rilevanti (1-2 Gy).

2.7. Sistema respiratorio. I tessuti bronchiali e polmonari rispondono con fenomeni di tipo infiammatorio-essudativo a dosi acute dell'ordine di 15-25 Gy somministrati in una volta sola. Tali fenomeni sono tanto più gravi quanto più elevata è la dose. A distanza di tempo da gravi dosi acute o croniche il tessuto polmonare può presentare fenomeni di fibrosi.

2.8. Tiroide. Solamente dosi superiori a 15 Gy di irradiazione esterna acuta e a 30 Gy di irradiazione interna (Iodio-131) inducono una certa riduzione nella secrezione ormonica della ghiandola tiroide. La secrezione viene a cessare se la dose è di molte decine di Gy.

2.9. Ossa. Il tessuto propriamente osseo è assai poco sensibile alle radiazioni. Il suo trofismo può essere compromesso da dosi di molte decine di Gy: ad esse può seguire - dopo qualche mese o più - la necrosi (fenomeno conosciuto in taluni casi di terapia radiologica).

Occorre ricordare un diverso tipo di danno da elevata irradiazione dell'osso. Quando dosi di molti Gy sono ricevute in una volta sola dalle metafisi delle ossa lunghe di bambini e ragazzi, l'accrescimento in lunghezza può essere compromesso o arrestato e produrre riduzione di sviluppo dell'osso irradiato rispetto all'osso non irradiato.

2.10. Encefalo. I tessuti encefalici erano considerati un tempo tra i meno radiosensibili. In seguito si è notato che il tracciato elettroencefalografico presenta modificazioni dopo dosi acute di qualche Gy. Con dosi molto elevate, dell'ordine di alcune decine di Gy somministrati in una volta sola, si può avere in poche ore o in qualche giorno la morte dell'individuo

esposto (vedi anche 3.2.).

2.11. Reni. Lesioni di tipo degenerativo e sclerotico possono comparire dopo irradiazioni acute che superino la decina di gray. La nefrosclerosi diviene causa di accorciamento della vita dell'irradiato.

3. Irradiazione dell'intero organismo (con raggi X e gamma assai penetranti).

Le informazioni che seguono sono frutto dell'esperienza acquisita attraverso la panirradiazione radiologica (irraggiamento del corpo umano intero, nel trattamento di alcune malattie); dei dati raccolti sui sopravvissuti alle esplosioni atomiche di Hiroshima e Nagasaki (1945); dei resoconti di infortuni lavorativi occorsi in vari Paesi, fatti conoscere attraverso pubblicazioni scientifiche (qualche decina di casi di irradiazione grave dell'intero organismo; dei quali, fino al 1985, 13 terminati con la morte dell'infortunato).

3.1. Un individuo che riceva in una volta sola, in breve tempo (irradiazione acuta) 0,25 Gy su tutto il corpo (organi profondi inclusi) non presenta per lo più sintomi soggettivi o oggettivi nelle ore e nei giorni che seguono l'irradiazione. Accurati riscontri ematologici mostrano peraltro un precoce e transitorio calo del numero dei linfociti. Ricerche su questi elementi del sangue mostrano anche la presenza di rare "aberrazioni cromosomiche" di tipo "dicentrico" (che costituiscono il presupposto per la cosiddetta "dosimetria biologica", cioè per la stima della dose assorbita effettuata in base ad un effetto biologico).

Con 0,5 Gy al corpo intero in una volta sola, in alcuni degli individui esposti può comparire lieve nausea, riduzione dell'appetito, lieve malessere nei primi giorni dopo l'irradiazione, riduzione precoce dei linfociti e poi riduzione modesta dei granulociti nella seconda e terza settimana.

Con 1 Gy al corpo intero la nausea colpisce una buona

frazione degli irradiati, essa è di breve durata, accompagnata in alcuni individui da vomito; inoltre vi è astenia, affaticamento facile, forte e rapida riduzione dei linfociti: I sintomi soggettivi cessano dopo 1-2 giorni. Tra la seconda e la quarta settimana appaiono leucopenia e poi anemia; ciò riduce le capacità di difesa dell'organismo. Da questo livello di dose in su è opportuno effettuare il ricovero in ospedale; con semplice terapia di appoggio tutti gli irradiati con 1 Gy sopravvivono.

Circa 2 Gy ricevuti da tutto il corpo in una volta sola, in breve tempo, sono sufficienti per dare una vera e propria malattia, con esito talvolta mortale: si tratta della malattia o sindrome acuta da radiazioni che è tanto più grave quanto più elevata è la dose ricevuta.

Dopo uno stadio iniziale (fase prodromica) di malessere, di rilevante caduta dei linfociti, che si instaura dopo poche ore dall'irradiazione, con forte nausea, vomito, disappetenza, irritabilità nervosa, segue uno stadio di latenza, che è un periodo di quasi mancanza di sintomi soggettivi tanto più breve quanto più elevata è stata la dose ricevuta. Per 2 Gy il periodo di latenza è circa due settimane.

Poi compare lo stadio acuto (o fase clinica conclamata) con astenia grave, vomito, febbre alta e irregolare, tachicardia e ipotensione arteriosa, tendenza al collasso cardiocircolatorio, diarrea, leucopenia grave, anemia marcata, riduzione delle piastrine e diatesi emorragica. Il quadro è dominato dalle alterazioni sanguigne (sindrome ematologica o midollare) e dalla facilità nell'incorrere in infezioni e setticemie rese possibili sia dalla riduzione del numero dei globuli bianchi sia da una vera e propria compromissione del sistema immunitario dell'individuo irradiato. Se non si esegue una adeguata terapia sintomatica e di sostegno la morte può sopravvenire nel 5-10% dei casi, entro 1 o 2 mesi dall'irradiazione. Vi è un'ampia variabilità di decorso da individuo a individuo.

Segue uno stadio di miglioramento e di ripresa, che conduce a guarigione in qualche mese (vedi tabella 2).

Tabella 2. Stadi clinici della sindrome acuta da radiazioni (dose di 2-3 Gy TB)

stadio	durata approssimativa
stadio iniziale o prodromico	1-2 giorni
stadio di latenza	2-3 settimane
stadio acuto o conclamato	da 2 ^a -3 ^a a 6 ^a settimana
stadio del miglioramento e della ripresa	8-15 settimane

Con dosi attorno a 4 Gy di irradiazione acuta al corpo intero la sindrome acuta da radiazioni si presenterà più grave e più rapida nel suo decorso. Congiuntivite, eritemi, epilazione, mucosite bucco-faringea possono far parte del quadro clinico e circa il 50% degli irradiati non adeguatamente curati va a morte dopo circa 30 giorni (dose letale mediana, DL 50%). Cure appropriate e intense che facciano superare il periodo critico (trasfusioni di sangue, trapianti di midollo osseo, trattamento antibiotico e antiemorragico in "camera sterile", priva di germi patogeni) possono ridurre fortemente la mortalità suddetta.

Durante lo stadio acuto questi pazienti hanno la perdita dei capelli e dei peli (vedi 2.2.), congiuntiviti, emorragie delle mucose, arrossamento, tumefazione ed eventuali ulcerazioni buccali, faringee ed intestinali. L'alimentazione orale diviene spesso difficile. Verso la quarta e quinta settimana la compromissione sanguigna raggiunge il suo grado più elevato e il pericolo di setticemie tocca il massimo.

Con dosi attorno a 6 Gy la sindrome si presenta ancora più grave e rapida e quasi tutti o tutti gli irradiati muoiono nei trenta giorni, salvo terapia molto intensa e attenta che può recuperare un certo numero di irradiati.

3.2. Per dosi maggiori il decorso clinico della malattia acuta da radiazioni cambia, nel senso che lo stadio di latenza si accorcia a pochi giorni e lo stadio acuto è dominato dalla conseguenza della caduta di ampi tratti di epitelio intestinale con formazioni di ulcere, comparsa di emorragie intestinali, di grave shock e di setticemia (sindrome intestinale); il decorso termina con la morte entro un paio di settimane, essendo impotente ogni terapia. Questo quadro si osserva per dosi acute tra 10 e 30 Gy al corpo intero (ma meno grave si rileva già per 7-10 Gy).

Per dosi ancora maggiori la sindrome è dominata da sintomi precoci a carico della funzione respiratoria (per polmonite essudativa) e da sintomi neurologici causati dall'azione delle radiazioni sul sistema nervoso centrale (nausea fin dalla prima ora; apatia, sonnolenza e poi tremori, convulsioni). Il colpito va a morte in ore o giorni (sindrome neurologica).

3.3. Per completezza ricordiamo qui il male da raggi (sindrome generale da irradiazione) che compare quando si irradiano grandi porzioni del corpo (addome, torace) nel corso di trattamenti terapeutici. È un quadro ben conosciuto dai radiologi su pazienti che ricevono per alcune settimane 150-250 roentgen al giorno su vasti campi del tronco (300 e più cm²) nel corso di trattamenti di terapia profonda. Il male da raggi è costituito da turbe soggettive ed oggettive, tra cui spiccano anoressia, nausea, vomito, talora diarrea (irradiazione dell'addome), astenia, lievi vertigini, cefalea; esso sopravviene nel corso o verso il termine del trattamento radiante e può essere accompagnato da leucopenia e da anemia.

3.4. La dose letale 50% non è la stessa per l'uomo e per gli altri mammiferi; per il maiale e il cane è forse più bassa di quella umana (2,8-3,4 Gy di irradiazione acuta); per il bue, il topo, il ratto e il coniglio è forse più alta (5,4-8 Gy). Ancor più alta è la dose letale 50% per animali inferiori: 10 Gy per il pollo, 100 per la chiocciola, 1000 per l'ameba.

EFFETTI TARDIVI SULL'INDIVIDUO IRRADIATO

Nel precedente paragrafo abbiamo accennato ad alcuni effetti a comparsa tardiva: la cosiddetta cute dei radiologi (vedi 2.1.) e il sangue dei radiologi (vedi 2.3.) che compaiono dopo anni di esposizione a dosi piccole ma non trascurabili (e comunque molto maggiori delle odierne dosi massime ammissibili). Anche la cataratta è danno a comparsa tardiva (vedi 2.6.). Questi danni si manifestano solo se sono superati valori elevati di dose accumulata nel tempo, hanno frequenza di comparsa piuttosto alta tra gli esposti, tanto maggiore quanto più grande è stata la dose, mostrano un aggravamento col crescere della dose. Insomma - a parte la tardività di comparsa - presentano molte caratteristiche degli effetti graduati.

Dobbiamo ora esaminare un differente gruppo di effetti tardivi (o differiti) che hanno in comune le seguenti caratteristiche:

- non richiedono il superamento di un valore-soglia di dose per la comparsa (effetti senza soglia);
- hanno frequenza di comparsa piccola o piccolissima sull'insieme delle persone esposte (effetti probabilistici);
- la frequenza di comparsa è maggiore se le dosi ricevute sono più elevate;
- si manifestano dopo anni, talora decenni, dall'irradiazione (effetti tardivi);
- non mostrano gradualità di manifestazioni con la dose ricevuta ma sono del tipo sì-no (tutto o niente), quale che sia stata la dose (effetti non graduati).

Da quanto precede risulta che questi effetti tardivi possono comparire anche a seguito di irradiazione con dosi modeste o addirittura piccole: e dunque riguardano anche l'esposizione lavorativa abituale, in cui appunto si ricevono

dosi piccole in ciascun anno.

Com'è evidente, fenomeni a piccola frequenza di comparsa - come quelli che qui illustriamo - sono esprimibili con asserzioni di probabilità, e possono essere studiati e valutati soltanto mediante inchieste e studi epidemiologici condotti con metodi statistici adeguati e rigorosi. Per queste ragioni gli effetti tardivi sono denominati anche effetti statistici, perchè soltanto dati statistici sugli irradiati permettono di stabilire la probabilità (valore di probabilità) della loro comparsa.

Nelle pubblicazioni recenti della ICRP questi effetti sono denominati effetti stocastici, cioè casuali e non deterministici sull'individuo esposto.

Gli effetti tardivi sono rappresentati da tumori maligni dei tipi che si osservano già spontaneamente e naturalmente tra la popolazione; i casi indotti dalle radiazioni si aggiungono ai casi spontanei di queste forme morbose, da cui non sono distinguibili per sintomi clinici o mediante esami di laboratorio. L'irradiazione aumenta l'incidenza complessiva delle forme morbose in questione, tra i membri della popolazione esposta. Ed è intuitivo che effetti stocastici che si aggiungano in piccolo numero ad uguali effetti spontanei piuttosto numerosi, risultano "non osservabili", perchè mascherati dalla variabilità statistica dei fenomeni spontanei in questione.

Pertanto una singola evenienza morbosa (tumore) sospettata di essere un effetto probabilistico da irradiazione, non è attribuibile con certezza ad una pregressa irradiazione. La connessione tra dose ed effetto non può essere stabilita sul singolo individuo, ma solamente su un gruppo sufficientemente numeroso di persone irradiate (vedi oltre, 2.3.), osservando la frequenza di casi morbosi rispetto alla frequenza in un gruppo del tutto simile non esposto a quella irradiazione.

Gli effetti probabilistici tardivi sono stati osserva-

ti sull'uomo dopo esposizione del corpo intero ad alcuni decimi di Gy o dopo esposizione di parti corporee a qualche Gy, ricevuti in una sola volta o in più volte, ma per lo più entro un tempo relativamente breve (giorni o settimane). Le leucemie (forme tumorali degli organi emopoietici) sono un effetto probabilistico tardivo molto studiato e compaiono tra tre e quindici anni dopo l'irradiazione. Altre forme tumorali maligne (carcinomi tiroidei, sarcomi ossei, carcinomi polmonari, carcinomi cutanei, carcinomi mammari) sono pure effetti probabilistici delle radiazioni, che compaiono tra dieci e trent'anni dopo l'irradiazione.

Molti anni or sono si pensava che per alcuni tumori ossei, cutanei e d'altro tipo vi fosse una certa evidenza sperimentale, epidemiologica e clinica a favore di una grave compromissione tessutale da forte dose di radiazioni come premessa necessaria alla manifestazione tumorale; e pertanto che fosse richiesta una rilevante dose (ricevuta in una o poche occasioni, o accumulata nel tempo) per la comparsa del tumore. In effetti i tumori che insorgono sulla cosiddetta cute dei radiologi sembrano avere questa storia clinica. Ma da molti anni si è propensi a considerare possibile l'insorgenza di tumori anche su tessuti irradiati con piccole dosi e apparentemente non compromessi.

Si pensa oggi che alcuni tessuti ed organi abbiano una alta sensibilità (o capacità di risposta) per la comparsa di effetti tardivi, che è ben provata per i tessuti emopoietici e per la tiroide, ed anche - con minore evidenza - per i tessuti linfatici e reticolari, per i bronchi, l'intestino crasso, la ghiandola mammaria. Vi sono d'altra parte tessuti ed organi con bassa sensibilità per effetti tardivi, quali la cute, l'osso, la laringe e l'esofago.

Tra gli effetti tardivi delle radiazioni bisognerebbe forse includere anche l'accorciamento aspecifico della durata della vita, dovuto a forme morbose ancora oggi non ben chiarite (forse di tipo degenerativo, sclerotico, fibrotico) ma comunque al di fuori delle leucemie e dei tumori. Di questo genere di effetti si è molto discusso negli ultimi trent'anni;

ma l'insieme dei dati scientifici attualmente disponibili nei mammiferi e nell'uomo non consente di affermare l'esistenza di tale accorciamento aspecifico per dosi medie o piccole.

1. Alcune caratteristiche degli effetti tardivi

Nel presentare le principali caratteristiche degli effetti tardivi si deve sottolineare come una parte di esse abbia per il momento carattere di ipotesi verosimile e cautelativa, ma non di fenomeno chiaramente accertato. In altri casi le caratteristiche sono sostanzialmente provate, ma verranno espresse con una formulazione un po' schematica, adatta alle esigenze di radioprotezione che qui interessano, sebbene tale formulazione possa essere considerata troppo semplificativa rispetto alle attuali cognizioni di radiobiologia.

Ricordiamo innanzi tutto alcuni degli studi epidemiologici che hanno portato a riconoscere le caratteristiche ed a formulare le ipotesi che esporremo a proposito di questi effetti e a stimare la probabilità di effetti tardivi a seguito di una determinata irradiazione:

- studi sui sopravvissuti alle bombe atomiche di Hiroshima e Nagasaki, dal 1945 ad oggi;
- studi su pazienti irradiati sulla colonna vertebrale (e quindi su una porzione del midollo osseo rosso), come trattamento radiologico contro i dolori artrosici;
- studi su feti irradiati nell'utero materno, quando si eseguono radiografie del bacino durante la gravidanza;
- studi su minatori occupati in miniere di minerali uraniferi e radiferi;
- studi su pazienti che avevano ricevuto radioiodio per disturbi e malattie tiroidee;
- altri studi vari su malati irradiati per diverse ragioni.

Si nota immediatamente che questi studi si riferiscono

quasi tutti a dosi elevate e intense (acute), mentre le dosi piccole e non intense (croniche) interesserebbero di più ai fini della radioprotezione.

1.1. Linearità della relazione dose-effetto. La relazione tra dose media ricevuta pro capite dai componenti della popolazione esposta e frequenza di eventi dannosi nella popolazione stessa risulterebbe, in taluni studi epidemiologici (e per talune radiazioni, specie neutroniche), di semplice proporzionalità diretta (linearità), per lo meno nell'intervallo di dosi tra qualche decimo di Gy e qualche Gy sugli organi sensibili ($E=aD$; E, effetti; D, dose).

Tuttavia in altri studi (e per talune radiazioni, specie fotoniche) i dati epidemiologici disponibili suggerirebbero differenti ipotesi sulla relazione dose-effetti, in particolare l'ipotesi di proporzionalità quadratica diretta ($E=bD^2$).

Vi sono inoltre effetti studiati sperimentalmente negli animali per i quali un'espressione di due termini, uno lineare e uno quadratico ($E=aD+bD^2$), sembra adatta a interpolare i dati sperimentali. Il termine quadratico (bD^2) predomina per dosi alte e intense; il termine lineare (aD) predomina per dosi piccole e di debole intensità (vedi figura 3).

In campo umano le conoscenze sulla relazione dose-effetto non sono mature per consentire di adottare espressioni di questo tipo per le piccole dosi proprie della radioprotezione. La ipotesi di semplice linearità nella relazione dose-effetti ha per il momento alcuni meriti che la fanno preferire ad altre possibili e la rendono ben accetta in un discorso di radioprotezione:

- non contraddice alcune ipotesi sul meccanismo radiobiologico d'azione degli effetti probabilistici;
- è cautelativa e prudente, nel senso di "pessimistica", rispetto ad altre ipotesi possibili;
- permette di fare con facilità valutazioni di rischio per le

varie dosi.

Per questi motivi l'ipotesi di linearità è ancor oggi alla base delle raccomandazioni della Commissione internazionale per le protezioni radiologiche, ICRP, in materia di scelta dei rischi accettabili e dei livelli massimi ammissibili di dose.

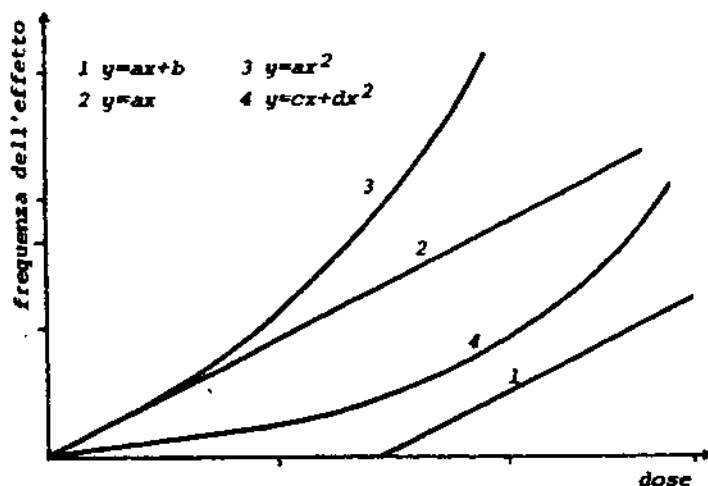


Figura 3. Tipi di curve che sono state prese in considerazione per rappresentare la relazione tra dose ed effetti tardivi (effetti stocastici). La curva 1 è con soglia di dose, le altre tre senza soglia di dose.

1.2. Mancanza di dose-soglia nella curva dose-effetto. Per dosi piccole e piccolissime, di qualche centesimo di Gy o anche meno, vi è scarsità di studi epidemiologici disponibili e vi sono difficoltà sostanziali a programmare studi e ricerche che siano fonte di indicazioni risolutive.

L'allineamento dei punti che esprimono - per dosi più elevate - l'informazione epidemiologica suggerisce la possibilità che la retta interpolante passi per l'origine delle coordinate cartesiane. Questa interpolazione lineare passante

per l'origine è una ragionevole, semplice e prudente assunzione, anche se non suffragata per il momento da sufficiente evidenza epidemiologica.

L'ipotesi che la retta che esprime la relazione dose-effetto passi per l'origine, e cioè che non vi sia una dose-soglia, afferma che anche per dosi molto basse vi è una probabilità assai piccola, ma non nulla, di effetti probabilistici sulle persone esposte.

L'ipotesi - quando sia accolta - fa sì che non si possa pensare a una dose-senza-rischio: anche dosi piccolissime presentano un rischio non rigorosamente nullo. Occorre "accettare" (accogliere, ammettere) un certo rischio, nel fissare i livelli massimi ammissibili di dose.

L'ipotesi di mancanza d'una dose-soglia per gli effetti probabilistici sollecita a ridurre ogni dose, anche al di sotto dei valori massimi ammissibili. Abbassando la dose si riduce infatti la probabilità di veder comparire nell'individuo esposto gli effetti tardivi e si riduce la frequenza di tali effetti nella popolazione irradiata. Ogni esposizione non motivata, non giustificata, non necessaria, "indebita", va dunque combattuta (lotta al rischio indebito).

1.3. Mancanza di azione sinergica tra esposizione di varie parti ed organi corporei. La risposta all'irradiazione di una parte del corpo (comparsa di effetti tardivi) non subisce importanti o manifeste influenze dalla irradiazione di altre parti corporee.

Si ritiene pertanto che il rischio di effetti tardivi connesso con l'irradiazione del corpo intero sia semplicemente la somma dei rischi dovuti all'irradiazione dei suoi organi e tessuti costitutivi. Così pure si ritiene che il rischio connesso con l'irradiazione d'un solo organo corporeo non cambi in funzione dell'irradiazione o non irradiazione di altri organi corporei.

Manifestatamente ciò non è vero ad alte dosi, che danno compromissioni funzionali di organi e tessuti e compromissione del coordinamento endocrino e neurovegetativo (vedi irradiazione dell'intero organismo nel paragrafo sugli effetti immediati). Ma con dosi piccole, e conseguente probabilità di manifestazione di ciascun effetto parimenti assai piccola, la mancanza di sinergismo sembra un'ipotesi abbastanza bene accoglibile per gli effetti statistici.

1.4. Non rilevanza della distribuzione spaziale della dose somministrata. Non è la distribuzione della dose ricevuta zona per zona negli organi sensibili che conta, con diversità di dosi "locali" che possono essere anche grandi; è piuttosto la dose media all'organo che è rilevante per il rischio-probabilità di effetti tardivi.

Questa ipotesi è accoglibile per dosi locali fino ad alcuni gray.

L'ipotesi significa, per fare un esempio, che se l'intero midollo osseo emopoietico è colpito da una dose di piccola entità oppure se un quinto di esso è colpito da una dose 5 volte maggiore, la probabilità di effetti probabilistici (leucemia) è grosso modo la medesima. Ciò che conta è la dose media al midollo nel suo insieme.

Così pure l'ipotesi significa che se un aerosol emettitore beta si deposita sull'albero bronchiale e dà una forte dose alle pareti bronchiali, mentre la dose agli alveoli resta piuttosto bassa, è possibile riferirsi - almeno in prima approssimazione - alla dose media sull'apparato polmonare (trachea, bronchi, tessuto polmonare, linfonodi polmonari) per valutare il rischio-probabilità di effetti tardivi.

In questo caso la dose locale, puntiforme, può essere ben maggiore di alcuni gray. Ma sulla base di considerazioni teoriche e di dati epidemiologici si pensa che l'assorbimento d'una data quantità d'energia è semmai meno efficace quando è connesso con una serie di punti caldi (hot spots) che quando è uniformemente distribuito nello spazio: in effetti dosi molto

alte (punti caldi) provocano la morte o la perdita di capacità riproduttiva nelle cellule colpite. Per questi motivi la valutazione del rischio di effetti tardivi fatta sulla base della dose media all'organo irradiato può talora sovrastimare il rischio reale (e dunque essere cautelativa). E però si deve riconoscere che la dose media assorbita sull'intero organo non è una grandezza rappresentativa della dose di fatto assorbita dalle cellule-bersaglio sulle quali viene indotto l'effetto da radiazioni.

Vi sono casi particolari che costituiscono un'eccezione a quanto precede. Nell'irradiazione della cute con sorgenti esterne, ravvicinate e puntiformi, si fa riferimento alla dose media su di un'area di 1 cm^2 di cute, nella regione più esposta e non all'intera superficie cutanea corporea. Nell'irradiazione dell'osso con sorgenti interne, incorporate nei tessuti, si fa riferimento alla dose media a livello microscopico sulle cellule endosteali e di rivestimento, per uno spessore di 10 micron sulle superficie ossee.

1.5. Rilevanza della distribuzione temporale della dose somministrata. Una data dose comporta diversa probabilità di effetto a seconda che venga somministrata rapidamente in una volta sola, oppure che venga suddivisa in più volte, o che venga somministrata con piccolo rateo o intensità ma per lungo tempo.

E' questo un aspetto degli effetti tardivi che richiede ancora verifiche epidemiologiche e l'apporto di nuova sperimentazione. L'evidenza sperimentale porterebbe a ritenere che intensità di dose basse o frazionamenti ripartiti (quali appunto si ritrovano nelle esposizioni dei lavoratori e delle popolazioni) diminuiscano l'effetto rispetto ad una somministrazione in forma concentrata nel tempo e in una volta sola. Vi sarebbe cioè una certa influenza della distribuzione temporale. Si può pensare che la pendenza della retta dose-effetti per irradiazione cronica sia circa $1/3$ della pendenza della retta per irradiazione acuta e che la frequenza degli effetti tardivi alle varie dosi sia ridotta di altrettanto (vedi oltre, 2.2.).

1.6. I valori del fattore di qualità, Q, da usare per esprimere la stima dell'equivalente di dose, H, rilevante ai fini della induzione di effetti stocastici e più genericamente ai fini dei controlli di radioprotezione, sono stati riportati nel primo capitolo. Aggiungiamo che in questi ultimi anni esperimenti su animali mostrano che Q può essere assai elevato per piccole dosi di radiazione di elevato LET.

2. Frequenza di comparsa degli effetti tardivi

2.1. Sulla base degli studi accolti nelle pubblicazioni della ICRP si può stimare (nel quadro dell'ipotesi di linearità senza soglia tra dose ed effetti) che a seguito di una dose di 0,01 Sv pro capite ricevuto su tutto il corpo dai componenti di una popolazione di 1 milione di persone adulte, mediante irradiazione acuta, si manifestino tumori mortali in numero ≤ 200 , e che questi tumori compaiano tra 3 e 30 anni dopo l'irradiazione. Esprimendosi in probabilità, l'irradiazione acuta del corpo di un adulto a 0,01 Sv corrisponde a un rischio $\leq 2 \cdot 10^{-4}$ di tumore con esito fatale, entro 30 anni dalla irradiazione.

Questa valutazione merita alcune precisazioni. Essa è espressa mediante disuguaglianza (minore o uguale a...) perchè la stima di frequenza o di probabilità riferita a 0,01 Sv è letta sulla retta, fatta passare per l'origine, interpolante i dati epidemiologici della relazione dose-effetti che si riferiscono a dosi medie e elevate (vedi fig. 4). Orbene tale retta è l'espressione delle due ipotesi formulate in 1.1. e 1.2., entrambe cautelative o "pessimistiche" per le piccole e piccolissime dosi. I valori reali della funzione dose-effetto statistico per le piccolissime dosi, ancor oggi non conosciuti o poco conosciuti, sono ritenuti collocarsi tra lo zero e i valori della retta interpolatrice passante per l'origine. E dunque la valutazione in questione è stima "massima", "peggiorativa". Per questo viene indicata mediante disuguaglianza. Per questo si parla anche di valutazione "nominale".

L'ipotesi di linearità consente di considerare la stima effettuata per esposizione di 1 milione di persone adulte con 0,01 Sv pro capite, oltre che per il caso di effettiva irradiazione di ciascuna persona con 0,01 Sv, anche per irradiazioni individuali diverse da individuo a individuo (che non siano troppo elevate, poniamo non superiori a 1 Sv per individuo), purchè la somma delle dosi individuali divisa per il numero degli individui risulti di 0,01 Sv pro capite. Questo è infatti il significato di dose pro capite, cioè di dose media individuale.

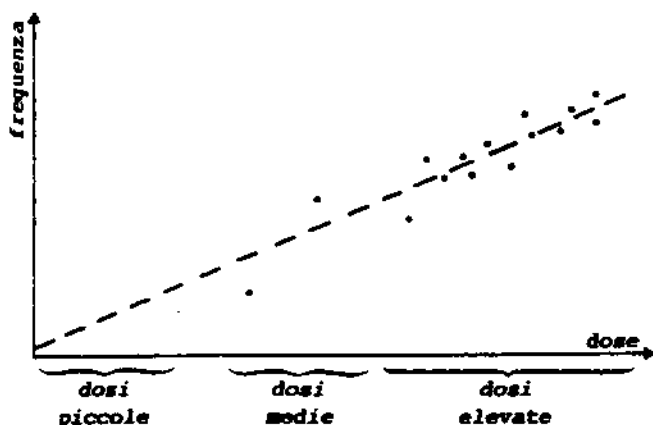


Figura 4. (schema) La retta interpolata sui dati epidemiologici (abbastanza numerosi per dosi elevate, rari per dosi medie, mancanti per dosi piccole) è fatta passare per l'origine delle coordinate.

Orbene queste considerazioni possono anche essere espresse dicendo che dopo un'irradiazione il numero di effetti tumorali letali in una comunità è proporzionale alla somma delle dosi ricevute dagli individui della comunità (e non dipende dalla dose ricevuta dai singoli individui, purchè si tratti di dosi non elevate, che non diano effetti graduati gravi o mortali).

La somma delle dosi si chiama dose collettiva (v. capitolo sull'irradiazione esterna) ed è espressa in sievert-

uomo (o in rem-uomo). Essa è una misura del "rischio di gruppo", cioè del rischio di effetti dannosi attesi nell'interno del gruppo. Un'irradiazione acuta di 10^4 Sv-uomo (adulti) può provocare dunque tumori con esito fatale in numero ≤ 200 , entro 30 anni dalla irradiazione.

2.2. Consideriamo ora il rischio di effetti statistici per lavoratori e individui adulti di popolazioni esposte ai livelli massimi consentiti. In questo caso siamo di fronte a dosi modeste (lavoratori) o assai modeste (individui della popolazione) suddivise in numerosissime esposizioni, per la maggior parte aventi un rateo (dose/unità di tempo) piccolo o piccolissimo (irradiazione cronica o protratta).

Molti studiosi ritengono, sulla base di inchieste epidemiologiche, di sperimentazione su animali ed anche sulla base di alcune considerazioni teoriche, che la frequenza di tumori maligni con esito fatale sia in queste condizioni circa $1/3$ (e ancor meno, forse $1/5$) della frequenza per dosi date in una volta sola e con elevata intensità (v. 1.5.).

Tabella 3. Stima della frequenza di comparsa di tumori mortali in varie sedi corporee, per irradiazione cronica del corpo intero di una popolazione mista

sede	numero/ 10^4 Sv-uomo
mammella (donne)	25
leucemie	20
apparato respiratorio	20
tiroide	5
ossa	5
altre sedi	<u>50</u>
totale	125

Accogliendo per cautela il coefficiente $1/2$, la frequenza risulta $\leq 0,5 \cdot 200 \leq 100$ tumori maligni con esito fatale a seguito di irradiazione cronica TB comportante 10^4

Sv-uomo (adulti) (probabilità $\leq 10^{-4}$ di tumore con esito fatale/0,01 Sv al corpo intero).

E' interessante conoscere quale è la ripartizione per sede di questi 100 tumori letali da irradiazione cronica. La ICRP ha fornito le stime che compaiono nella tabella 3, che si riferiscono a popolazione di composizione mista per sesso e per età (e non a popolazione di soli adulti).

La somma delle stime della tabella dà 125 tumori mortali, un valore poco maggiore di 100 sopra riportato per la popolazione adulta. Si tenga anche presente che nella popolazione mista vi sono bambini, per i quali la frequenza di tumori indotti potrebbe essere più elevata; e vi sono anziani e vecchi, per i quali la speranza di vita in anni può essere più breve del tempo di latenza che precede la comparsa clinica del tumore. Questi fenomeni contrastanti tendono a compensarsi tra di loro.

2.3. Nel valutare il significato sanitario dei tumori mortali indotti da radiazioni si rammenti sempre l'incidenza spontanea dei tumori tra le cause di morte d'una popolazione. Questa incidenza è di circa il 20%, ai nostri giorni. Pertanto circa $2 \cdot 10^5$ membri di una popolazione di 10^6 persone andranno a morte a causa di un tumore.

Aggiungiamo una breve riflessione riguardante le possibilità e i limiti del riconoscimento epidemiologico, statisticamente significativo, della comparsa di tumori mortali da dosi di radiazioni, che si aggiungano ai tumori spontanei, endemici in una popolazione. Considerazioni di metodologia statistica mostrano che per rilevare, nei confronti d'un gruppo di controllo, un aumento significativo di tumori mortali da radiazioni è necessario seguire fino alla morte una coorte di 1000 persone che siano state esposte a 1 Gy/persona (TB), che è una dose individuale elevatissima.

Il numero di persone da tenere in osservazione cresce quadraticamente al decrescere della dose individuale. Infatti la dimensione della coorte richiesta per il riconoscimento statistico è inversamente proporzionale al quadrato del

rischio aggiunto (radiazioni) al rischio spontaneo (endemia). A seguito di dosi di 0,1 Gy/persona (TB) la coorte da considerare è di 10^5 irradiati, e a seguito di 0,01 Gy/persona (TB) è di 10^7 irradiati.

Ne deriva che a dosi piccole (circa 0,01 Gy) le inchieste epidemiologiche assumono dimensioni numeriche proibitive. Queste considerazioni mostrano come gli studi epidemiologico-statistici siano proficui su gruppi ad alta esposizione (sopravvissuti di Hiroshima e Nagasaki; pazienti esposti a terapie radiologiche). Tali studi non sono proponibili oppure non sono sempre di chiaro significato quando vengono effettuati su gruppi di piccola esposizione (irradiazione professionale), a meno che l'attenzione venga portata selettivamente su forme tumorali a incidenza endemica particolarmente bassa.

Registri nazionali delle dosi assorbite dagli individui professionalmente esposti sono stati proposti ed attuati in alcuni Paesi.

Ne consegue anche che la sorveglianza epidemiologica tumorale d'una popolazione esposta a piccole dosi non è un mezzo di controllo protezionistico adeguato, a differenza della sorveglianza ambientale sulle contaminazioni radioattive e sui campi di radiazioni.

2.4. Un esempio delle difficoltà che si incontrano nell'interpretazione dei dati epidemiologici in popolazioni di piccole dimensioni irradiate con piccole dosi è mostrato dall'esito degli studi sui casi di leucemia nella popolazione residente in un villaggio inglese (Sellafield, Cumbria) vicino a importanti impianti nucleari funzionanti da decenni, con effluenti di rilievo.

Qualche anno fa fu fatto osservare che nel villaggio vi era stata nel tempo un'incidenza di leucemia infantile e giovanile più elevata dell'incidenza nella regione circostante: in tutto, per altro, si trattava d'un eccesso di qualche caso della malattia.

Fu costituito un gruppo multidisciplinare di analisi

ma esso non potè giungere ad individuare la causa dell'eccesso apparente di leucemia, che è rimasto da spiegare. I metodi statistico-epidemiologici non hanno dato risposta significativa per le piccole (e parzialmente incerte) dosi in gioco e per le piccole dimensioni della popolazione in studio.

In particolare, i livelli di dose ai bambini che secondo i calcoli risultavano dall'esposizione agli scarichi radioattivi degli impianti nucleari erano troppo bassi per poter giustificare l'eccedenza di leucemie registrata, allo stato delle attuali conoscenze in materia del fattore di rischio per esposizione a radiazioni.

Il gruppo ha suggerito altri studi radiometrici, dosimetrici e ambientali.

2.5. Esaminiamo alcuni casi concreti di esposizione e la connessa ipotetica probabilità di morire di tumore da radiazioni.

a) Secondo la legge italiana, la Dose Massima Ammissibile per esposizione lavorativa è di 5 rem/anno al corpo intero (0,05 Sv/anno). Ciò comporta una probabilità di $\leq 5 (100 \cdot 10^{-6})/\text{anno} \leq 5 \cdot 10^{-4}/\text{anno}$ di essere colpiti da tumore mortale; sull'arco dell'intera vita lavorativa (40 anni) la probabilità totale sarebbe $\leq 40 \cdot 5 \cdot 10^{-4} \leq 2 \cdot 10^{-2}$.

Va però tenuto conto del fatto che il lavoratore professionalmente esposto non riceve di fatto ogni anno la Dose Massima Ammissibile, ma solo una frazione di essa, per lo più pari a 1/5 o addirittura inferiore. Pertanto la probabilità totale sull'arco della vita scende a qualche 10^{-3} . Siamo dunque di fronte a rischi professionali non esigui, ma neppure elevati.

b) Secondo la legge italiana la Dose Massima Ammissibile per esposizione di singoli membri e di piccoli gruppi della popolazione (al di fuori delle occasioni di lavoro) è di 0,5 rem/anno al corpo intero (pari a 1/10 della Dose Massima Ammissibile per esposizione lavorativa). La probabilità di essere colpiti da tumore mortale è $\leq 0,5 (100 \cdot 10^{-6})/\text{anno}$, e sull'intera vita (60 anni) la

probabilità è $\leq 60 \cdot 50 \cdot 10^{-6} \leq 3 \cdot 10^{-3}$. Di fatto le dosi assorbite sono assai minori e proporzionalmente assai minore è la probabilità d'incorrere in tumori mortali.

Tabella 4. Attività che introdotta nell' organismo di un gruppo di persone dà dose collettiva capace di indurre il tumore mortale

nuclide, solubilità, via d'introduz.	attività introdotta "collettiva"		equival.di dose collettiva conseguente, cui corrisponde attesa di 1 tumore entro 30 anni Sv-uomo
	Ci-uomo	GBq-uomo	
I-131 solubile, inalazione ingestione	0,19	6,9	2000 (alla tiroide)
	0,11	4,2	
Cs-137 solub., inalazione ingestione	0,30	11	100 (al corpo intero)
	0,19	7,1	
Pu-239 solub., inalazione insolub., ingestione	$22 \cdot 10^{-6}$ (0,36 mg)	$8,0 \cdot 10^{-4}$	2000 (alle cellule endosteali sull' arco di 50 anni)
	0,26 (4,2 g)	9,5	

c) Quando in luogo di singoli membri e di piccoli gruppi della popolazione si abbia l'esposizione di consistenti porzioni di essa, la tendenza sanitaria è di ridurre fortemente i livelli di dose, portandoli, per esempio, a 1/100 dei valori della DMA per individui e piccoli gruppi. La probabilità totale di effetti tardivi sul singolo individuo scende allora a $\leq 3 \cdot 10^{-5}$, sull'intera vita.

d) Nel caso di incorporazioni e di dosi interne, può essere d'interesse conoscere quale sia la somma delle attività introdotte da ciascun membro d'un gruppo o popolazione (attività introdotta "collettiva", GBq-uomo) che provoca, nel gruppo o popolazione, quella dose collettiva (Sv-uomo, a un organo o al corpo intero) a cui corrisponde, statisticamente e nell'ambito delle ipotesi formulate, il tumore

mortale. La tabella 4 riporta alcuni valori di tale attività "collettiva". Un esempio di lettura della tabella è il seguente: allorchè le ingestioni individuali di I-131 solubile da parte di membri d'una popolazione assommino a 3,7 GBq-uomo, la dose collettiva alla tiroide raggiunge 2000 Sv-uomini, valore per il quale - nelle ipotesi formulate in precedenza - è atteso 1 tumore mortale tiroideo sull'insieme di 20-30 anni seguenti all'introduzione stessa.

2.6. Nei punti precedenti si è esaminato il rischio di comparsa di tumori con esito mortale. Conviene aggiungere - per una più completa valutazione di questi fenomeni - che il rischio di tumori con esito non mortale (per intrinseca natura, oppure per intervento terapeutico) potrebbe essere complessivamente dello stesso ordine di grandezza di quello dei tumori con esito mortale, a seguito d'una data irradiazione.

EFFETTI EREDITARI

I danni ereditari da radiazioni sono di natura genetica e compaiono nei discendenti degli individui che sono stati irradiati sulle gonadi (ovai, testicoli).

Il materiale genetico delle cellule riproduttive (cellule germinali) delle gonadi consiste di cromosomi (strutture visibili al microscopio, entro i nuclei delle cellule) e di geni (unità funzionali elementari dell'eredità delle quali sono composti i cromosomi e che non possono essere viste al microscopio ottico). Queste strutture sono invero presenti in tutte le cellule del corpo, ma solamente quelle delle cellule riproduttive (uova e spermatozoi) sono trasmesse all'uovo fecondato e quindi passano da una coppia di individui ai figli.

Quando le cellule riproduttive di un individuo sono

irradiate si possono produrre "cambiamenti" nei geni e nei cromosomi, che sono poi trasmessi ai discendenti secondo le leggi della genetica. Questi cambiamenti sono di vario tipo:

- a) mutazioni geniche, vale a dire alterazioni della struttura e della funzione di singoli geni;
- b) aberrazioni cromosomiche, che consistono in alterazioni del numero di cromosomi proprio della specie umana (aberrazioni numeriche) oppure in cambiamenti della struttura dei cromosomi (aberrazioni strutturali);

Taluni di questi cambiamenti provocano nei discendenti malformazioni e forme morbose che possono essere di poca importanza, oppure gravi o addirittura mortali.

Conviene ricordare che varie osservazioni recenti fanno ritenere che in molte circostanze (specialmente di piccole dosi con rateo di dose non elevato) le cellule germinali femminili sono meno sensibili a dar luogo a mutazioni di quanto non lo siano quelle maschili.

1. Mutazioni geniche

Si ricordi che un certo numero di mutazioni geniche compare naturalmente e spontaneamente in ogni generazione (mutation rate); e che un numero press'a poco uguale di mutazioni apparse in precedenti generazioni si estingue in ogni generazione per selezione naturale. Così si mantiene l'equilibrio genetico e non varia di molto il numero di mutazioni presenti nella serie indefinita delle generazioni.

Sebbene qualche rarissima mutazione possa essere favorevole, nel senso di apportare un carattere vantaggioso alla discendenza, la stragrande maggioranza delle mutazioni ha carattere svantaggioso.

L'azione delle radiazioni consiste nell'aumento della frequenza di comparsa di nuove mutazioni. Si tratta di un effetto statistico su base stocastica (e dunque di effetto non

deterministico), con le caratteristiche che abbiamo descritto nel paragrafo precedente sugli effetti tardivi. Per mezzo delle radiazioni non si induce un particolare tipo di mutazione riconoscibile nei discendenti, ma solo si accresce la frequenza delle mutazioni che compaiono spontaneamente per generazione.

Una volta che una mutazione si è realizzata, passa di generazione in generazione, dando manifestazioni in tutti i discendenti ai quali essa è trasmessa (mutazione dominante) o solo in una parte di essi (mutazione recessiva), fino a quando scompare per selezione naturale, in conseguenza del fatto che i portatori di geni mutati si estinguono per mancanza di discendenti. Tale selezione può richiedere poche generazioni, ma una parte delle mutazioni geniche sfavorevoli richiede dieci, venti e più generazioni per essere eliminata.

2. Aberrazioni cromosomiche

Anche un certo numero di aberrazioni cromosomiche si realizza spontaneamente nelle cellule germinali di ogni generazione umana ed è causa di malformazioni congenite e di varie forme morbose. Un tipo di aberrazione strutturale assai temuto è la traslocazione o scambio di parti tra due cromosomi. Nella traslocazione bilanciata le parti cromosomiche scambiate sono conservate; nella traslocazione non bilanciata una delle parti scambiate è incompleta oppure sovrabbondante. Le traslocazioni bilanciate di regola non si manifestano nei portatori, ma i loro discendenti possono avere traslocazioni non bilanciate, con gravi conseguenze.

Le aberrazioni cromosomiche sono eliminate piuttosto rapidamente, per lo più in una o poche generazioni.

3. Stima del "carico genetico" da esposizione alle radiazioni

Gli effetti ereditari hanno grande rilievo sotto il profilo della sanità pubblica e dell'eugenica, per il cumulo

di sofferenze che essi comportano per generazioni e generazioni, fino alla loro scomparsa attraverso la selezione naturale, per mancata riproduzione dei portatori di geni mutati o di aberrazioni cromosomiche.

E' importante distinguere tra danno genetico per ciascuna generazione e danno genetico totale, nell'insieme delle generazioni.

Conviene infatti riflettere sulla lentezza di scomparsa degli effetti genetici per selezione naturale nel corso delle generazioni, mentre queste possono ricevere nuove dosi, che inducono nuove mutazioni e aberrazioni. Si possono avere così fenomeni di accumulo di danni genetici col passare delle generazioni, che possono divenire preoccupanti sotto il profilo della sanità pubblica.

Per queste prospettive gli studiosi di radioprotezione hanno sempre considerato le conseguenze genetiche dell'esposizione umana alle radiazioni come qualcosa di particolarmente temibile, anche perchè le sofferenze ad esse connesse saranno subite da persone estranee alle ragioni della esposizione ed ai benefici diretti o indiretti che le persone esposte intendevano ricevere.

Va anche ricordato che la maggior parte delle attuali conoscenze sugli effetti ereditari di dosi di radiazioni nei mammiferi deriva da ricerche sul topo. I dati diretti sull'uomo sono ancora insufficienti e le stime di rischio sull'uomo sono in realtà e per larga misura estrapolazioni di dati ricavati in animali di laboratorio. Neppure l'osservazione dei figli degli individui sopravvissuti alle esplosioni di Hiroshima e di Nagasaki (molti dei quali avevano ricevuto dosi elevate o molto elevate) è stata di risolutivo aiuto: gli studi eseguiti hanno mostrato - a tutt'oggi - un così lieve aumento delle frequenze di mutazioni che è rimasto incerto il nesso statistico tra dosi e mutazioni aggiuntive.

3.1. La ICRP ha espresso alcune stime sull'entità del rischio genetico (genico + cromosomico) conseguente a dose unitaria,

nel quadro dell'ipotesi di relazione lineare senza soglia tra dose ed effetti.

Il numero di casi di malattie importanti e di malformazioni importanti, su base genetica, che si pensa che possano sopravvenire, rispettivamente nelle prime due generazioni (figli e nipoti) dei soggetti irradiati e nelle successive generazioni dalla terza in poi, dipende dalle caratteristiche dell'esposizione parentale (dei genitori) secondo le alternative seguenti:

- a) si consideri una popolazione di 10^6 persone-riproduttori; si ipotizzi una dose media alle gonadi di ciascun riproduttore di 0,01 Sv, ricevuto prima della riproduzione; e si considerino i casi sopravvenienti nelle generazioni (di 10^6 persone ciascuna) che seguono nel tempo. Con le conoscenze in nostro possesso si può stimare che compariranno circa 100 casi nelle prime due generazioni, e 100 casi nell'insieme delle generazioni successive ad esse, per un totale di 200 casi.
- b) si consideri poi una popolazione mista, ugualmente esposta, di 10^6 persone di tutte le età, e dunque solo in parte riproduttori; in questo caso si può stimare che compariranno meno della metà dei casi suddetti, 40 e 40, per un totale di 80 casi.
- c) si consideri infine il caso di una persona qualsiasi appartenente alla popolazione mista di cui al punto b) la quale abbia ricevuto 0,01 Sv alle gonadi; la probabilità di avere discendenti che presentino malattie o malformazioni su base genetica, è $p = 40 \cdot 10^{-6}$ nelle prime due generazioni, e $p = 40 \cdot 10^{-6}$ nell'insieme delle generazioni successive; e dunque $80 \cdot 10^{-6}$ per l'insieme di tutti i discendenti.

E' ovvio che se successive generazioni parentali vengono irradiate, vi è accumulo degli effetti sulla progenie: l'accumulo tende, dopo molte generazioni, all'equilibrio (da somma algebrica uguale a zero tra nuovo apporto di mutazioni/generazione e scomparsa di mutazioni/generazione).

3.2. Recentemente (1982) il Comitato Scientifico delle Nazioni Unite per lo studio degli effetti delle radiazioni atomiche ha pubblicato nuove stime, aggiornate sulle più recenti ricerche, del rischio genetico (genico + cromosomico) conseguente a dose unitaria. Secondo queste stime, quando una popolazione mista di tutte le età è esposta in maniera continua a dosi di basso LET nella misura di 0,01 Gy per generazione (30 anni), l'incremento di forme morbose genetiche è verosimilmente dell'ordine di 25 casi per milione di nati vivi della prima generazione e dell'ordine di 150 casi per milione di nati vivi delle generazioni in cui si è raggiunto l'equilibrio (tra apporto e scomparsa).

Si noti come la stima del Comitato delle Nazioni Unite per la prima generazione (25 casi) e la stima della ICRP per le prime due generazioni (40 casi) possano essere considerate compatibili.

3.3. Confrontando queste stime di forme morbose ereditarie gravi susseguenti a dosi di 0,01 Sv (oppure di 0,01 Gy) con le stime di effetti ritardati tumorali riportate in precedente paragrafo, si possono fare le seguenti considerazioni:

- a) il numero di eventi ereditari sui figli della popolazione mista irradiata è una frazione non grande (circa 25/100) del numero di tumori mortali tra gli irradiati;
- b) il numero di eventi ereditari sull'insieme dei discendenti (molte generazioni) della popolazione mista irradiata è di poco inferiore (80 invece che 100) al numero di tumori mortali tra gli irradiati;
- c) il numero di eventi ereditari per generazione, allorché a seguito di irradiazione di molte generazioni è stato raggiunto l'equilibrio tra apporto e scomparsa, potrebbe esser maggiore (circa 150 invece che 100) del numero di tumori mortali che compaiono in una singola generazione irradiata con la dose indicata.

3.4. Vi è una maniera sintetica di esprimere il carico

genetico da irradiazione che consiste nello stimare la dose che raddoppia la frequenza naturale di comparsa nella prima generazione di forme morbose su base genetica. Il Comitato delle Nazioni Unite stima questa dose di raddoppio in 1 Gy di irradiazione cronica con radiazioni a basso LET.

3.5. Nel considerare i danni genetici da radiazioni occorre sempre ricordare che queste non sono il solo agente mutageno che l'uomo immette nel proprio ambiente di vita; molte sostanze chimiche, molti farmaci, molti composti usati nell'industria sono mutageni.

3.6. Inoltre occorre ricordare che circa il 15% di tutte le gravidanze riconosciute termina con un aborto spontaneo, circa il 2% con un nato morto. E dei nati vivi, circa lo 1% muore nel primo mese e circa il 2,5% presenta malformazioni congenite. Tutti questi danni e morti sono imputabili in parte a cause genetiche, in parte a danni dell'embriogenesi, in parte ad altre cause intercorrenti.

3.7. Per lo studio degli effetti ereditari la ICRP ha da tempo definito (1958) il concetto di dose genetica di una popolazione, che è quella dose che se fosse ricevuta da ogni persona dal concepimento fino all'età riproduttiva media avrebbe come risultato un aggravio genetico per l'intera popolazione uguale a quello prodotto dalle dosi di fatto ricevute dagli individui.

La dose genetica di una popolazione può essere calcolata mediante il prodotto della dose annuale geneticamente significativa per l'età riproduttiva media, stimata in 30 anni.

A sua volta la dose annuale geneticamente significativa di una popolazione è costituita dalla media delle dosi individuali annuali alle gonadi, ciascuna dose essendo ponderata per il numero prevedibile di figli che saranno concepiti dopo l'esposizione.

EFFETTI SULL'EMBRIONE E SUL FETO

Gli effetti delle radiazioni che possono comparire nei figli meritano una considerazione particolare perchè l'individuo comune è di regola molto più sollecito dei propri figli che non dei lontani discendenti, e sente il danno che colpisce i propri figli quasi come un danno a se stesso.

Gli effetti sulla prima generazione possono essere dovuti all'azione delle radiazioni sui tessuti embrionali o sugli organi fetali, oppure possono essere conseguenza di danni sulle cellule germinali dei genitori. In altre parole, possono essere danni somatici sul prodotto del concepimento oppure danni genetici indotti nell'uovo o nello spermatozoo che si manifestano nel prodotto del concepimento.

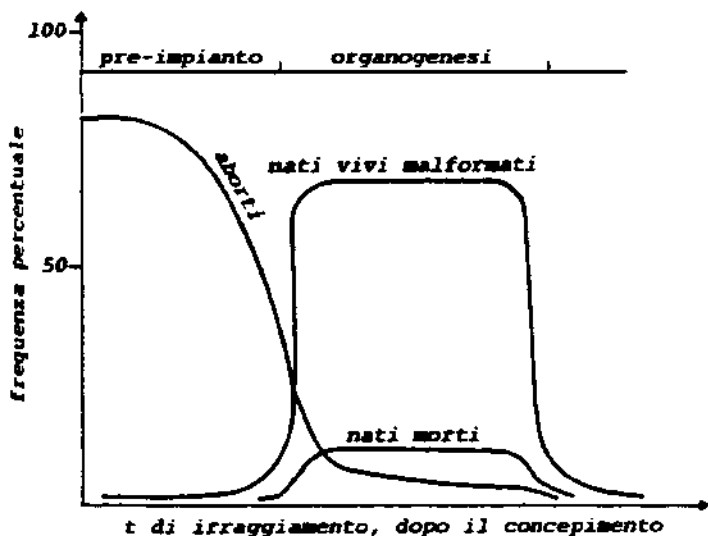


Figura 5. Andamento schematico della frequenza percentuale di danni somatici all'embrione di topo a seguito di grave irradiazione (2 Gy) che avvenga a vari tempi dopo la fecondazione. Gli aborti prevalgono se l'irradiazione precede l'organogenesi, le malformazioni prevalgono se l'irradiazione avviene durante l'organogenesi.

1. Nelle primissime settimane di gravidanza, dosi "acute" di alcuni decimi di Gy ricevute dall'embrione (che si trova a 5-7 cm di profondità rispetto alla cute dell'addome) possono talvolta provocare la morte dell'embrione (effetto letale) alla quale segue l'aborto spontaneo; morte e aborto divengono più probabili per dosi maggiori di quelle citate (vedi figura 5, che si riferisce a dosi di 2 Gy).

2. Sul finire del primo mese di gravidanza, per tutto il secondo mese e per la prima parte del terzo mese, dosi "acute" dell'ordine dei decimi di Gy al nascituro sono raramente abortive per morte immediata, ma sono temibili perché colpiscono il prodotto del concepimento mentre si stanno formando gli abbozzi degli organi e degli apparati corporei (organogenesi). Ne possono conseguire, con probabilità sensibile, varie malformazioni corporee (effetto teratologico) (vedi tabella 5). Per ciascuna struttura anatomica il periodo dell'organogenesi coincide con il periodo di massima inducibilità dell'effetto malformativo delle radiazioni.

Tabella 5. Elenco parziale di malformazioni indotte in animali di laboratorio mediante un'adeguata irradiazione embrionaria

cervello	scheletro
anencefalia microcefalia encefalocele idrocefalo atrofia cerebrale	palatoschisi spina bifida sindattilia brachidattilia
occhio	varia
anoftalmia microftalmia cataratta cecità	situs inversus idronefrosi malattie congenite di cuore

Se queste malformazioni sono incompatibili con la vita

dell'embrione, segue la morte e la espulsione come aborto oppure si ha la morte alla nascita (nato morto); ma se sono compatibili con la vita, il prodotto del concepimento si sviluppa, la gravidanza giunge a termine e nasce un bambino malformato. Egli potrà avere una speranza di vita più o meno lunga, in ragione della gravità e del tipo della malformazione.

3. Dalla metà del terzo mese e per i successivi mesi di gravidanza, dosi "acute" dell'ordine dei decimi di Gy non provocano né aborti né malformazioni, perché il periodo dell'organogenesi è terminato. Ma esse sono capaci di indurre disturbi dell'accrescimento e difetti dello sviluppo di parti scheletriche o di organi particolari come l'encefalo (microcefalia), specie se ricevute nel terzo-quarto mese.

. Gli studi eseguiti sui figli delle donne di Hiroshima e Nagasaki che erano gravide al momento dell'esplosione delle bombe hanno mostrato casi di ritardo nell'accrescimento corporeo e casi di difetto nello sviluppo dell'encefalo per dosi all'embrione o al feto superiori a 0,5 Gy. Gli studi condotti su figli di donne gravide irradiate sull'addome con le dosi usuali per gli esami di roentgendiagnostica non hanno mostrato un aumento significativo di malformazioni o di altri danni embrionali attribuibili alle radiazioni.

Recentemente è stata prospettata l'ipotesi di ritardo mentale con frequenza incerta ma comunque rilevante (tra il 10% e il 100%) per i feti umani che avessero ricevuto 1 Gy di dose "acuta" a Hiroshima e Nagasaki; se la relazione dose-effetto fosse anche in questo caso lineare per dosi più piccole di 1 Gy, le preoccupazioni di possibile ritardo mentale per irradiazione in utero si farebbero significative anche nel campo della radioprotezione (rischio di ritardo mentale 10^{-2} - 10^{-3} / 10 mGy "acuti").

4. Oltre a quanto precede, le dosi ricevute dal prodotto del concepimento sono capaci di indurre effetti tardivi (stocastici), a carattere probabilistico, nei primi anni di vita del

bambino che nascerà. La probabilità di avveramento di questi effetti per dose unitaria è più alta (forse per un fattore 2) che per esposizione dell'adulto, a causa della particolare sensibilità dei tessuti fetali. Recenti elaborazioni statistiche di dati epidemiologici mostrerebbero l'esistenza di rari effetti tardivi anche per dosi di pochi centesimi di Gy al feto.

5. Quanto è stato esposto è interessante anche con riferimento alla programmazione degli esami di radiologia diagnostica sull'addome di donne gravide. In taluni di questi esami possono essere ricevuti alcuni centesimi di Gy a livello dell'utero. Queste dosi non sono sufficienti a procurare aborti, anche nelle prime settimane di gravidanza, né possono far temere un aumento apprezzabile di frequenza di malformazioni alla nascita. Esse comportano un piccolo rischio di leucemie e tumori nel bambino che nascerà.

Se è possibile, è bene dunque evitare gli esami radiologici sull'addome nei primi mesi di gravidanza. In linea più generale, per ragioni di cautela, è opportuno evitare tali esami nella seconda quindicina del ciclo mensile delle donne in età fertile (tra i 13 e i 45 anni circa), quando l'ovulazione è avvenuta e può essersi instaurata una gravidanza.

6. Del danno genetico, della sua natura e caratteristiche abbiamo già parlato in paragrafo precedente. Qui ripetiamo che le mutazioni genetiche dominanti compaiono nei discendenti di prima generazione, mentre quelle che sono recessive possono comparire o non comparire nella prima generazione.

Quanto alle aberrazioni cromosomiche, una gran parte si manifesta alla prima generazione.

Nel paragrafo sugli effetti ereditari sono già state riportate alcune stime del carico genetico nella prima e seconda generazione, per dosi unitarie.

ALCUNE INDICAZIONI BIBLIOGRAFICHE

- Casarett A. P. Radiation Biology. Prentice-Hall, Englewood Cliffs, 1968.
- Coggle J. E. Effetti biologici delle radiazioni. Minerva Medica, Torino, 1972.
- Davies J. M. Epidemiological studies of groups with occupational exposure to radiation. NEA-OECD, Paris, 1985.
- Davies J. M., Inskip H. Epidemiological studies of general population groups exposed to low-level radiation. NEA-OECD, Paris, 1986.
- Upton A. C. Radiation injury. The University of Chicago Press, 1969.
- International Commission on Radiological Protection, ICRP. Publication 41. Non stochastic effects of ionizing radiation. Pergamon Press, Oxford, 1984.
- United Nations. Ionizing Radiations: Sources and Biological Effects. UN Publications, Sales n. E.82.IX.8 (a pag. 1 sono riportate le pubblicazioni delle United Nations sull'argomento, 1958-1982). New York, 1982.

I PRINCIPI DELLA RADIOPROTEZIONE
LIMITI DI DOSE AGLI INDIVIDUI

I n d i c e

	pagina
Sviluppo storico degli obiettivi e dei principi	233
1. Fino alla seconda guerra mondiale	234
2. Dopo la seconda guerra mondiale	236
3. Negli anni recenti	239
Gli attuali principi generali	241
1. Il principio di giustificazione	242
2. Il principio di ottimizzazione	243
3. Il principio del limite di dose individuale	246
4. Considerazioni aggiuntive sui tre principi	247
Alcuni aspetti del rischio da radiazioni	249
1. La locuzione "rischio accettabile"	250
2. Legame funzionale tra le componenti del rischio (da incidente)	250
3. Ripartizione tra gli individui dei benefici e dei rischi	252
I limiti di dose per le singole persone, secondo la ICRP	255
1. Limiti per effetti non stocastici	256
2. Limiti per effetti stocastici	256
3. Considerazioni sui limiti	259
Protezione dell'uomo e protezione dell'ambiente naturale	260
Alcune indicazioni bibliografiche	262

Nota preliminare: Vi sono alcuni principi d'ordine generale

che sono alla base di tutta la radioprotezione. Essi debbono essere analizzati con una certa cura perchè hanno importanza concettuale e rivestono grande importanza pratica nelle scelte di carattere operativo.

Nelle pagine che seguono sono esposte le fasi di sviluppo storico di tali principi e il loro assetto attuale, vengono discussi alcuni aspetti del rischio da radiazioni che hanno rilevanza per la sistemazione concettuale della radioprotezione e vengono illustrati i limiti di dose agli individui secondo le raccomandazioni della ICRP (1977).

La radioprotezione, o protezione sanitaria contro le radiazioni ionizzanti, è una disciplina a forte contenuto biologico, fisico, tecnico e naturalistico che si è sviluppata durante questo secolo, dapprima con lentezza e poi con crescente rapidità. Essa ha l'obiettivo di preservare lo stato di salute e di benessere dei lavoratori, degli individui componenti la popolazione, della popolazione nel suo insieme, riducendo i rischi sanitari da radiazioni ionizzanti nella realizzazione di attività umane che siano giustificate dai benefici che ne derivano alla società e ai suoi membri. In funzione del suo obiettivo essa provvede inoltre alla tutela dell'ambiente.

Le vicende della radioprotezione costituiscono un buon esempio di come possano essere impostati e risolti i problemi sanitari sollevati da tecnologie nuove e per l'innanzi impreviste. Lo studio della sua storia e delle fasi evolutive attraverso le quali essa è passata può suggerire, per analogia, elementi di riflessione per lo sviluppo di altre branche della prevenzione sanitaria che devono accompagnare l'applicazione di scoperte scientifiche e di nuove tecnologie con rischio.

La radioprotezione ha conosciuto un lungo periodo iniziale di definizione e di riflessione, durante il quale è rimasta prevalentemente confinata in una ristretta cerchia di persone (i radiologi, i tecnici degli apparecchi a raggi X, i fisici di ospedale, qualche ricercatore).

Erano gli anni tra l'inizio del secolo e la seconda guerra mondiale. In quei decenni vennero scoperti e approfonditi alcuni fatti fondamentali per la radioprotezione: e cioè quali grandezze fisiche associate all'irradiazione e agli effetti biologici fossero di agevole misura strumentale; quali fossero i danni biologici che seguono a gravi esposizioni del corpo umano o di suoi organi e apparati (utilizzando anche quanto veniva appreso dall'impiego delle radiazioni in varie forme di terapia); quali potessero essere gli obiettivi concreti e i principi generali della disciplina.

Ovviamente lo sviluppo degli obiettivi e dei principi della radioprotezione - e più in generale della prevenzione sanitaria - richiede non solamente conoscenze tecniche e biologiche, ma anche il riferimento a una tavola di valori nei quali la società si riconosca; in altre parole, la prevenzione dei rischi pressuppone scelte di carattere sociale e politico.

Va sottolineato che dopo la seconda guerra mondiale la radioprotezione ha potuto avvalersi d'un grande impegno di ricerca in parte come conseguenza dei programmi nucleari, in parte come conseguenza della tragedia di Hiroshima e di Nagasaki. Quando si prese coscienza di che cosa fosse accaduto in quelle due città, accanto alle considerazioni di politica militare e di futuribili a livello internazionale, si provvide anche a programmare studi per capire a fondo i fenomeni dell'irradiazione e dei suoi effetti sul piano biologico.

Gli Stati Uniti d'America costituirono nel 1946 la Atomic Bomb Casualty Commission (ABCC) per raccogliere informazioni e dati sugli effetti delle bombe atomiche sull'organismo umano e per studiare i sopravvissuti sotto il profilo epidemiologico-sanitario e delle cause della loro morte, avvenuta successivamente. Le Nazioni Unite costituirono

nel 1955 lo Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR) con compiti di raccolta e di revisione critica dei dati sulla radioattività ambientale e sugli effetti delle radiazioni sull'uomo e sull'ambiente. In molti paesi fu lanciato un programma di ricerche di radiobiologia più vasto dei programmi di ricerca relativi alle noxae proprie di altri settori industriali e tecnologici. In alcuni decenni, insomma, è stato acquisito un grande cumulo di conoscenze che possono servire per operare scelte sociali e di sviluppo nei diversi campi in cui esiste rischio da radiazioni.

Va inoltre considerata la circostanza favorevole della lenta penetrazione dell'energia nucleare nelle società industriali. I quarant'anni che sono trascorsi dall'inizio del cosiddetto Progetto Manhattan, con cui nacque la tecnologia nucleare, costituiscono un intervallo di tempo abbastanza lungo e ben impiegato per lo sviluppo tecnico e operativo della prevenzione nel campo delle radiazioni ionizzanti. In un secolo in cui la penetrazione di altre tecnologie è stata tanto rapida da precedere lo sviluppo dei relativi metodi di prevenzione, l'energia nucleare e la radioprotezione costituiscono una vistosa eccezione.

La radioprotezione si presenta dunque come una sorta di paradigma di sviluppo di una moderna disciplina sanitaria di prevenzione, anche perchè ha dovuto sistemare concettualmente il difficile argomento della prevenzione di effetti biologici stocastici (cioè meramente probabilistici, all'interno di una popolazione irraggiata) che si manifestano come tumori maligni e come mutazioni ereditarie. Il rischio di effetti stocastici è comune a molte noxae di natura chimica e fisica, e la radioprotezione si è confrontata con esso prima di altre discipline prevenzionistiche e ha proposto un assetto di concetti e di principi per la sua trattazione.

In anni recenti l'avvento di grandi impianti nucleari per la produzione di energia elettrica ha accresciuto l'interesse per la prevenzione tecnologica e la protezione sanitaria di gravi incidenti, potenzialmente disastrosi per effetti patologici e per compromissione territoriale. La

radioprotezione ha dovuto esaminare anche questo argomento e la discussione è stata approfondita.

Questa disciplina è interessante infine per un ultimo aspetto: perchè attorno alla noxa costituita dalle radiazioni ionizzanti ha costruito un sistema di prevenzione che si applica ad attività umane molto diverse tra loro: applicazioni mediche delle radiazioni e delle sostanze radioattive, applicazioni scientifiche e industriali, diffusione tra il pubblico di sorgenti di radiazioni, produzione di energia elettro-nucleare, ecc.

SVILUPPO STORICO DEGLI OBIETTIVI E DEI PRINCIPI

L'aumento delle conoscenze sugli effetti delle radiazioni ha permesso, nel corso dei decenni, di modificare e di precisare gli obiettivi e i principi della radioprotezione. E' chiaro che gli obiettivi di fondo sono costituiti dalla tutela della salute e del benessere delle persone.

Un tempo, allorchè si conoscevano solamente effetti che seguono al superamento d'una soglia di dose, l'obiettivo poteva essere concepito come prevenzione completa di qualsiasi effetto in qualsiasi persona esposta, evitando di superare le soglie di dose.

In seguito - ammessa in ipotesi la possibilità di effetti stocastici somatici e genetici senza soglia di dose - l'obiettivo dovette essere riformulato. Si dichiarò che non si poteva più mirare alla prevenzione assoluta (a meno di non abolire tutte le attività comportanti radiazioni ionizzanti) ma si doveva e si poteva puntare al grado di prevenzione più elevato compatibile con il raggiungimento degli scopi benefici per i quali erano impiegate o comunque prodotte le radiazioni e le sostanze radioattive. Questa prevenzione non assoluta dei rischi stocastici, per i quali si ipotizza la mancanza della soglia di dose, conduce dunque a stabilire a quali condizioni

l'attività che comporta dosi da radiazioni possa essere accettata dalla società e dagli individui. In forma breve, ma non esatta, richiede di stabilire quale sia il "rischio accettabile": non esatta, perché ciò che è accettabile (o di fatto accettato) è l' "attività con benefici e rischi" e non il mero rischio in se stesso.

Questi sono appunto le posizioni e gli obiettivi della radioprotezione d'oggi: la Commissione Internazionale per le Protezioni Radiologiche (ICRP) nelle sue più recenti raccomandazioni (Pubblicazione 26, 1977) dichiara che "la radioprotezione si occupa della protezione [sanitaria] degli individui, della loro progenie e del genere umano nel suo insieme, pur consentendo le attività umane di carattere necessario dalle quali potrebbe derivare un'esposizione alle radiazioni". E precisa anche che "lo scopo della radioprotezione dovrebbe essere la prevenzione degli effetti dannosi non stocastici [che hanno una soglia di dose] e la limitazione a livelli considerati accettabili delle probabilità di accadimento degli effetti stocastici" per i quali è formulata l'ipotesi della mancanza di una soglia di dose.

1. Fino alla seconda guerra mondiale

La questione degli obiettivi e dei principi della radioprotezione ha una storia lunga. Nei primi vent'anni del secolo la radioprotezione ha avuto come obiettivo dichiarato il calcolo e la realizzazione di schermature (barriere) necessarie per poter lavorare con i raggi X e successivamente con i preparati radiferi. Scopo e principio della radioprotezione era dunque la difesa, mediante schermature fisse e mobili, degli operatori esposti alle radiazioni.

Negli anni venti, quando gli effetti patologici ben conosciuti erano solamente quelli con soglia di dose, conseguenti a dosi elevate e intense, si pensava che dosi modeste fossero "tollerabili" e Mutscheller propose la dose di tolleranza da non superare in un determinato intervallo di tempo; dose che fosse tale che il suo rispetto evitasse

qualsiasi effetto lesivo conosciuto. Si ammetteva che ricevendo dosi minori della dose di tolleranza potessero comparire "alterazioni" transitorie, funzionali, reversibili, in occasione di talune esposizioni; ma non "lesioni" organiche, specialmente di natura irreversibile.

Con questo schema concettuale - legittimato dalle conoscenze - non vi era motivo di raccomandare un valore diverso di dose di tolleranza per i lavoratori e per le persone della popolazione, in quanto tutti venivano sottratti a qualsiasi conseguenza dannosa. Ovviamente la dose di tolleranza non riguardava i pazienti, specie quelli sottoposti a terapia radiante, nei quali la condotta del trattamento poteva comportare la comparsa di lesioni in tessuti sani: queste lesioni erano accettate nel quadro complessivo dei benefici attesi dalla terapia intrapresa.

In sintesi, il principio della radioprotezione era di non superare in nessuna persona (che non fosse un paziente) la dose di tolleranza, che negli anni trenta e quaranta era quella connessa con l'esposizione a 1 roentgen alla settimana (grosso modo 10 millisievert alla settimana) al corpo intero, cioè 50 roentgen all'anno (grosso modo 500 millisievert all'anno) al corpo intero.

Negli Anni Quaranta il riconoscimento delle caratteristiche delle mutazioni genetiche indotte da radiazioni fece discutere la questione se in radioprotezione si dovesse stabilire un limite di dose alla popolazione, inteso come dose media alle gonadi tra gli individui in età fertile (denominata successivamente dose genetica). La preoccupazione riguardava la specie umana e le future generazioni; non solo i nati da un dato individuo irradiato, ma la progenie anche remota delle popolazioni.

Un nuovo criterio di radioprotezione cominciava a farsi strada accanto a quello esistente che riguardava la dose di tolleranza per l'individuo. Occorreva limitare la dose media alle gonadi in età fertile; l'evidenza sperimentale, unita alla prudenza, suggeriva valori di dose media annuale

pro capite decisamente più piccoli della dose di tolleranza.

2. Dopo la seconda guerra mondiale

L'evoluzione del pensiero radioprotezionistico si accelerò nel secondo dopoguerra, da una parte per le già ricordate conoscenze tratte dall'osservazione delle cause di morte dei sopravvissuti di Hiroshima e Nagasaki e dalla sperimentazione sugli animali di laboratorio, dall'altra per la consapevolezza della difficoltà di esplorazione epidemiologica degli effetti stocastici di piccolissime dosi di radiazioni (v. capitolo sugli effetti delle radiazioni).

Questa difficoltà deriva dal fatto che l'incremento di effetti stocastici è sempre più modesto a mano a mano che diminuisce la dose assorbita dagli individui della popolazione e il suo riconoscimento richiede un numero di individui in osservazione estremamente alto. Ciò fa sorgere insormontabili difficoltà d'ordine pratico.

Si ipotizzò allora quanto abbiamo già esposto in precedente capitolo, e cioè che la relazione tra la dose e gli effetti stocastici per il campo inesplorabile delle piccole e piccolissime dosi (che è poi quello di maggior interesse in radioprotezione) fosse lineare e senza soglia di dose: vale a dire che la funzione che lega dose ed effetti sia una retta passante per l'origine delle coordinate. La conseguenza fu la caduta del concetto-criterio di dose di tolleranza e la transizione alla ricerca di una dose con piccolo rischio biologico che fosse accettabile dagli interessati.

La difficoltà si spostava sulla scelta del livello di questa dose massima accettabile, in anni in cui la relazione tra dose unitaria ed effetti era piuttosto incerta. Collegi internazionali di esperti di radioprotezione e di discipline scientifiche affini - primo tra tutti la ICRP - proposero dosi massime ammissibili (che corrispondevano a rischi biologici massimi ammissibili di effetti stocastici) per i lavoratori, per gli individui componenti la popolazione, per la popolazio-

ne nel suo insieme.

Fissata la dose massima accettabile da parte di un singolo lavoratore, si ritenne che la dose massima accettabile da parte di un individuo della popolazione potesse essere di un ordine di grandezza inferiore. Si stabilì anche che il rischio genetico dovesse essere particolarmente contenuto. Nel 1958 la dose massima ammissibile al corpo intero fu fissata in 5 rem all'anno (50 millisievert all'anno) per i lavoratori; in 0,5 rem all'anno (5 millisievert all'anno) per individui della popolazione; in 5 rem in 30 anni (50 millisievert in 30 anni) per la dose genetica media tra gli individui d'una vasta popolazione.

In questo periodo era viva nel dibattito un'altra questione: perchè non affermare esplicitamente che è doveroso ridurre il rischio (e dunque la dose) anche al di sotto del livello proposto come massimo ammissibile, quando questa riduzione è possibile? Vi sono infatti numerose situazioni in cui è agevole contenere la dose ricevuta in valori assai più piccoli delle dosi massime ammissibili. Perchè non richiedere che ciò sia un criterio stabile della radioprotezione?

Se si risponde affermativamente a questi interrogativi, i principi della radioprotezione divengono manifestamente due: il primo è un "principio di limite", che consiste nel rispettare le dosi massime ammissibili; il secondo è un "principio di tendenza", che consiste nell'impegno a eseguire un'analisi d'ogni situazione concreta che esponga alle radiazioni, per eliminare ogni dose non necessaria sul piano tecnico e del buon funzionamento, in un quadro di costi per la radioprotezione che non sia fuori misura.

In altre parole: eliminare ogni "dose indebita", come si usava dire, con parola che letteralmente significa "non dovuta", nel senso di non motivata e non necessaria. Il riconoscimento d'un rischio accettabile di effetti stocastici (e dunque d'un limite di dose) e la lotta a ogni rischio indebito (e dunque a tutte le dosi non necessarie) erano divenuti i cardini della radioprotezione.

Le dosi massime ammissibili proposte dalla ICRP nel 1950, nel 1958 e nel 1965 (con riduzioni e ritocchi negli anni) ebbero buona accoglienza in tutto il mondo, sia da parte di organizzazioni internazionali, sia da parte di autorità nazionali.

Anche la proposta di dosi massime ammissibili più basse d'un ordine di grandezza per i membri della popolazione fu largamente accolta, così come l'indicazione della dose genetica su 30 anni.

La ICRP non sviluppò invece considerazioni e raccomandazioni per la scelta del rischio collettivo di effetti stocastici somatici. La ICRP non considerava urgente la definizione d'una metodologia appropriata: "ci si attende che i limiti di dose stabiliti per gli individui diano garanzia che il numero di danni somatici che eventualmente potranno sopravvenire all'interno d'una popolazione rimanga modesto" (1965).

Va anche detto che in questi anni si era presa coscienza che mentre si potevano fissare limiti di "dose individuale" validi in tutto il mondo (parità di rischio massimo per ciascuna persona), era impossibile fissare limiti di "dose collettiva" validi dovunque. Le condizioni, le necessità, i programmi di sviluppo dei vari paesi sono molto diversi e non consentono di fissare limiti numerici internazionali nel campo dei rischi collettivi, perchè i benefici che motivano le scelte (e che sono da confrontare con i rischi sanitari) sono troppo differenti nelle varie parti del globo terrestre.

Per fare un esempio, se in un paese la produzione di energia elettrica mediante reattori nucleari avviene per accrescere una produzione già ricca (e dunque è produzione per consumi non essenziali), il costo sanitario (dose collettiva) che si può accettare è piccolo; ma se in un altro paese la medesima produzione è necessaria per migliorare una situazione energetica molto povera (e dunque è produzione difficilmente

rinunciabile), per essa si può accettare un costo sanitario più elevato di quello dell'ipotesi precedente.

3. Negli anni recenti

Sul finire degli anni sessanta la ricerca di un metodo per stabilire quale dovesse essere il livello ragionevole di rischio collettivo (e dunque di dose collettiva) a fronte di una determinata attività umana (o più in genere di un programma) si intersecò con la ricerca che mirava a ridurre ogni rischio indebito e dunque anche ogni dose indebita. Due argomenti apparentemente diversi mostravano punti di contatto: entrambi riguardavano la riduzione delle dosi all'interno del criterio del rispetto dei limiti individuali; entrambi richiedevano una metodologia applicabile a varie situazioni, dato che ogni situazione esige una risposta specifica; entrambi domandavano un metodo che aiutasse le operazioni decisionali, le quali sono difficili se si dispone solamente di un "principio di tendenza".

Una risposta a questi problemi venne dall'evoluzione del pensiero della ICRP in materia di lotta al rischio indebito. Negli anni la Commissione aveva migliorato la formulazione del principio in discorso. Nelle raccomandazioni del 1950 era detto "di porre in atto ogni sforzo inteso a ridurre le esposizioni nei limiti più ristretti possibili". Ma la locuzione "più ristretti possibili" era manifestamente vaga: possibili rispetto a che cosa? rispetto ai mezzi tecnici disponibili? rispetto ai mezzi economici?

La Commissione avvertì la difficoltà di questa formulazione e in un punto delle raccomandazioni del 1955 è detto che "in linea generale è rigorosamente raccomandato che le esposizioni alle radiazioni siano mantenute al livello più basso fattibile (practicable) in ogni evenienza". Mediante questo aggettivo "fattibile" si tentò un aggancio alla realtà concreta, con le sue esigenze e con le sue limitazioni. Non si richiese più quello che è meramente possibile, ma quello che si può fare in pratica, caso per caso.

La Commissione nel 1965 propose una nuova formulazione: "poichè qualsiasi esposizione può comportare qualche grado di rischio, la Commissione raccomanda che qualsiasi esposizione non necessaria sia evitata, e che tutte le dosi siano tenute tanto basse quanto è concretamente ottenibile (readily achievable) facendo luogo a considerazioni economiche e sociali". La nuova formulazione rafforzava l'aggancio alle situazioni reali e indicava quali fattori dovessero esser tenuti in conto nel decidere il livello di dose che soddisfaceva al principio generale della lotta al rischio indebito.

Si fece più insistente allora la richiesta d'una metodologia operativa per l'applicazione del principio. La ICRP, dopo molte discussioni, propose (1972) di utilizzare una metodologia conosciuta nelle scienze economiche come analisi dei costi. A guardare con più attenzione, il problema, nella radioprotezione, è di stabilire se un'attività umana sia realizzata a un livello di esposizione sufficientemente basso (e dunque a un livello di rischio corrispondente basso), cosicchè ogni ulteriore riduzione dell'esposizione non sarebbe considerata tale da giustificare il costo aggiuntivo necessario per realizzarla. Per effettuare questa operazione, l'analisi si concentra sulla considerazione della variazione di costo che risulta qualora l'attività sia effettuata a un livello di esposizione piuttosto che a un altro.

Il senso di questa operazione può essere reso chiaro con un esempio. I costi (uomini e mezzi) per aumentare la radioprotezione hanno sovente la caratteristica di essere progressivamente crescenti, a mano a mano che si cerca di ridurre la dose collettiva ricevuta nella realizzazione di una attività umana o di un programma; d'altra parte i costi sanitari (le dosi collettive, appunto, alle quali possono conseguire sofferenze, malattie, morti) decrescono col crescere dei dispositivi di radioprotezione messi in opera. Ebbene, la somma del costo per la radioprotezione e del costo sanitario, al variare di uno di essi, presenta un tratto intermedio in cui essa ha un valore minimo. In corrispondenza

di questo tratto si realizzano le condizioni di minimo costo complessivo per la società che ha deciso di promuovere l'attività o il programma (v. la fig. 1 del capitolo sui settori operativi della radioprotezione).

Se si accetta la logica del costo complessivo minimo, si può utilizzare lo strumento dell'analisi dei costi marginali e si devono porre in opera le protezioni che corrispondono al costo complessivo minimo; le dosi collettive che vi sono connesse costituiscono quelle più ragionevoli e accettabili, nel quadro della lotta al rischio indebito. Il risultato realizza il già ricordato principio delle dosi "tanto basse quanto è concretamente ottenibile".

L'acronimo del testo inglese (as low as readily achievable) si legge ALARA, onde in gergo protezionistico si parla di "principio ALARA". Con questa analisi la lotta al rischio indebito, che era in precedenza guidata da un "principio di tendenza", diviene guidata da un "principio di ricerca" della migliore soluzione protezionistica, in una società a risorse economiche limitate.

GLI ATTUALI PRINCIPI GENERALI

Un'elaborazione ulteriore dei concetti illustrati ha portato in anni recenti (dal 1974 in poi) a una nuova formulazione delle basi della radioprotezione. Esse vengono oggi presentate in una sequenza logica di tre principi (e di altrettanti processi) che si applicano alle attività umane che comportano esposizione alle radiazioni, ma che possono essere offerti alla considerazione e al dibattito generale delle scienze di prevenzione. Infatti i tre principi in questione sono validi anche per numerose attività industriali che presentano agenti nocivi capaci di indurre tumori maligni e mutazioni ereditarie.

1. Il principio di giustificazione

Si consideri il primo principio, detto principio di giustificazione. A livello di società occorre sempre porsi la questione se un'attività umana (industriale, medica, di ricerca, ecc.) possieda adeguata motivazione, argomentata mediante un'analisi dei benefici totali e dei costi totali per la società stessa, associati all'attività considerata.

Se l'analisi si conclude con un giudizio di prevalenza dei benefici sui costi, l'attività proposta è "giustificata", e la sua introduzione o realizzazione è possibile. Per usare le parole della ICRP, "nessuna attività umana deve essere accolta a meno che la sua introduzione produca un beneficio netto e dimostrabile" (no practice shall be adopted unless its introduction produces a positive net benefit).

L'analisi dei benefici totali e dei costi totali deve essere sostanziata di perizie tecniche, sanitarie, economiche e sociali. Deve essere tenuto per fermo che il giudizio di insieme sulla prevalenza dei benefici totali sui costi totali è più complesso di ciascun bilancio di settore (tecnico, sanitario, economico, sociale). Il giudizio d'insieme è multiparametrico, è sintetico, e può essere espresso solo nella sede opportuna, che è di natura politica, facendo riferimento alla tavola dei valori portanti della società, in una visione non solo del suo presente ma anche del suo futuro.

La sequenza dei principi di radioprotezione inizia dunque con un'operazione - la giustificazione - alla quale la radioprotezione dà un apporto, ma che per sua natura è più vasta, più complessa, e culmina in un giudizio-valutazione d'ordine politico. Che si tratti d'un giudizio particolarmente complesso e difficile risulta anche da un accenno della ICRP là dove è detto che i benefici totali netti che inducono al giudizio positivo debbono essere considerati in comparazione con i benefici totali netti che si avrebbero scegliendo soluzioni alternative idonee a raggiungere gli obiettivi per i quali è stata proposta l'attività con radiazioni. Il paragone tra benefici netti di soluzioni alternative che hanno strut-

ture dei benefici e dei costi non omogenee è operazione non solamente tecnica e anch'essa dev'esser effettuata, su basi tecniche, in sede politica.

C'è da chiedersi come debba essere preparata la perizia protezionistica che servirà, con perizie di altra natura, alla costruzione del giudizio di giustificazione. Il discorso, invero, riguarda sia la perizia tecnico-sanitaria della soluzione che comporta radiazioni, sia la perizia tecnico-sanitaria di ogni altra soluzione alternativa all'obiettivo considerato, per consentire la scelta tra soluzioni che per lo più hanno una diversa composizione dei benefici e dei costi totali. Per rendere concreto l'argomento della giustificazione, si pensi ad attività umane con differenti obiettivi: in medicina, il riconoscimento precoce di tumori mediante esami diagnostici estesi a un grandissimo numero di persone (esami di massa), tra cui gli esami schermografici con raggi X; nella prevenzione antincendio, l'uso di rivelatori di fenomeni della combustione, tra i quali i rivelatori che impiegano sostanze radioattive; nella produzione di energia elettrica, il ricorso a varie fonti e impianti, tra cui le centrali elettronucleari. La preparazione della perizia tecnico-sanitaria per ciascuna alternativa a un medesimo obiettivo deve essere eseguita accogliendo un alto grado di prevenzione igienico-sanitaria e deve essere eseguita considerando anche - accanto ai costi sanitari di esercizio - i costi sanitari e sociali da incidenti e da infortuni, che sono prevedibili in connessione con ciascuna alternativa.

2. Il principio di ottimizzazione

La richiesta di preparare perizie accogliendo un alto grado di prevenzione porta a enunciare il secondo principio della radioprotezione, detto principio di ottimizzazione. A livello di società occorre sempre che un'attività giustificata, e di fatto adottata, sia realizzata in condizioni di ottimizzazione della protezione: questa risulta dalla ricerca del costo complessivo minimo per la società, effettuata mediante l'analisi dei costi marginali di cui si è parlato

nelle pagine precedenti.

Per ripetere le parole della ICRP, "ogni esposizione alle radiazioni deve essere tenuta tanto bassa quanto è ragionevolmente ottenibile, facendo luogo a considerazioni economiche e sociali" (all the exposures shall be kept as low as reasonably achievable, economic and social factors being taken into account; si noti reasonably achievable in luogo di readily achievable di precedenti redazioni).

L'esposizione considerata è l'esposizione collettiva, e dunque la dose collettiva, perché essa è indicativa del "detrimento sanitario" alla popolazione, cioè dell'attesa di danni stocastici conseguenti all'esposizione, prendendo in considerazione sia la probabilità che la gravità d'ogni effetto.

La Commissione colloca il processo di ottimizzazione dopo il processo di giustificazione, nella sequenza logica dei principi. Ma a ben guardare, il processo di ottimizzazione deve essere posto in opera in due diversi momenti e con diversa approssimazione: in un primo momento, quando viene istruita la pratica di giustificazione, affinché il giudizio venga espresso conoscendo il costo totale più basso dell'attività considerata (a questo stadio l'analisi non può essere molto raffinata, ma risulta sufficiente per lo scopo che si propone); in un secondo momento, a giustificazione avvenuta, quando si passa alla realizzazione dell'attività (a questo stadio l'analisi è effettuata con buona approssimazione, e a essa si riferisce manifestamente la Commissione nel suo testo).

L'aspetto più difficile e anche controverso dell'analisi di ottimizzazione consiste nella necessità di assegnare un costo monetario alla dose ricevuta, per effettuare l'analisi dei costi marginali. Questo costo è rappresentato da quanto, in moneta corrente, la società è disposta a spendere per risparmiare una unità di dose collettiva (1 sievert-uomo) rammentando che quando la dose collettiva raggiunge un dato valore numerico debbono attendersi statisticamente, nell'ipo-

testi di linearità senza soglia di dose, un dato numero di tumori maligni e di effetti dannosi genetici.

Si noti che l'attribuzione di un costo corrispondente alla dose collettiva unitaria è frutto anch'essa di valutazione che diremmo politica, che deve tener conto della modalità di comparsa e delle connotazioni degli effetti stocastici delle radiazioni (tardività, non riconoscibilità da forme morbose spontanee, permanenza transgenerazionale degli effetti ereditari). L'atteggiamento della società e del pubblico su quanto si debba spendere per ridurre d'un certo valore la probabilità di perdita di una vita umana può essere studiato analizzando vari argomenti, come la sicurezza richiesta nei trasporti pubblici, l'efficienza del sistema sanitario, le assicurazioni sulla vita, la politica antinfortunistica.

Invero i risultati delle varie analisi forniscono dati molto diversi tra loro, anche in uno stesso Paese; e va ricordato che si possono fare obiezioni a chi vuole ricavare indicazioni monetarie da situazioni di fatto, perché non è detto che queste riflettano la volontà della società, la quale può essere verificata appropriatamente solo in sede politica.

Si deve riconoscere che in ogni modo è difficile attribuire un costo corrispondente alla dose collettiva unitaria. Superato questo ostacolo, l'operazione di ottimizzazione diviene abbastanza spedita perché consiste nella stima del costo della protezione, del costo sanitario corrispondente e della loro somma, per ogni livello crescente di protezione e concomitante riduzione della dose collettiva (v. la citata fig. 1 del capitolo sugli aspetti operativi della radioprotezione).

L'operazione diventa un poco più complicata se in luogo della semplice funzione lineare senza soglia di dose, per la relazione tra dose ed effetti stocastici si accoglie una diversa e più complessa funzione (sovralineare, quadratica, binomiale, sottolineare, ecc.). Così pure l'operazione diviene un poco più difficile se il costo della dose collettiva unitaria è valutato diversamente a seconda che esso si

riferisca a dosi individuali molto piccole e lontane dai limiti annuali di dose individuale, oppure a dosi individuali prossime a detti limiti, accogliendo una proposta che vuole porre in evidenza la crescita progressiva della preoccupazione individuale nei confronti di dosi che tendono ad avvicinarsi ai limiti annuali.

3. Il principio del limite di dose individuale

Nella sostanza risulta che l'ottimizzazione della radioprotezione è una operazione di sanità pubblica con fini sociali di tutela di gruppo. Essa non considera la tutela del singolo individuo in quanto tale. Il risultato potrebbe talvolta comportare una composizione della dose collettiva in cui taluni addendi (dosi individuali) siano piuttosto elevati. Lo spettro delle dosi individuali concorrenti alla dose collettiva non è infatti considerato nell'analisi. Per fare un esempio: l'ottimizzazione della radioprotezione nell'esercizio e nella manutenzione d'un insieme di impianti nucleari può talora essere realizzata con un ridotto numero di lavoratori estremamente specializzati che ricevono dosi decisamente elevate. Questa situazione è contraria alla tutela di quei lavoratori. In altri casi l'ottimizzazione potrebbe comportare dosi elevate per un particolare gruppo di cittadini.

La ICRP pertanto enuncia il terzo principio della radioprotezione, detto principio del limite di dose per singole persone che ha portata e motivazione indubbiamente generali, ma anche un carattere correttivo di situazioni ottimizzate sotto il profilo della dose collettiva, e però insoddisfacenti sotto il profilo delle dosi individuali. Il principio del limite di dose per le singole persone afferma che la dose agli individui "non deve superare i limiti raccomandati per le varie circostanze" (shall not exceed the limits recommended for the appropriate circumstances).

Questi limiti sono scelti e fissati dalla Commissione per qualsiasi lavoratore e per qualsiasi individuo della popolazione (e sono tra loro in rapporto di uno a un decimo),

a livelli di dose cui corrisponde un livello di rischio che non deve essere valicato nelle condizioni di lavoro e di vita.

Il limite di dose per le singole persone deve assicurare una protezione adeguata specialmente allorché benefici e rischi (dosi) non sono distribuiti alla stessa maniera sugli individui entro la popolazione: solamente fino a un dato limite di dose individuale la persona informata e partecipe è infatti disposta ad accettare sulla sua persona il rischio connesso, perché esso è piccolo e perché è necessario alla società di cui fa parte e gode i benefici. Si assume cioè che la singola persona possa accettare dose e rischio senza pretendere su se medesima il riscontro d'un beneficio proporzionato al rischio, ma solo considerando i benefici generali che le vengono dall'appartenenza alla società. Ma fino a un certo limite: non di più, neppure nel caso di una diversa indicazione dell'analisi di ottimizzazione.

4. Considerazioni aggiuntive sui tre principi

4.1. I tre principi che sono stati esaminati e discussi nei paragrafi che precedono formano l'impalcatura odierna della radioprotezione; essi stessi e gli obiettivi che consentono di raggiungere costituiscono ciò che si chiama sistema di limitazione delle dosi. I principi hanno portata assai generale e consentono anche applicazioni a vari piani e livelli della radioprotezione operativa. Il principio di giustificazione può e talora deve essere impiegato a livello di singoli progetti, di singole operazioni, perfino di decisioni puntuali (tra cui quella di procedere o di non procedere a un esame radiografico d'un paziente). E' doveroso per l'operatore porsi la domanda se sia giustificato quanto egli progetta di compiere, stimando se vi sarà beneficio netto dall'impresa.

L'analisi di ottimizzazione può esser condotta anche con riferimento a una dose individuale invece che alla dose collettiva, nella ricerca della soluzione più conveniente e appropriata d'una lavorazione o d'una operazione. In questo caso si fa ricorso all'esperienza professionale del radioprotezionista.

Anche il principio del limite di dose all'individuo si presta a essere esteso al di fuori della precisa casistica dei valori numerici forniti dalla ICRP. La Commissione ha stabilito valori di portata generale per qualsiasi lavoratore e per qualsiasi cittadino, ma si può pensare che collegi di esperti e autorità competenti stabiliscano limiti di dose per lavoratori con particolari caratteristiche e per cittadini esposti a radiazioni da determinate sorgenti. Tali limiti aggiuntivi saranno minori dei limiti generali raccomandati dalla ICRP e troveranno motivazione in concorso di altre cause dannose o per motivi di tutela e di controllo.

4.2. Queste considerazioni portano a esporre alcune riflessioni su come nel volgere degli anni siano cambiati non solamente i principi della radioprotezione, ma siano mutati anche i loro destinatari, cioè coloro ai quali i principi sono rivolti per trovare applicazione.

Quando il principio era unico (rispetto del limite di dose) i destinatari erano coloro che ponevano in essere l'attività con radiazioni; e per costoro, sul piano operativo, gli incaricati di radioprotezione.

Quando i principi divennero due (rispetto dei limiti di dose e contenimento delle dosi al di sotto dei limiti, mediante la lotta a ogni dose non motivata) i destinatari continuarono a essere coloro che intraprendevano attività con radiazioni, ma in particolare erano chiamati a impegnarsi gli esperti di radioprotezione, alla cui competenza professionale era affidato il giudizio del livello a cui fermarsi nella riduzione delle dosi per ottemperare alla lotta al rischio indebito.

Oggi che i principi sono tre (giustificazione, ottimizzazione, limite di dose individuale) i destinatari sono molteplici. Il principio di giustificazione è rivolto anzitutto a coloro che sono abilitati a decidere sull'adozione o sul rifiuto di un'attività umana con radiazioni o d'un programma che comporti esposizione di persone. Il principio di ottimizzazione è rivolto agli operatori di una data attività umana e

agli incaricati di radioprotezione con l'impegno di ricercare e di attuare la soluzione ottimale di radioprotezione. Il principio del limite di dose all'individuo è rivolto, sul piano applicativo, a coloro che provvedono alla protezione sui luoghi di lavoro, attorno a questi e più in genere sul territorio.

ALCUNI ASPETTI DEL RISCHIO DA RADIAZIONI

Allorchè si considera il concetto di rischio connesso a un qualsiasi progetto o attività umana nella sua accezione più ampia e comprensiva dei vari elementi costitutivi, si trova che esso può essere rappresentato dall'insieme delle probabilità di conseguenze negative di varia gravità (o entità); e che a queste conseguenze è attribuito un valore (valutazione) che può variare da persona a persona e da società a società. A fronte del rischio va considerato il beneficio che deriva dal progetto o dall'attività, ed esso è costituito da conseguenze positive probabili o certe, di varia entità, alle quali pure è attribuito un valore (valutazione) variabile da persona a persona e da società a società.

Lo studio dei concetti di rischio e di beneficio è di antica data e tradizione nelle discipline economiche e imprenditoriali, mentre è di data più recente nelle discipline sanitarie. In queste discipline si può anche pensare che conclusioni formali e definitive non potranno agevolmente essere raggiunte, per la complessità degli argomenti e per le difficoltà che si frappongono al formarsi di un consenso generale, fondato su giudizi di valore che siano condivisi da tutti gli interessati. Negli anni recenti sono usciti studi e libri di notevole interesse sul rischio tecnologico e sanitario: si registrano in questa sede alcune questioni più significative o più dibattute.

1. La locuzione "rischio accettabile"

E' ormai chiaro che la locuzione "rischio accettabile" è impropria e talora fuorviante. Come abbiamo detto in precedenza, ciò che è accettabile (o di fatto accettato, programmato e realizzato) consiste in una determinata impresa (o progetto o attività umana o tecnologia) che sia giustificata per la prevalenza dei benefici attesi sui rischi connessi. Invero nessun rischio è accettabile o accettato di per sé, ma è accolto nella prospettiva del beneficio che si riceve da una certa impresa.

Come si diceva, nel concetto di rischio è incluso un giudizio di valore sulle temute conseguenze, la cui espressione presuppone l'esistenza d'una tavola di valori rispetto alla quale commisurare conseguenze di varia entità. Nel caso del rischio sanitario, si tratta di conseguenze sanitarie da valutare con giudizio individuale e con giudizio societario. Un possibile errore riduttivistico consiste nel dimenticare che il rischio sanitario è solo una parte del rischio totale di un'attività: altri rischi, di natura economica e non economica, debbono pure entrare in linea di conto.

Nelle condizioni di esercizio di talune attività il rischio sanitario può essere la componente più importante o più sentita del rischio globale.

2. Legame funzionale tra le componenti del rischio (da incidente)

Il legame funzionale tra i due elementi che concorrono a definire il rischio - probabilità e conseguenze - non è sempre di carattere semplice, come potrebbe essere il prodotto dei due parametri. L'adozione del prodotto non consente infatti di tenere nella dovuta considerazione l'entità delle conseguenze.

Per fare un esempio, un'attività in cui un incidente abbia probabilità 10^{-1} di accadere in un anno e comporti

verosimilmente 1 morto, avrebbe una "misura del rischio" (data dal prodotto della probabilità per le conseguenze) uguale a un'altra attività in cui un incidente abbia probabilità 10^{-5} di accadere in un anno, ma comporti verosimilmente 10.000 morti. Ma la società e gli individui non giudicano le due situazioni come equivalenti, cioè rifiutano di misurare il rischio mediante il semplice prodotto tra probabilità e conseguenze. La prospettiva di un singolo evento rarissimo ma con conseguenze estremamente gravi è valutata di solito in modo maggiormente negativo di quanto non lo sia la prospettiva di un evento non raro con conseguenze di entità molto inferiore.

E' pur vero che, a consuntivo, su un arco di tempo estremamente lungo, l'insieme dei danni conseguenti alle suddette prospettive (numero di morti) risulta uguale. Ma nel caso dell'evento rarissimo e disastroso i danni sono per così dire "concentrati", mentre nel caso degli eventi più frequenti e non gravi, i danni sono diffusi e come "diluiti" nel tempo e nei luoghi.

La valutazione fortemente negativa della prospettiva di un evento rarissimo con conseguenze estremamente gravi non può essere ricondotta solamente a fattori emotivi e di apprezzamento psicologico, dal momento che l'incidente con conseguenze molto gravi, capace di provocare rapidamente in un'area un gran numero di vittime o la perdita per lungo tempo d'un territorio, conduce a una forte e talvolta irreparabile compromissione d'un segmento della società. La connotazione di distruttività d'un aggregato sociale o d'un sottosistema antropologico e culturale è ragione di repulsione e di rifiuto ad acconsentire, anche come possibilità remota, alla prospettiva di incidenti molto gravi o catastrofici.

Si rammenti anche che un dato rischio che per un individuo presenta una minuscola probabilità, accettabile a fronte di benefici per se stesso o per la società, può invece costituire per la società una concreta attesa di danno, dal momento che su grandi numeri e su tempi lunghi si verificheranno uno o più incidenti con le conseguenze connesse.

Nel campo dei reattori nucleari di potenza per la produzione di elettricità, alcune discussioni riflettono la problematica delle prospettive di rischio per l'individuo e per la collettività o la società. Un incidente particolarmente grave a uno di questi impianti può dar luogo a conseguenze sanitarie che comportano, tra l'altro, morti a breve termine e morti dopo anni e decenni (per tumore). Alcuni autori e talune tendenze ritengono che è possibile identificare - allo stato della discussione e per i paesi industrializzati - taluni livelli e strutture di rischio (probabilità, conseguenza) che gli individui e la società hanno propensione a rifiutare comunque, anche a fronte di netti e notevoli benefici.

3. Ripartizione tra gli individui dei benefici e dei rischi

Come è stato detto in un precedente capitolo, il bilancio di giustificazione di un'attività o di un progetto viene eseguito a livello societario e deve mostrare una prevalenza netta dei benefici sui costi. Benefici e costi sono peraltro distribuiti in maniera non uniforme tra i membri della società, entro un valore massimo di costo per ogni individuo e un valore minimo di beneficio pure per ogni individuo (costituito - se non altro - dall'appartenenza a quella società, con caratteristiche e valori suoi propri).

Alcune difficoltà sorgono quando i benefici e costi non incidono sulla stessa generazione di persone: è il caso dei rifiuti radioattivi a decadimento fisico centenario o millenario, che possono dare rischi a future generazioni; è il caso degli effetti genetici indotti nelle cellule germinali di una generazione che produrranno malattie e malformazioni in generazioni successive.

3.1. A proposito dei rifiuti radioattivi solidi che richiedono al più qualche secolo per decadere completamente e divenire innocui, il rischio sanitario per le generazioni future deriva dal fatto che una parte dei rifiuti saranno loro consegnati in

custodia è sorveglianza. L'impegno economico e sociale che ne deriva è piuttosto modesto e il rischio è assai ridotto, purchè "condizionamento" e "deposito" dei rifiuti siano eseguiti in maniera adeguata.

E' pur anche vero che - in generale - difficilmente una generazione riesce a racchiudere in maniera completa, nell'arco di tempo della sua esistenza, i costi e i benefici delle proprie attività; e anzi noi soffriamo oggi di imprevidenze commesse da generazioni passate nell'agricoltura e nella gestione del territorio, che sovente aggraviamo proprio in questi decenni. Ma non per questo si debbono aggiungere altri errori a quelli passati e presenti. Occorre trasmettere alle generazioni future un carico di problemi e rischi assolutamente piccolo e marginale; e questo sembra essere il caso del deposito in custodia di rifiuti radioattivi che in qualche decennio o al più in un paio di secoli si esauriranno.

Diversa è la questione dei rifiuti radioattivi solidi che richiedono decine o centinaia di migliaia di anni per decadere a livelli tali che le matrici in cui sono inglobati presentino caratteri di nocività simili a quelli di minerali uraniferi e radiferi esistenti in natura. In questo caso non si tratta più di custodia e di sorveglianza da parte delle generazioni future, perchè i tempi sono tali che si deve ammettere la perdita del semplice ricordo storico dei depositi. Questi debbono essere concepiti e realizzati in modo da essere intrinsecamente inoffensivi, senza rischi, per tutte le future generazioni. Il processo di giustificazione deve considerare gli aspetti transgenerazionali, che oltrepassano la presente civiltà. Se non si riuscisse a soddisfare a questa esigenza, la produzione di tali rifiuti diverrebbe improponibile e inaccettabile.

La collocazione dei depositi di questi rifiuti solidi deve dunque essere così sicura da escludere ogni rischio per la generazione produttrice e per le future generazioni, siano esse a loro volta produttrici di rifiuti di tale genere oppure no. Non deve essere prevista o richiesta alcuna forma di

sorveglianza, e deve essere accertata la previsione tecnica di "non ritorno" all'uomo e ai viventi della radioattività in questione.

3.2. In altro ordine di considerazioni si entra riflettendo sul rischio genetico. Per dare un'idea del "carico sanitario" degli effetti genetici da radiazioni, si può ricordare quanto già detto in precedente capitolo: le conoscenze attuali portano a ritenere che una dose unitaria ricevuta sul corpo intero da parte di tutti i membri di una popolazione provochi effetti (danni) genetici in un numero di discendenti uguale grosso modo al numero di individui esposti che andranno incontro a tumori mortali da radiazioni. I discendenti con danni genetici saranno ripartiti su molte generazioni; gli individui con tumori mortali fanno tutti parte della generazione esposta.

La domanda cruciale per gli effetti genetici è se si possa istituire un bilancio tra rischi e benefici - richiesto dal processo di giustificazione - allorchè la natura del rischio fa sì che gli effetti dannosi pesino su persone diverse da quelle che godono i benefici. Si tenga presente che gli effetti genetici non sono riducibili o evitabili, una volta avvenuta l'esposizione parentale. Una risposta all'arduo quesito può forse essere data proponendo un bilancio transgenerazionale e diacronico dei rischi e dei benefici, considerando cioè la società umana nel suo sviluppo nel tempo e supponendo valida la presente tavola dei valori, con la quale si effettuano le valutazioni che portano al giudizio di giustificazione.

Un'altra risposta al quesito può essere data se ci si accontenta di considerare i possibili effetti genetici dell'impresa o attività considerata non nel loro ammontare assoluto (numero di individui colpiti) ma nella loro incidenza relativa rispetto alle malattie e malformazioni pure di natura genetica ma di comparsa spontanea. Il "carico genetico spontaneo" è piuttosto pesante nella specie umana e non deve essere sensibilmente aumentato in conseguenza di attività o di programmi; ma forse un piccolo aumento può essere proposto per

necessità di vita o di sviluppo della presente o delle future generazioni. Questo modo di ragionare è più sfumato di quello esposto poco sopra in termini di effetti assoluti e non relativi. Resta la considerazione che taluni aspetti del rischio da radiazioni pongono interrogativi difficili e sollevano problemi di valori e di comportamenti.

I LIMITI DI DOSE PER LE SINGOLE PERSONE, SECONDO LA ICRP

In un precedente paragrafo è detto che la ICRP ha stabilito per qualsiasi lavoratore e per qualsiasi persona il livello massimo di dose (limite di dose) al quale corrisponde un livello di rischio da non valicare nelle condizioni di lavoro e di vita. Questi limiti sono fissati per attività nelle quali l'esposizione è esplicitamente prevista e può essere ristretta mediante il controllo sulla sorgente di radiazioni e mediante l'applicazione delle operazioni di giustificazione e di ottimizzazione.

I limiti di dose non debbono essere considerati - in questa prospettiva - come una linea di demarcazione tra situazioni di sicurezza e situazioni di pericolo; invero, allorché un determinato limite sia stato occasionalmente superato di poco è più importante considerare il fatto che vi è stata un'insufficienza nella capacità tecnica e organizzativa di tener sotto controllo la situazione, piuttosto che preoccuparsi che uno o più individui abbiano ricevuto dosi un poco superiori al limite stabilito.

La Commissione ha effettuato un cammino a tre tappe per raggiungere l'obiettivo prefissato di stabilire il limite di dose per singole persone:

- in primo luogo ha cercato di riconoscere quale fosse il livello massimo di rischio che le singole persone sembrano disposte a correre, nel quadro del sistema dei principi di radioprotezione;

- in secondo luogo ha stabilito le dosi di radiazioni che corrispondono a vari livelli di rischio;
- e infine ha raccomandato formalmente un insieme di limiti di dose per le singole persone, da rispettare nella radioprotezione operativa.

1. Limiti per effetti non stocastici

Per quanto riguarda gli effetti biologici non stocastici a soglia di dose, la Commissione ha ritenuto giustamente che le persone richiedano di evitarli del tutto: e che dunque occorre scegliere un limite di dose sicuramente al di sotto delle soglie.

Per qualsiasi lavoratore questo limite è fissato in 500 millisievert all'anno, in qualsiasi tessuto dell'organismo (con l'eccezione di 150 millisievert all'anno nel cristallino dell'occhio).

Esso potrebbe esser adottato anche per gli individui della popolazione, trattandosi di effetti a soglia di dose; ma per ragioni di prudenza (la vita biologica è più lunga della vita lavorativa, i controlli sono meno agevoli e meno diffusi tra i non lavoratori) la Commissione ha ritenuto di adottare un limite pari a un decimo del valore suddetto: 50 millisievert all'anno in qualsiasi tessuto dell'organismo.

2. Limiti per effetti stocastici

2.1. Per quanto riguarda gli effetti biologici senza soglia di dose, la ICRP ha considerato i tumori maligni mortali e gli effetti genetici importanti di prima e seconda generazione (quelle che più direttamente interessano e coinvolgono l'individuo) e ha proposto di distinguere il rischio che riguarda il lavoratore per causa di lavoro e il rischio che riguarda l'individuo della popolazione a motivo della sua appartenenza alla società. Questi rischi sono infatti sentiti

come diversi e diversamente valutati.

Per i rischi lavorativi la Commissione considera come proponibile quel rischio che si ritrova in professioni che sono considerate "sicure"; si tratta di professioni in cui il rischio annuale di morte è inferiore a 10^{-4} .

Per i rischi societari la Commissione propone di far riferimento ad alcuni rischi generici della vita associata odierna, che sembrano accettati e non semplicemente subiti per stato di necessità; per ciascuno di essi la probabilità annuale di morte si colloca tra 10^{-5} e 10^{-6} .

Nel considerare queste cifre, si rammenti sempre lo scopo per cui esse sono proposte: tutelare l'individuo da rischi personali elevati, quali che siano la giustificazione e i risultati dell'ottimizzazione protezionistica d'una data attività con radiazioni.

2.2. Il passo successivo della Commissione è stato quello di scegliere nella vasta bibliografia epidemiologica, radiobiologica e radiogenetica i valori di dose a cui corrispondono determinati rischi stocastici, con probabilità non troppo lontane da quelle sopra ricordate. Com'è intuitivo, questi valori di dose sono diversi a seconda che sia irraggiato questo o quell'organo, questo o quell'apparato, il corpo intero o una sua porzione, in individuo giovane, adulto, vecchio, maschio o femmina.

Per gli scopi pratici e operativi della radioprotezione non è possibile adottare una ricca molteplicità di valori, per di più abbastanza imprecisi o addirittura incerti sul piano scientifico. Conviene ricercare e proporre alcuni valori medi tra i due sessi e tra le varie età, così come ha fatto la ICRP, tenendo conto dei rischi somatici e dei rischi genetici di prima e seconda generazione. Inoltre, accogliendo l'ipotesi di linearità senza soglia tra dose ed effetti, è possibile stabilire il fattore di rischio per la dose unitaria:

- il fattore di rischio medio per tumori mortali scelto dalla

Commissione è 10^{-2}Sv^{-1} nel caso di irradiazione uniforme del corpo intero;

- il fattore di rischio medio per danni genetici di prima e seconda generazione è $0,4 \cdot 10^{-2}\text{Sv}^{-1}$ nel caso di irradiazione delle gonadi;

2.3. Quando nella pratica di radioprotezione si incontrano irradiazioni di singoli organi e tessuti, la Commissione suggerisce di considerare queste irradiazioni in termini di equivalente di dose efficace per rischio stocastico totale somatico e genetico di prima e seconda generazione, applicando il "fattore di ponderazione" (simbolo w_T) alle dosi ricevute, e ha fissato i valori di tale fattore. Esso rappresenta la frazione del rischio stocastico totale imputabile all'irradiazione di un organo o di un tessuto (v. tabella 7 del capitolo sull'irradiazione interna).

L'apprezzamento dell'equivalente di dose efficace per esposizione di organi e apparati è di particolare importanza nel campo dell'irradiazione interna dell'organismo, che segue all'inalazione o all'ingestione di sostanze radioattive. Se le sostanze si distribuiscono uniformemente in tutti i tessuti si ha irradiazione del corpo intero, ma se si distribuiscono e depositano in maniera non uniforme o addirittura quasi per intero in uno o pochi organi o apparati (lo iodio nella tiroide; gli aerosol insolubili nel polmone; il radio e lo stronzio nelle ossa; ecc.) si ha irradiazione principalmente di tali organi o apparati.

2.4. Compite le scelte dei fattori di rischio risulta possibile individuare i livelli dell'equivalente di dose efficace per effetti stocastici compatibili con i livelli massimi di rischio appropriati alle singole persone:

- per il lavoratore si tratta di 5-10 millisievert all'anno;
- per l'individuo della popolazione di 0,1-1 millisievert all'anno.

Questi sarebbero i valori da rispettare mediamente

sull'arco di molti anni della storia di un individuo; come pure da rispettare mediamente in un gruppo di molti individui sull'arco di un anno di lavoro o di vita.

2.5. La Commissione peraltro ammette che in uno o in più anni della storia d'un individuo, oppure in individui di piccoli gruppi d'una collettività di lavoro o d'una popolazione durante un anno, i limiti di dose possano essere più elevati d'un fattore 5-10, consentendo cioè "valori di picco" da utilizzare con discrezione, ma senza timori o preclusioni. Sono questi valori di picco che vengono comunemente indicati come limiti dell'equivalente di dose efficace per effetti stocastici:

- per i lavoratori, 50.millisievert all'anno,
- per gli individui della popolazione, 5 millisievert all'anno.

3. Considerazioni sui limiti

La ICRP dunque ha fissato due diversi limiti di dose per gli individui: uno per evitare gli effetti non stocastici, uno per ridurre a un livello convenientemente basso il rischio di effetti stocastici. Ovviamente debbono essere rispettati entrambi: il limite di dose in un qualsiasi tessuto e il limite di dose efficace sull'organismo.

Sono anche raccomandati limiti di dose individuale per esposizione programmate di carattere particolare (nelle quali si può raggiungere - a condizioni specificate - un livello di dose efficace pari al doppio del limite annuale) e limiti di dose per l'esposizione di lavoratrici in età produttiva e in gravidanza con lo scopo della protezione del prodotto del concepimento (la dose non deve superare in tutta la gravidanza circa 15 millisievert nell'addome).

Nel computare le dosi nei tessuti e la dose efficace, la Commissione avverte di non aggiungere le dosi che provengono da fondo di radiazioni (assai variabili in funzione

del suolo, dell'altitudine sul mare, eccetera), nè le dosi ricevute in occasione di esami e trattamenti medici (da considerare a parte, nel quadro degli obiettivi di diagnostica e di terapia).

Occorre sottolineare che i limiti di dose sopra discussi non sono limiti per la pianificazione o per la progettazione: essi non possono costituire la "commessa di radioprotezione" per l'attuazione d'un piano o per la progettazione d'un impianto. Le dosi per questi scopi derivano dal processo di ottimizzazione (o quanto meno da considerazioni e valutazioni che sostituiscono, mediante analogie con casi simili, tale processo) e consistono per lo più in dosi individuali assai più piccole dei limiti di dose suddetti; i quali hanno funzione di tutela dell'individuo, lavoratore o cittadino, nei casi in cui l'indicazione del processo di ottimizzazione comporti dosi individuali piuttosto elevate e dunque non accettabili.

Quanto alla situazione legislativa e di regolamentazione, molti paesi tra cui l'Italia sono ancora fermi ai principi e alla nomenclatura delle raccomandazioni passate della ICRP, ormai superate da anni. In un successivo capitolo sono indicati i valori delle "dosi massime ammissibili" stabiliti dalla legge attualmente in vigore.

PROTEZIONE DELL'UOMO E PROTEZIONE DELL'AMBIENTE NATURALE

La radioprotezione - come si è detto fin dall'inizio - non si limita alla tutela della salute dell'uomo ma intende contribuire anche alla conservazione dell'ambiente naturale, alla gestione della biosfera, degli ecosistemi e delle specie che li compongono.

Com'è noto, nella conservazione degli ecosistemi naturali e modificati, le popolazioni delle singole specie hanno maggior rilievo che non gli individui delle specie

stesse. Pertanto gli effetti degli agenti nocivi, come le radiazioni, che colpiscono la fertilità, la fecondità, lo sviluppo embrionale, il patrimonio genetico sono di primaria importanza. Ma sono da considerare anche taluni effetti sugli individui, per esempio l'accorciamento della durata media della vita.

In linea generale si può dire che le esigenze di protezione sanitaria verso ogni singolo individuo della specie umana richiedono di contenere fortemente l'inquinamento radioattivo dell'ambiente naturale; di conseguenza le dosi agli organismi viventi risultano di livello piuttosto basso. La radioprotezione delle singole persone rappresenta pertanto una premessa - ma non la garanzia - per la tutela degli ecosistemi naturali e modificati. La garanzia può derivare solamente dagli studi ecologici e dalle prescrizioni di tutela che ne vengono dedotte. Questi studi debbono tener conto di tutti gli agenti nocivi sugli ecosistemi e non solamente delle radiazioni ionizzanti.

E' stato sottolineato da più parti che occorre essere molto prudenti nelle previsioni e tenere sempre presenti i fenomeni di accumulo ambientale di radionuclidi a vita lunga, nonché i fenomeni di accumulo biologico di taluni radionuclidi in organismi viventi.

Se si considera il fatto che sono stati necessari vari decenni di ricerca e di sperimentazione per raccogliere e interpretare un sufficiente numero di informazioni sugli effetti delle dosi di interesse per la radioprotezione delle persone, si deve pensare che è necessario un grande e lungo impegno per raggiungere un livello comparabile di informazioni e di previsioni per la tutela degli ecosistemi. La presa di coscienza dei rischi inerenti alle innovazioni tecnologiche sta generando una crescente preoccupazione per gli effetti a lungo termine sui grandi ecosistemi del globo terrestre. Gli ecosistemi posseggono meccanismi di autoregolazione e di riparazione simili ai meccanismi omeostatici degli individui d'una specie, i quali meccanismi consentono di superare le conseguenze di taluni effetti dannosi, ristabilendo nel tempo

l'equilibrio ecologico; ma tutto ciò entro certi limiti, superati i quali i meccanismi sono incapaci di operare.

ALCUNE INDICAZIONI BIBLIOGRAFICHE

- International Commission on Radiological Protection, ICRP. Publications 1-23 (1956-1975). Pergamon Press, Oxford.
- Annals of the ICRP (dal 1977). Pergamon Press, Oxford. (Vedi in particolare: Raccomandazioni della Commissione internazionale per le protezioni radiologiche. Pubblicazione 26. Traduzione italiana a cura di L. Forti e C. Polvani, 'La Radiologia Medica, 1978, Supplem. al n. 1).
- Polvani C. Radioprotezione. Enciclopedia del Novecento, vol. V, pag. 951-969. Istituto dell'Enciclopedia Italiana, Roma, 1980. Riproduzione come estratto a cura dello ENEA, Roma, 1982.
- International Atomic Energy Agency, IAEA. Safety Series no. 9. Basic safety standards for radiation protection, 1982 Edition. IAEA, Vienna, 1982.

DOSI MASSIME AMMISSIBILI E LIMITI DERIVATI

I n d i c e

	pagina
Dosi massime ammissibili, secondo la legge vigente	265
1. Lavoratori professionalmente esposti	265
2. Lavoratori non professionalmente esposti	267
3. Individui della popolazione	268
4. Popolazione nel suo insieme	269
Concentrazioni massime ammissibili, secondo la legge vigente	269
1. Alcuni limiti derivati	269
2. Concentrazioni Massime Ammissibili, CMA	271
3. Limiti Annuali di Introduzione, ALI	273
Alcune indicazioni bibliografiche	275

Nota preliminare. Di grande rilievo pratico sono le "dosi massime ammissibili" fissate dalla legislazione attualmente in vigore in Italia per i lavoratori, per gli individui della popolazione, per la popolazione nel suo insieme. Anche i limiti derivati dalle dosi massime ammissibili hanno molta importanza pratica e tra di essi spiccano le "concentrazioni massime ammissibili" presenti nella legislazione vigente.

E' già stato detto, nel capitolo precedente, che la situazione legislativa italiana, in materia di limiti di dose, è ancora ferma ai principi, alla nomenclatura, ai valori numerici delle raccomandazioni della ICRP ormai superate da anni (Pubblicazione 1, 1958, e, in parte, Pubblicazione 9, 1965).

La legge italiana fissa dosi annuali massime ammissibili senza richiedere analisi di ottimizzazione, e consente il superamento in un anno di tali dosi in quei lavoratori che in anni precedenti non le abbiano raggiunte. La situazione legislativa è destinata a cambiare quando verranno recepite le "direttive" 1980 della Comunità Europea, fondate sulle raccomandazioni più recenti della ICRP (Pubblicazione 26, 1977).

Nel frattempo, in Italia e altrove vi è discrepanza tra stato della legislazione e stato dell'arte, nel senso che la norma giuridica è costruita su concetti, principi e valori numerici oggi in parte superati e non si accorda più con i principi e gli approcci operativi elaborati sul piano internazionale e nazionale dagli specialisti della radioprotezione.

Si deve peraltro ammettere che l'assetto tradizionale della radioprotezione quale è ancora oggi presente nella legislazione italiana è di più facile applicazione e di più facile riscontro che non quello proposto negli ultimi anni dalla ICRP. Il nuovo assetto richiede infatti di effettuare operazioni difficili come il processo di giustificazione e il processo di ottimizzazione e potrà richiedere riscontri attenti per seguire la dose efficace media in un individuo su molti anni e la dose media annua tra i lavoratori di un'azienda o d'un gruppo professionale.

In questi anni si sono levate numerose voci - che il tempo dirà se profetiche o allarmistiche - che hanno criticato la complessità concettuale e operativa del sistema di limitazione delle dosi adottato dalla ICRP nel 1977. Tale complessità potrebbe, a detta di costoro, addirittura ri-

solversi in una diminuzione della prevenzione perché all'elementare chiarezza di norme non trasgressibili si starebbe sostituendo una metodologia di applicazione controversa e con elementi discrezionali.

Questo capitolo intende presentare brevemente le dosi ammissibili (DMA) oggi in vigore in Italia perché la loro conoscenza e il loro rispetto sono un dovere per tutti. La presentazione sarà integrata da informazioni sui limiti derivati, in particolare sulle concentrazioni massime ammissibili (CMA) presenti nella normativa vigente.

DOSI MASSIME AMMISSIBILI, SECONDO LA LEGGE VIGENTE

Nel valutare le dosi assorbite da confrontare con le DMA si prescinde dalla considerazione delle dosi dovute al fondo naturale di radiazioni ed agli esami e cure mediche.

Le DMA hanno valori decrescenti a seconda che le persone irradiate siano lavoratori professionalmente esposti, lavoratori non professionalmente esposti, individui di gruppi particolari della popolazione.

I. Lavoratori professionalmente esposti

La legge definisce persone esposte per ragioni professionali (v. anche successivo capitolo) i lavoratori che in una zona controllata effettuano abitualmente un lavoro in cui possono ricevere una dose di radiazioni superiore a 1,5 rem/anno al corpo intero.

Per fare alcuni esempi, sono di regola considerati lavoratori professionalmente esposti i tecnici di radiologia diagnostica, gli infermieri delle sale di radiologia diagnostica, i medici radiologi (diagnostica; brachicurieterapia); gli addetti a gammagrafia industriale; i minatori delle

miniare ad elevato contenuto di radon e discendenti nell'atmosfera di lavoro; una parte degli addetti alle centrali nucleari; un certo tipo di ricercatori scientifici che fanno uso di macchine radiogene e di radioisotopi; eccetera.

- La DMA per irradiazione del corpo intero, delle gonadi e degli organi emopoietici, dall'esterno e/o da radionuclidi incorporati, è stabilita dalla legge nella dose media (sugli anni) di 5 rem/anno ed è computata in funzione dell'età, secondo la formula

$$D_N = 5(N-18)$$

dove D_N è la DMA all'età N , espressa in rem, N è l'età del lavoratore, espressa in anni compiuti, 18 è l'età minima per essere lavoratori professionalmente esposti.

- La dose ricevuta in un periodo di 13 settimane consecutive (tre mesi) non deve comunque superare 3 rem al corpo intero, alle gonadi e agli organi emopoietici; l'assorbimento di questa dose in una volta sola è ammesso solo in caso di necessità.
- In lavoratori che abbiano iniziato il lavoro con radiazioni in età successiva ai 18 anni, oppure abbiano avuto periodo di lavoro senza radiazioni o con esposizioni inferiori a 5 rem/anno, è ammesso - in caso di necessità - un accumulo di dosi al ritmo di 3 rem in 13 settimane al corpo intero, alle gonadi e agli organi emopoietici (12 rem/anno), fino al raggiungimento della DMA computata secondo la formula sopra riportata.
- Le DMA per irradiazione di parti corporee sono le seguenti:
 - 60 rem/anno per le mani, avambracci, piedi, caviglie; la dose in 13 settimane non deve superare 15 rem;
 - 30 rem/anno per la pelle e per il tessuto osseo; la dose in 13 settimane non deve superare 8 rem;
 - 15 rem/anno per altri singoli organi o apparati; la

dose in 13 settimane non deve superare 4 rem.

Si tenga presente che - secondo la legge vigente - i minori di anni 18 e le donne gestanti "non possono essere adibiti alle mansioni proprie dei lavoratori esposti alle radiazioni ionizzanti". Un'interpretazione prudente di questo dettato di legge fa ritenere che per i minori e le gestanti le DMA siano quelle del punto 3. (individui della popolazione).

2. Lavoratori non professionalmente esposti

La legge definisce lavoratori non professionalmente esposti (v. anche successivo capitolo) coloro che per motivi di lavoro si trovano occasionalmente nella zona controllata ma che non sono considerati persone esposte per ragioni professionali, perchè possono ricevere in un anno dosi meno elevate delle persone ora menzionate.

Per far alcuni esempi, sono di regola considerati lavoratori non professionalmente esposti gli infermieri e gli altri addetti che accompagnano i malati nelle sale di radiologia diagnostica; i medici radiologi addetti alla telecurieterapia e agli apparecchi di altissima energia; gli operai che accedono occasionalmente o comunque raramente in aree controllate, per lavori che non espongono a dosi di rilievo; taluni ricercatori scientifici; eccetera.

Nella legge vigente i lavoratori non professionalmente esposti sono anche ricordati come facenti parte dei "Gruppi particolari 1 e 2" della popolazione.

- La DMA per irradiazione del corpo intero, delle gonadi e degli organi emopoietici, dall'esterno e/o da radionuclidi incorporati è stabilita dalla legge in 1,5 rem/anno.
- Le DMA per irradiazione di parti corporee sono pari a circa 1/3 delle DMA dei lavoratori professionalmente esposti, e precisamente sono le seguenti:

- 18 rem/anno per le mani, avambracci, piedi, caviglie; la dose in 13 settimane non deve superare 4,5 rem;
- 9 rem/anno per la pelle e per il tessuto osseo; la dose in 13 settimane non deve superare 2,4 rem;
- 4,5 rem/anno per altri singoli organi e apparati; la dose in 13 settimane non deve superare 1,2 rem.

3. Individui della popolazione

La legge costituisce in "gruppi particolari" quelle persone che, lavoratori o non lavoratori, si trovano abitualmente nelle vicinanze d'una zona controllata e che per tale ragione possono ricevere un'irradiazione superiore a quella fissata per la popolazione nel suo insieme.

Per fare alcuni esempi, appartengono a questi gruppi di persone taluni lavoratori di aziende in cui vi siano sorgenti di radiazioni e zone controllate che però non lavorino in dette zone; i residenti in tutta prossimità di luoghi, laboratori, aziende con zone controllate; persone esposte alla contaminazione ambientale da effluenti radioattivi; eccetera.

Nella legge vigente queste persone sono ricordate come facenti parte del "Gruppo particolare 3" della popolazione.

Le DMA per individui della popolazione sono stabilite a 1/10 delle DMA dei lavoratori professionalmente esposti:

- 0,5 rem/anno per il corpo intero, per le gonadi e per gli organi emopoietici;
- 6 rem/anno per le mani, avambracci, piedi, caviglie;
- 3 rem/anno per la pelle e per il tessuto osseo;
- 1,5 rem/anno per altri singoli organi e apparati.

4. Popolazione nel suo insieme

La DMA significativa dal punto di vista genetico per la popolazione nel suo insieme è fissata in 5 rem pro capite accumulati sino all'età di 30 anni (considerati come età media di riproduzione); essa deve tener conto delle dosi ricevute da tutti gli appartenenti alla popolazione, lavoratori inclusi. Anche in questo caso sono da escludere dal computo le dosi da fondo naturale e le dosi ricevute per ragioni mediche di diagnostica e di terapia.

CONCENTRAZIONI MASSIME AMMISSIBILI SECONDO LA LEGGE VIGENTE

1. Alcuni limiti derivati

Le DMA costituiscono i limiti primari o standard primari della radioprotezione, perchè fissano il livello massimo accettabile dell'agente dannoso (la dose di radiazioni nell'organismo che deve essere protetto, o in qualche sua parte od organo).

Dai limiti primari (cioè dalle DMA) possono essere ricavati, per scopi pratici di radioprotezione, i limiti secondari e da questi i limiti derivati. Essi esprimono il livello massimo accettabile di ciò che è causa dell'agente direttamente dannoso (cioè delle dosi): campi di radiazioni, ratei d'esposizione, introduzione corporea di nuclidi, concentrazioni di nuclidi in aria, acqua, alimenti, deposizione di nuclidi negli ambienti. A questo livello massimo corrispondono - in un certo quadro di ipotesi di riferimento - i limiti primari (DMA) nelle persone esposte.

Alcuni limiti derivati (CMA) si ritrovano tabulati nella legislazione vigente, altri debbono essere ricercati in varie pubblicazioni, oppure debbono essere calcolati caso per caso, in funzione delle situazioni concrete, nel rispetto

delle DMA. Ecco un elenco di alcuni importanti gruppi di limiti secondari.

- Concentrazioni Massime Ammissibili, CMA, (microcurie/cm³) di radionuclidi in aria inalata e in acqua potabile, in forma solubile e insolubile. Due Decreti Ministeriali forniscono le tabelle e i valori di tali concentrazioni, sui luoghi di lavoro e al di fuori di essi.

Le concentrazioni massime ammissibili sono uno standard secondario di grande importanza pratica stabilito per l'uomo tipo fin dal 1959 su base internazionale. La futura legislazione darà maggior peso ai limiti annuali di introduzione, ALI, che non alle CMA ma riporterà comunque le concentrazioni derivate in aria, per lavoratori esposti 2000 ore/anno (40 ore/sett x 50 settimane all'anno).

- Carichi massimi ammissibili (microcurie) dei vari radionuclidi, in singoli organi corporei o nel corpo intero, con riferimento alle dosi ai singoli organi corporei, per raggiunte condizioni di equilibrio metabolico e distribuzione interna; i carichi sono calcolati per i lavoratori e per i membri della popolazione (adulti e bambini). Questi valori non si ritrovano nelle leggi italiane e vanno ricercati, quando occorrono, nelle Pubblicazioni 2, 10, 10A della ICRP.
- Livelli massimi di escrezione urinaria (microcurie/giorno) che possono essere consentiti in lavoratori, nel rispetto degli standard primari (DMA). Questi livelli si possono leggere o ricavare dalle Pubblicazioni 10 e 10A della ICRP.
- Livelli massimi di contaminazione radioattiva (microcurie/cm²) sulle superficie di locali di lavoro, di attrezzi e apparecchi, sulle mani e sui vestiti dei lavoratori. Questi limiti operativi derivati vanno calcolati e fissati caso per caso, o quanto meno categoria per categoria di ambienti di lavoro. Il CNEN ha pubblicato alcuni anni fa limiti operativi per alcuni tipici ambienti di lavoro nucleare (doc. CNEN RT/PROT(71)7; emettitori alfa, beta e beta gamma; contaminazione rimovibile e contaminazione fissa; tavoli e attrezzature, pavimenti, indumenti, pelle, mani) (vedi

tabella 7 del capitolo sugli aspetti operativi della radioprotezione).

- E' interessante ricordare che in uno speciale Decreto Ministeriale del 1970 sono contenute esenzioni al regime di autorizzazione per piccoli scarichi di rifiuti radioattivi. In senso molto lato, queste quantità e concentrazioni esenti sono una sorta di limite derivato, perchè esse sono considerate incapaci di produrre condizioni ambientali che possano far temere il raggiungimento o il superamento degli standard primari.

2. Concentrazioni Massime Ammissibili, CMA

A titolo di esempio, la tabella 1 riporta il valore numerico delle CMA di tre caratteristici nuclidi, secondo la legge vigente, per esposizione lavorativa continua di 168 ore/settimana. I valori della tabella vanno moltiplicati per 3 nel caso più comune di settimana lavorativa di 40-48 ore.

I valori di CMA valgono per le zone controllate; al di fuori di esse i valori debbono essere abbassati a 1/10 dei valori per esposizione continua.

Per i lavoratori non professionalmente esposti si deve provvedere alla riduzione a 1/3 (rispettivamente di 168 e di 40-48 ore) della durata di esposizione alle CMA in zona controllata.

In un lavoratore esposto di continuo a concentrazione massima ammissibile di acqua tritiata o di Iodio 131 (che hanno T_{eff} piuttosto piccolo), la dose massima ammissibile è presto raggiunta dato che in tempi brevi si raggiunge l'equilibrio tra introduzione ed escrezione e decadimento; mentre nel caso del Plutonio 239 (che ha T_{eff} lunghissimo) la dose massima ammissibile è ricevuta solo sul finire della vita lavorativa (50 anni), dato che vi è progressivo accumulo tessutale e non si raggiunge equilibrio tra introduzione ed escrezione e decadimento (vedi capitolo sull'irradiazione

interna).

Tabella 1. Esempi del valore numerico della CMA per lavoratori professionalmente esposti

radionuclide	concentraz. mass. ammiss.	
	forma	acqua aria $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
H-3 (come H^3HO o H_2^3O)	solubile	$3 \cdot 10^{-2}$ $2 \cdot 10^{-6}$ (o.c. tessuti corporei)
I-131	solubile	10^{-5} $2 \cdot 10^{-9}$ (o.c. tiroide)
	insolubile	$6 \cdot 10^{-4}$ $1 \cdot 10^{-7}$ (o.c. gastro-intestinale)
Pu-239	solubile	$5 \cdot 10^{-5}$ $6 \cdot 10^{-13}$ (o.c. ossa)
	insolubile	$3 \cdot 10^{-4}$ 10^{-11} (o.c. gastro-intest.) (o.c. polmoni)

Nota:- concentrazioni massime ammissibili, da DM 6 giugno 1968 (esposizione continua (168 ore/sett.) di lavoratori).

- o.c., organo critico, da ICRP Pubblicazione 2.

Si noti che, in termini di rischio di effetti stocastici, l'esposizione continua alla CMA per un radionuclide con tempo di dimezzamento effettivo molto lungo implica, sull'insieme degli anni di vita lavorativa, una dose totale e un rischio totale minori della dose totale e del rischio totale dovuti alla esposizione continua alla CMA per un radionuclide con breve tempo di dimezzamento.

La definizione di CMA per i lavoratori può essere ricavata dalle considerazioni sopra esposte: la CMA d'un radionuclide (in aria oppure in acqua) è quella concentrazione in microcurie/cm³ (di aria oppure di acqua) tale che l'esposizione ad essa garantisca il rispetto delle DMA nell'organismo in ogni anno di vita (e dunque anche negli ultimi anni della vita lavorativa), quando anche l'esposizione stessa avvenisse 168 ore alla settimana, per 50 settimane all'anno (2000 ore/anno) e continuasse per i 40 anni della vita lavorativa. Il valore di CMA 168 ore/sett. è aumentato d'un fattore 3 nel caso di esposizione lavorativa di 40-48 ore/sett.

Secondo la legge, le CMA in aria e in acqua potabile per individui della popolazione sono pari a 1/10 (per i soggetti di età superiore a 5 anni) e a 1/30 (per i soggetti di età inferiore a 5 anni) dei valori tabulati per esposizione continua lavorativa.

Le CMA negli alimenti per individui della popolazione di qualunque età sono ricavate da quelle per l'acqua potabile per tali individui, tenendo conto della quantità ponderale di alimenti consumati e dell'acqua ingerita, in modo che l'attività totale introdotta sia mantenuta nei limiti fissati per l'acqua potabile. Tali valori di CMA sono da considerare come valori medi su un anno.

3. Limiti Annuali di Introduzione, ALI

Quanto riportato al paragrafo precedente si riferisce alla vigente legislazione italiana (CMA) e alle Pubblicazioni

della ICRP anteriori al 1977. Al presente la ICRP preferisce indicare e raccomandare i valori dei Limiti Annuali di Introduzione, ALI, che sono considerati limiti di base secondari (rispetto ai limiti primari di dose). Di essi la ICRP fornisce ampi tabulati, per ciascun nuclide in varie forme.

A titolo di esempio la tabella 2 riporta il valore degli ALI per tre caratteristici nuclidi, in becquerel/anno, ed anche il ³ valore della Derived Annual Concentration, DAC, in becquerel/m³, per esposizione di 40 ore alla settimana.

Tabella 2. Esempi di ALI (Bq/anno) e DAC (Bq/m³) per esposizione lavorativa di 40 ore/sett.

radionuclide		ingestione	inalazione ($\phi = 1 \mu\text{m}$)
H-3 (come H^3HO o H_2^3O)	ALI	$3 \cdot 10^9$ (50 mSv TB)	$3 \cdot 10^9$ (50 mSv TB)
	DAC	=====	$8 \cdot 10^5$ (50 mSv TB)
I-131	ALI	10^6 (*) (500 mSv tiroide) $4 \cdot 10^6$ (50 mSv di dose efficace)	$2 \cdot 10^6$ (500 mSv tiroide) $6 \cdot 10^6$ (50 mSv di dose efficace)
	DAC	=====	$7 \cdot 10^2$ (500 mSv tiroide)

(*) in peso, 0,22 ng/anno;

(segue)

Tabella 2. (segue) Esempi di ALI (Bq/anno) e DAC (Bq/m³) per esposizione lavorativa di 40 ore/sett.

radionuclide	ingestione		inalazione ($\phi = 1 \mu m$)	
Pu-239	ossidi e idrossidi	altri sali	classe W	classe Y
	$2 \cdot 10^5$ (**)	$2 \cdot 10^6$	$2 \cdot 10^2$	$5 \cdot 10^2$
ALI	(50 mSv alle superficie ossee)		(500 mSv alle superficie ossee)	
	$4 \cdot 10^5$	$3 \cdot 10^6$	$4 \cdot 10^2$	$6 \cdot 10^2$
DAC	(50 mSv di dose efficace)		(50 mSv di dose efficace)	
	*****		$8 \cdot 10^{-2}$	$2 \cdot 10^{-1}$
			(500 mSv alle superficie ossee)	

(**) in peso, 88 μg /anno.

Nota: - Annual Limits of Intake, ALI (Bq/anno), e Derived Annual Concentration, DAC (Bq/m³, 40 h/sett.), da ICRP Pubblicazione 30. Per le classi W e Y, vedi capitolo sull'irradiazione interna; si fa riferimento a particelle di 1 μ di diametro.

ALCUNE INDICAZIONI BIBLIOGRAFICHE

- International Commission on Radiological Protection, ICRP. Publications no. 2, 10, 10A, 30. Pergamon Press, Oxford, 1959-1975.
- International Atomic Energy Agency, IAEA. Safety Series no.9. Basic safety standards for radiation protection. IAEA, Vienna, 1982 edition.

- Direttive e raccomandazioni della Comunità Europea in materia di protezione sanitaria contro le radiazioni ionizzanti. ENEA, Roma, 1982.
- CNEN. Il regime giuridico dell'impiego pacifico dell'energia nucleare. Vol. I: Normativa nazionale. Roma, VI edizione 1980.
- Mocaldi A. Limiti operativi derivati di contaminazione superficiale. Rapporto CNEN, RT/PROT(71)7. Roma, 1971.

Parte seconda

COLLOCAZIONE, SCOPI E SETTORI OPERATIVI
DELLA RADIOPROTEZIONE

PREVENZIONE, SICUREZZA TECNOLOGICA, PROTEZIONE SANITARIA

I n d i c e

	pagina
Concetto di prevenzione (tecnico-sanitaria)	280
Caratteristiche generali delle attività di prevenzione (tecnico-sanitaria)	282
Alcune caratteristiche della sicurezza nucleare	290
Alcune caratteristiche della protezione sanitaria	293
Situazione attuale della prevenzione contro i rischi delle radiazioni	299
Alcune indicazioni bibliografiche	300

Nota preliminare. La protezione contro le radiazioni o radioprotezione è una branca specializzata della prevenzione ed è utile analizzare la sua collocazione concettuale ed i rapporti con le discipline affini, come per esempio la sicurezza nucleare.

In questo capitolo sono anche brevemente illustrate alcune caratteristiche generali della protezione sanitaria e delle attività operative connesse: argomenti che saranno ripresi successivamente.

CONCETTO DI PREVENZIONE (TECNICO-SANITARIA)

Nella sua accezione comune, il termine prevenzione indica l'insieme delle azioni che mirano a cautelarsi da un male futuro e ad evitarlo. In medicina è pressochè sinonimo di profilassi. In sociologia e in giurisprudenza si parla di prevenzione a proposito delle attività dirette ad impedire vari mali sociali, quali possono essere l'alcolismo, la disoccupazione, il delitto.

Un uso particolare del termine si ritrova nella locuzione "prevenzione degli infortuni sul lavoro": la prevenzione si attua in questo caso con l'illustrazione agli operatori delle principali e più frequenti cause d'infortunio e del modo di evitarle, ma soprattutto con una minuziosa disciplina legislativa mediante la quale si fa obbligo agli imprenditori di porre in essere gli accorgimenti tecnici utili all'eliminazione delle cause d'infortunio.

Un altro uso particolare del termine si ritrova nelle locuzioni "prevenzione primaria" e "prevenzione secondaria", utilizzate in medicina preventiva e in igiene. La prevenzione primaria comprende la promozione dello stato di salute (educazione sanitaria, qualità delle condizioni di lavoro e di vita, ecc.), l'individuazione e la rimozione dei fattori patogeni, mediante la protezione specifica (igiene personale, igiene dell'ambiente, protezione contro i rischi professionali, prevenzione degli incidenti). La prevenzione secondaria comporta il riconoscimento precoce del deterioramento dello stato di salute e della comparsa di forme morbose, il pronto intervento, la prevenzione delle complicazioni e delle sequele delle malattie.

Vi è peraltro un'accezione assai generale del termine prevenzione in campo industriale, tecnico e lavorativo, che si riferisce al complesso di studi e di azioni che sono rivolti ad evitare effetti dannosi sull'uomo. In questa accezione, si parla anche di "sicurezza generale", raggruppamento di molte discipline tecniche e sanitarie. In questa sede, intendiamo

riferirci alla prevenzione proprio in tale accezione che è comprensiva di varie specializzazioni: sicurezza delle macchine, degli impianti, delle lavorazioni; prevenzione degli incendi, delle esplosioni, dei crolli; igiene industriale e del lavoro; medicina del lavoro; prevenzione degli incidenti e degli infortuni; prevenzione dei rilasci non controllati di sostanze tossiche, dell'inquinamento ambientale, ecc.

Quando si intende fare riferimento a tutte queste materie si usa anche, talora, il neologismo "prevenzionistica".

Si rammenti che alla metodologia che, per brevità, possiamo indicare con le parole "prevenire (dapprima) e controllare (durante)", si contrappone un'altra metodologia, prevalente in passato, che può essere indicata con le parole "controllare (durante) e correggere (subito)" (le situazioni non accettabili).

Portando ora l'attenzione al campo nucleare e degli impieghi delle radiazioni e dei radioisotopi, la prevenzionistica comprende due ampi settori:

- la sicurezza tecnologica degli impianti,
- la protezione sanitaria dei lavoratori e delle popolazioni,

come è richiamato nel titolo del DPR 185/1964, che appunto è così formulato: "Sicurezza degli impianti e protezione sanitaria dei lavoratori e delle popolazioni contro i pericoli delle radiazioni ionizzanti derivanti dall'impiego pacifico dell'energia nucleare".

Nei vari settori operativi (ospedali, industrie, reattoristica, trasporti, ecc.) la ripartizione dell'impegno totale di prevenzione tra sicurezza tecnologica e protezione sanitaria varia da settore a settore: per esempio, negli impieghi delle radiazioni e dei radioisotopi negli ospedali è preponderante l'impegno di protezione sanitaria, nella progettazione dei reattori è preponderante l'impegno di sicurezza tecnologica. La figura 1 fornisce qualche indicazione sulla ripartizione dell'impegno totale di prevenzione in vari

settori.

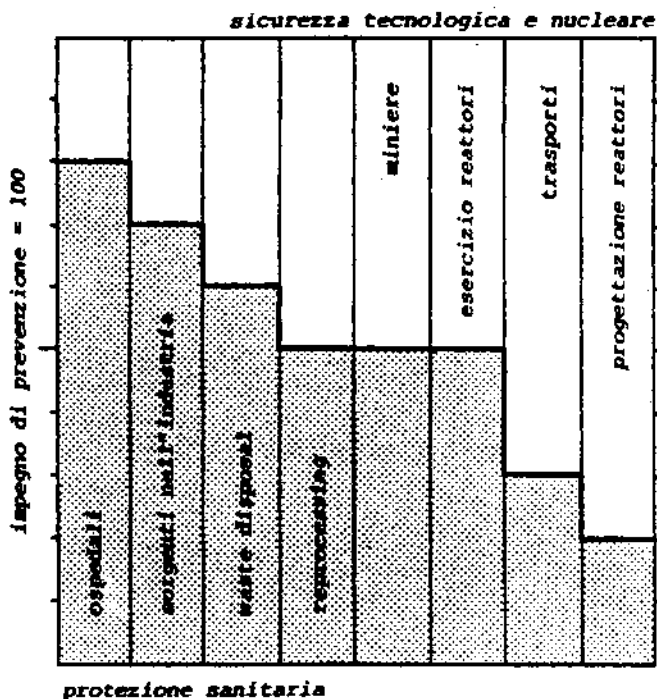


Figura 1. Ripartizione dell'impegno totale di prevenzione in vari settori operativi (indicazioni di massima).

CARATTERISTICHE GENERALI DELLE ATTIVITA' DI PREVENZIONE (TECNICO-SANITARIA)

E' interessante identificare ed illustrare alcune caratteristiche che sono comuni a qualsiasi lavoro di prevenzione, e che sono particolarmente evidenti nella prevenzione nucleare, uno dei campi più sviluppati del settore prevenzionistico.

Queste caratteristiche riguardano: il riscontro indi-

pendente della progettazione di un impianto, lo status degli addetti (specializzazione, indipendenza, professionalità); il ricorso alle soluzioni tecniche e operative più sicure, consentite dalle tecnologie più aggiornate e accurate (as safe as technically achievable); il quadro formale (regolamentazione minuziosa, procedure ben definite, sistema di vigilanza); l'elaborazione d'un sistema di prevenzione dei rischi (di incidente, professionali, ambientali, biologici); la messa in atto di un'adeguata assicurazione contro i danni derivanti da eventuali infortuni ed incidenti. Esaminiamo alcune di queste caratteristiche generali delle attività di prevenzione.

1. E' un assunto di base della prevenzione che la sicurezza degli impianti sia "pensata" dai progettisti responsabili, nel momento stesso della concezione e venga "inserita" ("incorporata") in ogni parte del progetto; e che il progetto venga ripercorso nelle sue fasi concettuali, nelle scelte tecniche e d'operazione da un altro gruppo indipendente, separato, di progettisti, vero e proprio gruppo di analisi indipendente, che lavori in parallelo, in dialogo e in confronto.

Questa richiesta della "sicurezza di progetto" e del "riscontro della sicurezza di progetto" è espressamente contenuta nella regolamentazione vigente per gli impianti nucleari. L'analisi di riscontro è effettuata da strutture pubbliche.

2. Altro assunto di base della prevenzione consiste nel far carico della sicurezza e della protezione all'imprenditore, sia esso pubblico o privato. Colui che mette in opera un determinato rischio, costui ha il dovere di porre in opera la prevenzione adeguata. Chi intraprende un'attività ha la responsabilità della sicurezza dell'attività stessa.

Ciò si concreta - tra l'altro - nelle azioni di sorveglianza (fisica e medica) richieste dalla legge là dove si realizzino determinate condizioni. Queste azioni di sorveglianza sono fatte d'iniziativa e per cura dell'imprenditore (che ne assume la responsabilità), debbono essere proporzionate ai rischi, costituiscono la prima e fondamentale

linea di difesa contro infortuni, incidenti, contaminazioni, ecc.

La legge richiede la buona professionalità delle persone incaricate delle azioni di sorveglianza di cui si è detto e prevede pertanto prove di accertamento dei requisiti di preparazione e la conseguente iscrizione in "elenchi nazionali".

3. Il quadro formale della prevenzione è costituito dalla regolamentazione (leggi, decreti, norme tecniche) che fissa norme procedurali precise, prevede autorizzazioni pubbliche per numerose attività, stabilisce valori "limite" di parametri e grandezze di rilievo per la protezione sanitaria e determina sanzioni per le inadempienze.

Tale quadro formale comprende anche la regolamentazione riguardante l'azione pubblica di vigilanza su tutti gli aspetti della prevenzione, cioè sulla attuazione della sicurezza tecnologica e della protezione sanitaria. Sono stabilite sia le strutture pubbliche che debbono intervenire vigilando, sia le modalità di talune azioni di controllo.

Nel campo degli impianti nucleari e degli impieghi delle radiazioni e dei radioisotopi lo ENEA ha un forte rilievo in questa vigilanza (eccezione fatta per il settore degli impieghi medici delle radiazioni e dei radioisotopi).

4. Di grande importanza per quanto precede è il sistema di prevenzione dei rischi.

4.1. Rischio è probabilità e gravità d'un danno temuto. Pericolo è rischio grave ed imminente. Sicurezza è assenza di rischio: questa definizione, che pure è abituale, non soddisfa completamente perchè il rischio non è mai del tutto eliminabile (assenza di rischio); meglio dire che la sicurezza è il contrario del rischio, l'opposto di esso.

Grado di sicurezza e livello di sicurezza sono espressioni che intendono esprimere una misura, una stima, una

valutazione della sicurezza. Simmetricamente si parla di grado di rischio e livello di rischio.

Il rischio è una funzione talvolta semplice (prodotto), più frequentemente complessa della probabilità e delle conseguenze d'un evento dannoso temuto. Se l'evento dannoso è considerato solamente sotto l'aspetto dell'accadimento o non accadimento, ovviamente il rischio è misurato dalla probabilità (eventualità) dell'evento in questione.

Il termine rischio entra a far parte di talune espressioni che esamineremo brevemente.

- Il rischio tecnologico (di incidente) è costituito dalla probabilità di accadimento e dalla gravità delle conseguenze di un determinato incidente.

A proposito della gravità occorre distinguere: malfunzionamenti singoli, senza rischio lavorativo (vedi oltre) per i lavoratori; malfunzionamenti in cascata (propagazione dei guasti); incidenti con alto rischio lavorativo e con rilascio di radioattività, all'interno e/o all'esterno; incidenti gravi.

Il rischio tecnologico può esser abbassato mediante un'azione di prevenzione sempre più spinta, fino a valori di rischio tecnologico decisamente piccoli. In campo nucleare la prevenzione del rischio tecnologico di incidente è oggetto della disciplina tecnica denominata "sicurezza nucleare".

- Il rischio professionale (o lavorativo) è costituito dalla probabilità e gravità dell'esposizione a cause lesive (fattori di nocività, noxae), in occasione di lavoro.

Un aspetto del rischio professionale è quello del possibile accadimento di un infortunio di lavoro e/o della sopravvenienza di una malattia professionale.

Nel caso delle radiazioni la prevenzione del rischio professionale fa parte dei controlli di protezione sanitaria: In funzione del rischio professionale (probabilità di ricevere dosi ed entità delle stesse) i lavoratori con radiazioni sono ripartiti dalla legge vigente in professionalmente esposti e in non professionalmente esposti; nelle recenti Direttive della Comunità Europea (1980) essi sono ripartiti in due classi, A e B, di maggiore o minore rischio professionale.

- Il rischio ambientale è costituito dalla probabilità e gravità di esposizione a cause lesive, al di fuori delle occasioni di lavoro.

Un aspetto del rischio ambientale riguarda le conseguenze alle persone (individui della popolazione) che risultano vittime d'un incidente ad un impianto.

Nel caso delle radiazioni, il rischio ambientale è costituito dalla probabilità di ricevere dosi in aggiunta al fondo naturale e a quelle per ragioni mediche, e dalla entità di tali dosi. In funzione del rischio ambientale si distinguono casi che implicano dosi maggiori di quelle del fondo naturale e casi che implicano dosi minori (sovente molto minori) del fondo naturale.

In campo nucleare la prevenzione del rischio ambientale fa parte dei controlli di protezione sanitaria.

- Il rischio biologico (o sanitario) è costituito dalla probabilità e gravità di effetti dannosi conseguenti all'avvenuta esposizione a cause lesive.

Nel caso delle radiazioni il rischio biologico è costituito dalla probabilità di comparsa di tumori nella popolazione esposta, di danni all'embrione e di effetti genetici e di malformazioni nei discen-

enti. Esso è chiamato "detrimento".

Un attento e qualificato lavoro scientifico internazionale ricerca i livelli di rischio biologico che possono esser suggeriti come proponibili per le varie categorie di persone, a fronte di attività umane che offrono determinati benefici: lavoratori, individui della popolazione, popolazione nel suo insieme. Stabiliti i livelli massimi di rischio biologico possono poi esser fissate le dosi che ad essi corrispondono (dosi massime ammissibili, limiti di dose, ecc.) (vedi capitolo sui principi della radioprotezione).

4.2. Come dice Rowe, il processo mediante il quale i rischi di una data attività umana sono stimati cresce di importanza a mano a mano che la società diviene più consapevole dei rischi stessi, in particolare dei rischi che sono imposti a certi individui a causa di attività tecnologiche della società di appartenenza.

La locuzione stima del rischio è sovente usata per designare l'intero processo d'analisi del rischio, che comprende sia la determinazione dei livelli di rischio sia la valutazione del rischio. La determinazione consiste nella identificazione e nella quantificazione (o apprezzamento) della probabilità di accadimento e gravità delle conseguenze. La valutazione considera l'accettazione del rischio o il suo rifiuto (vedi figura 2).

Nei riguardi d'una determinata noxa ambientale la stima del rischio (risk assessment) è definita dalla relazione tra l'esposizione alla noxa e l'incidenza di effetti sanitari conseguenti.

4.3. I problemi di analisi del rischio possono essere distinti in due aree principali: area delle analisi tecniche e delle analisi politiche. Lo schema di O'Riordan riportato in figura 3 aiuta a intendere queste aree di influenza.

4.4. Il sistema di prevenzione dei rischi comporta la messa in opera di controlli, di regola articolati in tre fasi temporali:

- controlli antecedenti: complesso di verifiche da espletare preliminarmente alla fase esecutiva del progetto, allo scopo di accertare l'esistenza di alcune condizioni essenziali o utili per la sicurezza e la protezione;

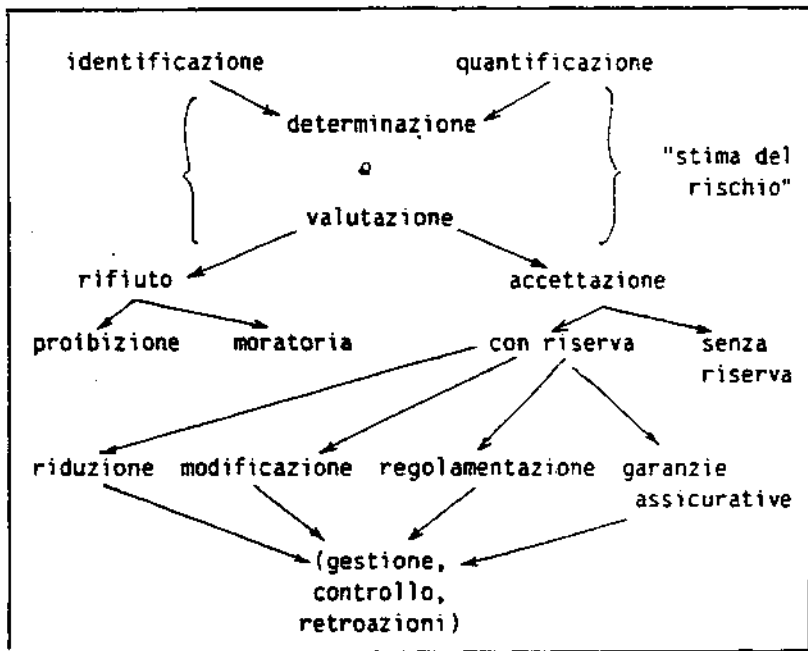


Figura 2. Processo di stima del rischio e di accettazione o rifiuto di esso.

- controlli concomitanti: complesso di verifiche da espletare mentre è in atto la fase realizzativa dell'impianto o dell'operazione, allo scopo di accertare la rispondenza con le specifiche di progetto, specie con quelle di rilievo per la sicurezza e la protezione;

- controlli susseguenti: complesso di verifiche al termine dell'utilizzazione o dell'operazione, per compiere una stima finale delle condizioni di prevenzione raggiunte e mantenute, e motivare gli scostamenti dagli obiettivi di prevenzione fissati.

4.5. Per gli incidenti e per gli infortuni è necessario che siano attivate opportune assicurazioni contro le loro conseguenze, cosicchè si possano avere risarcimenti per i danni.

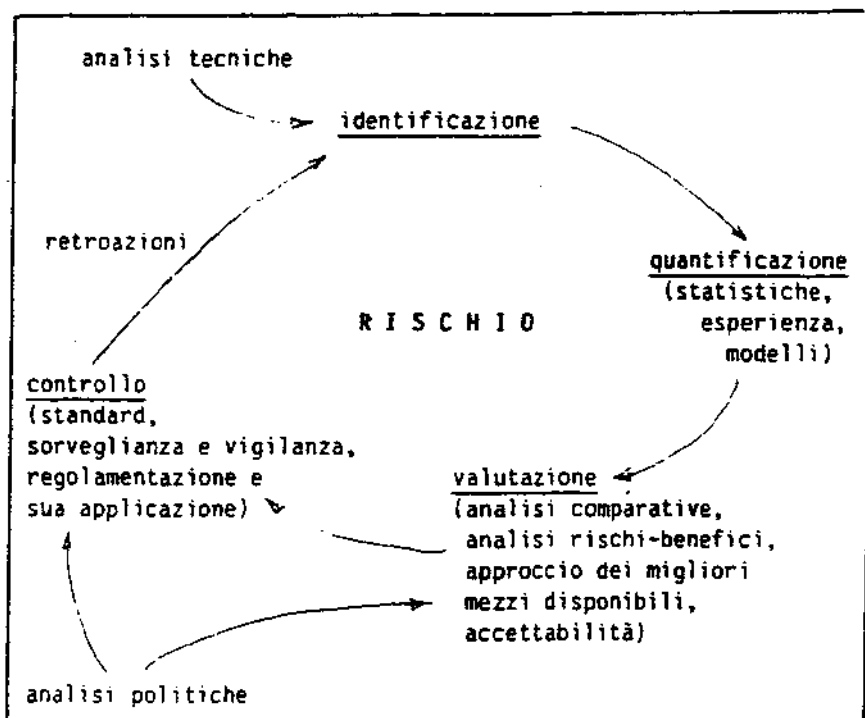


Figura 3. Collocazione e funzione delle analisi tecniche e politiche riguardanti il rischio.

L'assicurazione contro gli infortuni e le malattie professionali da radiazioni è obbligatoria per legge. L'assicurazione contro gli incidenti nucleari e gli aspetti di responsabilità civile che ne conseguono è pure obbligatoria.

ALCUNE CARATTERISTICHE DELLA SICUREZZA NUCLEARE

Si intende comunemente con "sicurezza nucleare" la "sicurezza tecnologica degli impianti nucleari". E' difficile dare una definizione breve e completa di essa; riportiamo alcune definizioni che si leggono in vari testi:

- caratteristica del sistema per il quale è stata resa operante la prevenzione degli incidenti in fase di progetto, in fase di costruzione, in fase di esercizio, in fase di demolizione; questo obiettivo è raggiunto mediante analisi, calcoli, prove, collaudi, controlli periodici, prescrizioni;
- caratteristiche e condizioni del sistema per cui esso risulta avere probabilità di determinati incidenti inferiore a un dato valore; ed esso sistema è in grado di affrontare determinati incidenti contenendone le conseguenze entro determinati limiti;
- non vulnerabilità del sistema ai "fuori servizio a cascata", nei quali l'avvio d'un fuori servizio conduce ad un altro fuori servizio;
- capacità del sistema di sopportare uno shock improvviso dovuto a un grosso incidente.

La sicurezza nucleare è pertanto la disciplina tecnica che sta a fondamento della prevenzione degli incidenti agli impianti nucleari, e dunque essa è il presupposto della loro accettabilità nella società.

La sicurezza nucleare garantisce che i malfunzionamenti, i guasti, gli incidenti agli impianti siano contenuti nella frequenza (numero di eventi all'anno) e nelle conseguenze (valutate dal punto di vista sanitario ed ecologico, come rilasci di attività e irradiazioni all'uomo e ai viventi; e anche dal punto di vista economico e sociale, come mancata produzione e come danni all'impianto e all'ambiente).

La sicurezza nucleare garantisce inoltre che gli incidenti gravi e gravissimi, che avrebbero conseguenze importanti o addirittura drammatiche per i lavoratori e le popolazioni, abbiano una probabilità di accadimento così piccola da non essere diversa da quella di altri fenomeni catastrofici estremamente improbabili, connessi con l'esistenza umana sul pianeta, oppure connessi con la civiltà industriale gestita con corretto impegno prevenzionistico.

1. Nel caso specifico della centrale nucleare, l'obiettivo fondamentale della sicurezza nucleare è il confinamento (contenimento senza perdite), dentro la centrale stessa, dei nuclidi radioattivi che si producono in quantità molto grandi durante il funzionamento.

Criterio di base per il raggiungimento di questo obiettivo è ciò che è chiamato difesa in profondità, composto di due elementi principali:

- segregazione delle sostanze radioattive prodotte nel nocciolo, affinché esse non passino nell'ambiente di lavoro e nell'ambiente esterno; ciò è ottenuto mediante una serie di barriere di contenimento (matrice ceramica del combustibile; rivestimento metallico del combustibile; recipiente in pressione con tubazioni primarie del circuito di raffreddamento; struttura di contenimento del reattore, capace di limitare la fuoriuscita di sostanze radioattive liberatesi; sistema di contenimento secondario, costituito dall'edificio che racchiude reattore, sistema di raffreddamento primario e struttura di contenimento);
- sistemi di protezione (il termine è usato in senso tecnico e non sanitario) che fronteggiano situazioni di incidente e mirano ad assicurare il mantenimento della segregazione delle sostanze radioattive.

2. In fase di progetto, una metodologia importante della sicurezza tecnologica è l'analisi di sicurezza, mediante la quale viene identificato e rimosso dal progetto ogni potenzia-

le avvio di guasto e di incidente.

Un'altra metodologia importante è l'analisi degli incidenti, che consiste nell'ammettere in ipotesi che sopravvengano taluni definiti incidenti e nello studiarne le prevedibili evoluzioni e conseguenze dannose, al fine di poter predisporre dispositivi, precauzioni e interventi che servano a ridurre le conseguenze e a limitare i danni allo stesso impianto, agli uomini e all'ambiente (cosiddetta mitigazione delle conseguenze).

3. Una elencazione parziale dei concetti di base e dei metodi di lavoro che assicurano la sicurezza operativa d'un impianto in esercizio può essere la seguente:

- chi esercisce l'impianto è responsabile della sicurezza delle operazioni, in particolare delle manutenzioni e riparazioni delle strutture, sistemi e componenti di rilievo per la sicurezza;
- la "linea di responsabilità" deve esser stabilita a partire dalla direzione superiore fino alle persone che di fatto eseguono compiti di rilievo per la sicurezza, mediante organigrammi chiari, disposizioni di servizio, ecc.;
- deve esserci una sorta di corrispondenza tra "linea di responsabilità" e obblighi di legge, prescrizioni autorizzative, disposizioni operative;
- deve esser costituito da parte dell' esercente un organismo di supervisione-revisione in materia di sicurezza: nel DPR 185/1964 esso è parzialmente rappresentato dal "collegio dei delegati alla sicurezza"; questo organismo dà pareri alla "linea di responsabilità", ma ha capacità di fare rapporto diretto alla direzione superiore.

4. Per raggiungere un'elevata sicurezza tecnologica, un mezzo efficace è fornito dalla garanzia di qualità: che è l'insieme dei mezzi messi in opera e utilizzati allo scopo di assicurare

- mediante un sistema di verifiche indipendenti - che i

materiali, le componenti e il sistema abbiano la qualità voluta. Essa comprende la predisposizione di programmi, di rilievi, di verifiche e controlli di qualità.

Gli elementi di base di ogni programma di garanzia di qualità sono:

- consegne di responsabilità organizzativa in materia di qualità;
- specificazione del livello di qualità richiesto per il lavoro;
- prevenzione e correzione delle deficienze di qualità;
- prove e controlli sufficienti;
- documentazione sul livello di qualità raggiunto;
- un sistema indipendente di riscontro per la corrispondenza tra realtà e qualità richiesta.

5. In tempi recenti si tendono a considerare con molta attenzione i problemi di sicurezza tecnologica nel quadro degli interventi umani (azioni) sull'impianto, nel contesto dei servizi interni ed esterni (manutenzioni, rifornimenti, ecc.) e nell'insieme degli atteggiamenti, interessi, qualificazioni professionali degli addetti e dei fornitori. Il cosiddetto "fattore umano" non può essere del tutto eliminato mediante automazioni di sicurezza. Per coloro che sottolineano questi aspetti, la sicurezza tecnologica non può essere valutata come se fosse avulsa dal tessuto operativo ed anche sociale in cui è collocata. Pertanto il grado di sicurezza va stimato mediante la considerazione congiunta dell' "impianto" e del "contesto".

ALCUNE CARATTERISTICHE DELLA PROTEZIONE SANITARIA

La protezione sanitaria contro le radiazioni (o "radioprotezione") considera le condizioni di progetto o di

esercizio che si ritrovano nell'ambiente di lavoro e nell'ambiente esterno all'impianto, prende in esame lavoratori e individui delle popolazioni e provvede a garantire soddisfacenti condizioni per la salute umana.

Alcune date storiche a cui sono legati fatti e decisioni importanti che riguardano la radioprotezione sono illustrate in tabella I.

Un impianto tecnologicamente "sicuro" può non essere accettabile sotto il profilo della radioprotezione se l'irraggiamento nei luoghi di lavoro, se la contaminazione radioattiva nell'atmosfera e l'inquinamento nelle acque non sono contenuti in limiti tali da essere ammissibili per le persone e per i viventi in genere.

La radioprotezione presenta vari aspetti ed ambiti di approfondimento culturale e professionale:

- radioprotezione generale: considera la fisica e la dosimetria delle radiazioni, le modalità d'irraggiamento corporeo, la patologia delle radiazioni, gli aspetti ambientali e metabolici delle contaminazioni radioattive, determina gli obiettivi, stabilisce i principi e i criteri, propone il sistema di limitazione delle dosi e fissa gli standard appropriati (questi argomenti sono stati illustrati nella Parte prima);
- tecniche di radioprotezione: sono costituite dai dispositivi e dai metodi atti a realizzare la radioprotezione sui luoghi di lavoro e nell'ambiente di vita: schermature, manipolazioni a distanza, ventilazione e filtrazione dell'aria, apparati e strumenti fissi e mobili di misura, disposizione delle sorgenti e dei percorsi nei luoghi di lavoro, segnaletica, ecc. (questi argomenti saranno illustrati nella Parte terza).
- radioprotezione operativa: utilizza gli strumenti conoscitivi, propositivi e normativi della radioprotezione generale e le tecniche di radioprotezione per la scelta e realizzazione del programma di radioprotezione, adeguato alle diverse

circostanze (questi argomenti sono accennati in un successivo capitolo).

Tabella 1. Alcune date importanti nello sviluppo della radioprotezione

1921	Gli inglesi adottano per primi "raccomandazioni" di radioprotezione
1928	Il Comitato internazionale di radioprotezione (divenuto poi ICRP) è istituito dal 2° Congresso Internazionale di Radiologia
1931	Il röntgen è adottato come unità di raggi X
1934	La Commissione Internazionale raccomanda la "dose di tolleranza" di 0,2 R/giorno
1941	Il Comitato USA per la radioprotezione raccomanda per il Radio il "deposito corporeo massimo" di 0,1 microcurie
1950	La ICRP raccomanda la "dose massima ammissibile" di 0,3 R/settimana
1953	Il rad è adottato come unità di dose assorbita
1956	La ICRP raccomanda la "dose massima ammissibile" di 5 rem/anno
1959	La ICRP raccomanda che la dose genetica alla popolazione non superi i 5 rem pro capite in 30 anni
1959	La Comunità Europea emana proprie Direttive di radioprotezione
1964	L'Italia ha la legge di radioprotezione (DPR n. 185)
1977	La ICRP raccomanda un nuovo sistema di limitazione delle dosi

1. Fin dallo stadio della progettazione - perchè più tardi non sarebbe possibile avviare se non con gravi o gravissime spese

- la protezione valuta il luogo e l'impianto, le caratteristiche di schermatura e di contenimento, le operazioni di funzionamento e di manutenzione, sempre con il pensiero rivolto agli uomini che lavoreranno nell'impianto ed alle popolazioni che risentiranno, nell'ambiente in cui vivono, dell'inquinamento radioattivo che potrebbe verificarsi. Lo scopo è quello di far sì che la costruzione, poi l'esercizio, infine la demolizione dell'impianto avvengano con modalità tali da ridurre per quanto è ragionevolmente possibile, e comunque al di sotto di livelli prefissati, le dosi ai singoli lavoratori e ai gruppi di popolazione.

Si tenga presente che i livelli di dose che saranno ricevuti dai lavoratori e dalle popolazioni (specie i livelli di dose collettiva) sono largamente determinati dalle caratteristiche di progetto e sono riducibili con difficoltà in fase di esercizio, almeno per una parte delle cause di esposizione.

In questo quadro conta dunque molto il fatto che i protezionisti provvedano a formulare ed a trasmettere quella che si usa chiamare la commessa di radioprotezione, che consiste nel fissare gli obiettivi di radioprotezione da "incorporare" nel progetto. Tale commessa va predisposta tempestivamente e di regola contiene anche indicazioni di metodo su come applicare al caso che interessa il processo di ottimizzazione e indicazioni su alcuni obiettivi quantitativi specifici che si ritiene di dover ottenere.

2. Durante la costruzione e l'esercizio dell'impianto la radioprotezione effettua analisi delle condizioni lavorative, controlla e riduce le esposizioni, misura e registra le dosi di radiazioni ricevute dalle persone, appronta dispositivi e azioni per il caso di infortuni, di situazioni di emergenza e di incidente.

In effetti - come è stato già detto - la radioprotezione (o protezione sanitaria contro le radiazioni) è una parte dell'igiene, nel senso lato di questo termine, vale a dire della medicina preventiva. Essa è affidata a fisici e ad ingegneri preparati e addestrati specificamente, nonché a

medici del lavoro, medici igienisti, ingegneri sanitari, radioecologi e radiotossicologi.

I fisici e gli ingegneri di radioprotezione - che occupano un posto di forte rilievo nella protezione sanitaria - sono tecnici specializzati che operano nel campo dell'igiene del lavoro industriale e dell'igiene dell'ambiente esterno, provvedendo a rimuovere o a ridurre i rischi dovuti alle radiazioni e alle sostanze radioattive.

Essi hanno dato vita ad una professione autonoma, esistente da circa quarant'anni, dapprima negli Stati Uniti (dove sono stati sempre specificamente chiamati "fisici sanitari", health physicists) e poi in tutti i paesi industrializzati.

3. Abbiamo insistito sulle attribuzioni e sulle distintizioni tra sicurezza e protezione perchè sono il fondamento necessario di un corretto operare in materia di prevenzione di danni e rischi. Vorremmo ora sottolineare la necessità del lavoro a contatto e talora in comune tra esperti di sicurezza ed esperti di protezione e del loro dialogo continuo col progettista, col costruttore, con l' esercente; il lavoro eseguito a compartimenti stagni può risultare contraddittorio o lasciare punti senza appropriata valutazione, giungendo a conclusioni non valide o non sufficientemente garantite.

La legislazione italiana ha previsto che esista presso lo ENEA una Commissione Tecnica nella quale esperti di varie tecnologie ed esperti sanitari sono richiesti di pronunciarsi collegialmente sugli aspetti rilevanti di sicurezza e di protezione di un impianto nucleare. La differente preparazione ed esperienza professionale porta gli esperti tecnici e gli esperti sanitari membri della Commissione ad affidare la formazione delle singole parti del giudizio d'insieme in prevalenza agli uni o agli altri, a seconda dell'argomento; ma la collegialità della discussione e del giudizio è garanzia che un medesimo problema è esaminato sotto i due punti di vista (della sicurezza e della protezione sanitaria), a tutto vantaggio della completezza e della validità del risultato.

4. Un'area importante di collaborazione tra sicurezza e protezione riguarda l'eventualità di incidenti nucleari gravi con rilascio all'esterno di radioattività. Il giudizio sulle possibili modalità di innesco, sull'entità e sulle sequenze dell'ipotizzato rilascio (o sul rilascio in corso, ad incidente avvenuto) è formulato dagli esperti di sicurezza nucleare. L'analisi previsionale e valutativa in ordine alla contaminazione ambientale radioattiva ed alle dosi ricevute dagli individui della popolazione a seguito di un dato rilascio accidentale di sostanze radioattive è effettuata da esperti di radioprotezione.

Vi è una questione sulla quale i protezionisti chiedono ragguagli agli esperti di sicurezza nucleare, per poter sviluppare il proprio lavoro in questi argomenti: tale questione consiste nella stima, anche grossolana, del grado di probabilità di accadimento dei vari incidenti possibili, presi in esame, che abbiano conseguenze all'esterno.

Come già detto, il progetto e la costruzione sono elaborati in modo che non avvengano incidenti gravi, nel senso che qualsiasi causa o sorgente di incidente viene rimossa al momento stesso della sua individuazione nel progetto o durante la costruzione. Ciò non ostante l'analisi considera un certo numero di incidenti possibili, ancorchè assai poco probabili. E' proprio sul livello di probabilità presunto o ipotizzato dei vari incidenti che i protezionisti hanno bisogno di qualche ragguaglio.

Infatti per incidenti con probabilità molto, molto piccola, i protezionisti possono considerare ed accogliere - in ipotesi - conseguenze sanitarie più gravi che per il caso di incidenti con probabilità di accadimento piccola ma non trascurabile. A questa richiesta dei protezionisti e dei sanitari in genere, gli esperti di sicurezza possono oggi più facilmente acconsentire, per il fatto che essi cominciano ad essere in condizione di stimare la probabilità di taluni tipici guasti all'impianto, giungendo ad un orientamento probabilistico per vari incidenti ipotizzati.

SITUAZIONE ATTUALE DELLA PREVENZIONE CONTRO I RISCHI DELLE RADIAZIONI

Il discorso sulla sicurezza e sulla protezione in campo nucleare può concludersi dicendo che, nel complesso, la situazione è soddisfacente: vi è chiarezza di impostazioni e di attribuzioni e vi è anche un cauto ottimismo derivante dai successi ottenuti in tutto il mondo in questi decenni di sfruttamento pacifico dell'energia nucleare, di impiego dei radioisotopi e delle macchine radiogene.

A differenza di altre attività industriali, l'utilizzazione pacifica dell'energia nucleare può vantare fino ad oggi un alto grado di sicurezza degli impianti, di igiene del lavoro per i propri addetti, di conservazione delle buone condizioni dell'ambiente circostante in cui vivono le popolazioni. Altrettanto può dirsi dell'impiego dei radioisotopi e delle sostanze radioattive.

Se andiamo col pensiero alle origini e allo sviluppo di altre attività umane il quadro si presenta differente. Nelle attività minerarie, troviamo una dolorosa sequela di infortuni, un alto indice di mortalità sul lavoro e lo spettro della silicosi incombente sui minatori e di riflesso sulle famiglie. Una parte dell'industria chimica si è sviluppata senza un sufficiente rispetto per l'ambiente esterno in cui venivano scaricati rifiuti perniciosi per gli esseri viventi: anche in Italia abbiamo laghi in cui non vivono pesci, fiumi degradati a corsi d'acqua inquinati da veleni, falde acquifere con elementi tossici o comunque indesiderati dal punto di vista sanitario. Gli scarichi degli impianti domestici di riscaldamento, le raffinerie di petrolio, le centrali termoelettriche, i gas di scoppio delle automobili hanno aggravato negli anni recenti il fenomeno dell'inquinamento atmosferico.

Varie attività industriali sono ancor oggi accusate di

essere causa o concausa dell'aumento di malattie sociali preoccupanti, come la bronchite cronica con le sue complicazioni e vari tipi di tumori maligni. Perfino l'industria idroelettrica non sempre e dovunque è sorta ed è stata gestita con criteri di sicurezza quasi assoluta, quali quelli che può vantare l'industria nucleare, e in certi casi ha prodotto guasti ecologici importanti, anche se talvolta meno apparenti di altri.

La sicurezza nucleare e la protezione sanitaria hanno dunque garantito un lavoro con alti "standard" igienistici ed hanno mantenuto l'ambiente esterno in condizioni di salubrità. Pochi gli infortuni (13 i casi d'infortuni mortali da radiazioni, in tutto il mondo fino al 1985, di cui uno in Italia), rarissimi i gravi incidenti e comunque con modeste o ridotte conseguenze di carattere sanitario (vedi l'incidente di Windscale, U. K., 1957, e l'incidente di Three Mile Island, USA, 1979), sconosciute le catastrofi fino all'aprile 1986, epoca in cui è avvenuto l'incidente di Chernobyl (vedi capitolo sugli incidenti nucleari e radiologici). Si tenga presente che la somma degli anni di funzionamento di tutte le centrali elettronucleari del mondo è di circa 4000 anni a fine 1987.

Gli esperti di sicurezza e di radioprotezione hanno avuto in passato e mantengono anche oggi un atteggiamento di resistenza ad ogni sollecitazione in senso lassista, o di livellazione verso quelle condizioni di sicurezza insoddisfacenti, di lavoro non protetto, di ambiente degradato che contrassegnano ancor oggi altre tecnologie e industrie.

ALCUNE INDICAZIONI BIBLIOGRAFICHE

- Mezzanotte E., Silvi C., Tenaglia G. Criteri di sicurezza per grandi impianti nucleari. CNEN, RT/DISP(78)2,1978.

- Galvagni R. Note di sicurezza (con particolare riferimento al campo degli impianti nucleari). CNEN, RT/DISP(80)1, 1980.
- Sennis C. Le attività di sicurezza e le tecnologie nucleari. Sicurezza e protezione, supplemento al Notiziario dello ENEA, 1, n. 1, 1983, pag. 2-10.

IL SISTEMA DEI CONTROLLI DI RADIOPROTEZIONE

I n d i c e

	pagina
Autorizzazioni, qualificazioni, obblighi	304
1. Le autorizzazioni delle attività che espongono a rischio di radiazioni	304
2. La qualificazione degli operatori	305
3. Gli obblighi dei datori di lavoro e dei dirigenti	306
4. Gli obblighi dei lavoratori	306
Struttura operativa dei controlli	307
La sorveglianza in materia di radioprotezione	308
1. Sorveglianza fisica	309
2. Sorveglianza medica	311
La vigilanza in materia di radioprotezione	313
Alcune indicazioni bibliografiche	316

Nota preliminare. Il "sistema dei controlli di radioprotezione" è costituito da un complesso di leggi e di decreti, di norme tecniche, di attribuzioni professionali, di misure e di elaborazione di dati, di registrazioni, di azioni, di indicazioni, di interventi. Non è possibile trattare di esso sistematicamente in questo capitolo, nel quale faremo prevalentemente riferimento agli aspetti che sono oggetto di regolamentazione. Alcuni argomenti saranno ripresi nel capitolo successivo, che illustra le varie branche operative della radioprotezione.

AUTORIZZAZIONI, QUALIFICAZIONI, OBBLIGHI

1. Le autorizzazioni delle attività che espongono a rischio da radiazioni

Le attività umane che espongono a rischio da radiazioni debbono essere preventivamente autorizzate dall'autorità competente:

- impiego industriale e impiego medico di macchine radiogene e di sostanze radioattive,
- attività di ricerca scientifica,
- impianti nucleari d'ogni genere.

Tabella 1. Ottenimento di una autorizzazione (visto dal richiedente)

- identificazione dell'attività e degli scopi per i quali è richiesta l' autorizzazione
- presentazione della domanda all'autorità, corredata di documentazione riguardante la radioprotezione
- eventuale sopralluogo dell'autorità, per accertamento delle condizioni necessarie all'autorizzazione
- eventuale richiesta di supplemento di informazioni, da parte dell'autorità
- ricevimento dell'autorizzazione, corredata di eventuali "prescrizioni autorizzative"
- esercizio dell'attività, nel rispetto delle disposizioni di legge e delle "prescrizioni autorizzative"
- sopralluoghi ed ispezioni dell'autorità, per il riscontro di conformità alle disposizioni di legge e alle "prescrizioni autorizzative"

Anche lo smaltimento di rifiuti radioattivi (aeriformi, liquidi e solidi) deve essere preventivamente autorizzato

dall'autorità competente.

Per il trasporto di sostanze radioattive aventi attività superiore a limiti fissati deve esser ottenuta apposita autorizzazione e devono essere osservate condizioni tecniche speciali.

I tempi concettuali di ottenimento della autorizzazione amministrativa sono riportati nella tabella 1, che si riferisce agli aspetti di radioprotezione.

2. La qualificazione degli operatori

La regolamentazione prevede alcuni casi in cui il lavoro relativo a sorgenti e impianti che presentano rischio da radiazioni è soggetto al possesso di una particolare qualificazione:

- gli operatori di impianti nucleari debbono essere riconosciuti idonei dalla competente autorità, per l'espletamento delle loro funzioni;
- i medici che esercitano la roentgendiagnostica in forma non occasionale, la terapia radiologica, la medicina nucleare debbono esser in possesso di appropriati diplomi di specializzazione;
- coloro che intendono svolgere le attribuzioni di esperto qualificato per la sorveglianza fisica della radioprotezione debbono aver ottenuto l'iscrizione all'elenco nazionale degli esperti qualificati, superando prove secondo modalità fissate dalla legge;
- coloro che intendono svolgere le funzioni di medico autorizzato per la sorveglianza medica della radioprotezione debbono aver ottenuto l'iscrizione all'elenco nazionale dei medici autorizzati, superando prove secondo modalità stabilite dalla legge.

3. Gli obblighi dei datori di lavoro e dei dirigenti

Oltre all'obbligo di ottenere le autorizzazioni (di cui al punto 1.) e di servirsi di esperti qualificati e di medici autorizzati (di cui al punto 2.), i datori di lavoro e i dirigenti hanno la responsabilità generale della radioprotezione nelle aziende e sugli impianti che da essi dipendono o che essi dirigono.

Questi obblighi comprendono, tra l'altro:

- la fornitura di mezzi di protezione e di apparecchi di misura;
- l'illustrazione dei rischi ai lavoratori;
- il rispetto delle dosi massime ammissibili;
- gli atti amministrativi relativi alla detenzione di sorgenti.

E' facoltà del datore di lavoro e dei dirigenti di dare incarico a persone dell'azienda (per lo più l'incarico è dato all'esperto qualificato) affinché svolgano in tutto o in parte le azioni relative all'adempimento di detti obblighi.

4. Gli obblighi dei lavoratori

La legge fa carico ai lavoratori:

- di rispettare le norme sulla radioprotezione;
- di osservare le disposizioni impartite in argomento dal datore di lavoro o dai suoi incaricati;
- di usare i dispositivi e i mezzi di protezione e di dosimetria personale;
- di segnalare le situazioni di pericolo.

STRUTTURA OPERATIVA DEI CONTROLLI

La struttura operativa dei controlli per la radioprotezione dei lavoratori e delle popolazioni si presenta come un meccanismo costituito da un duplice scrutinio a due diversi livelli.

Il doppio scrutinio si riferisce al fatto che su ogni situazione con radiazioni o radioisotopi si esercita un controllo d'ordine fisico-tecnico e un controllo d'ordine medico. Una situazione è giudicata buona solo se entrambi i tipi di controllo hanno dato risultanze soddisfacenti.

Tabella 2. Struttura operativa ed incaricati dei controlli di radioprotezione

<u>scrutini</u> \ <u>livelli</u>	livello della sorveglianza	livello della vigilanza
scrutinio fisico-tecnico	esperto qualificato	ispettori tecnici (dello ENEA e altri)
scrutinio medico	medico autorizzato	ispettori medici (dello ENEA e altri)

Il doppio livello si riferisce al fatto che la legge richiede a chi mette in opera la situazione con rischio da radiazioni di esercitare un'appropriata sorveglianza di radioprotezione su impianti, lavorazioni, lavoratori, ambiente esterno; questa sorveglianza sarà d'ordine fisico-tecnico e d'ordine medico, per quanto già detto. In aggiunta e in forma del tutto indipendente da detta sorveglianza, l' Autorità pubblica mette in opera un'appropriata vigilanza di radioprotezione (anch'essa d'ordine tecnico e d'ordine medico) sulle fonti di rischio e sulla conduzione della sorveglianza sopra ricordata.

La tabella.2 riassume scrutini e livelli e indica gli incaricati dei vari controlli.

E' criterio largamente accettato che ai fini di una corretta radioprotezione operativa nelle aziende e sui luoghi di lavoro venga garantita la indipendenza e la separazione organica e funzionale delle unità incaricate della sorveglianza di radioprotezione dalle unità di produzione e di funzionamento.

La figura 1 mostra una tipica applicazione di questo criterio, nella quale esperto qualificato e medico autorizzato (e relative unità operative) sono collocati in posizione di staff (fornitrice di suggerimenti, di indicazioni, di servizi tecnici) rispetto alla line (direttore e servizi, responsabili delle decisioni e delle azioni).

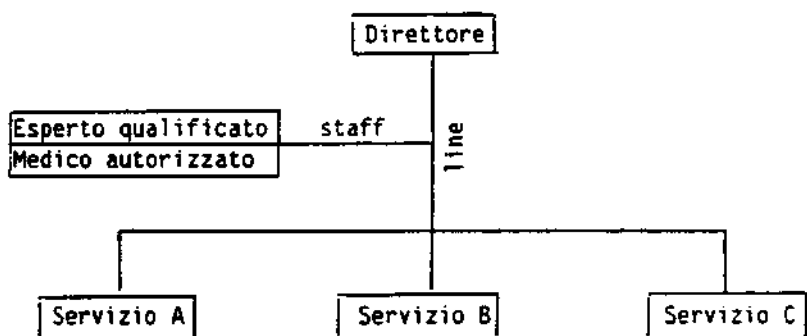


Figura 1. Posizione dell'esperto qualificato e del medico autorizzato in un tipico assetto organizzativo.

LA SORVEGLIANZA IN MATERIA DI RADIOPROTEZIONE

Come è stato detto, la sorveglianza è azione di responsabilità dell'imprenditore, esercitata da chi mette in opera un'attività con rischio da radiazioni. Essa è ripartita in due settori: sorveglianza fisica e sorveglianza medica.

1. La sorveglianza fisica della radioprotezione

La sorveglianza fisica della protezione è l'insieme dei dispositivi, degli esami, delle valutazioni, delle misure, delle istruzioni e delle prescrizioni effettuate dall'esperto qualificato al fine di realizzare la protezione sanitaria dei lavoratori e delle popolazioni contro le radiazioni ionizzanti.

L'esperto qualificato è persona che possiede le cognizioni e l'addestramento necessari per misurare le radiazioni ionizzanti, per assicurare l'esatto funzionamento dei dispositivi di protezione e per dare le istruzioni e prescrizioni necessarie a garantire la sorveglianza fisica della protezione dei lavoratori e delle popolazioni. La sua qualificazione è riconosciuta dall'autorità competente con l'iscrizione negli appositi elenchi nazionali.

La legge ripartisce gli iscritti all'elenco nazionale secondo tre crescenti gradi di abilitazione:

- a) primo grado: sorveglianza per apparecchi a raggi X fino a 400 kV massimi;
- b) secondo grado: sorveglianza per macchine radiogene in genere (senza produzione di neutroni) e per sostanze radioattive;
- c) terzo grado: sorveglianza per sorgenti di neutroni (in particolare, reattori nucleari).

L'esperto, a norma di legge, deve effettuare, tra l'altro:

- la delimitazione delle "zone controllate" e l'applicazione dei relativi contrassegni;
- l'esame e il controllo dei dispositivi di protezione, procedendo all'esame preventivo dei progetti di impianti e delle modifiche degli impianti stessi, alla prima verifica

di nuovi impianti, al controllo del buon funzionamento degli strumenti protezionistici e del loro impiego corretto;

- la valutazione dell'irradiazione e della contaminazione nei vari luoghi entro e fuori dell'impianto;
- la valutazione della dose individuale assorbita dai lavoratori.

Inoltre l'esperto qualificato deve effettuare l'analisi e la rimozione delle cause d'ogni eventuale superamento dei limiti di dose, nonché - nei casi opportuni - la ricostruzione e la stima dosimetrica d'ogni sovraesposizione, certa o sospettata, per la quale non esistano misure o determinazioni affidabili.

L'obbligo della sorveglianza fisica è sancito per legge, ed è precisato che i datori di lavoro esercenti attività che comportino la delimitazione di zone controllate devono provvedere ad assicurare detta sorveglianza per mezzo di esperti qualificati.

La ripartizione di compiti tra datore di lavoro e direzione da una parte ed esperto qualificato dall'altra è in armonia con la regola generale secondo la quale la responsabilità di tutte le operazioni di un impianto, comprese quelle che riguardano il rischio da radiazioni, risiede in chi ha autorità sull'impianto e sulle operazioni stesse e in chi le esegue. Tutti costoro sono per altro tenuti ad adottare (salvo diverso avviso di cui dovranno rendere conto ai superiori ed all'autorità) quanto in materia di protezione sanitaria è indicato dall'esperto qualificato con istruzioni orali o scritte, a seconda delle necessità ed opportunità.

L'esperto a sua volta è responsabile dell'esattezza, dell'adeguatezza e della tempestività delle proprie indicazioni ed istruzioni.

Nell' abituale collaborazione tra datore di lavoro, direzione, lavoratori ed esperto qualificato, le indicazioni ricordate sono sovente fornite direttamente, sui luoghi di

lavoro, alle persone esposte al rischio da radiazioni, senza passare per la via gerarchica (vedi il capitolo seguente, per alcuni aspetti operativi della sorveglianza fisica).

Molte azioni e precauzioni di protezione radiologica, una volta mostrate e fatte apprendere agli operatori sono, per ovvio risparmio di personale e di tempo, affidate nella "routine" agli operatori stessi.

Di fronte ad operazioni o a situazioni giudicate con rischio lavorativo troppo elevato, incompatibili con quanto prescritto dalle leggi italiane in materia, l'esperto qualificato può richiedere la sospensione del lavoro anche immediata e l'allontanamento delle persone esposte dai luoghi giudicati pericolosi.

Va ricordato anche il caso di operazioni non previste ed il caso di cambiamenti di programma in una determinata "agenda": poichè l'esperto qualificato può non essere continuamente presente sull'impianto e sui luoghi di lavoro, queste operazioni impreviste o mutate debbono essere immediatamente comunicate all'esperto qualificato a cura del responsabile dell'attività, onde si attui la sorveglianza opportuna, sulle cui modalità giudicherà appunto l'esperto qualificato.

In casi di urgenza, di incidenti, di infortuni, di emergenza, l'esperto qualificato collabora per il settore di sua competenza con il responsabile delle attività o dell'impianto, fornendo le istruzioni adeguate.

Egli inoltre collabora con il medico autorizzato in tutti i casi in cui sia opportuno o necessario.

2. La sorveglianza medica della radioprotezione

La sorveglianza medica della protezione è l'insieme delle visite mediche, delle indagini specialistiche e di laboratorio, dei provvedimenti e delle disposizioni sanitarie adottate dal medico autorizzato al fine di realizzare la

protezione sanitaria dei lavoratori contro le radiazioni ionizzanti.

Medico autorizzato è un medico (preferibilmente specialista in medicina del lavoro) che possiede le cognizioni e l'addestramento necessari per garantire la sorveglianza medica della protezione dei lavoratori. La sua specializzazione e competenza sono riconosciute dalle competenti autorità con l'iscrizione nell'apposito elenco nazionale.

Il medico provvede tra l'altro:

- alla visita medica preventiva ed alle visite mediche periodiche e straordinarie sui lavoratori esposti, per accertarne l'idoneità al lavoro con rischio da radiazioni;
- alle azioni di decontaminazione corporea dei lavoratori che hanno subito una contaminazione;
- all'organizzazione del pronto soccorso aziendale e ai trattamenti medici d'urgenza;
- agli adempimenti di segnalazione e notifica alla autorità previsti dalle leggi;
- all'istituzione per ogni lavoratore professionalmente esposto di un documento sanitario personale.

L'obbligo della sorveglianza medica è sancito per legge, ed è precisato che i datori di lavoro esercenti attività che comportano la delimitazione di zone controllate devono provvedere ad assicurare la sorveglianza medica per mezzo di medici autorizzati.

L'accertamento dell'idoneità medica di ciascun lavoratore al lavoro con rischio da radiazioni è una delle attribuzioni professionalmente più impegnative per il medico autorizzato. L'idoneità medica deve essere espressa dopo avere considerato congiuntamente le mansioni lavorative (tenendo conto dei vari agenti nocivi, oltre alle radiazioni) e le condizioni di salute del lavoratore.

La non idoneità medica può esser dichiarata nell'intere-

resse sanitario del lavoratore oppure può esser dichiarata con riferimento alla sicurezza in generale (vedi il capitolo seguente, per alcuni aspetti operativi della sorveglianza medica).

LA VIGILANZA IN MATERIA DI RADIOPROTEZIONE

La vigilanza è azione di natura pubblica, esercitata dagli organi dello Stato. Si effettua in vari modi e in vari momenti, per raggiungere lo scopo, che qui interessa, di garantire che le leggi di radioprotezione siano rispettate nel loro dettato e nel loro spirito informatore, in tutte le applicazioni ed attività con radiazioni o con radioisotopi.

1. Un primo aspetto della vigilanza sulla radioprotezione si ritrova nella analisi di radioprotezione che l'autorità conduce in preparazione di ogni atto di autorizzazione, sia che si tratti di una limitata attività di utilizzazione di radioisotopi, sia che si tratti della costruzione di un grande impianto nucleare.

Questa analisi porta ad esaminare i dispositivi fissi e mobili di radioprotezione: schermi contro le radiazioni, difese contro le contaminazioni, sistemi di ventilazione, caratteristiche delle superficie di lavoro e degli ambienti, apparecchi di segnalazione e di misura, blocchi alle porte di accesso di taluni locali, uscite di sicurezza, segnali di presenza di radiazioni o di sostanze radioattive, indumenti protettivi (vedi anche il capitolo seguente). Per ciascuno di essi e per il loro insieme si dà un giudizio di sufficienza o idoneità ed un giudizio di qualità in senso protezionistico. Se la qualità è scadente, se ne terrà conto corredando l'autorizzazione di appropriate "prescrizioni autorizzative", vere e proprie condizioni a cui soggiace l'autorizzazione stessa.

L'analisi si estende anche ad una stima presuntiva

delle dosi che potranno essere ricevute dai lavoratori e dai gruppi di popolazione e ne valuta l'accettabilità. Questa parte dell'analisi richiede esperienza ed equilibrio e la consultazione di esperti di competenza varia (sicurezza del lavoro, igiene del lavoro; scienze dell'ambiente, igiene e sanità pubblica).

E' stato ricordato in un precedente capitolo che la legge italiana prevede per gli impianti nucleari il funzionamento di un organismo apposito, la Commissione Tecnica dello ENEA, che deve aiutare con il suo "avviso" le determinazioni dello ENEA e le decisioni della competente autorità. Della Commissione Tecnica fanno parte esperti di sicurezza nucleare e di protezione sanitaria nominati dai Ministeri interessati e dallo stesso ENEA.

2. Dopo l'esame delle condizioni normali di uso e di esercizio, l'analisi di radioprotezione prende anche in considerazione gli aspetti protezionistici che seguono agli incidenti indicati come possibili, ancorchè estremamente improbabili (conseguenze sanitarie degli incidenti ipotizzati).

Questi incidenti sono ipotizzati dagli specialisti di sicurezza nucleare e configurano per lo più un certo rilascio di prodotti radioattivi nei locali di lavoro dell'impianto e talora nell'ambiente esterno ad esso.

E' compito dell'analisi di protezione considerare gli aspetti sanitari di questi rilasci, in termini di dosi, di contaminazioni, di danni ecologici e valutare preventivamente se il rischio connesso a tali incidenti (probabilità e gravità delle conseguenze) è accoglibile, nonchè collaborare a predisporre azioni di intervento (piani di emergenza) per mitigare le conseguenze stesse.

3. Una forma dell'azione di vigilanza consiste nell'azione ispettiva su impianti in costruzione o in funzione, su ambienti lavorativi con radiazioni e radioisotopi, su laboratori di ricerche nucleari, su attività che impiegano radiazio-

ni e/o radioisotopi, su effluenti e rifiuti solidi radioattivi. Lo scopo primario è quello di verificare l'osservanza delle leggi di protezione e delle prescrizioni autorizzative.

Nel sopralluogo ispettivo, l'ispettore valuta anche la qualità e il livello dell'igiene del lavoro e della sorveglianza di radioprotezione. Le leggi italiane consentono agli Ispettori del Lavoro un'azione di tipo promozionale in campo prevenzionistico che può dare ottimi frutti (possibilità di impartire "disposizioni" e di riscontrarne l'applicazione a breve termine).

E' ovvio che per l'azione ispettiva sono necessari funzionari pubblici di formazione tecnica e funzionari di formazione medica, onde avere a livello ispettivo il corrispettivo della sorveglianza tecnica e medica, con adeguata capacità di valutazione e giudizio.

4. L'azione di vigilanza è affidata a vari rami della pubblica Amministrazione, a livello centrale e periferico. Sulla radioprotezione negli ambienti di lavoro e sulle lavorazioni vigilano gli Ispettorati del Lavoro. Sulla radioprotezione in tutti gli ambienti di lavoro e in particolare sugli impieghi medici delle radiazioni e delle sostanze radioattive, nonché sull'ambiente esterno e le popolazioni, vigilano altresì le strutture del Servizio Sanitario Nazionale.

Sugli impianti nucleari e sulle lavorazioni in tali impianti, sull'ambiente circostante e sulle popolazioni interessate vigila una apposita struttura dello ENEA, la Direzione Sicurezza Nucleare e Protezione Sanitaria, DISP, con propri ispettori. Questa struttura ha compiti di vigilanza anche sulle attività industriali, sulle attività di ricerca scientifica e sui trasporti con rischio di radiazioni, settori in cui hanno compiti di vigilanza anche le strutture del Servizio Sanitario Nazionale e gli Ispettorati del Lavoro.

La DISP dello ENEA è posta alle dirette dipendenze del Presidente dell'Ente per garantire anche formalmente indipendenza e libertà d'azione all'opera di vigilanza che è chiamata

a svolgere sia all'interno che all'esterno dello ENEA stesso.

ALCUNE INDICAZIONI BIBLIOGRAFICHE

- Nuclear Energy Agency, NEA-OCDE. Assessment and recording of radiation doses to workers. NEA, Paris, 1986.
- Comunità Europea. Direttive e raccomandazioni in materia di protezione sanitaria contro le radiazioni ionizzanti. ENEA, Roma, 1982.
- CNEN. Il regime giuridico dell'impiego pacifico dell'energia nucleare. Vol. I: Normativa nazionale. Roma, VI edizione, 1980.
- Ilari O. The organization of radiation protection. Contenuto in: Rendiconti della Scuola Internazionale di Fisica Enrico Fermi, LXVI Corso: Fisica medica e sanitaria. Società Italiana di Fisica, Bologna, 1977, pag. 445-457.
- Società Italiana di Radiologia Medica e di Medicina Nucleare. Guida agli adempimenti di radioprotezione negli impieghi medici delle radiazioni ionizzanti (macchine radiogene e sostanze radioattive). Radiographica, Milano, 1972.

SETTORI OPERATIVI DELLA RADIOPROTEZIONE

I n d i c e

	pagina
Aspetti operativi di carattere generale	318
Ingegneria di radioprotezione	325
Igiene del lavoro con rischio professionale da radiazioni	329
1. Classificazione delle aree	329
2. Classificazione dei lavoratori	331
3. Rilevamenti (monitoring)	332
4. Altre azioni e compiti	336
Igiene della popolazione per il rischio ambientale da radiazioni	338
Medicina del lavoro con radiazioni	349
Aspetti sanitari della gestione dei rifiuti radioattivi	356
Alcune indicazioni bibliografiche	359

Nota preliminare. Una materia ampia e complessa come la radioprotezione ha dato vita a settori di studio e a discipline tecnico-professionali diversificate, campo di attività di specialisti di diversa formazione.

All'inizio del capitolo sono presentati alcuni aspetti generali comuni a queste varie discipline operative; poi sono illustrati molto brevemente i contenuti e le caratteristiche di lavoro di cinque discipline o branche protezionistiche:

l'ingegneria di radioprotezione, l'igiene del lavoro con radiazioni, l'igiene della popolazione (e del territorio) nei confronti di noxae radianti, la medicina del lavoro con radiazioni, gli aspetti sanitari della gestione dei rifiuti radioattivi.

ASPETTI OPERATIVI DI CARATTERE GENERALE

1. Prima di considerare alcuni settori operativi della radioprotezione (che rappresentano anche branche di specializzazione, e portano talora a mansioni e profili professionali separati) è utile ricordare che la radioprotezione presenta alcuni aspetti operativi di generale carattere e validità che sono in comune, del resto, con le varie discipline prevenzionistiche.

- Il programma di radioprotezione di un'azienda va studiato caso per caso e va commisurato alle caratteristiche degli impianti, delle lavorazioni, e degli addetti. E' importante curare l'equilibrio delle varie parti del programma, badando a non portare a perfezione un aspetto di esso mentre è trascurato un altro settore; e ricordare sempre che l'insufficienza in un settore importante squalifica l'intero programma. Il programma va sottoposto a periodiche revisioni critiche (per lo più ogni due-tre anni).
- Nel programma di radioprotezione si deve dare importanza al fattore uomo. L'informazione, l'addestramento, l'aggiornamento, le capacità (attenzione, destrezza, esperienza), l'impegno, la consapevolezza sono non meno importanti delle buone apparecchiature e dei dispositivi di radioprotezione. La poca perizia, la fallosità, le precedenti trasgressioni in materia di sicurezza, i precedenti ripetuti errori di operazione sono elementi da tenere nella

dovuta considerazione.

- La tendenza all'assuefazione ed alla disattenzione degli addetti ai lavori con rischio può essere combattuta promuovendo campagne tematiche di revisione critica e miglioramento d'un singolo aspetto della radioprotezione: una volta puntando sulle modalità lavorative, un'altra sul monitoring, una terza sulla riduzione della dose personale, ecc. Focalizzando l'attenzione dei lavoratori su di uno specifico argomento di protezione si contribuisce infatti a combattere la noncuranza da routine, la superficialità, la fretteolosità.
- Tenendo conto dell'inaccuratezza e dell'imprecisione degli strumenti di radioprotezione (che devono comunque essere periodicamente tarati con strumenti campione) si devono rispettare adeguati margini di sicurezza nei confronti dei valori massimi ammissibili e dei limiti operativi da essi derivati. Altre garanzie di sicurezza saranno prese nelle lavorazioni, con riferimento alla possibilità di avvenimenti che sovvertano le norme fissate e provochino situazioni di pericolo.
- Contro il rischio lavorativo si richiede un alto grado di qualità della radioprotezione, con qualche ridondanza nelle apparecchiature e nelle linee di difesa. La garanzia di qualità è l'insieme dei mezzi che sono stati messi in opera e vengono utilizzati allo scopo di assicurare che il risultato avrà la qualità voluta; il controllo di qualità è quella parte della garanzia di qualità che riguarda direttamente gli aspetti tecnici delle prove effettuate e l'utilizzazione dei risultati delle prove.
- La radioprotezione deve impegnarsi nella riduzione delle esposizioni al livello ottimale (principio di ottimizzazione della radioprotezione, vedi capitolo sui principi della radioprotezione).

Il principio di ottimizzazione prende origine - come è stato già illustrato - dalla seguente considerazione: fermo

restando il rispetto dei limiti massimi consentiti per ogni individuo, è possibile e doveroso intervenire nella maggior parte delle attività e delle operazioni con lo scopo di ridurre il valore-somma delle dosi ricevute dagli individui del gruppo esposto (dose collettiva).

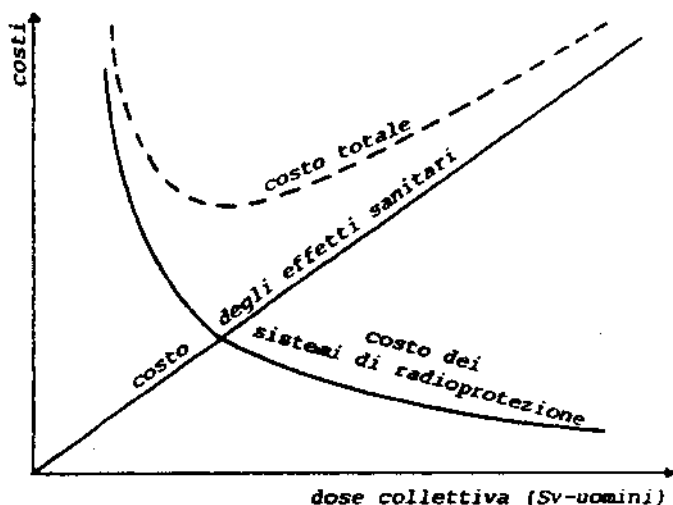


Figura 1. Analisi dei costi, per decidere cosa è ragionevolmente ottenibile nella riduzione delle dosi (processo di ottimizzazione) in un determinato programma. Il costo da effetti sanitari (da rischio biologico) decresce proporzionalmente alla riduzione della dose collettiva. Il costo dei dispositivi di radioprotezione cresce progressivamente allorché si vuole ridurre la dose collettiva. La somma dei due costi presenta un valore minimo in corrispondenza del punto di uguale pendenza (ma di segno contrario) della retta e della curva.

Questo principio afferma che si deve agire nel senso di aumentare l'efficacia dei sistemi di protezione, onde ridurre la dose collettiva con successivi e sempre più stringenti interventi, fino a che il costo di ulteriori interventi risulti chiaramente superiore al risparmio di

effetti sanitari evitati.

Il principio di ottimizzazione può esser considerato, per certi aspetti, come principio di razionalizzazione dei costi, a fronte delle risorse economiche disponibili in una data società.

Invero, considerando una data situazione con esposizione alle radiazioni di gruppi di individui, i primi interventi di riduzione della dose collettiva possono avere un costo economico modesto, e consentire una riduzione importante del costo dei temuti effetti sanitari (tumoriali ed ereditari).

Ulteriori interventi diventeranno, in genere, più costosi a parità di riduzione dei costi sanitari. Continuando negli interventi, essi tenderanno a divenire costosissimi, con modesta riduzione dei costi sanitari. Con l'esecuzione di questi ultimi interventi si passerebbe al di là del livello ottimale di riduzione dell'esposizione e delle dosi.

Ottimale è infatti quella condizione che corrisponde al valor minimo letto sulla curva che rappresenta la somma dei costi di protezione e dei costi sanitari, rispetto a sempre più complessi interventi riduttivi delle dosi (figura 1).

Come è stato già detto in precedente capitolo, il principio di ottimizzazione può essere applicato anche con riferimento alle dosi individuali ricevute da lavoratori coinvolti in una data operazione o attività: e consiste nella ricerca della soluzione più appropriata, contemperando l'esigenza di ridurre le dosi con l'esigenza di non dilatare oltre misura i costi economici e sociali.

2. Nell'ambito della radioprotezione si devono considerare le conseguenze di ogni programma o attività umana proposta sull'ambiente, naturale e antropizzato, e sul territorio. Ciò non solo per le dirette conseguenze sulla salute degli abitanti, ma più in generale per le conseguenze sul benessere, sulla qualità della vita, sulla corretta gestione delle risorse, sulla tutela degli ecosistemi.

In anni recenti si è imposto all'attenzione degli operatori uno strumento di analisi ambientale, il Bilancio di Impatto Ambientale, BIA (locuzioni quasi equivalenti: Valutazione d'Impatto Ambientale, VIA; Environmental Impact Statement, EIS), che si propone di:

- prevedere i risultati d'una determinata azione o iniziativa o programma,
- ridurre l'impatto sull'ambiente,
- favorire il consenso sulle soluzioni proposte.

Più precisamente, il BIA ha lo scopo di individuare, descrivere e valutare nelle singole fattispecie gli effetti diretti e indiretti d'un programma:

- sugli esseri umani, sulla fauna e sulla flora;
- sul suolo, sulle acque, sull'aria e sui fattori climatici;
- sulle risorse naturali, sul patrimonio culturale e sul paesaggio;
- sull'equilibrio ecologico.

L'impatto è valutato con riferimento alla necessità di proteggere la salute umana e le condizioni di vita, nonché alla necessità di tutelare gli ecosistemi.

Il BIA è pertanto uno strumento di analisi previsionale e di informazione, non di decisione in senso proprio. Esso non mira ad un'analisi completa, ma si limita sovente ad analisi abbastanza approfondite, realizzabili in limiti di tempo ragionevoli e con i mezzi tecnici concretamente a disposizione.

Il BIA si articola in un rapporto costituito da varie parti:

- impatto a breve termine e a lungo termine,
- alternative all'azione proposta o a talune sue parti,
- uso i beni non rinnovabili e di risorse.

Per far questo occorre passare attraverso varie fasi di lavoro:

- descrizione dell'ambiente,
- descrizione dell'attività proposta,
- definizione degli impatti attesi, utilizzando adeguati "modelli" dell'ambiente;
- diffusione dell'informazione, udienze conoscitive e partecipative.

Lo studio e descrizione dell'ambiente comprendono i fenomeni fisici (geologia, meteorologia, idrologia, pedologia, ecc.), i fenomeni biologici (d'ordine naturalistico e d'ordine igienistico), i fenomeni gestionali (urbanistica, merceologia, economia, ecc.) e i fenomeni sociali (sociologia, discipline giuridiche, ecc.).

Quanto è stato detto per il BIA si applica anche al Bilancio di impatto radiologico ambientale, che qui più direttamente interessa e che riguarda le conseguenze sull'ambiente della formazione di campi di radiazioni e della diffusione di sostanze radioattive, a seguito d'un determinato programma.

3. Accanto agli aspetti operativi di carattere generale sopra brevemente ricordati, si tenga presente che in tutti i vari settori operativi della radioprotezione ha grande rilievo il sistema degli standard, cioè il sistema di valori numerici definiti e riconosciuti che determinano, o quanto meno orientano, le valutazioni, le decisioni e i comportamenti.

In linea generale si definisce standard o limite primario di protezione il livello massimo accettabile dell'agente dannoso nell'organismo che deve essere protetto o in qualche sua parte o tessuto. Le DMA della legislazione vigente sono limiti primari di radioprotezione. Si definisce standard o limite secondario di protezione il livello massimo accettabile dell'agente dannoso nell'ambiente di lavoro, nell'ambiente di vita, negli alimenti, ecc., tale che ad esso corrisponda nell'organismo che deve essere protetto lo standard o limite

primario; le CMA della legislazione vigente sono limiti secondari di radioprotezione (quasi tutte con margine di sicurezza).

Nelle pubblicazioni recenti della ICRP si usa una precisa nomenclatura sugli standard, distinguendo tra limiti e livelli:

- limiti di base sono: a) i limiti annuali di equivalente di dose stabiliti per gli individui; b) i limiti secondari, vedi oltre;
- limiti secondari sono i limiti annuali di introduzione dei vari radionuclidi, ALI, per gli individui;
- limiti derivati sono i limiti ambientali legati ai limiti di base per mezzo d'un modello definito della situazione dell'ambiente considerato; le concentrazioni di nuclidi in aria (derived air concentrations, DAC) sono limiti derivati;
- limiti autorizzati sono limiti da rispettare, di regola di valore più basso dei limiti derivati, stabiliti dall'autorità competente (e all'interno di un'azienda, dalla direzione) con lo scopo di ridurre le dosi alle persone al di sotto dei limiti di base e derivati. Il procedimento di ottimizzazione può essere utilizzato per la loro determinazione. Si applicano comunque a circostanze ben definite ed esplicitate e prevalgono sui limiti derivati. La formula di scarico (vedi oltre) è un tipico limite autorizzato;
- livelli di riferimento non sono limiti, ma termini di confronto per decidere la sequenza di azioni da svolgere in caso di superamento:
 - a) livello di registrazione, al di sopra del quale il risultato di una misura di sorveglianza è sufficientemente interessante da essere registrato e conservato;
 - b) livello di indagine, al di sopra del quale il risultato di una misura di sorveglianza è sufficientemente importante da indurre ad eseguire altre indagini;
 - c) livello di intervento, al di sotto del quale determinate

e predisposte azioni di radioprotezione non vengono poste in atto, e al di sopra del quale dette azioni vengono considerate per l'eventuale effettuazione; si riferiscono particolarmente a situazioni d'emergenza e di incidente.

INGEGNERIA DI RADIOPROTEZIONE

Questo settore della radioprotezione raggruppa gli studi, le tecniche, i calcoli, le soluzioni di progetto e di costruzione che contribuiscono agli obiettivi della protezione sanitaria mediante strutture e dispositivi opportuni. Esso è tra le branche della radioprotezione in più rapido sviluppo in questi anni.

1. Un campo d'azione della tecnologia di radioprotezione si ha per esempio in taluni aspetti della progettazione e costruzione delle macchine radiogene (apparecchi per raggi X, acceleratori). E' questo uno dei settori dove sono importanti, specie per gli apparecchi di largo uso, le norme tecniche di costruzione e di prova predisposte con mentalità protezionistica.

Accanto alle norme "giuridiche" che sono contenute nelle leggi e decreti, esistono infatti in molti paesi - e in ridotta misura anche in Italia - norme cosiddette "tecniche" emanate da varie istituzioni. Esse riguardano molteplici aspetti delle attività industriali, in particolare fissano le caratteristiche costruttive di apparecchi e strumenti. Le norme tecniche non hanno carattere di imperatività, ma sono comunque largamente seguite da costruttori ed operatori.

In Italia sono attivi, nel campo della normazione tecnica di radioprotezione, il Comitato Elettrotecnico Italiano (CEI, Comitati Tecnici CT45 e CT62) e l'Ente Italiano di Unificazione (UNI, Sottocommissione UNICEN-SC2).

2. Altro aspetto della tecnologia di radioprotezione è la

opportuna progettazione degli edifici e dei locali. Le dimensioni dei vari locali, la logica dei percorsi (nelle lavorazioni che espongono al rischio di contaminazioni radioattive), la determinazione dei fattori di permanenza nei vari luoghi di lavoro (rispetto all'orario lavorativo), la ventilazione e climatizzazione degli ambienti, i percorsi e le uscite di sicurezza sono alcuni degli argomenti da considerare nella preparazione dei progetti costruttivi di impianti con rischio di radiazioni e di contaminazione, e di impianti nucleari in particolare.

3. In certi impianti è particolarmente importante, ai fini della protezione sanitaria la buona collocazione (lay-out) negli ambienti delle componenti di impianto, delle attrezzature, delle macchine, degli apparecchi. Per ricordare due casi assai diversi tra di loro, si pensi alla collocazione degli apparecchi a raggi X in una sala di diagnostica radiologica e la collocazione delle scatole a guanti (glove boxes) in una sala d'un impianto per la lavorazione del Plutonio.

4. Un impegno in molti casi rilevante è dato dal calcolo e dalla realizzazione delle schermature (barriere) contro l'irradiazione esterna. Si considerano e si progettano le pareti protettive delle sale di roentgendiagnostica e di radioterapia, lo schermo biologico dei reattori nucleari, le barriere attorno agli acceleratori, le pareti protettive delle celle calde.

Nei casi complessi questi calcoli sono affidati a specialisti, in collaborazione col protezionista, dato che le schermature sono fatte in funzione di esigenze di radioprotezione (vedi anche capitolo sulle schermature).

5. Altro campo d'azione dell'ingegneria di protezione sono i dispositivi fail safe (blocchi, arresti, ecc.) che sono richiesti per molte sorgenti e in molte installazioni. Un sistema è fail safe quando il sistema stesso si porta automaticamente, a seguito di guasto, nella configurazione più sicura per l'impianto.

Un malfunzionamento può essere dannoso o non dannoso (per la protezione, per l'esercizio); e in ciascun caso può essere rivelato o non rivelato. L'eventualità più temuta è quella di un malfunzionamento dannoso e non rivelato. Si dice che un sistema ha buona affidabilità di sicurezza, quando presenta un basso numero di malfunzionamenti dannosi e non rivelati.

Di regola i sistemi fail safe sono sistemi a diseccitazione: se manca l'eccitazione il sistema si porta in malfunzionamento non dannoso e rivelato. I freni ad aria compressa delle carrozze ferroviarie sono un sistema fail safe diseccitante; un altro esempio sono le barre di controllo di un reattore nucleare tenute sollevate con magneti ad induzione.

6. A proposito della affidabilità (reliability) ricorderemo che l'affidabilità di impianto, in generale, è espressa dalla continuità di funzionamento, di esercizio, mentre l'affidabilità di sicurezza e radioprotezione è espressa dalla ricordata capacità di trasformare i malfunzionamenti d'un qualsiasi tipo in malfunzionamenti non dannosi e rivelati; il concetto di continuità di funzionamento le è estraneo. L'affidabilità di sicurezza deve per altro venire ad un compromesso con la continuità di funzionamento, per non rischiare d'essere "esclusa" o "cortocircuitata" da chi ha prevalente interesse alla continuità del funzionamento stesso.

7. Un altro aspetto della tecnologia di protezione consiste nella predisposizione di adeguate apparecchiature di rilevazione negli ambienti di lavoro, con opportune (ma non eccessive!) ridondanze di apparecchiature che garantiscano di ottenere sempre i dati d'ambiente desiderati.

Alcune ridondanze sono parallele, cioè sono vere e proprie duplicazioni di strumenti funzionanti, di dispositivi, di segnali d'uno stesso strumento (indicazione ottica e acustica), predisposte per il timore d'un malfunzionamento d'uno strumento o d'una parte di esso.

Altre ridondanze sono di riserva, nel senso che il secondo dispositivo è predisposto ma non funzionante, tenuto pronto per il caso di un malfunzionamento riconosciuto del primo dispositivo.

Una parte delle ridondanze dovrebbe essere non su base duplicativa di determinati dispositivi di misura, ma su base di diversificazione funzionale dei dispositivi tra di loro, perché questo accorgimento contribuisce ad assicurare l'ottenimento dei dati di ambiente nelle più svariate situazioni di malfunzionamento e di perturbazione.

In numerosi casi occorre che le ridondanze siano a funzionamento "indipendente", cioè non abbiano causa comune di guasto rispetto al sistema duplicato (per es., non abbiano la stessa fornitura d'energia elettrica).

8. Per quanto riguarda più specificamente la progettazione di centrali nucleari, l'analisi di radioprotezione deve impegnarsi nei seguenti campi (vedi anche successivo capitolo):

- criteri di progetto del lay-out (disposizione) degli edifici, locali, apparecchiature, ecc.;
- affidabilità delle componenti, in relazione alle operazioni di manutenzione e conseguenti dosi collettive;
- criteri del progetto delle schermature (e problemi delle "penetrazioni");
- strumentazione fissa di radioprotezione (requisiti, posizionamento, ridondanza, ecc.);
- criteri del progetto di ventilazione (circolazione, depressione, filtrazione, ecc.);
- criteri di scelta di taluni materiali strutturali (attivazione neutronica, corrosione, ecc.);
- problemi di chimica dell'acqua (attivazione, corrosione, ecc.);
- criteri e aspetti del decommissioning (smantellamento,

demolizione).

I fisici sanitari che lavorano alle analisi di radioprotezione sono denominati "analisti di radioprotezione".

IGIENE DEL LAVORO CON RISCHIO PROFESSIONALE DA RADIAZIONI

L'igiene del lavoro con rischio professionale da radiazioni è il campo di azione tradizionale della "fisica sanitaria operativa" (sorveglianza fisica operativa). Essa si può considerare una branca specializzata dell'igiene del lavoro orientata alla prevenzione del rischio lavorativo da radiazioni e da sostanze radioattive (per la definizione di rischio lavorativo o professionale, vedi precedente capitolo).

Sui luoghi di lavoro con rischio da radiazioni deve essere costituito un Servizio di fisica sanitaria operativa, adeguato in uomini e mezzi alle esigenze concrete della situazione. Esso di regola (e preferibilmente) è affidato per incarico all'esperto qualificato; qualora nella "line" aziendale il Servizio sia invece affidato direttamente al Direttore (di impianto, di area, ecc.) resta fermo che questi deve conformarsi alle "indicazioni" espresse dall'esperto qualificato (in posizione di "staff", vedi precedente capitolo) nelle materie di sua competenza.

1. Classificazione delle aree

Un compito impegnativo è la classificazione delle aree di lavoro, identificando ogni zona controllata ("luogo determinato in cui esiste una sorgente di radiazioni ionizzanti e in cui persone esposte per ragioni professionali possono ricevere una dose di radiazioni superiore a 1,5 rem all'anno", art. 9 del DPR 185/1964).

Senza entrare nel merito tecnico della questione

definitoria - per di più in evoluzione, perchè la Commissione Internazionale per le Protezioni Radiologiche, ICRP, e le Direttive comunitarie danno oggi definizioni diverse da quella che compare nella legislazione italiana - va detto che l'opinione prevalente dei radioprotezionisti italiani è di contenere numero e superficie delle zone controllate nei termini stretti della legge. In altri paesi si è avuta talvolta la tendenza a considerare zona controllata un intero edificio quando bastava limitare la classificazione di pochi locali di esso; o un intero istituto, o addirittura un comprensorio con molti edifici, quando più propriamente dovevano considerarsi zone controllate sezioni di quell'istituto o parti di edifici di quel comprensorio.

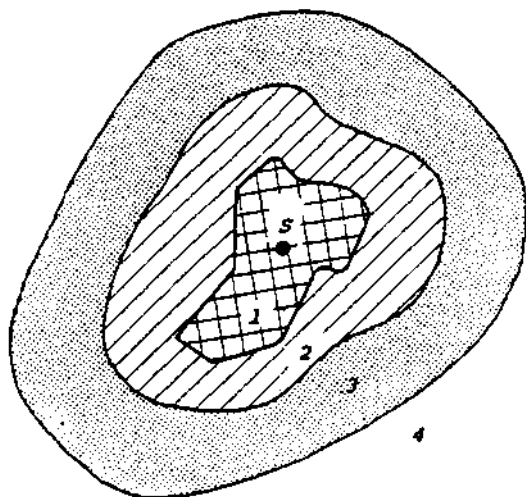


Figura 2: Schema e denominazione delle aree attorno ad una sorgente S, con riferimento alle indicazioni principali della normativa italiana vigente. 1, zona controllata (dose al TB può superare 1,5 rem/anno); 2, zona sorvegliata (dose tra 0,5 e 1,5 rem/anno); 3, aree aziendali varie (dose fino a 0,5 rem/anno); 4, aree extra-aziendali (dose assai minore di 0,5 rem/anno).

Oltre alle zone controllate, va identificata ogni zona

sorvegliata ("luogo alla periferia di una zona controllata in cui sussiste un pericolo permanente di superamento della dose massima ammissibile per la popolazione", art. 9 del citato DPR) (vedi figura 2).

2. Classificazione dei lavoratori

Un'altra attività professionale e tecnica del fisico sanitario è di contribuire (con altri esperti e sotto la responsabilità del datore di lavoro) alla classificazione dei lavoratori nei due gruppi rispettivamente dei professionalmente esposti ("persone che in una zona controllata effettuano abitualmente un lavoro che le espone al pericolo derivante dalle radiazioni ionizzanti", art. 9 del DPR 185/1964) e dei non professionalmente esposti ("persone che per motivi di lavoro si trovano occasionalmente nella zona controllata").

Anche in questo campo vi è un'evoluzione nelle idee della ICRP e delle Direttive comunitarie, che tendono oggi a non suddividere i lavoratori esposti nelle due classi ricordate, ma solamente a fornire servizi di protezione differenziati in funzione della probabilità che i lavoratori hanno di superare o di non superare nel loro lavoro 1/3 dei livelli massimi ammissibili di dose.

La più diffusa posizione dei radioprotezionisti italiani è quella di considerare professionalmente esposti solamente i lavoratori per i quali ricorrono tutti gli elementi definitivi e non largheggiare nella inclusione di altri lavoratori. E' più opportuno avere sotto controllo specifico tutti e solo coloro che hanno i requisiti dei "professionalmente esposti": un gruppo abbastanza omogeneo che richiede lo stesso grado di attenzione e di disposizioni operative. D'altra parte, l'iscrizione non necessaria di persone tra i professionalmente esposti può, in prosieguo di tempo, indurre nella tentazione di consentire talune mansioni di lavoro a persone che ne potevano essere risparmiate.

Sui lavoratori classificati come professionalmente

esposti devono essere effettuate, secondo la vigente legislazione:

- la valutazione della dose individuale,
- le visite mediche periodiche semestrali.

3. Rilevamenti (monitoring)

Un campo assorbente dell'attività del fisico sanitario è dato dai rilevamenti, accertamenti e misure di sorgente, di campo di radiazioni, di dose e di presenza di attività (radiation monitoring).

Il corretto monitoring richiede la sicura conoscenza degli strumenti di misura e del loro impiego, la capacità di programmare le misure utili e di valutare, a misure eseguite, il significato sanitario dei dati raccolti. Esaminiamo sommariamente alcuni aspetti dei rilevamenti.

Qualsiasi programma di monitoring deve esser oggetto di un'attenta garanzia della qualità, GQ (quality assurance, QA) che è lo strumento organizzativo per la predisposizione, l'impostazione, l'organizzazione e la realizzazione del programma, affinché esso risulti "affidabile". La garanzia della qualità agisce specialmente in fase preventiva.

La GQ di un programma di monitoring è costituita tra l'altro da quanto segue:

- predisposizione e controlli periodici, interni all'azienda, degli strumenti di monitoring, tra di loro e a fronte di sorgenti tarate, di prova;
- predisposizione di confronti periodici tra vari laboratori, servizi, aziende per verificare l'uniformità dei campionamenti, delle misure, delle elaborazioni, dell'uso di modelli nelle azioni di monitoring;
- predisposizione di taratura di strumenti di riferimento, eseguita presso un Centro di taratura (laboratorio "seconda-

rio"), oppure eseguita presso un laboratorio "primario" di metrologia delle radiazioni:

- procedure di uso appropriato degli strumenti e di esecuzione corretta dei controlli.

3.1. Rilevamenti sulle persone

La legge vigente richiede che i lavoratori professionalmente esposti a radiazioni siano sottoposti a valutazioni della dose individuale, su tutto l'organismo e su parti di esso, a seconda delle modalità d'irradiazione.

- a) Misure di irradiazione esterna. La dose individuale da radiazione elettromagnetica (in unità gray, rad; sievert, rem) è stimata con dosimetri fotografici a piastrina (film badges), con dosimetri ionometrici da tasca (penne dosimetriche), con dosimetri a termo-luminescenza (vedi capitolo sulle misure di dose da irradiazione esterna).

La misura della dose individuale esterna da particelle beta presenta difficoltà nel caso di particelle di debole energia; vi sono per altro piccole camere di ionizzazione portatili con pareti sufficientemente sottili e di materiale poco assorbente, capaci di rivelare particelle beta di energia non elevata.

La dose individuale esterna di neutroni termici può essere stimata con film badges nei quali uno schermo di cadmio cattura i neutroni emettendo fotoni gamma che anneriscono la pellicola fotografica. La dose da neutroni veloci è stimata misurando la densità areale delle tracce microscopiche dei protoni di rinculo osservate in una emulsione fotografica di tipo speciale.

Le reazioni neutroniche che inducono radioattività in determinati elementi (indio, oro, solfo) consentono di usare questi elementi, introdotti nei badges, per valutare densità di flusso di neutroni di varia energia. In circostanze particolari, alcuni costituenti del corpo umano possono servire per la stima di dosi non piccole da

neutroni, misurando per esempio su campioni di plasma sanguigno o di urina il Na-24 che si forma per attivazione neutronica ($\text{Na-23} (n, \gamma) \text{Na-24}$).

- b) La stima della contaminazione corporea radioattiva esterna è sovente possibile mediante particolari strumenti posti di fronte all'area cutanea o mucosa dove si trovano depositate le sostanze radioattive. Si rammenti che, in radioprotezione, per contaminazione radioattiva s'intende la presenza indesiderata di sostanze radioattive in un luogo, nel corpo, sugli oggetti, nelle matrici ambientali. E' necessario tener conto dei fattori geometrici e fisici della misura, allo scopo di ottenere stime in unità becquerel/cm² (oppure in picocurie/cm²). L'attività di nuclidi alfa emettitori, a causa del debolissimo potere di penetrazione delle particelle alfa, è tra le più difficili da stimare correttamente (vedi capitolo sulle misure di attività).

Di particolare rilievo sono gli strumenti per la misura delle contaminazioni delle mani e delle scarpe (monitori mani e piedi) muniti di segnale d'allarme allorchè sono superati determinati livelli di attività.

- c) Quando si abbia contaminazione corporea radioattiva interna si può ricorrere a strumenti che rivelano le radiazioni fotoniche che fuoriescono dal corpo umano e consentono stime dell'attività in becquerel (o in picocurie) (misure dirette, mediante contatore del corpo umano intero (whole body counter o human body counter, vedi capitolo sulle misure di attività) e/o mediante contatori vari per organi corporei, come tiroide e polmoni); oppure si può ricorrere a misure di attività (alfa, beta, gamma) sugli escreti (urine, feci) da cui risalire - sulla base delle conoscenze della fisiologia umana e del metabolismo dei vari elementi e sostanze - alla quantità di nuclidi depositata nell'organismo e nei vari organi (misure indirette).

La contaminazione interna studiata sugli escreti è oggetto d'una particolare disciplina, la chimica radiotossicologica, branca della igiene industriale applicata alla

separazione ed alla misura dei radionuclidi presenti nelle urine, nelle feci, nell'aria esalata.

La valutazione delle contaminazioni esterne ed interne e delle conseguenti dosi assorbite dall'organismo e dai suoi organi è un problema complesso, in quanto l'interpretazione in termini dosimetrici (gray oppure rad) dei risultati delle misure di attività (becquerel oppure picocurie) dipende da un gran numero di ipotesi, che a seconda dei casi possono riguardare aspetti fisici delle misure, condizioni geometriche, meccanismi fisiologici e metabolici. Sovente le attività da misurare sono estremamente piccole. Mentre è relativamente facile rivelare e stimare contaminazioni accidentali abbastanza elevate, è difficile stimare correttamente, nel caso di taluni nuclidi, l'attività quando questa è al di sotto dei livelli massimi consentiti.

3.2. Rilevamenti nell'ambiente di lavoro

- a) Misure sulle sorgenti presenti nell'ambiente di lavoro, sul campo di radiazioni che si forma attorno ad esse, sulle dosi in aria o in vari corpi presenti sono effettuate regolarmente, sia nel quadro di rilevamenti in continuo, sia nel quadro di rilevamenti periodici, sia in occasione di campagne e "mappature". Vengono impiegati strumenti fissi e portatili opportuni (radiazioni penetranti e non penetranti; radiazioni elettromagnetiche e corpuscolari; neutroni lenti e veloci; campi misti fotonici e neutronici, ecc.).
- b) Misure di attività e di concentrazione di attività (attività/volume; attività/peso) dei vari nuclidi presenti nell'aria dei locali di lavoro, degli effluenti aeriformi degli edifici, degli effluenti liquidi vengono effettuate in tutte le attività lavorative con presenza di radioisotopi.

Di particolare importanza i sistemi di campionamento continuo degli aerosols negli ambienti di lavoro, mediante aspirazione (attraverso carta da filtro) di almeno 20 m³/8

ore e misura dell'attività del pulviscolo trattenuto sul filtro con opportuno strumento.

Se la concentrazione in aria sui posti di lavoro è ben conosciuta, si può stimare l'attività inalata dei lavoratori che operano in tali posti.

Anche la densità areale di attività (attività/area) dei vari nuclidi sulle superficie di lavoro, sui pavimenti, sugli indumenti, sulle mani, ecc., è oggetto di misura e può consentire stime orientative sul possibile grado di contaminazione interna.

4. Altre azioni e compiti

Ecco una lista parziale di altre azioni demandate, nell'azienda, alla fisica sanitaria operativa:

- istruzione e addestramento dei lavoratori in materia di protezione;
- preparazione di regolamenti interni di radioprotezione (da riportare in parte nel "regolamento di esercizio" dell'impianto, che specifica l'organizzazione e le funzioni, in condizioni normali ed eccezionali, del personale addetto; e nel "manuale di operazione" dell'impianto che raccoglie l'insieme delle disposizioni e procedure operative per le varie fasi dell'esercizio normale e di manutenzione e per le condizioni eccezionali;
- concessione di permessi o autorizzazioni interne per talune operazioni con particolare rischio;
- collocazione della segnaletica di campo di radiazione e di presenza di sostanze radioattive libere (cosiddette "contaminazioni radioattive"; questa denominazione secondo alcuni sarebbe da riservare a situazioni nelle quali si teme il superamento dei livelli operativi derivati ma nell'uso comune è usata per qualsiasi presenza non trascurabile di

attività) (vedi figura 3).

- ricognizione e registrazione delle sorgenti di radiazione e delle sostanze radioattive sui luoghi di lavoro, e più in genere nell'azienda o nell'impianto;

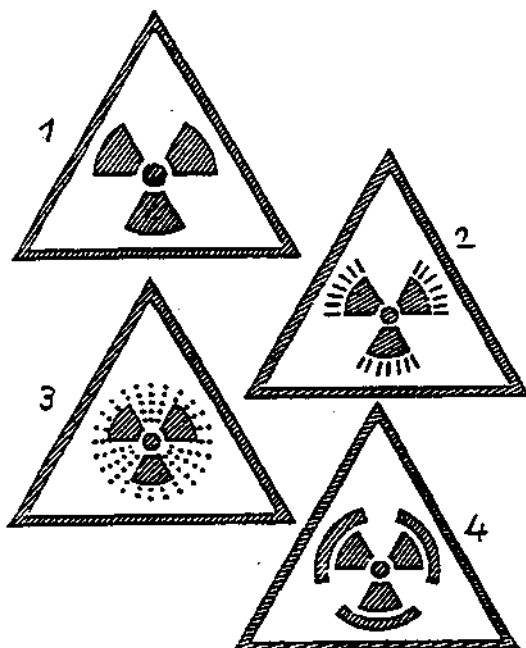


Figura 3. Segnali di presenza di radiazioni ionizzanti (detti comunemente segnali di pericolo).

1. Segnale di pericolo da radiazioni ionizzanti (segnale generico)
2. Segnale di pericolo da irradiazione esterna
3. Segnale di pericolo da contaminazione radioattiva
4. Segnale di pericolo da materiale fissile (criticità).

- costruzione di mappe di rischio lavorativo (cartografia delle nocività) basata sulla ricognizione delle sorgenti, sulle misure del campo di radiazioni, sulle misure di attività in aria e sulle superficie;

- preparazione del piano di emergenza interno (interno all'azienda);
- indagini tecniche sugli infortuni e sugli incidenti sopravvenuti.

IGIENE DELLE POPOLAZIONI PER IL RISCHIO AMBIENTALE DA RADIAZIONI

Questo è un altro campo di azione della "fisica sanitaria operativa", la quale - per questo aspetto - si può considerare una branca specializzata dell'igiene dell'ambiente e delle popolazioni orientata alla prevenzione del rischio ambientale da radiazioni e da sostanze radioattive (per la definizione di rischio ambientale, vedi precedente capitolo). E' naturale dunque, in questo campo, la consultazione e la collaborazione dei fisici sanitari operativi "ambientalisti" con igienisti e ingegneri sanitari, con esperti di igiene e sanità pubblica, con naturalisti, meteorologi, idrologi, geologi, ecologi, ecc.

1. La conoscenza del movimento dei radioelementi, attraverso i vari componenti dell'ambiente in cui sono pervenuti (cosiddetto trasporto ambientale dei radioelementi), è una delle basi scientifiche di questa attività protezionistica (vedi capitolo sulla contaminazione ambientale da sostanze radioattive).

Occorre per esempio conoscere le modalità di diffusione degli aeriformi nei bassi strati atmosferici; le modalità di diffusione dei liquidi nelle acque geografiche, di superficie e di falda; il destino negli anni e nei secoli di materiali depositati nel terreno o in particolari formazioni geologiche.

Occorre anche conoscere il passaggio degli elementi radioattivi negli organismi componenti degli ecosistemi naturali e nelle culture agricole, identificando le vie di

ritorno all'uomo (per lo più con gli alimenti, vegetali e animali).

Fattori di diluizione e diffusione da una parte, fattori di accumulo e concentrazione dall'altra sono studiati per vari ambienti tipici, così da conoscere e prevedere per ciascuno di essi dove la radioattività si disperde e dove invece si ritrova concentrata.

Va detto che nessuna conoscenza generale può esimere dallo studio dello specifico ambiente in cui avviene un determinato scarico di effluenti radioattivi (aeriformi o liquidi), o un deposito di rifiuti solidi. Le conoscenze generali servono ad orientare, a consentire previsioni preliminari e provvisorie, ma non possono dispensare dallo studio dell'ambiente singolo, eseguito sul campo, coi metodi propri dell'ecologia, della meteorologia, della idrogeologia, ecc.

Un tale studio deve essere accompagnato in parallelo da un'inchiesta demografica, sulla distribuzione, composizione e dinamica temporale della popolazione, sugli usi alimentari e su altre caratteristiche di rilievo ai fini protezionistici.

2. L'insieme delle conoscenze ambientali e demografiche d'un sito consente di emettere stime preventive sulle dosi che saranno ricevute dai vari gruppi di individui della popolazione circostante (dosi individuali, dosi collettive), a seguito di uno scarico "unitario" (studio parametrico, riferito per esempio a 1 MBq scaricato). In particolare consente di stimare le dosi ricevute da quel gruppo (a volte topograficamente compatto, a volte rappresentato piuttosto da una categoria di individui, come i bambini, che è esposto a dosi maggiori degli altri gruppi: gruppo critico, gruppo di riferimento).

Questo gruppo sarà tenuto sotto speciale controllo, come testimone di riferimento della situazione. Così pure sarà particolarmente controllata la catena critica di ritorno a questo gruppo della radioattività immessa nell'ambiente, con i suoi nuclidi critici ben identificati.

3. Le analisi ambientalistiche e demografiche sono dunque necessarie per la valutazione e il controllo sanitario d'un sito prescelto per un impianto nucleare. Ma esse sono necessarie anche per stimare la ricettività ambientale limite (o capacità ambientale limite) agli scarichi radioattivi, che viene espressa dall'attività (megabecquerel, curie) immessa all'anno nell'ambiente (atmosfera, acque, suolo), a cui corrisponde - quando sia stato raggiunto l'equilibrio tra attività scaricata per unità di tempo e attività scomparsa per unità di tempo (decadimento radioattivo più allontanamento) - l'assorbimento della dose limite negli individui del gruppo critico.

Le tabelle 1 e 2 danno ragguagli, a titolo di esempio, sulla ricettività dell'ambiente attorno al Centro della Casaccia (Roma) dello ENEA, rispettivamente per il sistema idrologico del torrente Fossetto (scarichi liquidi) e per l'atmosfera locale (scarichi aeriformi).

Le tabelle 1 e 2 riportano anche la via critica, il gruppo critico di persone e l'organo critico, per ciascun nuclide considerato.

La stima della ricettività è sovente richiesta dall'autorità competente quando essa deve approvare e autorizzare la formula di scarico, cioè l'attività di cui è consentito lo scarico in un anno da un impianto, da un ospedale, ecc. La formula di scarico è per lo più uguale ad una frazione (piccola) della ricettività ambientale, scelta con criteri di ottimizzazione protezionistica.

Come detto sopra, il Centro della Casaccia dello ENEA scarica i propri effluenti radioattivi liquidi nel Fossetto, piccolo corso d'acqua affluente dell'Arrone a 1 km dall'estremità del Centro in direzione Sud. La portata media annua del Fossetto è > 100 litri/secondo (1979). Le acque dell'Arrone (portata media annua, prima della confluenza, > 200 litri/secondo (1979)) sono utilizzate a scopo irriguo. Considerata la ricettività di questi corsi d'acqua e considerate le caratte-

Tabella 1. Centro Ricerche Energia Casaccia, ricettività del Fosso agli effluenti liquidi

nuclide	ricettività curie/anno	via critica	gruppo critico e organo critico
H-3	$3 \cdot 10^4$	ingestione di vegetali	contadini, TB
C-14	2	ingestione di vegetali	contadini, grasso
Co-60	18	ingestione di vegetali e pesci	contadini, gastro-intestin.
Sr-90	0,1	ingest. di veget., latte e pesce	contadini, ossa
Ru-103	12	ingestione di pesci e vegetali	pescatori, gastro-intestin.
I-131	0,3	ingestione di latte e vegetali	contadini, tiroide
Cs-137	1,6	ingest. di pesci, latte e vegetali	pescatori, TB
Ce-144	1,3	ingestione di pesci	pescatori, gastro-intestin.
U-135	10	inalazione per risospensione	contadini, polmoni
Pu-239	0,1	inalazione per risospensione	contadini, ossa

(da CNEN-RT/PROT(81)27)

Tabella 2. Centro Ricerche Energia Casaccia, ricettività atmosferica agli effluenti aeriformi

nuclide	ricettività Ci/anno	via critica	gruppo critico e organo critico
H-3	2.10^6	inalazione	abitanti di Osteria Nova, TB
C-14	1.10^6	sommersione	abitanti di Osteria Nova, TB
Kr-85	9.10^6	sommersione	abitanti di Osteria Nova, TB
Sr-90	5	ingestione di vegetali e latte	contadini, ossa
Ru-106	2.10^3	inalazione	contadini, polmoni
I-131	10	ingestione di vegetali e latte	contadini, tiroide
Xe-135	9.10^6	sommersione	abitanti di Osteria Nova, TB
Cs-137	150	ingestione di latte e vegetali	contadini, TB
Ce-144	2.10^3	inalazione	abitanti di Osteria Nova, polmoni
Pu-239	0,4	inalazione	abitanti di Osteria Nova, ossa

(da CNEN-RT/PROT(B1)27)

ristiche dei laboratori e impianti del Centro, le autorità competenti hanno autorizzato la seguente formula di scarico:

$$A_{\text{Sr-90}} + A_{\text{I-131}} + 1/10 A_{\text{Cs-137}} + 1/50 A_{\text{B},\gamma} + 1/50 A_{\alpha} + 100 A_{\text{Pu}} \approx S$$

in cui A è l'attività in millicurie, S vale 10 millicurie su 1 anno, 5 su un trimestre, 1 su un giorno. Lo scarico è consentito purchè la portata del Fossetto non scenda sotto 50 litri/secondo (periodo di magra).

4. Sia gli studi ambientali, sia le inchieste demografiche richiedono talvolta tempi piuttosto lunghi, specie gli studi ambientali. Ciò avviene per la necessità di raccogliere dati nelle quattro stagioni dell'anno, con qualche replica, e per effettuare eventuali campagne ecologiche, meteorologiche e idrologiche sul terreno, con prove e sperimentazioni. Insomma questi studi possono costituire una maglia a tempo lungo nel reticolo di programmazione della costruzione di un impianto nucleare.

5. Passando ad un altro aspetto della radioprotezione ambientale, ricordiamo i rilevamenti e le misure di radioattività nell'ambiente esterno attorno a impianti, a valle di scarichi, in campioni di atmosfera, di acque, di derrate alimentari (monitoring dell'ambiente esterno all'azienda). I metodi sono quelli delle misure e stime dei vari nuclidi presenti: la eseguità delle concentrazioni di attività nei campioni pone sovente problemi di soglia di rivelazione (valore più piccolo di rivelazione, con limiti di confidenza) e di sensibilità dei metodi e degli strumenti di misura.

Mentre molti anni or sono il monitoring era sistematico, cioè rivolto a tutti i componenti dell'ambiente in esame, in ogni luogo e tempo, oggi si utilizza il monitoring orientato, cioè focalizzato sui nuclidi critici, sulle catene critiche, sui gruppi critici di popolazione. Ciò consente risparmio di energie e di mezzi, e un approfondimento della situazione dove il rischio è più elevato, ma ciò esige una capacità d'analisi e di valutazione dell'ambiente che un tempo

era assai meno diffusa e che ancor oggi non è sufficientemente sviluppata in taluni enti, aziende, amministrazioni.

Il controllo di radioprotezione sull'ambiente deve permettere due stime dosimetriche, differenti per significato ma entrambe importanti. La prima riguarda la dose ricevuta dagli individui del gruppo critico, che serve a dimostrare che i limiti di dose sono rispettati e con quale margine di sicurezza: si tratta di dosi individuali, al corpo intero o a singoli organi, espresse in sievert o in rem all'anno o altra unità di tempo. La seconda riguarda la dose di gruppo (o dose collettiva) che è data dalla somma delle dosi ricevute da tutti i singoli membri della comunità esposta, espressa in sievert-uomo o in rem-uomo all'anno o altra unità di tempo.

La dose di gruppo (che è d'altra parte uguale al prodotto della dose media pro capite per il numero delle persone esposte) è rappresentativa del rischio di effetti tardivi per quella comunità. Un effetto grave tardivo corrisponde infatti - con le presenti stime di rischio, nel quadro dell'ipotesi di linearità senza soglia di dose della relazione dose-effetto - ad un dato valore della dose collettiva (1 morto da tumore/10² sievert-uomo di irradiazione "cronica"). Come è stato detto più volte, la dose collettiva è alla base delle considerazioni di ottimizzazione protezionistica.

Può essere interessante seguire su schemi a blocchi il lavoro abituale dei fisici sanitari operativi di cui si è parlato nei paragrafi che precedono. Si vedano le figure 4 e 5; esse, peraltro, sono incomplete nel richiamare compiti e mansioni, e non chiariscono le responsabilità formali (del datore di lavoro, dell'esperto qualificato) per le varie fasi in cui si realizza la protezione. La figura 4 riguarda i principali campi d'azione della sorveglianza fisica durante la progettazione, la figura 5 durante l'esercizio di un impianto.

6. In aggiunta al monitoring dell'ambiente esterno che deve esser effettuato attorno a ciascuna installazione nucleare, il controllo dell'igiene delle popolazioni per il rischio

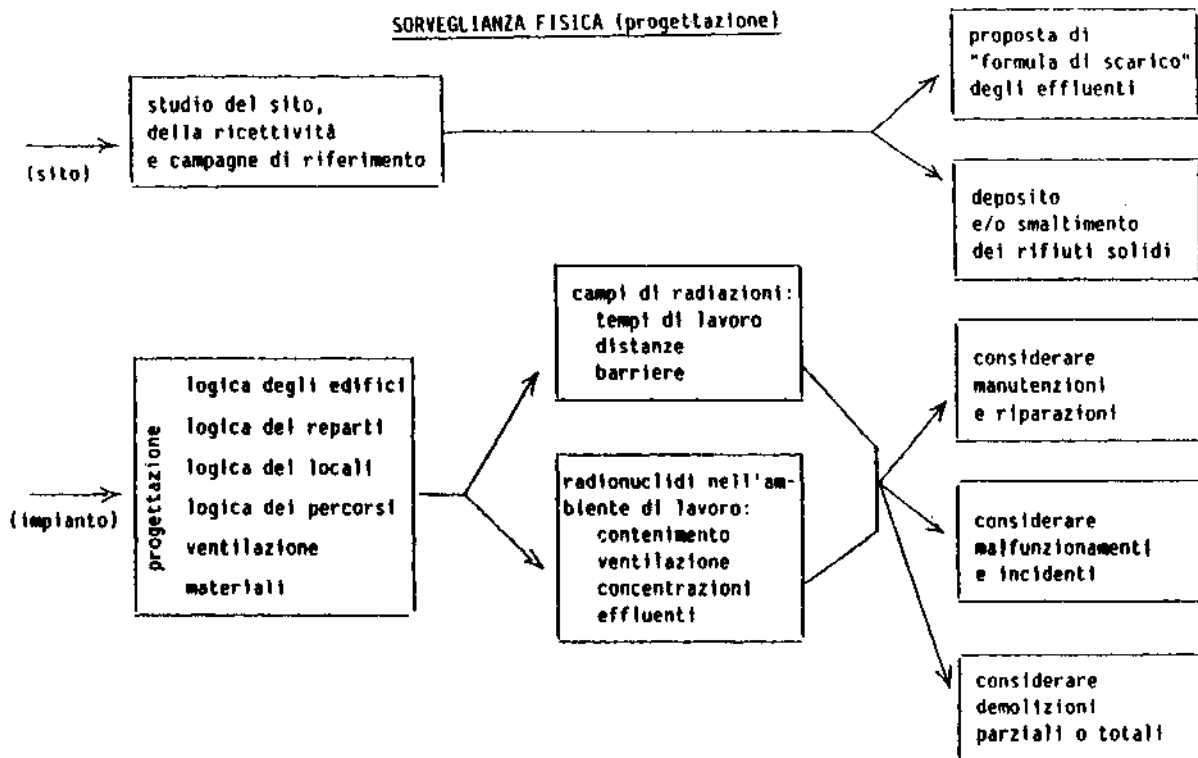


Figura 4. Schema a blocchi dei principali campi di studio e di azione in materia di sorveglianza fisica durante la progettazione e la costruzione d'un impianto.

SURVEGLIANZA FISICA (esercizio)

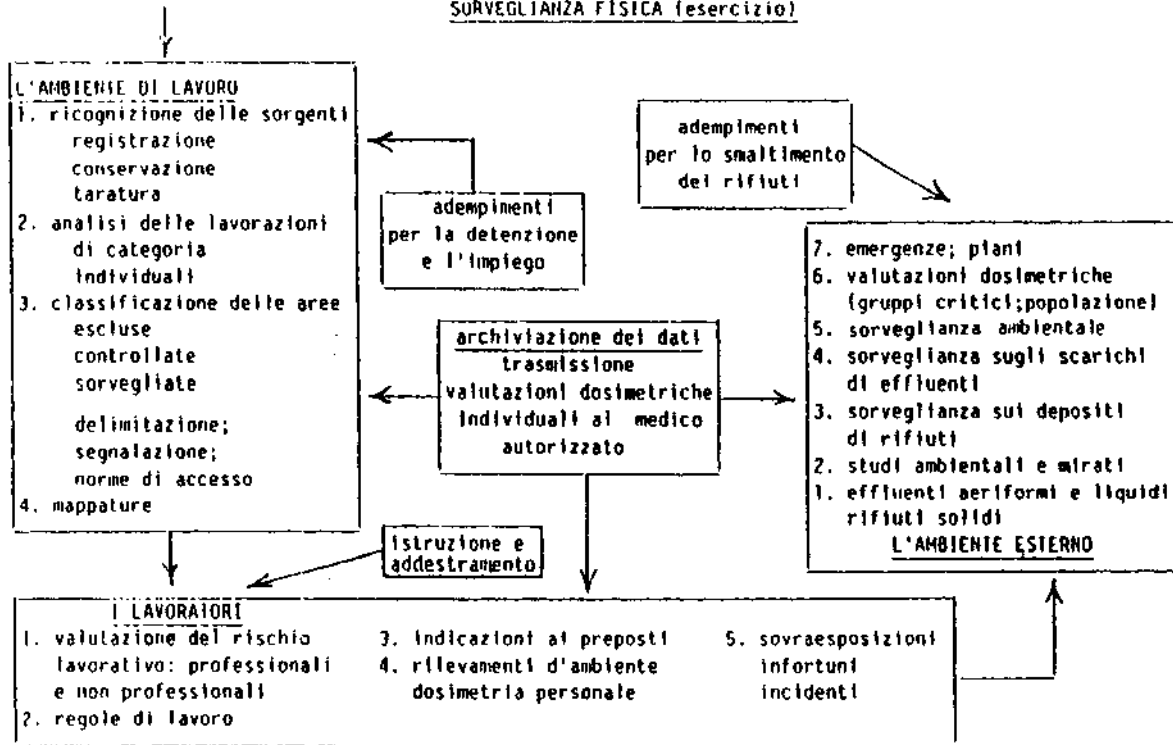


Figura 5. Schema a blocchi dei principali campi di studio e di azione in materia di sorveglianza fisica, durante l'esercizio di un impianto.

ambientale da radiazioni richiede che siano altresì effettuate, su scala nazionale e al di fuori delle aree sorvegliate dalle aziende, controlli e misure dell'attività presente in varie matrici ambientali e negli alimenti. Ciò consente di seguire e di valutare l'andamento nel tempo (mesi, trimestri, anni) dell'attività sul territorio dei vari nuclidi da operazioni umane, onde tener sotto controllo le contaminazioni "diffuse" (cioè estese al territorio nazionale), quali ad esempio quelle dovute al fallout atmosferico dei test militari nucleari.

Debbono pertanto esser predisposte e tenute in costante funzionamento reti nazionali (distinte e separate dalle reti locali di controllo attorno a ciascuna installazione nucleare) di stazioni di prelievo periodico di campioni da avviare regolarmente a laboratori per le misure dell'attività. In Italia queste misure sono cominciate molto presto (1956) e vengono periodicamente resi noti i risultati di esse mediante pubblicazioni edite dallo ENEA-DISP.

Com'è ovvio, questo controllo ambientale e alimentare è a carico e di pertinenza dell'amministrazione pubblica. La legge stabilisce che, sulla base di direttive emanate dal Ministero della Sanità, lo ENEA-DISP coordini le misure effettuate sul territorio nazionale dalle varie istituzioni e dai vari enti e promuova l'installazione di stazioni di prelievo di campioni e delle relative misure di attività.

Numerose sono le istituzioni pubbliche che hanno collaborato e collaborano a questo complesso programma di reti nazionali di controllo della radioattività ambientale. Con molta lentezza (salvo alcune eccezioni) si stanno aggiungendo ad esse, in questi anni, le strutture del Servizio Sanitario Nazionale (in particolare le strutture regionali) alle quali la legge ha delegato nel 1978 il controllo della radioattività ambientale.

Il metodo della collaborazione tra enti nel controllo della radioattività ambientale ha diversi vantaggi, tra cui quello di mantenere in costante funzionamento centri indipendenti di prelievo e di misura. Questi centri costituiscono una

utile ridondanza nel caso di situazioni eccezionali e di emergenza. La tabella mostra il numero di stazioni di prelievo esistenti in Italia (1984), per le varie matrici.

Tabella 3. Matrici, numero delle stazioni di prelievo, tipo delle misure di radioattività ambientale e loro frequenza, in Italia (1984)

matrice	numero delle stazioni	tipo delle misure	frequenza delle misure
aria	22	beta totale	g
	24	spettrometria	m
	1	Pu	m
fallout	7	spettrom.; Sr-90; Cs-137	m
acqua di mare	4	Cs-137; Sr-90	6 m
sedimenti marini	4	Cs-137	6 m
corsi d'acqua	3	spettrometria	3 m
acque irrigue	2	Sr-90	3 m
acque potabili	2	spettrometria	6 m
latte	11	Sr-90; Cs-137	3 m
carni	2	spettrometria; Cs-137	6-12 m
dietà	3	Cs-137; H-3; Pu	3-12 m
alimenti industr.	2	spettrometria; Sr-90	6-12 m

g, giorni; m, mesi. (Fonte: Doc. DISP-ARA/5/86).

Sul numero delle stazioni di prelievo, si può osservare che per alcune matrici è opportuno che esso venga accresciuto. Ma non di molto, perché non ve ne è motivo sanitario. La capacità di prelievo e di misura, con numerosi centri operanti nel Paese, può infatti esser aumentata d'un fattore 5-10 e più, quando ciò si riveli necessario, per la durata di qualche settimana, come è avvenuto dopo il recente incidente catastrofico di Chernobyl.

Nel capitolo sulla irradiazione esterna è stato mostrato (figura 7) l'andamento dei valori medi mensili della concentrazione di attività beta totale media nell'aria

(pCi/m³) sull'intera Italia (1957-1981). Trattandosi di controlli relativi all'igiene delle popolazioni è corretto riferirsi alle medie su ampie aree più che ai valori locali. In Italia la nube di Chernobyl ha elevato la concentrazione di attività nell'aria a circa 36 pCi/m³ nel mese di maggio 1986, per poi scendere a circa 0,16 pCi/m³ nel mese di giugno (vedi per paragone la già citata figura 7).

MEDICINA DEL LAVORO CON RADIAZIONI

Queste attività sono affidate ai medici autorizzati i quali, generalmente, sono specialisti in medicina del lavoro che hanno acquisito cognizioni particolari di radioprotezione.

1. Ecco un elenco incompleto delle principali attività cui si dedica un Servizio di medicina del lavoro con rischio lavorativo di radiazioni:

- valutare se i lavoratori sono idonei, dal punto di vista medico, per il lavoro cui sono destinati;
- verificare periodicamente tale idoneità (visite mediche periodiche);
- illustrare ai lavoratori i rischi biologici delle radiazioni;
- organizzare e tenere operante un servizio di pronto soccorso agli infortunati, specie agli infortunati da irradiazione o contaminazione;
- organizzare e tenere operante un servizio di decontaminazione dei lavoratori;
- intervenire con esami speciali, esami di laboratorio ed eventualmente con terapia opportuna su persone che abbiano ricevuto dosi in eccesso alle dosi massime ammissibili o presentino contaminazioni corporee di rilievo sanitario;
- richiedere nei casi certi o sospetti di forte sovraespo-

sizione l'esame della frequenza di particolari aberrazioni cromosomiche nei linfociti del sangue circolante (cosiddetta "dosimetria biologica delle forti sovraesposizioni, capace di stimare dosi al corpo intero da 0,1 Gy in su);

- contribuire all'igiene generale del lavoro nei luoghi con rischio da radiazioni, esaminando anche le noxae convenzionali che possono agire in sinergismo con le radiazioni;
- formare e conservare un archivio delle schede mediche individuali, che resti a disposizione nell'interesse medico del lavoratore e per questioni e riscontri medico-legali.

Le visite mediche sono accompagnate da esami clinici di laboratorio: si determinano i valori degli elementi figurati del sangue (globuli rossi/mm³; globuli bianchi/mm³; piastrine/mm³) e la "formula leucocitaria". Esami collaterali riguardano la lente cristallina degli occhi, la presenza di daltonismo, la cute delle mani, la funzione renale (incorporazione-escrezione), la funzione respiratoria (inalazione-esalazione), ecc.

Per eseguire la dosimetria biologica è necessario costruire con misure "in vitro" una curva di taratura che fornisca la frequenza di particolari aberrazioni cromosomiche in funzione della dose ricevuta dai campioni di sangue. Il confronto tra frequenza di tali aberrazioni osservate nei linfociti circolanti dell'infortunato e i valori che si leggono sulla curva di taratura consente di stimare la dose media ricevuta dal corpo intero a seguito dell'infortunio, sia che l'irradiazione abbia riguardato l'organismo in toto oppure una sola parte di esso.

Può essere utile seguire su uno schema a blocchi il lavoro del medico autorizzato in materia di accertamenti medici: si veda la figura 6.

2. La legge vigente richiede che i lavoratori professionalmente esposti a radiazioni siano esaminati preventivamente e periodicamente (ogni 6 mesi) per giudicare la loro idoneità lavorativa. La storia medica, l'esame medico generale, taluni

ACCERTAMENTI MEDICI

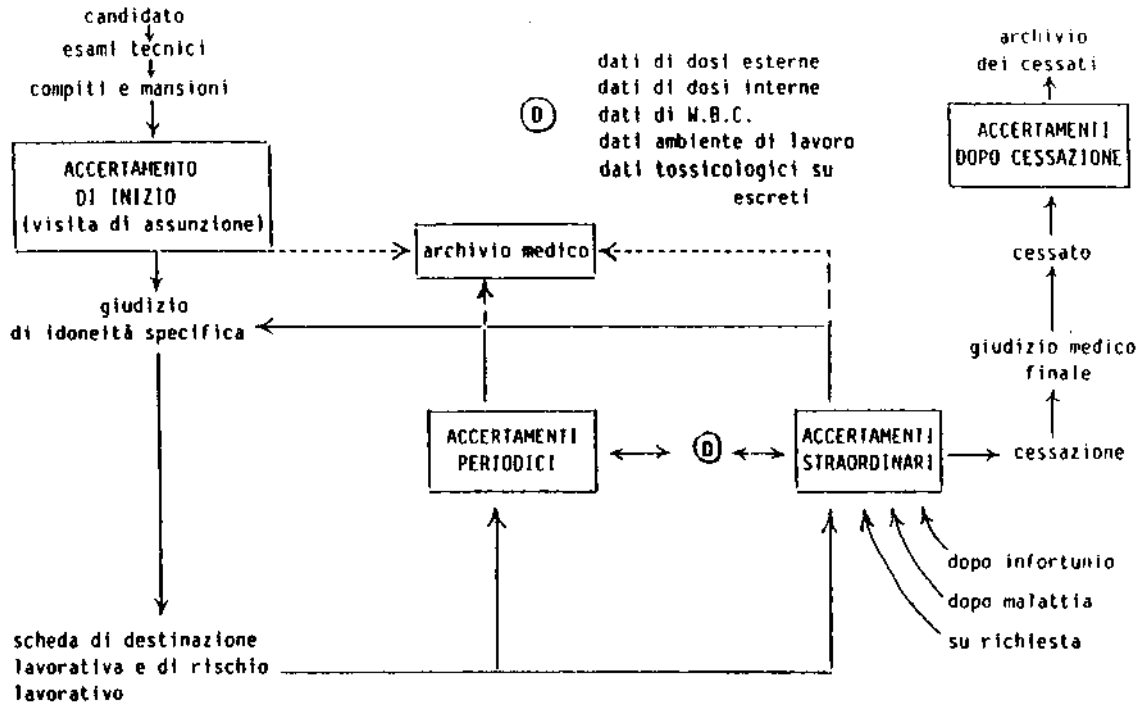


Figura 6. Schema a blocchi degli accertamenti medici (visite mediche, esami clinici di laboratorio) per lavoratori esposti a radiazioni.

esami specialistici, esami clinici di laboratorio, le mansioni lavorative affidate, sono tutti elementi per giungere alla dichiarazione di idoneità.

Vi è stato un periodo, tra gli Anni Cinquanta e Sessanta, nel quale in vari paesi si era affermato il criterio statistico di normalità come base del giudizio di idoneità per taluni caratteri quantitativi degli esami clinici di laboratorio. Si considerava idoneo un individuo che, per un carattere quantitativo, presentasse uno scarto dal valore medio delle persone sane non superiore, poniamo, di due volte il valore della deviazione standard. Il criterio si applicava al numero di elementi figurati per mm³ del sangue, al filtrato renale per minuto, ecc.

Sono state sollevate critiche a questo criterio di normalità statistica perchè vi possono essere forti deviazioni dalla media non patologiche (si pensi, per fare un esempio d'immediata intuizione, all'altezza in cm di un individuo). Si è dunque insistito per togliere il carattere discriminante al criterio statistico, a favore di un criterio di valutazione medico-clinica, riferita a forme morbose pregresse o in corso.

In questa visione, ogni candidato è dunque considerato come caso a sè, e spetta al medico autorizzato di determinare se egli è idoneo per quel particolare lavoro con quel particolare rischio lavorativo.

Non esiste una lista di criteri di non idoneità universalmente accettata, anche perchè a seconda dei luoghi e delle lavorazioni tale lista dovrebbe essere opportunamente adattata.

3. Schematizzando, i lavoratori sono classificati in tre gruppi:

- coloro che sono idonei al lavoro con radiazioni, eventualmente a condizioni specificate;
- coloro che sono temporaneamente non idonei e debbono rimanere sotto osservazione medica per decidere sulla loro

idoneità;

- coloro che sono permanentemente non idonei.

Una decisione in ordine a quest'ultima classificazione va presa solo dopo ripetuti esami ed eventuale consultazione tra medici.

La legge prevede un caso in cui l'idoneità riconosciuta dal medico autorizzato deve essere riconosciuta anche da una speciale Commissione medica: si tratta dell'idoneità fisica e psichica richiesta per gli operatori di impianto nucleare. Gli accertamenti presso l'apposita Commissione medica nazionale sono ripetuti ogni tre anni.

4. Le motivazioni di fondo per la non idoneità sono sostanzialmente due:

- non idoneità nell'interesse sanitario del candidato, nel senso che alcune predisposizioni patologiche o talune forme morbose in atto potrebbero divenire più gravi a seguito del lavoro con radiazioni o a seguito di contaminazioni radioattive. Per esempio: un individuo con eczema umido alle mani non è idoneo a lavorazioni che comportino la manipolazione di sostanze radioattive libere, sia perchè la barriera cutanea è deficitaria (le sostanze più facilmente possono entrare attraverso la cute), sia perchè la forma morbosa non consentirebbe lavaggi e decontaminazioni con sapone ed altri detergenti al termine dei turni lavorativi e in caso di contaminazione cutanea;
- non idoneità per ragioni di sicurezza del lavoro, nel senso che alcune forme morbose e alcune deficienze funzionali d'ordine sensoriale potrebbero essere causa di incidenti anche gravi. Per esempio: un individuo con daltonismo non è idoneo a operare quadri di comando di impianti per i quali il riconoscimento di luci colorate di segnalazione sia una precisa esigenza.

5. Il caso di irradiazioni esterne gravi che diano manifestazioni patologiche precoci è assai raro nell'industria nucleare

propriamente detta e anche nelle varie applicazioni delle radiazioni e dei radioisotopi. I casi mortali da irradiazione grave ed acuta sono stati 13 dal 1940 ad oggi, in tutto il mondo, come è già stato ricordato in un capitolo precedente.

Un'attività che ha presentato in passato e presenta forse ancor oggi aspetti insoddisfacenti a causa dell'irradiazione talvolta cospicua delle mani degli operatori è la roentgenscopia. Essa è praticata, oltre che dai radiologi, da traumatologi, ortopedici e chirurghi. La mancanza di precauzioni dà luogo in qualche caso a radiodermiti e talora a tumori cutanei. Lo INAIL negli anni recenti ha riconosciuto in Italia, tra i medici ed i tecnici di radiologia, 40-60 casi all'anno di malattia professionale (per lo più radiodermiti), dei quali circa metà con invalidità indennizzabile.

Le radiodermiti acute e croniche vanno clinicamente seguite da radiologi radioterapisti, che sono gli specialisti medici che hanno migliore conoscenza dell'andamento e dell'evoluzione di queste forme morbose; essi potranno richiedere interventi di chirurgia plastica nel caso di ulcerazioni torpide, o di chirurgia demolitiva nel caso di degenerazione cancerosa.

La grave esposizione del corpo intero a radiazioni penetranti richiede il ricovero in osservazione per dosi che superino 1 sievert (100 rem) e trattamento terapeutico di sostegno alla crisi ematica e di prevenzione delle infezioni per i casi che superino 1,5-2 sievert (150-200 rem). Solo pochi centri in Europa sono di continuo pronti ad accogliere irradiati gravi, ed è opportuno avviare a questi centri l'infortunato, piuttosto che eseguire trattamenti e controlli in cliniche o ospedali che non siano già da tempo e costantemente attivi in questo campo.

6. Anche le contaminazioni corporee gravi (e conseguenti irradiazioni interne) sono eventi che si verificano raramente.

L'introduzione corporea accidentale di radionuclidi in quantità che superino largamente i valori ammessi richiede

interventi medici per ridurre la radioattività presente nell'organismo.

Se questa è accumulata in forma insolubile nei tessuti attorno ad una ferita cutanea (Plutonio) occorrerà cercare di rimuoverla meccanicamente; in alcuni rari casi, si renderà necessaria una limitata escissione cutanea.

Se l'attività è stata inalata nell'albero respiratorio in forma insolubile, si potrà cercare di veicolarla nel sangue mediante inalazione di sostanze chelanti (per esempio, sale trisodico-monocalcico dell'acido dietilen-triaminopentacetico, DTPA); dal sangue la molecola di chelante+radioisotopo passerà negli escreti. I chelanti a lungo somministrati per via endovenosa riescono anche a rimuovere una parte dei nuclidi che si fossero depositati nel tessuto osseo.

Se l'attività introdotta è costituita da radioiodio, si può somministrare ioduro di potassio (0,15 g entro 1-2 ore dall'introduzione); si ottiene in questo modo una forte diluizione isotopica del radioiodio nel plasma e nel contempo nei tessuti, e "saturazione" di iodio in massima parte stabile nei tessuti della ghiandola tiroidea ("blocco tiroideo"); la dose alla tiroide può così esser ridotta a $1/2$, e anche a $1/10$ rispetto alla non somministrazione. In caso d'urgenza e in mancanza di KI, il medico può somministrare, diluite in un bicchiere d'acqua, gocce di Iodosan oppure di tintura di iodio.

7. Le contaminazioni di cute e mucose (mani, volto; congiuntiva degli occhi) sono eventi non rari e richiedono lavaggi appropriati e sovente insistiti allo scopo di ridurre entro livelli accettabili la densità areale dell'attività (Bq/cm^2). La scelta dei liquidi, dei saponi, dei detersivi, di sostanze chimiche è effettuata dal medico o da infermiere adeguatamente istruito.

ASPETTI SANITARI DELLA GESTIONE DEI RIFIUTI RADIOATTIVI

La gestione dei rifiuti radioattivi è argomento di vasta portata che solo per gli aspetti sanitari fa parte della radioprotezione. Nella Parte terza un capitolo apposito è dedicato ai rifiuti radioattivi. Qui anticipiamo alcuni elementi definitivi e riportiamo uno schema a blocchi delle varie azioni concernenti la gestione dei rifiuti solidi, mutuato in parte da analoghi schemi ben conosciuti dell'igiene generale e della ingegneria sanitaria.

1. Occorre distinguere due diversi generi di rifiuti radioattivi:

- quelli aeriformi e liquidi di un impianto o di un reparto. In piccola misura e con opportune modalità possono essere smaltiti come "scarichi" (discharges) nell'ambiente (e sono anche detti "effluenti");
- quelli solidi o solidificati, costituiti da scorie, residui di lavorazioni, residui di processo, parti guaste, sostituite, demolite di un impianto. Con opportune modalità possono essere tenuti in depositi controllati (storage) e/o smaltiti mediante seppellimento (burial), affondamento in mare (sea dumping) oppure mediante collocamento in formazioni geologiche appropriate (geological disposal); in alcuni casi di esigua entità possono essere smaltiti come "scarichi" nell'ambiente.

2. Quando si decide per lo scarico nell'ambiente, si punta sui fenomeni di diluizione dell'effluente nell'aria, nelle acque, nel suolo, cosicchè la sua concentrazione scenda al di sotto dei valori considerati accettabili.

Quando si decide la collocazione in formazioni geologiche, si punta sull'isolamento (dalla idrosfera, dalla biosfera) per un tempo abbastanza lungo, tale da sfruttare il naturale decadimento radioattivo dei radionuclidi presenti nei rifiuti, fino a livelli di attività e di concentrazione

trascurabili sotto il profilo ecologico e sanitario.

In linea generale, lo scarico nell'ambiente è possibile solamente per rifiuti di poca entità oppure con decadimento radioattivo non lungo. La collocazione in formazioni geologiche è necessaria negli altri casi.

3. Si osservi la figura 7 e si noti come i primi stadi della gestione dei rifiuti radioattivi solidi consistano in operazioni quali la raccolta nei luoghi di produzione, l'allontanamento da essi, l'eventuale cernita di taluni componenti dei rifiuti (che può portare ad una riutilizzazione). Queste operazioni richiedono un'attenta sorveglianza di fisica sanitaria, per evitare contaminazioni e dosi.

4. Interessanti sono le operazioni tecniche condotte sui rifiuti che vanno sotto la denominazione di trattamento e di condizionamento (vedi figura 7). Il trattamento ha in genere lo scopo di ridurre il volume del rifiuto, in vista del deposito e/o dello smaltimento; il condizionamento (o confezionamento) ha lo scopo di rendere più sicura e facile la manovrabilità, il trasporto, la conservazione temporanea.

5. Per la radioprotezione sono importanti gli studi e le scelte dei luoghi di deposito (controllato e temporaneo, eventualmente anche per molti anni), dei luoghi di scarico e - soprattutto - di smaltimento mediante seppellimento oppure collocazione in formazioni geologiche. Si tratta di studi ambientali multidisciplinari che richiedono tempi non brevi. Le scelte debbono esser condotte tenendo presenti i molti parametri in gioco.

6. Per la radioprotezione sono altresì importanti (e non compaiono nella figura) i rilevamenti su ogni scarico e su ogni smaltimento (forma, attività, concentrazione) e i rilevamenti ambientali attorno a luoghi di scarico, ai luoghi di deposito e/o di smaltimento superficiale.

I rilevamenti (misure di radioattività, monitoring) debbono consentire di formulare la stima delle dosi ai gruppi

GESTIONE DEI RIFIUTI RADIOATTIVI SOLIDI
(radioactive waste management)

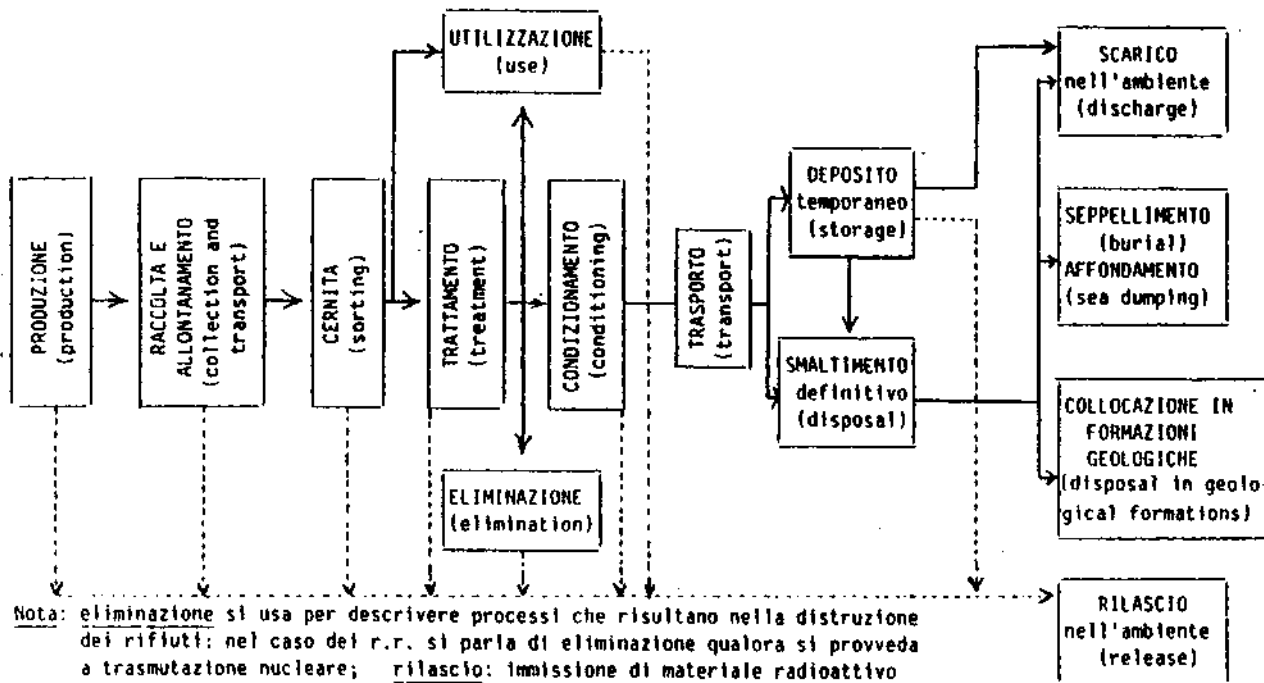


Figura 7. Schema a blocchi della gestione dei rifiuti radioattivi, con particolare riferimento ai rifiuti solidi.

di persone più esposte (gruppi critici) e la stima delle dosi collettive.

Si sottolinea che la gestione (e in particolare scarico e smaltimento) dei rifiuti radioattivi è un tipico campo a cui si applica il criterio di ottimizzazione protezionistica.

ALCUNE INDICAZIONI BIBLIOGRAFICHE

- International Commission on Radiological Protection, ICRP. Publication 35. General principles of monitoring for radiation protection of workers. Pergamon Press, Oxford, 1982.
- International Commission on Radiological Protection, ICRP. Publication 43. Principles of monitoring for the radiation protection of the population. Pergamon Press, Oxford, 1984.
- International Atomic Energy Agency, IAEA. Safety Series no. 1-85. IAEA, Vienna 1958-1987.
- International Atomic Energy Agency, IAEA. Safety Series no. 41. Objectives and design of environmental monitoring programmes for radioactive contaminants. IAEA, Vienna, 1975.
- US National Council on Radiation Protection and Measurements, NCRP. Operational radiation safety program. NCRP Report no. 59, NCRP Publications, Bethesda, Md., USA, 1978.
- Manual on early medical treatment of possible radiation injury. IAEA Safety Series no. 47, Vienna, 1978.
- Tagliati S. Manuale di protezione contro le radiazioni ionizzanti. CNEN, Roma. III edizione, 1979.
- Giubileo M. La sorveglianza medica della protezione.

Dispense di lezioni tenute alla Scuola di specializzazione in Medicina Nucleare dell'Università di Milano, 1977-1978; presso l'autore, CCR-Euratom, Ispra (Varese).

- Stancari V. Guida alla sorveglianza medica della radioprotezione. Patron, Bologna, 1979.

Parte terza

ASPETTI SETTORIALI, TECNICI E OPERATIVI
DELLA RADIOPROTEZIONE

LE SCHERMATURE (°)

I n d i c e

	pagina
Le schermature quali elemento della radioprotezione	364
Schermature per particelle cariche	368
Schermature per radiazioni elettromagnetiche	369
1. Attenuazione di fotoni monoenergetici in condizioni di buona geometria	371
2. Attenuazione di fotoni monoenergetici in condizioni di cattiva geometria	375
3. Attenuazione di fotoni non monoenergetici	380
Schermature per i neutroni	384
1. Considerazioni generali	384
2. Assorbimento di neutroni di varia energia	385
3. Teoria della sezione d'urto di rimozione	388
Nozioni essenziali per la progettazione d'una schermatura	391
1. Scelta dei materiali schermanti	392
2. Schermi primari e schermi secondari	394
3. Esempi di calcolo di schermature	397
Alcune indicazioni bibliografiche	402

Nota preliminare. I mezzi che possono venire impiegati per diminuire l'irradiazione esterna del corpo umano sono tre: riduzione dei tempi di esposizione, aumento della distanza tra sorgente e corpo, interposizione di barriere (schermature).

(°) a cura di Franco Lucci

Quest'ultimo mezzo presenta aspetti tecnici, di calcolo e di realizzazione che debbono essere conosciuti nelle linee generali da chiunque si occupi di radioprotezione.

L'argomento sarà ripartito con riguardo alla radiazione considerata: schermatura di particelle cariche, schermatura di fotoni, schermatura di neutroni. Alcuni esempi di calcolo di schermature aiuteranno a fissare i concetti illustrati.

La progettazione e il calcolo di schermature complesse per fasci e campi di radiazioni molto energetiche e per campi misti gamma-neutroni richiede un insieme di approfondite conoscenze di fisica delle radiazioni. A ciò si dedicano gruppi di specialisti che hanno elaborato, tra l'altro, numerosi codici di calcolo. Di questi aspetti del problema delle schermature non sarà trattato in questa sede.

LE SCHERMATURE QUALI ELEMENTO DELLA RADIOPROTEZIONE

Data una sorgente esterna al corpo umano i principali parametri che determinano le dosi da irradiazione alle persone sono: il tempo di esposizione, la distanza dalla sorgente e le schermature presenti tra essa e le persone esposte. I due primi parametri, tempo e distanza, dipendono normalmente dal tipo di operazioni da effettuare e, entro certi limiti, dall'organizzazione del lavoro. Tali fattori devono essere pertanto considerati, assieme alle caratteristiche della sorgente, quali dati di partenza per il progetto delle schermature, cioè di quegli spessori di materiali assorbenti che si interpongono tra la sorgente e le zone interessate, fino a ridurre i livelli di radiazione e di dose ai valori desiderati.

Il progetto delle schermature in un caso reale può essere suddiviso, almeno idealmente, in stadi successivi che

sono i seguenti.

1. Scelta dei livelli di radiazione negli ambienti protetti. E' chiaro che il primo passo per un progetto di schermature consiste nel fissare i livelli di radiazione che si desidera ottenere nei vari ambienti da proteggere. Ciò richiede prima un'analisi della destinazione dei locali e successivamente la determinazione dei livelli o valori di progetto del rateo d'esposizione o di dose, che saranno naturalmente basati sulle Dosi Massime Ammissibili (DMA) per le persone che frequentano tali locali.

Si dovrà anche tener conto del cosiddetto fattore d'occupazione T, pari alla frazione del tempo d'utilizzazione della sorgente durante il quale l'ambiente considerato è effettivamente occupato da persone.

Abbiamo detto che i valori di progetto sono basati sulle DMA. Ciò non significa però che coincidano con esse. Di regola si segue infatti il criterio di adottare valori di progetto inferiori alle DMA, in accordo al principio fondamentale della radioprotezione che raccomanda di contenere le dosi a livelli così bassi quanto ragionevolmente ottenibili (as low as reasonably achievable): il concetto di ottimizzazione raccomandato dalla ICRP, del quale è stato detto in capitoli precedenti, deve essere tenuto presente e utilizzato.

Inoltre nell'eseguire i calcoli si usa sovente introdurre, se ciò non comporta eccessivi aggravii di spesa, un cosiddetto fattore di sicurezza (tale che porti ad aumentare lo spessore della schermatura, o comunque la sua capacità schermante): esso consente di far fronte alle inevitabili approssimazioni che si devono introdurre nei calcoli stessi o che comunque conviene adottare per motivi di semplicità.

2. Analisi delle caratteristiche del campo di radiazioni. Il secondo punto è l'analisi del campo di radiazioni attorno alla sorgente. Si noti che in questo contesto il termine sorgente è usato in senso generico e può indicare sia sorgenti radioattive, sia apparecchiature contenenti sorgenti radioattive

(apparecchi per gammagrafia, "bombe" al cobalto, ecc.), sia macchine radiogene (apparecchi a raggi X, acceleratori, ecc.).

In questa fase bisognerà identificare il tipo e l'intensità delle radiazioni (rateo) e tutti gli altri parametri fisici importanti per la progettazione, relativi sia alle radiazioni primarie emesse dalla sorgente sia alle radiazioni secondarie eventualmente emesse da oggetti irradiati. Le caratteristiche del campo più importanti sono, per un dato tipo di radiazioni,

- lo spettro energetico,
- l'intensità media,
- la distribuzione geometrica.

Ad esempio, nel caso di un acceleratore di elettroni da 30 MeV usato senza bersagli interni bisognerà considerare, oltre agli elettroni primari:

- i fotoni di Bremsstrahlung prodotti quando essi incidono su un qualsiasi materiale;
- i neutroni prodotti per reazioni (γ, n) a partire dai suddetti fotoni di Bremsstrahlung.

3. Progetto delle schermature. Consiste nel valutare il tipo, la geometria e lo spessore dei materiali che, interposti tra la sorgente e gli ambienti da proteggere, riducono in essi i livelli di radiazioni ai valori di progetto.

Esso è naturalmente condizionato da molteplici esigenze. Oltre all'attitudine dei vari materiali ad assorbire le radiazioni presenti, devono essere considerati molti altri fattori, tra cui principalmente l'economicità, il peso e la robustezza strutturale delle sostanze considerate, eventuali problemi d'ingombro, fino a problemi d'infiammabilità o di evaporazione per schermi in paraffina o acqua.

Essenzialmente si tratta di valutare l'attenuazione negli schermi delle radiazioni primarie provenienti dalla sorgente, nonché delle eventuali radiazioni secondarie prodot-

te nel corso dei processi d'assorbimento. Successivamente, definite le caratteristiche fisiche del campo di radiazioni emergenti dalle schermature, si convertono tali risultati in unità di dose.

Il progetto di una schermatura potrà essere basato sia su calcoli teorici o su modelli semi-empirici, sia su risultati sperimentali in precedenza acquisiti. Si noti che la complessità dei fenomeni di assorbimento è generalmente tale da richiedere l'introduzione di ipotesi semplificatrici, che dovranno essere formulate in modo cautelativo, pur senza risultare tanto pessimistiche da portare a un'ingiustificata ridondanza degli spessori finali. Per i suddetti calcoli è spesso necessario ricorrere ad elaboratori elettronici, specie nel caso delle grosse installazioni (reattori, acceleratori, ecc.) o quando per motivi economici o tecnici sia richiesta un'accurata approssimazione dei calcoli.

4. Accorgimenti per le soluzioni di continuità (tetti, porte, "penetrazioni" o altre aperture). In caso di sorgenti di notevole pericolosità una parte importante del progetto riguarda le soluzioni di continuità delle schermature, quali ad esempio le aperture praticate nelle schermature stesse per motivi di accesso o per il passaggio di cavi o tubi.

In primo luogo ogni apertura in uno schermo che protegga un ambiente accessibile dovrà essere praticata in modo da mantenere uno spessore di materiale schermante uguale o equivalente a quello di progetto. Ciò si ottiene mediante porte schermanti o mediante labirinti. I labirinti dovranno, come vedremo nel seguito, essere progettati in modo da limitare anche i livelli di radiazione diffusa entro i valori di progetto.

Un altro problema importante per le sorgenti più intense è costituito dall' "effetto cielo" (skyshine), consistente nella diffusione verso il basso da parte dell'aria di radiazioni originariamente dirette verso l'alto. Questo fenomeno può comportare la necessità di schermature verso l'alto di spessori dello stesso ordine di grandezza di quelle

laterali.

LE SCHERMATURE PER PARTICELLE CARICHE

Per la schermatura di particelle cariche gli effetti più importanti sono:

- la perdita d'energia per ionizzazione e per eccitazione,
- l'eventuale produzione di radiazioni secondarie penetranti,
- talvolta, la diffusione coulombiana.

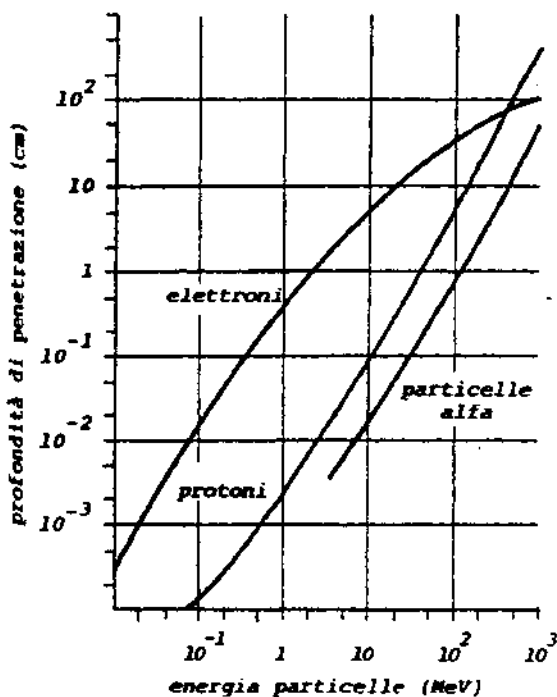


Figura 1. Profondità di penetrazione in acqua di elettroni, protoni e particelle alfa (densità 1 g/cm^3).

Ricordiamo che le particelle cariche perdono energia in modo praticamente continuo per collisione; per esse si può definire perciò una profondità di penetrazione (range). In figura 1 sono mostrate le profondità di penetrazione in acqua per elettroni, per protoni e per particelle alfa.

La protezione dagli effetti diretti delle particelle cariche potrà perciò essere garantita semplicemente da uno schermo di spessore maggiore della massima profondità di penetrazione delle particelle in questione. Naturalmente, però, nell'assorbimento delle particelle cariche si può avere la produzione di radiazioni secondarie penetranti che dovranno esse stesse essere attenuate da schermi convenienti.

LE SCHERMATURE PER RADIAZIONI ELETTROMAGNETICHE

Lo studio delle schermature per radiazioni elettromagnetiche è, in ultima analisi, lo studio del processo di trasporto e di assorbimento negli schermi dell'energia trasportata dai fotoni provenienti dalla sorgente. Occorre tener presente che i fotoni non sono direttamente ionizzanti: l'assorbimento d'energia avverrà perciò soprattutto tramite gli elettroni secondari generati nel mezzo. La complessità della situazione può essere schematizzata nel seguente diagramma di flusso dell'energia (figura 2).

In definitiva, l'energia elettromagnetica può trasformarsi in energia cinetica degli elettroni in modo praticamente totale (effetto fotoelettrico e creazione di coppie) o parziale (effetto Compton) e l'energia cinetica degli elettroni a sua volta può trasformarsi in energia di eccitazione o di ionizzazione degli atomi (e quindi in "ultima ratio" in calore) oppure ritrasformarsi in energia elettromagnetica (Bremsstrahlung).

Nello schema sono indicate anche altre linee di flusso di minor importanza pratica, che si commentano da sè, ed anche (come l'assorbimento nucleare) la possibilità di reazioni nucleari. Tale possibilità, pur non avendo grande importanza nel processo complessivo di trasporto d'energia, non va dimenticata per la concomitante produzione di particelle, specie neutroni che sono la componente più penetrante ad energie elevate (superiori a qualche decina di MeV).

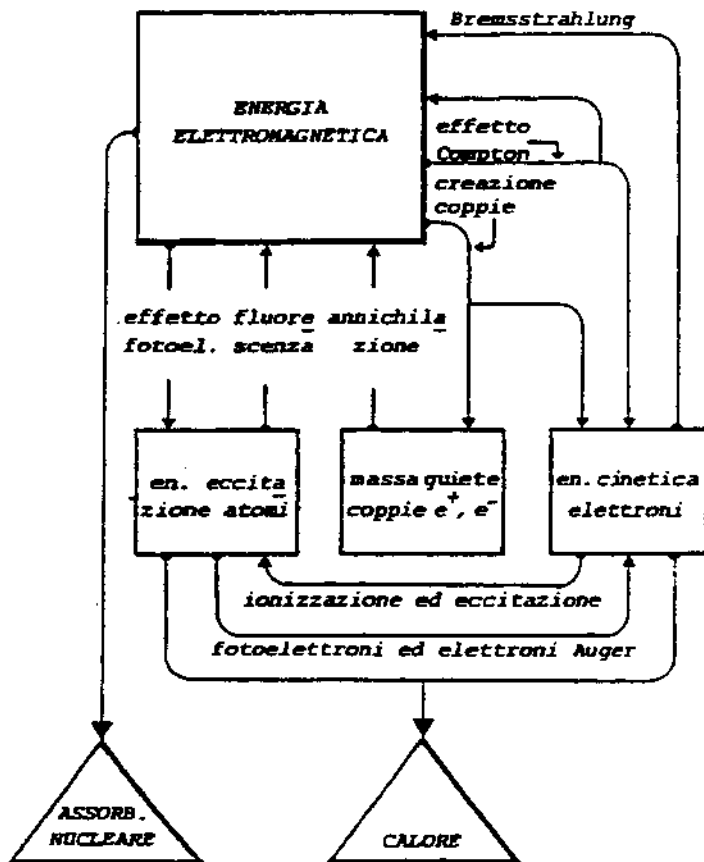


Figura 2. Diagramma di flusso dell'energia durante l'assorbimento di radiazioni elettromagnetiche.

1. Attenuazione di fotoni monoenergetici in condizioni di "buona geometria".

Consideriamo un fascio sottile (fascio collimato) di fotoni diretti parallelamente che attraversi un dato spessore di materiale e quindi incida su un rivelatore (che potrà anche essere sostituito da un campione biologico o anche da una porzione di un organismo vivente). Se le condizioni geometriche sono tali che si possa trascurare la probabilità che un fotone diffuso incida sul rivelatore, si potrà dire di essere in condizioni di buona geometria (o narrow beam geometry) (vedi figura 3).

In questa ipotesi, supponendo per semplicità che i fotoni siano monoenergetici e detti N_0 il numero iniziale di fotoni e $N(s)$ il numero di fotoni che incidono sul rivelatore dopo aver attraversato lo spessore s , si avrà, come è ben noto:

$$N(s) = N_0 \exp(-\mu s) \quad (1)$$

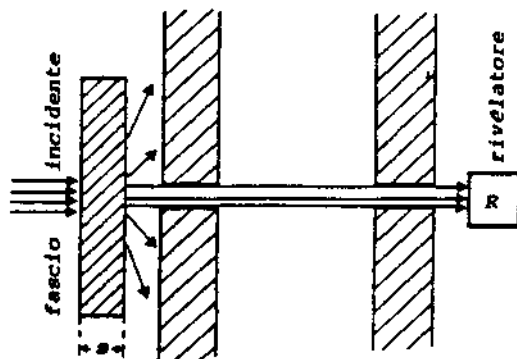
dove μ , detto anche coefficiente d'attenuazione lineare totale, o in buona geometria, rappresenta la frazione dei fotoni primari che subiscono una interazione per unità di percorso nel materiale. Esso coincide, cioè, con la sezione d'urto macroscopica totale, e può essere espresso come somma delle sezioni d'urto macroscopiche per l'effetto fotoelettrico (τ), per l'effetto Compton (σ), per la creazione di coppie (k):

$$\mu = \tau + \sigma + k$$

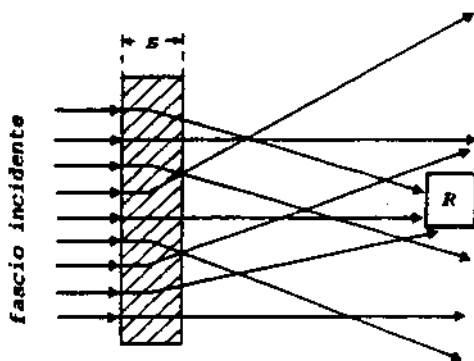
Molto usato è anche il coefficiente di attenuazione massico, μ/ρ , cioè il coefficiente lineare diviso per la densità del mezzo; esso dipende in modo molto meno marcato dal tipo di materiale rispetto al coefficiente lineare μ .

Le sezioni d'urto per i vari processi esaminati dipendono dal numero atomico del materiale e dall'energia E_γ dei fotoni.

Ad esempio, la sezione d'urto per effetto fotoelettronico a basse energie (< 100 keV) è circa proporzionale a $Z^4/E\gamma^3$, a energie maggiori (> 100 keV) varia invece come $Z^5/E\gamma$. La sezione d'urto per creazione di coppie a basse energie varia all'incirca come il logaritmo dell'energia, per poi tendere a un valore praticamente costante.



(a) buona geometria



(b) cattiva geometria

Figura 3. Esempi di attenuazione in condizioni di buona geometria (a) ed in condizioni di cattiva geometria (b).

In figura 4 e 5 sono mostrati gli andamenti dei coefficienti d'attenuazione massici, μ/ρ , in piombo e in

alluminio.

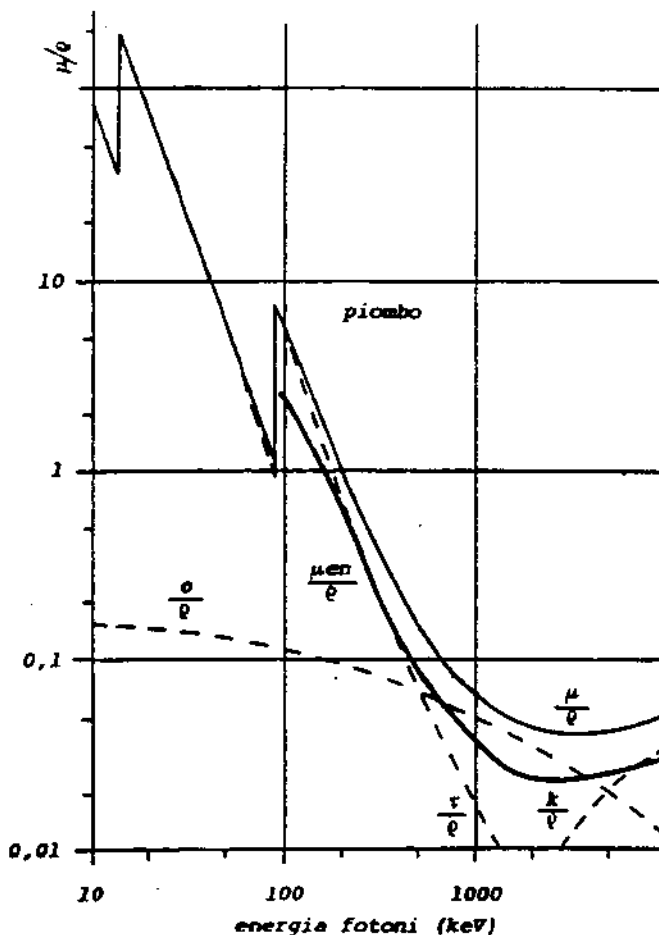


Figura 4. Coefficienti di attenuazione e di assorbimento d'energia in piombo.

Si noti:

- la forte pendenza alle basse energie;
- il prevalere alle basse energie dell'effetto fotoelettrico, alle medie energie dell'effetto Compton ed infine alle energie più elevate della produzione di coppie;

- le discontinuità, a bassa energia, in concomitanza con l'energia di legame dei livelli K e L;
- il minimo ad energie intermedie, soprattutto per il piombo.

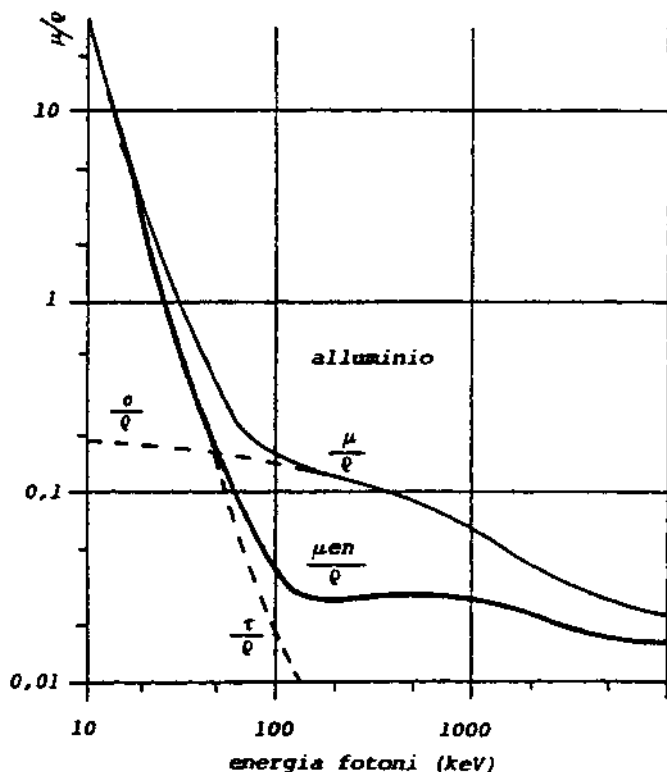


Figura 5. Coefficienti di attenuazione e di assorbimento d'energia in alluminio.

Si noti che il coefficiente d'attenuazione massico per un composto o una miscela omogenea potrà facilmente essere calcolato dalla relazione

$$\frac{\mu}{\rho} = \sum_{i=1}^n \left(\frac{\mu}{\rho} \right)_i f_i \quad (2)$$

dove f_i indica la frazione in peso dell'elemento i .

Il modello di assorbimento esponenziale con pendenza μ potrà essere applicato nel calcolo di schermature solo nel caso molto particolare che sia necessario realizzare una protezione contro un fascio estremamente collimato in condizioni per cui valga l'ipotesi di buona geometria. In tal caso, si può utilmente introdurre la nozione di spessore di dimezzamento (o strato emivalente, SEV, $s_{1/2}$) definito come quello spessore che dimezza il numero di fotoni che lo attraversa (e quindi la esposizione e la dose). Sarà evidentemente:

$$N_0/2 = N_0 \exp(-\mu s_{1/2})$$

e perciò $2 = \exp(\mu s_{1/2})$;

cioè $s_{1/2} = \ln 2 / \mu$

Un fascio di radiazioni attraversando uno spessore s pari ad n spessori di dimezzamento viene perciò attenuato da un fattore 2^n .

Analogamente si definisce lo spessore 1/10 ($s_{1/10}$), come quello spessore attraversando il quale il fascio si attenua di un fattore 10. Risulta ovviamente:

$$s_{1/10} = \ln 10 / \mu = s_{1/2} \cdot \ln 10 / \ln 2$$

Analoghe grandezze possono naturalmente essere definite per tutte le curve di attenuazione di tipo esponenziale, o almeno per i tratti di esse che risultino esponenziali.

Nel caso di fotoni non monocromatici, dipendendo μ fortemente dall'energia, è necessario ricorrere a calcoli un po' più complicati, eventualmente per gruppi di energie.

2. Attenuazione di fotoni monoenergetici in condizione di "cattiva geometria"

Nei più comuni problemi di schermature le condizioni

sono ben lontane da quelle di buona geometria. I fasci di radiazioni sono, ad esempio, troppo larghi perchè si possa trascurare la probabilità che fotoni inizialmente non diretti verso il rivelatore vi incidano, a seguito di un'interazione nell'assorbitore (broad beam geometry). Non si potrà quindi ritenere rimosso dal fascio ogni fotone che subisca un'interazione nello schermo (vedi fig. 3).

E' utile a questo punto trattare il problema considerando il concetto di trasporto d'energia elettromagnetica. Sono stati infatti introdotti diversi coefficienti atti ad esprimere, in funzione dello spessore, l'andamento dell'energia elettromagnetica totale trasportata dal fascio, anzichè il variare del numero di fotoni primari. Citiamo tra questi:

- il coefficiente di trasferimento dell'energia μ_{tr} , che esprime la frazione dell'energia del fascio che per unità di percorso viene trasformata in energia cinetica di elettroni. Esso può essere espresso dalla relazione

$$\mu_{tr} = \tau(1-f) + \sigma \frac{\bar{E}}{E_C} + k \left(1 - \frac{2mc^2}{E_C}\right)$$

dove f è la frazione dell'energia del fascio gamma che viene mediamente emessa per fluorescenza a seguito di effetto fotoelettrico; \bar{E} è l'energia media degli elettroni Compton; $2mc^2$ è l'energia che è destinata ad essere riemessa sotto forma di fotoni a seguito dell'annichilazione a fine percorso del positrone derivante da una creazione di coppie;

- il coefficiente d'assorbimento d'energia μ_{en} , che coincide con il coefficiente μ_{tr} , corretto però per la frazione g dell'energia dei secondari carichi destinata ad essere ritrasformata in energia elettromagnetica per Bremsstrahlung. Esso è pari a

$$\mu_{en} = \mu_{tr} (1-g)$$

Per ambedue questi coefficienti, come per altri che si trovano spesso in letteratura e possono esserne considerati

come approssimazioni, si usano sia i valori lineari (normalmente espressi in cm^{-1}), sia i valori massici (normalmente espressi in cm^2/g).

Anche μ_{tr} e μ_{en} sono funzioni di Z e dell'energia E_γ dei fotoni. Nelle figure 4 e 5 sono mostrati i coefficienti d'assorbimento massici d'energia, μ_{en}/ρ , per alluminio e piombo.

Introdotti questi coefficienti abbiamo a disposizione un primo modello adottabile per calcoli di schermature per fotoni monoenergetici in condizioni di cattiva geometria. Si può infatti pensare di scrivere per la fluenza di energia

$$\dot{U}_s = \dot{U}_0 \exp(-\mu_{en} s) \quad (3)$$

ed una espressione analoga può essere scritta per le dosi (che risultano grosso modo proporzionali alle fluenze di energia). Ciò significherebbe supporre che i coefficienti d'assorbimento relativi ai fotoni diffusi coincidano con quelli dei fotoni primari e trascurare il cambiamento di direzione da essi subito, e questo in parte coincide con l'ammettere che tutti i fotoni rimossi dal fascio vengano sostituiti in parità da fotoni diffusi verso di esso. Chiaramente le due ipotesi sono estremamente pessimistiche e portano a sovrastimare lo spessore richiesto per lo schermo.

In figura 6 sono illustrate, nel caso di fotoni da 500 keV, le curve di assorbimento in ferro calcolato in condizioni di buona e cattiva geometria mediante la (1) e, rispettivamente, la (3). È anche illustrata la curva di assorbimento reale che, come prevedibile, va a situarsi tra le due.

Il rapporto B tra la curva reale e quella che si otterrebbe mediante un modello di assorbimento esponenziale in condizioni di buona geometria è detto fattore di accumulazione (build up factor).

Il fattore d'accumulazione, B , per una data sostanza, è funzione dell'energia dei fotoni primari e dello spessore

dell'assorbitore. Esso dipende anche, naturalmente, dalla geometria e dalla grandezza considerata per descrivere il campo di radiazioni (fluenza, fluenza d'energia, dose, ecc.). Se ci si esprime in termini di dose, si può dunque scrivere:

$$D_s = D_0 B_{\mu s} \exp(-\mu s) \quad (4)$$

dove D_0 è la dose che si avrebbe con spessore zero.

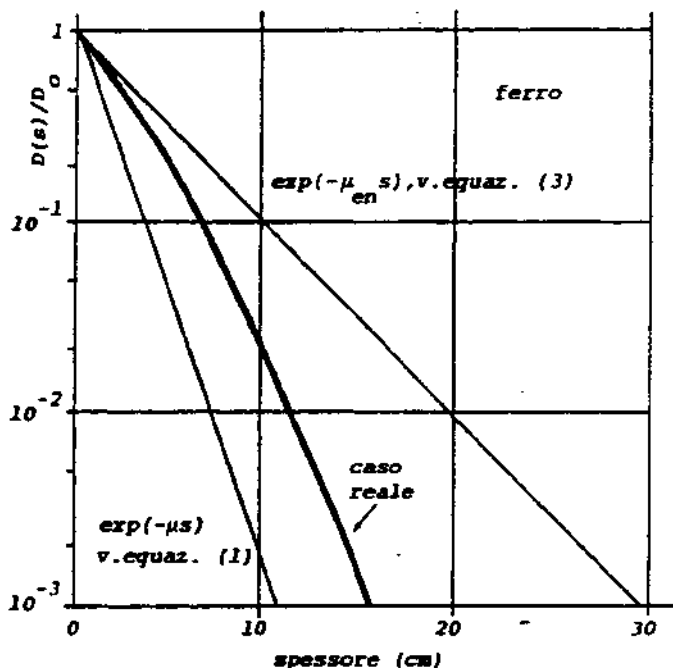


Figura 6. Attenuazione in ferro di fotoni da 500 keV: calcolo per condizioni di "buona" e "cattiva" geometria e riscontro con la situazione reale.

Il valore del fattore d'accumulazione in una varietà considerevole di casi può essere facilmente reperito in letteratura.

Chiaramente, noti i fattori d'accumulazione ed i coefficienti d'assorbimento, si può facilmente risolvere ogni

problema di schermature per fotoni monocromatici. Il calcolo è elementare, anche se lievemente più tedioso che non per un modello semplicemente esponenziale.

Rimandando al seguito la trattazione di alcuni semplici esempi, limitiamoci al seguente caso: si supponga di dover attenuare di un fattore mille in termini di dose un fascio di fotoni monocromatici da 500 keV impiegando uno schermo di ferro. La figura 6 mostra direttamente lo spessore richiesto nelle varie ipotesi. Nel caso (raro) di un fascio in buona geometria, saranno sufficienti 11 cm di ferro. Nel caso di un fascio in condizioni di cattiva geometria si potrà ricorrere al modello semplificato dell'assorbimento esponenziale con coefficiente μ_{en} solo a prezzo di sovrastimare enormemente lo spessore richiesto: 29 cm contro i 15,5 cm che sarebbero in realtà sufficienti. Si comprende perciò, che il modello suddetto potrà essere adottato solo per quei problemi modesti per i quali un sovradimensionamento dello schermo non comporti sensibili aggravii di spesa o di lavoro.

Desideriamo ora sviluppare alcune considerazioni qualitative da cui risulti chiarito il significato fisico del fattore di accumulazione, introdotto per tener conto dei fotoni secondari, terziari, ecc. prodotti nell'assorbitore.

2.1. Notiamo subito che nell'esempio di figura 6 la curva di assorbimento reale tende, a grandi profondità, a divenire parallela alla curva che si avrebbe in buona geometria. Il fattore di accumulazione tende cioè asintoticamente ad un valore fisso costante. E' questo il comportamento che si riscontra di norma nel caso di materiali assorbenti con Z medio-alto e di fasci di fotoni di energia iniziale minore di quella corrispondente al minimo valore del coefficiente d'attenuazione. I fotoni primari sono in questo caso più penetranti dei secondari da essi prodotti, che vengono quindi rapidamente assorbiti mano mano che vengono generati.

Lo spettro dei fotoni a grande profondità è perciò costituito dai fotoni primari sopravvissuti, in equilibrio con i secondari, terziari, ecc. prodotti negli strati di assorbi-

tore immediatamente precedenti. La relativa dose è pari alla somma di due termini: uno dovuto ai primari superstiti, l'altro ai secondari in equilibrio con essi. Essendo questo secondo termine proporzionale al primo, la dose totale è pari alla dose dovuta ai fotoni primari moltiplicata per un fattore che tende a divenire costante, che è appunto il fattore di accumulazione.

2.2. Un po' più complesso è il caso dei fotoni di energia iniziale superiore al valore corrispondente al minimo del coefficiente d'attenuazione. Parte dei fotoni diffusi possono ora risultare più penetranti dei primari. In questo caso ci si deve ragionevolmente attendere che un eventuale equilibrio possa essere raggiunto solo quando il trasporto d'energia avvenga per tramite principalmente di fotoni secondari di energia prossima a quella per cui il coefficiente d'attenuazione è minimo: i fotoni più penetranti cioè non sono più quelli primari, ma quelli prodotti durante l'assorbimento con energia prossima al suddetto valore. Anche in questo caso ad equilibrio raggiunto avremo uno spettro dei fotoni nell'assorbitore costituito soprattutto dai suddetti "fotoni più penetranti" in equilibrio con fotoni di energia minore man mano prodotti e rapidamente assorbiti nel materiale.

Anche nel caso di energia iniziale superiore al valore di cui sopra, la curva di assorbimento potrà perciò tendere ad un andamento asintotico esponenziale, ma con una pendenza caratteristica del materiale assorbente ed indipendente dall'energia iniziale dei fotoni. Su questo punto torneremo comunque, pur a prezzo di qualche ripetizione, nel seguito. Basti qui osservare che in questo caso il fattore d'accumulazione non tende ad un valore costante per grandi spessori, salvo che nella (4) non si introduca un coefficiente μ diverso dal valore del coefficiente d'attenuazione relativo all'energia iniziale.

3. Attenuazione di fotoni non monoenergetici

Abbiamo sin qui considerato l'attenuazione di fotoni

monoenergetici. Nella pratica è molto importante anche il caso delle radiazioni elettromagnetiche con spettro d'energia continuo, come i raggi X prodotti nel frenamento di elettroni accelerati (nei tubi a raggi X o negli acceleratori) o emessi da radioisotopi betaemettitori.

In linea di principio si può calcolare l'attenuazione di fasci di fotoni con qualsiasi spettro d'energia suddividendo l'intervallo di energie presenti in porzioni sufficientemente ristrette da poter impiegare i metodi già suggeriti per i fotoni monocromatici. Tale procedura è chiaramente assai tediosa e richiede il reperimento di una messe di dati (specie gli appropriati fattori di accumulazione) non sempre disponibili.

Normalmente si preferisce ricorrere a dati sperimentali o a modelli semi-empirici, sfruttando il fatto che l'andamento delle curve di assorbimento a grande profondità può essere generalmente approssimato con esponenziali. Nell'applicare tali metodi è però necessario accertarsi che l'andamento esponenziale si estenda al campo di tutti gli spessori d'interesse.

3.1. Osservando la figura 7, ci si può rendere conto di alcuni comportamenti caratteristici di raggi X con spettro continuo durante l'assorbimento in vari materiali. In uno spettro che si estende da E_a ad E_b i raggi X più penetranti sono quelli di energia maggiore. Nella curva d'assorbimento si osserva infatti, specie per materiali ad alto numero atomico, una pendenza iniziale particolarmente pronunciata, chiaro segno del rapido assorbimento dei fotoni di energia minore. Al crescere dello spessore lo spettro dei fotoni risulterà "indurito", nel senso che in esso prevarranno i fotoni di energia prossima ad E_b , naturalmente in una sorta di equilibrio con i secondari che essi stessi man mano producono nel materiale e che vengono via via rapidamente assorbiti.

Tale comportamento però può essere mascherato, specie per materiali relativamente leggeri, dal fattore d'accumulazione, che per le varie energie presenti tende a diminuire la

pendenza iniziale. A grandi profondità ci si dovrà comunque attendere un andamento esponenziale con coefficiente legato al coefficiente d'attenuazione relativo all'energia E_b .

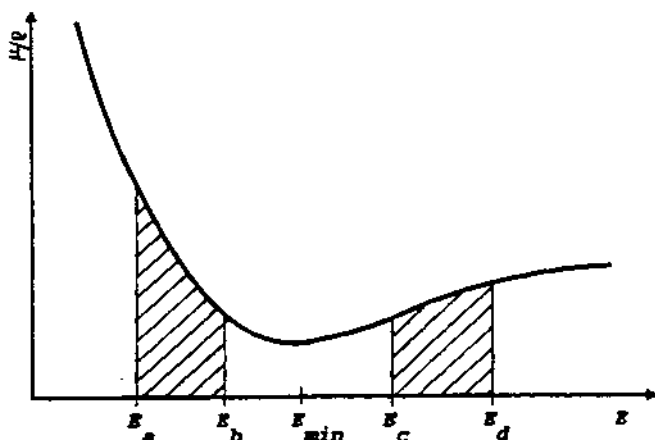


Figura 7. Andamento tipico del coefficiente d'attenuazione.

3.2. Nel caso invece di uno spettro che si estende da E_a a E_d , parte dei secondari saranno più penetranti dei primari che li hanno generati: la curva d'assorbimento potrà perciò tendere ad un andamento asintotico esponenziale con pendenza caratteristica del materiale ed indipendente dallo spettro iniziale dei raggi X, come già accennato per i fotoni monoenergetici di energia superiore a E_{min} .

In figure 8 e 9 sono mostrate le curve di assorbimento in calcestruzzo (il cui numero atomico medio è prossimo a quello dell'alluminio) ed in piombo di raggi X generati da elettroni rispettivamente da 400 keV e da 2 MeV: tali curve mostrano appunto le caratteristiche sopra descritte.

Anche nel caso di spettri continui è dunque normalmente possibile affrontare un problema di schermature adottando un modello di assorbimento esponenziale. E' però necessario assicurarsi che ciò sia lecito per il particolare problema in esame; dovrà essere cioè possibile escludere l'eventualità di

una sensibile diminuzione della pendenza della curva di assorbimento o adottare nei calcoli un coefficiente dell'esponenziale cautelativamente elevato.

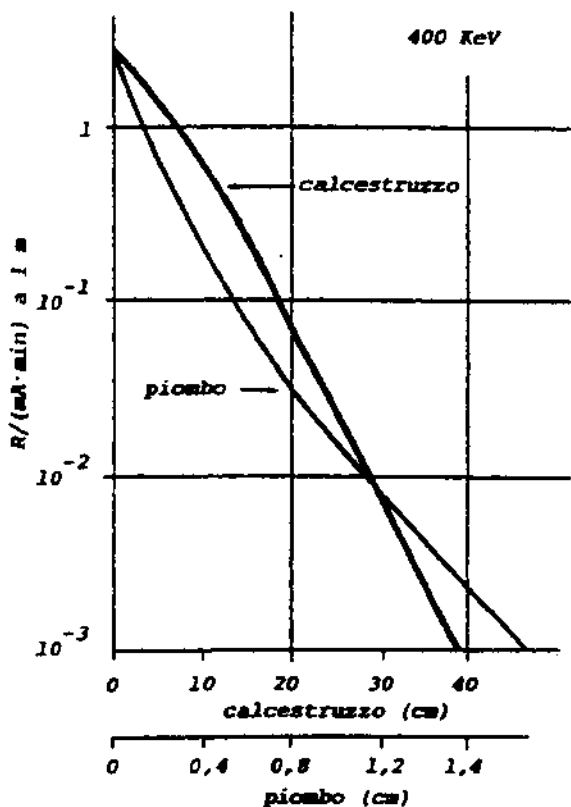


Figura 8. Curve di assorbimento in calcestruzzo e in piombo dei raggi X prodotti da elettroni da 400 keV (filtrati con 3 mm di rame).

In tutti questi casi si potrà ovviamente ricorrere alle definizioni di spessore di dimezzamento e di spessore 1/10 già introdotti parlando dell'attenuazione in condizioni di buona geometria. Naturalmente si dovrà considerare separatamente la prima parte della curva di attenuazione, che è ben lontana da un andamento esponenziale.

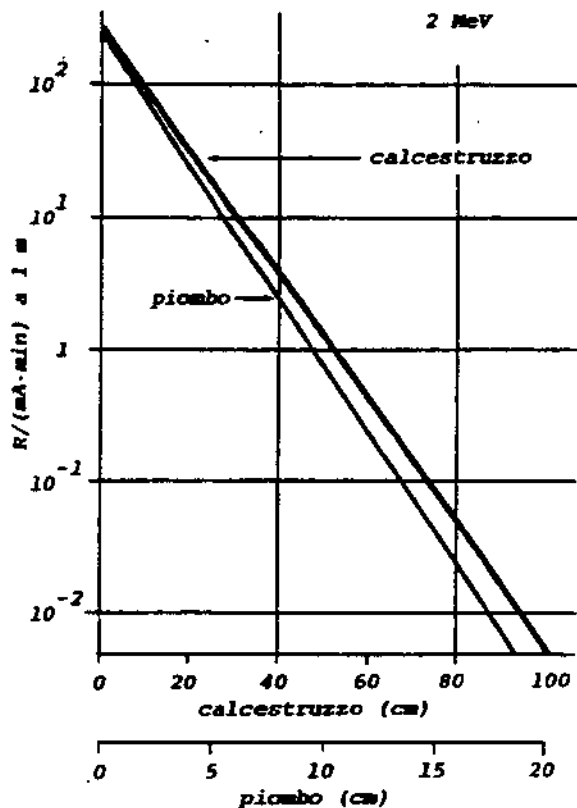


Figura 9. Curve di assorbimento in calcestruzzo ed in piombo dei raggi X prodotti da elettroni da 2 MeV (filtrati con 6,8 mm di piombo).

LE SCHERMATURE PER NEUTRONI

1. Considerazioni generali

Anche nel caso dei neutroni si devono considerare le condizioni geometriche dell'irradiazione. Se l'irradiazione è

in condizioni di buona geometria, detta ψ la densità di flusso di neutroni dopo lo schermo, ψ_{no} il suo valore in assenza di schermatura, H e H_0 i corrispondenti valori dell'equivalente di dose, si avrà:

$$\psi_n = \psi_{no} \exp(-\sum_t s) \quad (5)$$

$$H = H_0 \exp(-\sum_t s)$$

dove s è lo spessore dello schermo e \sum_t la sezione d'urto macroscopica totale relativa al materiale che lo costituisce.

Per l'attenuazione dei neutroni in condizioni di cattiva geometria si potrebbe in analogia con la (4) pensare di definire un fattore di accumulazione tramite la:

$$H = H_0 B^* \exp(-\sum_t s)$$

* In questo caso tuttavia reperire valori attendibili per B^* non è facile né, d'altra parte, anche quando l'assorbimento è di fatto esponenziale la pendenza della curva di attenuazione può essere messa in relazione con la sezione d'urto totale. E' perciò necessario ricorrere a calcoli talvolta molto laboriosi o ai risultati di quelli reperibili in letteratura per molte delle situazioni d'interesse pratico.

Alternativamente si può ricorrere a modelli semi-empirici che danno risultati soddisfacenti, anche se spesso affetti da un certo margine di incertezza.

2. L'assorbimento di neutroni di varia energia

Per una migliore comprensione conviene ricordare brevemente i processi elementari più importanti per l'assorbimento di fasci di neutroni nella materia.

- In particolare, al di sotto dei 2 MeV, la diffusione elastica su nuclei leggeri, soprattutto idrogeno, svolge un

ruolo preponderante causando un rapido rallentamento fino alle energie termiche. Intervengono allora i processi responsabili dell'assorbimento finale dei neutroni ormai rallentati: l'assorbimento di risonanza e la cattura di neutroni termici. Da notare che in questi ultimi processi vengono di norma emessi raggi gamma, anche di energia elevata, che danno talora un contributo importante alle dosi dietro schermature spesse.

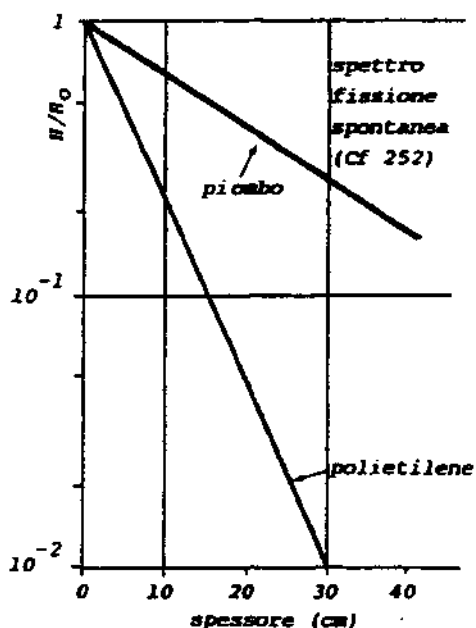


Figura 10. Attenuazione in termini di dose di fasci larghi di neutroni di fissione (^{252}Cf) in vari assorbitori.

- Per energie fino ad una decina di MeV sono particolarmente importanti i processi di diffusione elastica ed anelastica, che tendono a degradare lo spettro d'energia dei neutroni presenti.
- Al di sopra dei $10\text{-}20$ MeV tendono a dominare le reazioni

nucleari che possono anche portare ad una moltiplicazione dei neutroni presenti, fino a produrre alle energie più elevate veri e propri processi a cascata. Anche questi processi, naturalmente, danno luogo ad una degradazione dello spettro.

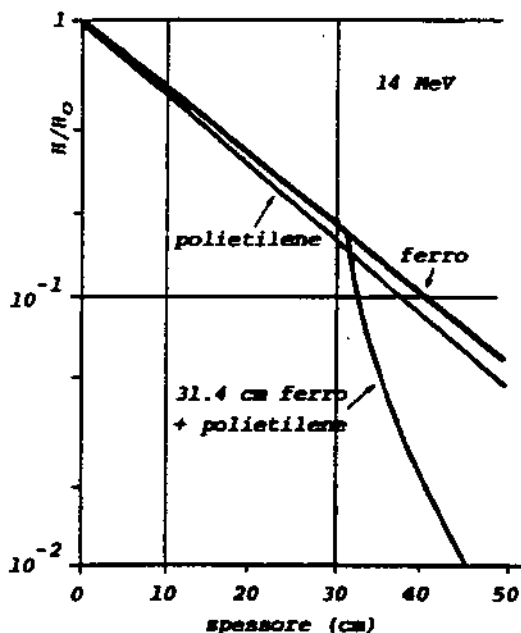


Figura 11. Attenuazione in termini di dose di fasci larghi di neutroni da 14 MeV in vari assorbitori.

Da questo quadro è evidente la grande importanza dei materiali contenenti idrogeno per la realizzazione di schermature per neutroni. Tale importanza deriva dalla grande frazione dell'energia cinetica del neutrone trasferita in media al protone nei processi di diffusione elastica. Analoga importanza deve essere attribuita alla diffusione anelastica ed alle reazioni nucleari con riguardo alla degradazione dello spettro d'energia dei neutroni con energia iniziale dell'ordine dei 10 MeV o superiore.

Ciò è evidenziato, ad esempio, nelle figure 10 e 11 che mostrano l'attenuazione in termini di equivalente di dose di un fascio di neutroni di fissione spontanea (^{252}Cf) in piombo ed in polietilene, nonché quella di neutroni di 14 MeV in ferro, in polietilene ed in una combinazione di 31,4 cm di ferro seguiti da polietilene. Si nota la scarsa attitudine dei materiali medi o pesanti ad attenuare neutroni di energia moderata, quali sono in buona parte quelli emessi dal ^{252}Cf o quelli rallentati nell'attraversamento del ferro. Per contro, si nota anche come l'efficacia schermante del polietilene, assai elevata a basse energie, diminuisca notevolmente a 14 MeV, divenendo confrontabile, almeno a parità di spessore lineare, con quella dell'acciaio.

3. La teoria della sezione d'urto di rimozione

L'andamento delle curve d'attenuazione delle figure 10 e 11 è anche un esempio di come molto spesso l'attenuazione di fasci di neutroni in condizioni di cattiva geometria possa essere utilmente descritta mediante esponenziali o eventualmente mediante somme di esponenziali.

Questa circostanza ha indotto diversi autori a sviluppare teorie che giustifichino l'introduzione di una sezione d'urto macroscopica di rimozione, cioè di un coefficiente \sum_{rem} (rem sta per removal) che, introdotto in equazioni del tipo (5) al posto della sezione d'urto totale, fornisca risultati utilizzabili per il calcolo di schermature. Tale grandezza esprime, per unità di percorso nel materiale assorbente, la probabilità che un neutrone subisca interazioni in numero ed in tipo tali da non dover essere più considerato ai fini della valutazione della dose dopo lo schermo; esprime cioè la probabilità che sia "rimosso" dal fascio.

La questione più delicata nello sviluppo di tali teorie consiste nello stabilire in quali condizioni e con quali limitazioni possano essere impiegate procedure di questo genere.

Ragionando in modo analogo a quanto già fatto per fasci di raggi X o gamma, risulta facilmente comprensibile che per riscontrare un assorbimento esponenziale è necessario che si stabilisca una sorta di equilibrio tra un gruppo di neutroni particolarmente penetranti, caratterizzati da un cammino libero medio praticamente costante, ed uno di neutroni di energia minore, sia prodotti da reazioni nucleari, sia derivanti dal rallentamento dei primi, caratterizzati da un cammino libero medio molto minore.

In queste condizioni un gruppo di neutroni penetranti verrebbe attenuato in modo esponenziale, mentre neutroni di energia minore verrebbero man mano liberati nel mezzo e quindi rapidamente assorbiti. Il flusso totale di neutroni sarebbe proporzionale al flusso di neutroni penetranti mentre lo spettro d'energia non dipenderebbe dallo spessore. Si sarebbe così raggiunta una condizione d'equilibrio dinamico in cui le due condizioni appena precisate assicurerebbero la proporzionalità tra flusso di neutroni penetranti ed equivalente di dose.

La teoria della sezione d'urto di rimozione è stata ad esempio applicata al caso dei neutroni con spettro di fissione e, con significative differenze, a quello dei neutroni prodotti dagli acceleratori di alta ed altissima energia. In questa sede ci si limiterà a esporre il primo caso, dedicando solo alcuni accenni al secondo.

Le condizioni necessarie per descrivere l'attenuazione di fasci di neutroni di fissione mediante la teoria della sezione d'urto di rimozione sono le seguenti:

- lo spessore dello schermo e lo spettro d'energia iniziale devono essere tali che solo i neutroni più penetranti compresi in una stretta fascia di energie possano contribuire alla dose al di fuori dello schermo;
- lo schermo deve contenere abbastanza idrogeno, intimamente mescolato o concentrato negli strati finali, da garantire una rapida termalizzazione ed il successivo assorbimento dei

neutroni di circa 1 MeV;

- lo spettro d'energia iniziale e le caratteristiche del materiale non idrogenato dello schermo devono garantire un rapido rallentamento dei neutroni più penetranti fino ad energie prossime ad 1 MeV.

La prima condizione garantisce che l'assorbimento sia esponenziale, le restanti due assicurano un rapido stabilirsi delle condizioni di equilibrio.

Nei casi in cui esse sono verificate (neutroni di fissione e schermi di spessore tale che la componente dei neutroni con energia iniziale compresa tra 6 ed 8 MeV fornisca il contributo dominante al di fuori di esso) si può scrivere:

$$\dot{H} = I f C G \exp(-\sum_{rem} s) \quad (6)$$

dove si sono adottati i seguenti simboli:

- I intensità della sorgente (neutroni/unità tempo);
- f frazione dei neutroni con energia iniziale compresa nella banda considerata;
- C fattore di conversione tra densità di flusso ed equivalente di dose;
- G fattore geometrico ($G=1$ per fasci paralleli, $G=1/4\pi r^2$ per sorgenti puntiformi).

Tabella 1. Valori di \sum_{rem} e di λ_{rem}

materiale	$\sum_{rem} (cm^{-1})$	$\lambda_{rem} (cm)$
acqua	0,103	9,7
ferro	0,158	6,34
calcestruzzo	0,089	11,2
grafite	0,0785	12,7

Nella tabella 1 sono raccolti i valori di \sum_{rem} per

alcuni materiali di interesse per la realizzazione di schermature, unitamente al reciproco $\lambda_{rem} = 1/\sum_{rem}$, detto cammino libero medio di rimozione.

Si noti che a stretto rigore la (6) può essere applicata solo quando siano verificate tutte le condizioni enunciate, ciò che ne limita notevolmente l'utilità. In molti casi, come ad esempio per schermi non sufficientemente spessi, tale difficoltà viene superata introducendo un fattore d'accumulazione B, nel qual caso la (6) viene così modificata:

$$\dot{H} = I f C B G \exp(-\sum_{rem} s) \quad (7)$$

Valori del fattore di accumulazione relativi a parecchie situazioni di interesse possono essere reperiti in letteratura o valutati, almeno grosso modo, in base a risultati sperimentali.

Espressioni analoghe alla (7) possono essere infine derivate anche per il caso dei neutroni di energia superiore a qualche centinaio di MeV presenti presso gli acceleratori di altissima energia. Il fattore di accumulazione tende in questo caso ad un valore praticamente costante al crescere della profondità, come ugualmente costante può essere considerato C, circostanza che permette di inglobarli in un unico fattore. Si ritorna perciò ad un'espressione uguale alla (6), ma non bisogna dimenticare che il valore di \sum_{rem} e gli stessi fenomeni elementari in base alla quale deve essere stimata sono completamente diversi da quelli relativi ai neutroni di fissione.

NOZIONI ESSENZIALI PER LA PROGETTAZIONE D'UNA SCHERMATURA

Nei paragrafi precedenti si sono fornite le nozioni essenziali necessarie per il calcolo dello spessore di materiale schermante atto ad attenuare i livelli di radiazioni fino ai valori desiderati. Procederemo ora ad indicare

brevemente alcune nozioni essenziali di carattere pratico, importanti per la progettazione di una schermatura.

1. Scelta dei materiali schermanti

La scelta dei materiali costituenti lo schermo è legata a molti fattori di varia natura, oltre naturalmente alla loro capacità di attenuare rapidamente il campo di radiazioni attorno alla sorgente. Tra questi fattori rientrano ad esempio il costo, eventuali problemi d'ingombro o di peso, la robustezza strutturale, inconvenienti di varia natura legati a particolari materiali (tossicità, volatilità, danneggiamento da radiazioni, basso punto di fusione, ecc.), esigenze particolari relative al singolo impianto.

1.1. Nel caso delle radiazioni elettromagnetiche, data la grande dipendenza delle sezioni d'urto per effetto fotoelettrico dal numero atomico, i materiali più efficienti sono evidentemente quelli ad elevato numero atomico e ad alta densità. Tra questi, come noto a tutti, è molto usato il piombo, nonostante i notevoli inconvenienti legati alla sua scarsa resistenza meccanica, al basso punto di fusione, alla tossicità e al costo. Talvolta per applicazioni molto particolari, è stato usato anche l'uranio "impoverito" (cioè uranio da cui è stato estratto l'isotopo 235).

Tra i materiali di peso atomico medio è molto impiegato il ferro (o l'acciaio) per il suo costo relativamente moderato, per la robustezza strutturale e le buone possibilità di lavorazione meccanica.

Infine le schermature più importanti, quali quelle degli acceleratori o degli impianti di irraggiamento con sorgenti di Co-60 sono per lo più realizzate in calcestruzzo, eventualmente "caricato", ossia comprendente nell'impasto anche materiali inerti di densità e/o di numero atomico medio più elevati di quelli del calcestruzzo normale.

Tra i materiali impiegati per caricare il calcestruzzo

zo, i più usuali sono la barite, l'ilmenite e i trucioli di ferro; in ogni caso è di estrema importanza che la realizzazione dello schermo sia effettuata in modo da garantire una buona omogeneità del calcestruzzo caricato.

1.2. Nel caso delle radiazioni neutroniche è, come già accennato, particolarmente importante la presenza di materiali idrogenati, eventualmente associati a materiali con elevata sezione d'urto di cattura per i neutroni termici, specie il boro. Molto frequenti sono perciò schermi in paraffina, polietilene o acqua. Tra questi materiali particolarmente efficiente, ma costoso, è il polietilene, che oltretutto presenta buone caratteristiche meccaniche.

Per la paraffina è necessario tener ben presenti alcuni inconvenienti: la notevole infiammabilità, il basso punto di fusione e la possibilità di deterioramento del potere schermante per danneggiamento da radiazioni; per l'acqua è necessario tener presente la facilità di perdite per evaporazione o per infiltrazione.

Ricordiamo anche che per energie dei neutroni superiori a 5-10 MeV diviene importante il contributo al processo di rallentamento della diffusione anelastica e delle reazioni nucleari. Al crescere dell'energia può perciò esser utile la presenza nel materiale di schermo di elementi medi o pesanti, purché siano presenti anche materiali idrogenati per la termalizzazione dei neutroni di energia degradata.

Anche nel caso dei neutroni un ottimo materiale schermante economico e robusto è costituito dal calcestruzzo, che mediamente arriva ad un contenuto di idrogeno dello 0,67% in peso.

1.3. Il materiale più usato per la realizzazione di schermature nel caso dei campi misti di radiazioni (neutroni e gamma) è naturalmente il calcestruzzo semplice o caricato, a seconda del prevalere della componente neutronica o elettromagnetica.

Soluzioni più laboriose sono costituite da schermi

eterogenei costituiti da strati di materiali pesanti intervallati o seguiti da materiali idrogenati. Si rammenta che una soluzione molto impiegata nel caso degli acceleratori di altissima energia è costituita da un primo schermo leggero in calcestruzzo, che ha anche una funzione strutturale, seguito da grandi spessori di terra, come è il caso della realizzazione in galleria o in tunnel interrati.

2. Schermi primari e schermi secondari

Le radiazioni che si ritrovano attorno ad una sorgente sono distinte come segue:

- radiazione primaria (o diretta) che proviene direttamente dalla sorgente;
- radiazione utile (o fascio utile), costituita dalla radiazione diretta delimitata dal diaframma o da altro dispositivo limitatore esistente sull'involucro schermante applicato alla sorgente;
- radiazione dispersa che non ha alcun effetto utile ed è costituita da radiazione parassita e da radiazione secondaria;
- radiazione parassita (o sfuggente o di disturbo) che esce dall'involucro schermante in direzione diversa da quella del fascio utile;
- radiazione secondaria (o indiretta) che si produce in seguito alla interazione della radiazione primaria con la materia;
- radiazione diffusa, che è la radiazione che in seguito all'interazione con la materia ha deviato dalla direzione della radiazione primaria;

Nella progettazione delle schermature occorre tener presenti queste varie componenti del campo di radiazioni

esistente attorno ad una sorgente. Si faccia attenzione al fatto che tra le sorgenti di radiazioni diffuse rientrano naturalmente anche le stesse schermature, come d'altra parte gli oggetti trattati mediante gli irradiatorii industriali, gli stessi pazienti sottoposti a radioterapia, o più in generale ogni oggetto su cui incidano radiazioni.

Le schermature necessarie ad attenuare il fascio utile sono dette schermature primarie; quelle volte alla protezione dalle radiazioni diverse dal fascio utile sono dette schermature secondarie. E' chiaro che le schermature secondarie sono di norma più sottili di quelle primarie, anche se la differenza di spessore non è spesso così accentuata come si sarebbe portati a credere.

Un artificio spesso adottato allo scopo di contenere lo spessore delle schermature secondarie è il ricorso a schermi locali ad alta efficienza posti nelle immediate vicinanze della sorgente per attenuare le radiazioni emesse in direzioni diverse da quella del fascio utile.

Un problema particolarmente importante è rappresentato dalle aperture presenti nelle schermature per motivi di accesso, per il passaggio di cavi o di tubi o per altri motivi. E' chiaro che queste aperture dovranno essere progettate in modo da mantenere tra la sorgente e gli ambienti da proteggere uno spessore pari a quello delle pareti circostanti. Per gli accessi ciò si ottiene o mediante porte schermanti, ossia pareti mobili costituite anch'esse di materiale schermante di appropriato spessore, o realizzando i cosiddetti labirinti, un esempio dei quali è mostrato dalla figura 12.

In questa eventualità è necessario che il labirinto sia realizzato in modo tale che le radiazioni, che attraverso di esso possono raggiungere - tramite diffusioni successive - le zone protette, siano inferiori ai valori di progetto.

In questa sede non è possibile trattare ampiamente del problema delle radiazioni diffuse. Basti dire che i campi di

radiazione diminuiscono sensibilmente ad ogni successiva "riflessione" (specie nel caso di radiazioni elettromagnetiche) e decrescono, allontanandosi dalla superficie diffondente, con la legge del quadrato della distanza per superficie piccole rispetto a tale distanza, con leggi più complicate per superficie di dimensioni non trascurabili.

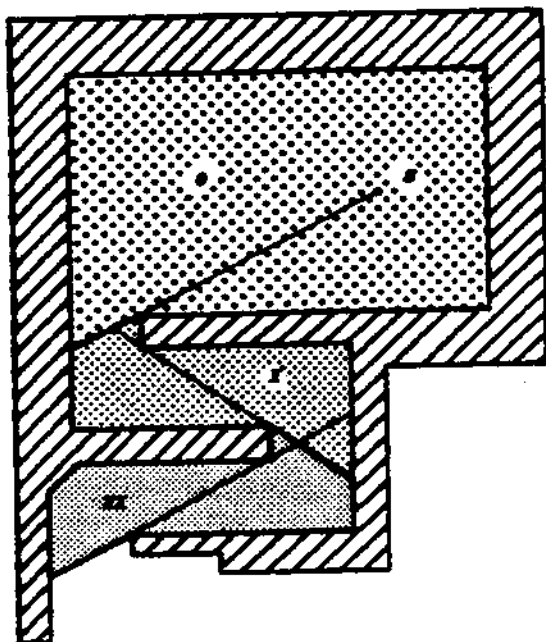


Figura 12. Esempio di accesso a "labirinto" in un "bunker" schermato in cui è presente la sorgente isotropa S. La zona contrassegnata con O è esposta alle radiazioni dirette, quella indicata con I alle radiazioni diffuse almeno una volta, quelle indicate con II alle radiazioni diffuse almeno due volte, ecc.

Un caso molto particolare di radiazioni diffuse è quello delle radiazioni che inizialmente dirette verso l'alto vengono successivamente diffuse dall'aria e possono così interessare zone apparentemente ben protette da robuste schermature laterali. Si tratta del cosiddetto effetto cielo

(skyshine), illustrato nella figura 13.

Anche sull'effetto cielo non è possibile dilungarsi in questa sede. Ci si limiterà a riferire che esso riguarda sia il caso delle radiazioni elettromagnetiche, sia quello dei neutroni. Anzi per i neutroni questo meccanismo è il maggior responsabile della propagazione delle radiazioni a grandi distanze.

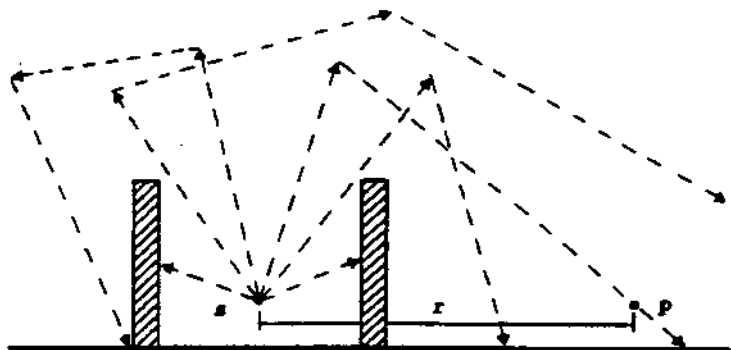


Figura 13. Illustrazione del meccanismo dell'effetto cielo.

Nel caso di sorgenti molto importanti di radiazioni è sempre necessario esaminare il problema dell'effetto cielo per poter decidere sulla necessità o meno di schermature verso l'alto. Tali schermature possono anche richiedere spessori confrontabili con le schermature laterali.

3. Esempi di calcolo di schermature

Non è stato possibile fornire nei paragrafi che precedono dati e nozioni direttamente applicabili per il calcolo di schermature. Si tenterà ora di introdurne alcuni nel modo più diretto, ossia mediante un limitato numero di esempi.

3.1. Esempio 1: sorgente di Co-60 in "bunker". Si deve

calcolare lo spessore delle schermature per un bunker in cui sia contenuta una sorgente di Co-60 da 370 GBq (10 Ci). Il punto accessibile più vicino alla sorgente si trova in zona controllata ad una distanza di 3 m da essa e il punto accessibile al pubblico più vicino si trova a 10 m da essa. Lo schermo deve essere in calcestruzzo.

Nel punto accessibile più prossimo alla sorgente si avrebbe, in assenza di schermi, un'intensità di esposizione di circa 1,5 R/h (per il Co-60 risulta infatti $\Gamma = 1,3 \text{ R.m}^2 / (\text{Ci.h}) = 1,3 \text{ R.m}^2 / (37 \text{ GBq.h})$).

Si vuole ottenere un'intensità di esposizione di 1 mR/h. Si dovranno attenuare pertanto le radiazioni del Co-60 di un fattore 1500. Ciò fatto sarà automaticamente rispettato anche il limite di dose per i membri della popolazione, in quanto a 10 m si avrebbero meno di 0,1 mR/h.

Tabella 2. Valori approssimativi dello spessore di dimezzamento e dello spessore 1/10 per fotoni di taluni radioisotopi, molto attenuati in condizioni di cattiva geometria

nuclide	materiale							
	uranio, cm		piombo, cm		acciaio, cm		calcestr., cm	
	s 1/2	s 1/10	s 1/2	s 1/10	s 1/2	s 1/10	s 1/2	s 1/10
Na-24	0,9	3,0	1,7	5,6	-	-	-	-
Co-60	0,7	2,2	1,2	4,0	2,0	6,7	6,1	20,3
Sb-124	-	-	1,4	4,5	-	-	7,0	23,0
I-131	-	-	0,7	2,4	-	-	4,6	15,3
Cs-137	0,3	1,1	0,7	2,2	1,5	5,0	4,9	16,3
Ta-182	-	-	1,2	4,0	-	-	-	-
Ir-192	0,4	1,2	0,6	1,9	1,3	4,3	4,1	13,5
Au-198	-	-	1,1	3,6	-	-	4,1	13,5
Ra-226	-	-	1,3	4,4	2,1	7,1	7,0	23,3

A questo punto si può procedere in due modi:

a) per una prima valutazione grossolana si potrà ricorrere ai

valori approssimativi di $s_{1/2}$ e $s_{1/10}$ desumibili dalla tabella 2, aggiungendo per sicurezza uno o meglio due spessori di dimezzamento in più.

Per ottenere la richiesta attenuazione di un fattore 1500 occorre un numero di spessori di dimezzamento pari a:

$$n = \log_2 1500 + 2 = \frac{\ln 1500}{\ln 2} + 2 = 12,6$$

pari ad uno spessore di calcestruzzo s dato dalla:

$$s = 12,6 \cdot s_{1/2} = 12,6 \cdot 6,1 \text{ cm} = 77 \text{ cm} \approx 80 \text{ cm}$$

- b) Un calcolo più attendibile potrà essere eseguito a partire dalla conoscenza del fattore d'accumulazione, B , vedi tabella 3.

Tabella 3. Valori di B per vari valori di μs

μs	B	μs	B
2	3,31	10	21,2
4	6,57	15	37,9
7	13,1	20	58,5

Il modo più comodo per procedere al calcolo è per approssimazioni successive. L'approssimazione zero è quella di supporre $B = 1$, da cui deriva:

$$(\mu s)^{(0)} = \ln 1500 = 7,31$$

Per tale valore di μs risulta $B=14$, da cui si calcola il valore di prima approssimazione:

$$(\mu s)^{(1)} = \ln (14 \cdot 1500) = 10, \text{ da cui } B=21,2$$

E procedendo sempre allo stesso modo:

$$(\mu s)^{(2)} = \ln (21 \cdot 1500) = 10,5, \text{ da cui } B=23$$

e poi

$$(\mu s)^{(3)} = \ln(23.1500) = 10,5$$

Si trova quindi:

$$s = 10,5/\mu = \frac{10,5}{(0,056 \text{ cm}^2/\text{g}) \cdot (2,35 \text{ g/cm}^3)} = 80 \text{ cm}$$

in cui $0,056 \text{ cm}^2/\text{g}$ è il valore di μ/g per i fotoni del Co-60 nel calcestruzzo, e $2,35 \text{ g/cm}^3$ è la densità del calcestruzzo.

Osserviamo che in questo caso particolare i due metodi portano a risultati praticamente coincidenti. Ciò non è vero in generale: è pertanto buona norma che i valori sperimentali di $s_{1/2}$ e di $s_{1/10}$ per grandi spessori siano usati con grande cautela e preferibilmente per i soli schermi secondari.

Si noti infine che nell'esempio citato si dovrebbe affrontare il problema dell'effetto cielo che, in assenza di schermature, darebbe luogo ad intensità d'esposizione di circa 5 mR/h a 10 m di distanza dalla sorgente.

3.2. Esempio 2: sorgente di Cs-137 in contenitore di piombo.

Si desidera calcolare lo spessore del contenitore per una sorgente di Cs-137 da 185 MBq (5 mCi); il rateo di esposizione richiesto ad un metro è di 0,25 mR/h.

Essendo $\Gamma = 0,32 \text{ mR} \cdot \text{m}^2 / (\text{mCi} \cdot \text{h}) = 0,32 \text{ mR} \cdot \text{m}^2 / (37 \text{ MBq} \cdot \text{h})$ per il Cs-137, in assenza di schermo avremo:

$$\dot{X} = \frac{\Gamma}{r^2} \cdot \frac{D}{s} = 1,5 \text{ mR/h} \quad (\text{a } 1 \text{ m})$$

Si dovranno dunque attenuare le radiazioni del Cs-137 di un fattore 6. Ciò equivale a interporre uno spessore schermante pari a $\ln 6 / \ln 2 = 2,6$ spessori di dimezzamento:

dai valori riportati in tabella 2 risultano poco meno di 2 cm di Pb, che vanno considerati un'approssimazione per difetto in quanto i fotoni non sono stati precedentemente attenuati.

Usando il metodo del coefficiente di assorbimento d'energia, risulta:

$$s = 2,6 \ln 2 / (0,0633 \text{ cm}^2/\text{g} \cdot 11,3 \text{ g/cm}^3) = 2,5 \text{ cm}$$

in cui $0,0633 \text{ cm}^2/\text{g}$ è il valore di μ_{en}/ρ per i fotoni del Cs-137 nel piombo e $11,3 \text{ g/cm}^3$ è la densità del piombo. Trattandosi di una dimensione certamente non proibitiva, non è giustificato un calcolo meglio approssimato.

3.3. Esempio 3: sorgente di Am-B in contenitore di polietilene. Si desidera progettare il contenitore in polietilene per una sorgente di Am-B (energia media dei neutroni = 2,5 MeV) di $5 \cdot 10^6$ n/secondo, in modo tale che l'intensità di equivalente di dose a 1 m di distanza dalla sorgente sia $10 \mu\text{Sv/h}$ (1 mrem/h).

Si supponga di poter assumere una curva di attenuazione in termini di dose del tipo $B \exp(-ks)$, con $B=6$ e $k=0,214 \text{ cm}^{-1}$. L'intensità di equivalente di dose a una distanza r è data da:

$$\dot{H} = C I B \exp(-ks) / 4 r^2$$

dove C indica il fattore di conversione della densità di flusso dei neutroni in intensità di equivalente di dose.

$$C = 1,5 \frac{\mu\text{ Sv/h}}{\text{neutroni}/(\text{cm}^2 \cdot \text{secondo})} = 0,15 \frac{\text{mrem/h}}{\text{neutroni}/(\text{cm}^2 \cdot \text{secondo})}$$

Detto \dot{H}_{max} il valore massimo dell'intensità di dose, serve dunque uno spessore di polietilene pari ad un numero di spessori di rilassamento dato dalla:

$$n = \ln (B C I / 4 \pi r^2 \dot{H}_{\text{max}}) = \ln 35,8 = 3,6$$

$$s = 3,6/0,214 = 17 \text{ cm}$$

ALCUNE INDICAZIONI BIBLIOGRAFICHE

- International Commission on Radiological Protection, ICRP. Publication 21. Data for protection against ionizing radiation from external sources: supplement to ICRP Publication 15. Pergamon Press, Oxford, 1973.
- US National Council on Radiation Protection and Measurements, NCRP. Structural shielding design and evaluation for medical use of X rays and gamma rays of energy up to 10 MeV. NCRP Report no. 49, NCRP Publications, Bethesda, Md., USA, 1976.
- Jaeger R. G., Editor. Engineering compendium on radiation shielding. 3 volumes. Springer Verlag, Berlin, 1968-1975.
- Price B. T., Horton C. C., Spinney K. T. Radiation shielding. Pergamon Press, New York, 1957.
- Profio A. E. Radiation shielding and dosimetry. T. Wiley, New York, 1978.
- Schaeffer N. M., Editor. Reactor shielding for nuclear engineering. Report USA, TID-25951. Nat. Technical Information Service, Springfield, Virginia, 1973.

LE MISURE DI DOSE DA IRRADIAZIONE ESTERNA.
LA STRUMENTAZIONE (°)

I n d i c e

	pagina
Fondamenti fisici della dosimetria da irradiazione esterna	405
1. Radiazioni X e gamma	405
2. Neutroni e particelle cariche	411
Misura della dose assorbita con camere a ionizzazione	411
1. Misure in condizioni che soddisfano alla relazione di Bragg-Gray	412
2. Significato fisico di \bar{W}_G	414
3. Considerazioni sull'uso delle camere a ionizzazione	415
Misura dell'esposizione con camera a ionizzazione	418
1. La camera ad aria libera	418
2. La camera a cavità	419
3. Andamento della ionizzazione specifica	421
4. Aspetti operativi delle misure di esposizione	422
Misura della dose assorbita con metodi calorimetrici	424
Misura della dose assorbita con metodi chimici	426
1. Dosimetri acquosi	427
2. Dosimetri non acquosi	429
Dosimetri a stato solido	429
1. Dosimetri a integrazione	430

(°) a cura di Maurizio Pelliccioni

	pagina
2. Dosimetri basati sulle variazioni di conducibilità elettrica	436
3. Dosimetri con scintillatori	438
Dosimetria dei neutroni	440
1. Misura della densità di flusso o della fluenza	442
2. Misura della dose assorbita	446
3. Determinazione dell'equivalente di dose	448
4. Spettrometria dei neutroni	451
Dosimetria personale	452
1. Requisiti e caratteristiche dei dosimetri personali	452
2. Dosimetri a film sensibile	454
Alcune indicazioni bibliografiche	459

Nota preliminare: La dosimetria è quel ramo della fisica che studia i metodi e le tecniche di misura delle grandezze dosimetriche. Alla sua base vi sono alcuni fondamenti fisici che verranno esaminati: nel far questo si supporranno note le definizioni delle grandezze dosimetriche e delle loro unità di misura, nonché i fenomeni di interazione delle radiazioni con la materia.

Verrà descritto il funzionamento dei principali dosimetri per irradiazione esterna, ritenendo per altro già note le caratteristiche fisiche dei rivelatori impiegati, che rientrano tra gli argomenti trattati in altri corsi di lezioni e sono comunque reperibili in vari manuali.

La dosimetria da irradiazione esterna costituisce uno degli impegni più importanti, e talora difficili, della radioprotezione. La stima della dose ricevuta dal corpo umano che si trova esposto a un fascio o immerso in un campo di

radiazioni è uno degli obiettivi fissati dalla legge per l'azione di sorveglianza fisica della radioprotezione.

FONDAMENTI FISICI DELLA DOSIMETRIA DA IRRADIAZIONE ESTERNA

Si consideri un mezzo materiale uniforme immerso in un campo di radiazioni ionizzanti e si supponga di voler misurare la dose assorbita (energia depositata per unità di massa) in un punto di tale mezzo. Per far questo si dovrebbe poter praticare una cavità intorno al punto considerato e introdurvi un materiale sensibile alla dose, cioè un "dosimetro".

Si vedrà più avanti che per realizzare un dosimetro è sufficiente un qualsiasi rivelatore la cui risposta sia funzione dell'energia in esso depositata dalle particelle ionizzanti. Ovviamente, l'introduzione del dosimetro nella cavità perturba il campo preesistente e soltanto adottando particolari cautele sarà possibile stabilire una relazione tra il valore della dose così misurata e quello della dose nello stesso punto del mezzo imperturbato.

1. Radiazioni X e gamma

Allo scopo di chiarire in quali condizioni si possa stabilire una tale relazione, si consideri il caso di un campo di radiazioni X o γ , di energia sufficientemente modesta da poter trascurare le interazioni nucleari (per es. la fotoproduzione di neutroni). Le conclusioni cui si perverrà saranno poi facilmente estendibili anche agli altri tipi di particelle.

La cessione di energia al mezzo da parte dei quanti "primari" può essere descritta dai seguenti due stadi

successivi:

- a) i quanti trasferiscono energia alla radiazione corpuscolare associata ("secondari");
- b) i secondari (elettroni e positroni nel caso in esame) depongono energia in collisioni.

Con riferimento a questo secondo stadio, va ricordato che, soltanto in condizioni di equilibrio di particelle cariche (v. il primo capitolo della Parte I), l'energia depositata in un punto del mezzo è uguale all'energia trasferita in quel punto.

Si può tuttavia risalire alla dose assorbita, indipendentemente dall'esistenza dell'equilibrio di particelle cariche, qualora sia nota la fluensa degli elettroni secondari, $\dot{\Phi}_e$, nel punto considerato e purchè la cessione di energia avvenga secondo il modello del "rallentamento continuo". Con questa ultima notazione si vuol intendere che l'energia perduta da un elettrone in un certo punto del mezzo viene assorbita in quello stesso punto. Nel seguito si supporrà che questa ipotesi sia sempre verificata.

La dose assorbita D nel punto considerato è allora data da:

$$D = \frac{d\bar{E}}{dm} = \frac{N_e \left(\frac{dE}{dx} \right)_{col} dx}{\rho A dx} = \left(\frac{dE/dx}{\rho} \right)_{col} \dot{\Phi}_e = \left(\frac{A}{\rho} \right)_{col} \dot{\Phi}_e \quad (1)$$

dove N_e è il numero di secondari che attraversano l'elemento di volume di massa dm , densità ρ , sezione A e spessore dx , cedendovi l'energia dE ; col sta per collisione.

Da notare che, per semplicità, la (1) è stata ricavata nell'ipotesi che gli elettroni secondari siano monoenergetici. Quando si prende invece in considerazione anche la loro distribuzione energetica si avrà:

$$D = \int \dot{\Phi}_E \left(\frac{S}{\rho} \right)_{col} dE \quad (2)$$

dove $\dot{\Phi}_E$ rappresenta la fluenza differenziale dei secondari nel punto considerato.

1.1. Relazione di Bragg-Gray. Cavità piccola. Ciò premesso, si vuole ora tentare di stabilire una relazione tra la dose D_G misurata da un certo dosimetro posto in una cavità, praticata intorno a un certo punto del mezzo considerato, e la dose D_M che si avrebbe nello stesso punto del mezzo imperturbato.

Nessuna semplice relazione è a priori ipotizzabile se la cavità ha dimensioni qualsiasi. Si cominci pertanto a supporre che essa sia una cavità piccola, nel senso che le sue dimensioni siano così piccole rispetto al percorso dei secondari carichi messi in moto nel mezzo, che questi perdano in essa soltanto una modesta frazione della loro energia e che, inoltre, possano essere trascurate le interazioni dei primari nella cavità. In questo modo la dose ivi assorbita dipende praticamente soltanto dall'energia depositatavi dai secondari carichi, ed è possibile stabilire una semplice relazione tra D_G e D_M .

Poiché per le ipotesi introdotte il valore di $\dot{\Phi}_E$ è lo stesso nel mezzo e nella cavità, se si è in condizioni di rallentamento continuo, in virtù della (2) si può scrivere:

$$D_M = \int \dot{\Phi}_E \left(\frac{S}{\rho} \right)_{col,M} dE \quad (3)$$

Analogamente, quando è invece presente il mezzo G, si ha:

$$D_G = \int \dot{\Phi}_E \left(\frac{S}{\rho} \right)_{col,G} dE \quad (4)$$

Dalle due precedenti relazioni si ricava:

$$D_M/D_G = \frac{\int \dot{\Phi}_E \left(\frac{S}{\rho} \right)_{col,M} dE}{\int \dot{\Phi}_E \left(\frac{S}{\rho} \right)_{col,G} dE}$$

e dividendo a secondo membro numeratore e denominatore

per $\int \Phi_E dE$ si ottiene:

$$D_M/D_G = \frac{\int \Phi_E (S/\rho)_{col,M} dE / \int \Phi_E dE}{\int \Phi_E (S/\rho)_{col,G} dE / \int \Phi_E dE}$$

Si osservi ora che le quantità al numeratore e denominatore nel secondo membro non rappresentano altro che i valori rispettivamente di $(S/\rho)_{col,M}$ e $(S/\rho)_{col,G}$ mediati sullo spettro di rallentamento dei secondari carichi. Con ovvio significato dei simboli si può quindi scrivere:

$$D_M/D_G = \frac{(\overline{S/\rho})_{col,M}}{(\overline{S/\rho})_{col,G}} \quad (5)$$

e posto:

$$\overline{s} = \frac{(\overline{S/\rho})_{col,M}}{(\overline{S/\rho})_{col,G}}$$

si trova

$$D_M = \overline{s} D_G \quad (6)$$

La (6) rappresenta una delle forme con cui può essere scritta la relazione di Bragg-Gray, che tanto rilievo ha in dosimetria proprio perché lega in modo estremamente semplice D_M con D_G .

Resta ora da risolvere il problema pratico della realizzazione di una cavità piccola nel senso sopra specificato. Se si considerano, infatti, i percorsi degli elettroni di varia energia nella materia, sembrerebbe che tali cavità possano essere realizzate soltanto facendo uso di materiali di bassissima densità, cioè gas, e quindi sfruttando il fenomeno

della ionizzazione. Si vedrà però più avanti come sia possibile superare tale limitazione.

1.2. Cavità grande. Una relazione semplice quanto la (6) può essere stabilita anche nel caso di una cavità grande, cioè nel caso in cui le dimensioni della cavità siano molto maggiori del percorso dei secondari carichi messi in moto. In queste condizioni la ionizzazione prodotta nella cavità sarà dovuta esclusivamente ai secondari messi in moto direttamente nel materiale che occupa la cavità stessa. Con ragionamento simile a quello fatto nel caso della cavità piccola, si ottiene allora:

$$D_M = \left[(\mu_{en}/\rho)_M / (\mu_{en}/\rho)_G \right] D_G \quad (7)$$

avendo indicato con $(\mu_{en}/\rho)_M$ e $(\mu_{en}/\rho)_G$ i coefficienti di assorbimento di energia massici nei due mezzi dei quanti primari, che per semplicità si sono supposti monoenergetici. Se così non fosse, si dovrebbero naturalmente considerare i valori medi di tali coefficienti.

1.3. Mezzi equivalenti e cavità omogenee. Tornando adesso ad esaminare la relazione di Bragg-Gray, si osserva che la sua applicazione comporta la necessità di affrontare due problemi, uno, già ricordato, connesso con le dimensioni della cavità e l'altro con il calcolo di \bar{s} che dipende dall'energia dei quanti.

Il confronto con la (7) suggerisce però un metodo per superare entrambe queste difficoltà. Se, infatti, la composizione chimica del gas, ovvero del materiale che riempie la cavità, è uguale a quella del mezzo circostante, il rapporto \bar{s} dei poteri frenanti massici è uguale a 1 e la dose assorbita nel mezzo coincide con quella nella cavità. Ma in questo caso anche i coefficienti di trasferimento che compaiono nella (7) sono uguali e pertanto la dose nel mezzo coincide con quella nella cavità, anche se questa è grande.

Sembra quindi che si possa affermare che in una cavità riempita di un materiale avente la stessa composizione chimica

del mezzo che la circonda, la dose assorbita è uguale a quella nel mezzo indipendentemente dalle dimensioni della cavità:

$$D_M = D_G \quad (8)$$

In realtà, la richiesta di uguale composizione chimica è eccessiva, essendo sufficiente che i due mezzi abbiano lo stesso potere frenante massico (S/g) e lo stesso coefficiente di assorbimento d'energia massico (μ_{en}/ρ). Quando questa circostanza è verificata i due mezzi si dicono equivalenti e la cavità omogenea.

1.4. Teorema di Fano. La (8), ricavata in base a considerazioni sviluppate sulle (6) e (7), può essere dedotta anche con un altro procedimento, più generale, servendosi del teorema di Fano. Questo teorema afferma che in un mezzo di data composizione chimica esposto a un flusso uniforme di radiazione primaria, il flusso della radiazione corpuscolare associata è anche uniforme e indipendente sia dalla densità del materiale che dalle eventuali variazioni di densità da punto a punto.

Ciò può essere dimostrato intuitivamente considerando un flusso uniforme e parallelo di quanti che si propaghi in un certo materiale nel quale la densità ρ subisca una brusca variazione, riducendosi per esempio a $\rho/2$. Per semplicità si supponga anche che i secondari siano tutti messi in moto nella stessa direzione dei primari e che abbiano tutti lo stesso percorso. Chiaramente tale percorso si raddoppia nel mezzo di densità minore, ove però si dimezza il numero di secondari messi in moto. Nel complesso, pertanto, il flusso nelle due regioni rimane lo stesso indipendentemente dal valore della densità.

Se si applica questo teorema al caso di una cavità omogenea col mezzo che la circonda, ma di diversa densità, si ritrova la (8). Infatti, se Φ_E ha lo stesso valore nei due mezzi G e M, indipendentemente dalle dimensioni della cavità, anche D_G e D_M sono uguali in virtù della (2), in quanto anche i poteri frenanti massici sono uguali avendo i due mezzi la

stessa composizione chimica.

2. Neutroni e particelle cariche

Prima di passare ad esaminare le varie tecniche in uso per la misura della dose assorbita si ritiene opportuno dedicare un cenno all'estensione delle considerazioni sin qui svolte agli altri tipi di particelle.

Per quanto riguarda i neutroni, vale ancora la relazione di Bragg-Gray e tutte le osservazioni ad essa relative, ma occorre ricordare che in questo caso i secondari carichi sono protoni anzichè elettroni. Se si tiene conto dell'estrema brevità del percorso dei protoni nei vari materiali, si comprende immediatamente il vantaggio, ovvero la necessità, di ricorrere a cavità omogenee per evitare il problema pratico della realizzazione di cavità di dimensioni eccessivamente ridotte.

Per le misure di dose in campi di particelle cariche si possono ripetere considerazioni analoghe a quelle già svolte. Naturalmente nel caso di particelle cariche pesanti, i cui percorsi nella materia sono quindi molto brevi, si dovrà far ricorso a camere con pareti estremamente sottili. Va comunque detto che, in pratica, problemi di misura di dose in campi siffatti sono abbastanza rari e vanno affrontati, di volta in volta, con tecniche particolari.

MISURA DELLA DOSE ASSORBITA CON CAMERE A IONIZZAZIONE

Come si è visto, la relazione di Bragg-Gray vale indipendentemente dalla natura dei materiali costituenti la cavità e il mezzo circostante. Tuttavia le condizioni richieste per la sua applicazione sono facilmente soddisfatte soltanto nel caso di cavità gassose circondate da materiali solidi o liquidi, in quanto a pressione atmosferica i gas sono

circa 1000 volte meno densi di questi. Il più comune esempio di dosimetro a cavità gassosa è costituito dalle camere a ionizzazione.

Se la cavità fosse invece solida, la relazione di Bragg-Gray sarebbe applicabile soltanto per spessori molto minori del millimetro. E' quindi chiaro che le dimensioni dei dosimetri il cui materiale sensibile non è gassoso, devono di solito essere considerate "grandi". Con questi dosimetri si misurerà pertanto la dose assorbita nel materiale di cui sono costituiti e soltanto se questo è equivalente al mezzo circostante si potranno ricavare informazioni dirette sulla dose assorbita in quel punto in assenza di dosimetro.

1. Misure in condizioni che soddisfano alla relazione di Bragg-Gray

Si consideri ora il caso di una cavità riempita di gas, per la quale sono dunque facilmente soddisfatte le condizioni poste dalla relazione di Bragg-Gray (6) riguardo le dimensioni. L'effetto fisico che si sfrutta per risalire alla dose assorbita è in questo caso la ionizzazione. Se si indica allora con Δ_n il numero di coppie di ioni create nella massa di gas Δ_m e con \bar{W}_G l'energia spesa in media per creare una coppia di ioni, la relazione di Bragg-Gray diviene:

$$D_M = \bar{s} D_G = \bar{s} (\Delta_E / \Delta_m)_G = \bar{s} (\bar{W}_G \Delta_n / \Delta_m) \quad (9)$$

La quantità Δ_n / Δ_m , che rappresenta la ionizzazione specifica, viene in genere indicata con J_G , per cui la (9) può essere riscritta:

$$D_M = \bar{s} \bar{W}_G J_G \quad (10)$$

che rappresenta un'altra delle forme della relazione di Bragg-Gray.

Noti i valori di \bar{s} e \bar{W}_G è quindi possibile risalire dalla misura di J_G alla dose D_G assorbita. Il valore del

rapporto \bar{s} può essere determinato mediante calcoli dalla conoscenza dei poteri frenanti massici del mezzo M e del gas G, eventualmente introducendo qualche ipotesi semplificatrice per tenere conto della distribuzione energetica degli elettroni. Nella tabella 1 sono riportati per varie energie degli elettroni E_0 i valori di \bar{s} di alcuni materiali rispetto all'aria.

Tabella 1. Valori di \bar{s} per vari materiali e diverse energie degli elettroni

E_0 (MeV)	carbonio	alluminio	piombo
0,1	1,014	0,859	0,468
0,2	1,013	0,870	0,507
0,5	1,007	0,881	0,548
1,0	0,998	0,885	0,572
1,2	0,995	0,885	0,578

Come si può notare il valore di \bar{s} si discosta tanto più dall'unità quanto più elevato è il numero atomico del materiale considerato, mentre la dipendenza dall'energia non è particolarmente pronunciata.

Se si volesse tener conto del fatto che gli elettroni secondari vengono generati con un certo spettro si dovrebbe mediare ulteriormente \bar{s} su tale intervallo di energia. In pratica è quasi sempre sufficiente limitarsi al calcolo di \bar{s} , trascurando questa seconda operazione di media.

Si noti che il valore di \bar{s} potrebbe essere anche ricavato, per altra via, intercalibrando la camera in uso con un'altra camera di riferimento per la quale sia nota la relazione tra ionizzazione specifica e dose assorbita.

Naturalmente se il gas e le pareti hanno la stessa composizione chimica, o più semplicemente se i due mezzi hanno lo stesso potere frenante, $\bar{s} = 1$ e la (10) diviene:

$$D_M = \bar{W}_G J_G \quad (11)$$

La (10) e la (11) sono le relazioni su cui si basa l'uso delle camere a ionizzazione in dosimetria.

2. Significato fisico di \bar{W}_G

Merita ora ricordare il significato fisico di \bar{W}_G , che rappresenta l'energia necessaria in media per creare una coppia di ioni, discutendone in dettaglio alcune proprietà.

A prima vista si potrebbe pensare che il valore di \bar{W}_G debba coincidere con l'energia minima di ionizzazione, o potenziale di ionizzazione E_i , che è in genere compreso tra 5 e 20 eV. In pratica però non tutta l'energia persa dalla particella ionizzante viene dissipata in ionizzazione, poiché una parte di essa viene inevitabilmente perduta in processi di eccitazione. Questo significa che l'energia spesa in media per produrre una coppia di ioni sarà maggiore di E_i . Infatti se si indica con N_e il numero di processi di eccitazione, con N_i il numero di quelli di ionizzazione, e con E_e l'energia media da eccitazione, in prima approssimazione si può scrivere:

$$\bar{W}_G = E_i + (N_e/N_i) E_e \quad (12)$$

Dalla (12) si comprende che, al crescere del numero di eccitazioni, cresce l'energia necessaria per creare una coppia di ioni, in quanto cresce la parte di energia persa per eccitazione.

Poiché in un dato materiale il rapporto N_e/N_i è quasi del tutto indipendente dal tipo e dall'energia della particella incidente, ne consegue che anche \bar{W}_G è praticamente indipendente da tali parametri.

Inoltre, il valore di \bar{W}_G dipende poco anche dal tipo di gas considerato. Infatti, negli atomi in cui gli elettroni sono relativamente poco legati (che richiedono una bassa E_i , per es. idrogeno) il numero di eccitazioni è maggiore del

numero di ionizzazioni e quindi una notevole frazione di energia è spesa in eccitazioni con la conseguenza che \overline{W}_G è molto maggiore di E_i . Al contrario, nel caso di atomi con elettroni molto legati (che richiedono un'elevata E_i , per es. gas nobili), il numero di eccitazioni è più piccolo del numero di ionizzazioni con la conseguenza che \overline{W}_G risulta molto prossima ad E_i .

Nel complesso ci si può quindi attendere che l'energia spesa in media per creare una coppia di ioni abbia circa lo stesso valore per tutti i gas, indipendentemente dal tipo e dall'energia delle particelle incidenti. Alcuni risultati sperimentali sono mostrati nella tabella 2.

Come si può notare, gran parte dei valori riportati sono compresi tra 30 e 40 eV. Quando non è richiesta una grande accuratezza è buona norma assumere $\overline{W}_G = 34$ eV (come per l'aria) indipendentemente dal gas considerato.

Tabella 2. Energia spesa in media per coppia di ioni in gas diversi, \overline{W}_G

gas	valori di \overline{W}_G (eV) per diverse particelle ionizzanti		
	elettroni	alfa	protoni
aria	33,7	35,0	36,0
idrogeno	36,6	36,2	
elio	41,5	46,0	
ossigeno	31,8	32,3	31,5
CO ₂	32,9	34,1	34,9

3. Considerazioni sull'uso delle camere a ionizzazione

Le camere a ionizzazione sono state tra i primi rivelatori impiegati per misure di dose assorbita e sono

tuttora tra i più diffusi per la grande precisione di misura che consentono. Infatti, oltre ad essere noto con grande accuratezza il valore di \overline{W}_G , anche la misura della ionizzazione specifica J_G può essere effettuata con estrema cura.

3.1. Per quanto riguarda gli accorgimenti pratici da adottare nell'uso di questi strumenti, si ricorda anzitutto che la tensione di polarizzazione tra gli elettrodi deve essere tale da permettere la raccolta di tutti gli ioni prodotti.

I criteri da seguire per la scelta dei materiali delle pareti e del gas di riempimento sono già stati discussi, come anche quelli relativi alle dimensioni della cavità.

Resta da aggiungere ancora qualcosa sullo spessore delle pareti. Se queste possono considerarsi sottili, nel senso che il loro spessore è piccolo rispetto al percorso dei secondari messi in moto dalle radiazioni incidenti, la carica raccolta fornisce una misura della ionizzazione prodotta nel gas dai secondari creati nel materiale che circonda le pareti della camera. Ricordando che il percorso degli elettroni nella materia è molto breve alle basse energie, si comprende come una camera con pareti sottili possa essere utilmente impiegata soltanto nel caso di radiazioni di alta energia.

Se invece la camera ha pareti spesse, la carica raccolta misura la ionizzazione prodotta nel gas dai secondari messi in moto nel materiale costituente le pareti stesse. In questo caso è quindi necessario che queste siano equivalenti al materiale nel quale si desidera misurare la dose.

3.2. Prima di concludere la descrizione dell'impiego delle camere a ionizzazione per misure di dose assorbita, non può mancare un cenno alle camere tessuto-equivalenti, particolarmente idonee per misure in tessuto. Dette camere sono costituite da pareti realizzate con un materiale plastico la cui composizione è appunto equivalente a quella del tessuto nel senso prima precisato. Quale gas di riempimento si usa una miscela di gas avente pure composizione equivalente a quella del tessuto. Nella tabella 3 sono riportate le percentuali in

peso dei vari elementi costituenti le pareti ed il gas di riempimento di una tipica camera tessuto equivalente. Rispetto alla composizione chimica di un tessuto si nota un difetto di ossigeno compensato da un eccesso di carbonio. Ciò comporta che questa camera è di fatto equivalente al tessuto soltanto fin quando queste differenze possano essere trascurate.

L'equivalenza sussiste cioè soltanto in un certo intervallo d'energia. Tale intervallo, nel caso dei raggi X e gamma, si estende fino a qualche MeV.

Le camere tessuto-equivalente possono essere realizzate in ridottissime dimensioni, aventi volumi sensibili dell'ordine di $0,1 \text{ cm}^3$, come è richiesto per le misure di dose assorbita in vari punti di un "fantoccio" simulatore del corpo umano da irradiare, esposto a un fascio di raggi X.

Tabella 3. Composizione di una camera tessuto-equivalente

pareti		gas di riempimento	
C	78 %	CH ₄	64,4%
H ₂	10 %	CO ₂	32,4%
O ₂	5,2%	N ₂	3,2%
N ₂	3,5%		
Ca	1,8%		
F	1,7%		

3.3. Per quanto riguarda infine il possibile impiego in dosimetria degli altri rivelatori basati sulla ionizzazione, si fa presente che i contatori Geiger sono fisicamente inadatti a misurare la dose assorbita, mentre i contatori proporzionali sono molto meno diffusamente impiegati delle camere a ionizzazione e non verranno pertanto qui esaminati.

MISURA DELLA ESPOSIZIONE CON CAMERA A IONIZZAZIONE

Per definizione, l'esposizione, X , è il rapporto tra ΔQ e Δm , ove ΔQ è la somma delle cariche elettriche di tutti gli ioni di un segno prodotti a seguito dell'assorbimento completo di tutti gli elettroni liberati da un fascio di fotoni (raggi X o gamma) in un volume di aria di massa Δm .

Per effettuare la misura si dovrebbe quindi poter raccogliere e misurare la ionizzazione totale prodotta da tutti gli elettroni originati nell'elemento Δm . Ciò ovviamente è realizzabile solo in casi particolari. Si può, invece, ricorrere all'impiego di una camera aria-equivalente, avente cioè pareti e gas equivalenti all'aria ($Z=7,64$), purchè siano verificate le condizioni di equilibrio di particelle cariche. Si capirà più avanti la necessità di quest'ultima condizione.

1. La camera ad aria libera

Per energie dei fotoni fino a 400 keV risulta particolarmente indicata la camera ad aria libera, i cui elementi essenziali sono mostrati nella figura 1. I raggi X penetrano nel volume sensibile della camera attraverso un collimatore o diaframma costituito da materiale pesante.

La camera è a elettrodi piani affacciati. Uno di essi è collegato all'alta tensione, mentre l'altro è connesso a terra attraverso uno strumento che misura la carica raccolta. Quest'ultimo elettrodo è contornato da due elettrodi di guardia, pure essi collegati a massa.

Il volume di misura della camera è individuato dall'intersezione del volume di raccolta con il cono di radiazione delimitato dal collimatore. Si noti in particolare che gli elettrodi di guardia hanno la funzione di definire precisamente il volume di raccolta, mantenendo nello stesso tempo uniforme il campo elettrico tra gli elettrodi principali.

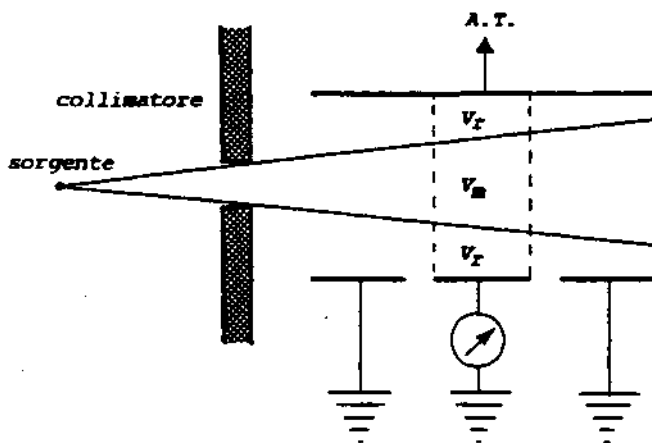


Figura 1. Elementi costitutivi della camera ad aria libera.
 V_r , volume di raccolta; V_m , volume di misura.

La carica raccolta divisa per la massa d'aria contenuta nel volume di misura permette di ottenere il valore dell'esposizione purchè siano verificate le condizioni di equilibrio delle particelle cariche. La verifica di tale condizione è indispensabile in quanto gli elettroni che, prodotti fuori del volume di raccolta, penetrano in esso producendovi ionizzazione devono essere compensati da altri con analoghe caratteristiche che escono da detto volume.

Con la camera ad aria libera tali condizioni possono essere soddisfatte soltanto per fotoni primari di energia fino a circa 400 keV. Pertanto, nel caso di fotoni di energia superiore si deve ricorrere ad altri metodi di misura.

2. La camera a cavità

Uno di tali metodi, peraltro utilizzabile anche al di sotto di 400 keV, consiste nell'impiego di una camera a

ionizzazione a cavità.

E' infatti possibile risalire da una misura di dose assorbita in un certo punto al valore dell'esposizione in quel punto, purchè, anche in questo caso, siano verificate le condizioni di equilibrio delle particelle cariche.

Se la dose assorbita è misurata in Gy e l'esposizione in roentgen, poichè \overline{W}_G/e vale 33,7 joule/coulomb, si ha:

$$D(\text{Gy}) = 8,69 \cdot 10^{-3} (\mu_{\text{en}}/\rho)_m / (\mu_{\text{en}}/\rho)_{\text{aria}} \cdot X(R) \quad (13)$$

Il coefficiente $8,69 \cdot 10^{-3}$ si ottiene dividendo 33,7 J/C per 3875, che è il fattore di conversione da C/kg a R.

Qualora si faccia uso di una camera riempita di aria e con pareti aria-equivalenti, ciò che si può ottenere mescolando ad esempio carbonio e bachelite, il rapporto $(\mu_{\text{en}}/\rho)_m / (\mu_{\text{en}}/\rho)_{\text{aria}}$ vale 1. Dalla (13) si trova quindi che l'esposizione di 1R corrisponde all'assorbimento di una dose in aria di 8,69 mGy.

Si noti che lo spessore delle pareti deve essere tale da soddisfare, come già detto, le condizioni per l'equilibrio delle particelle cariche e da assicurare che tutta la ionizzazione prodotta nell'aria contenuta nella camera sia originata da secondari messi in moto nelle pareti stesse. Ciò è possibile fin quando l'energia dei fotoni è inferiore a circa 3 MeV. Al di sopra di questa energia, infatti, il percorso dei secondari carichi nei materiali di densità prossima a 1 diventa dell'ordine di 1 cm. Non è quindi più possibile costruire cavità che verifichino le condizioni di equilibrio di particelle cariche a causa del non trascurabile assorbimento nelle pareti. E' questo il motivo per cui, come è noto, il roentgen perde significato sopra a 3 MeV.

3. Andamento della ionizzazione specifica

Nella figura 2 è mostrato l'andamento della ionizzazione specifica, J_G , in funzione dello spessore delle pareti di una camera esposta a un fascio di raggi X.

Inizialmente il valore di J_G cresce con lo spessore, s , in quanto aumenta il numero degli elettroni secondari prodotti nelle pareti che raggiungono il gas, ionizzandolo. Tale effetto s'arresta quando gli elettroni prodotti negli strati più esterni delle pareti cominciano ad essere assorbiti nell'attraversamento di queste ultime senza più raggiungere il gas. Lo spessore a cui ciò avviene viene detto spessore d'equilibrio. Nelle misure di esposizione, lo spessore delle pareti deve essere uguale allo spessore d'equilibrio in quanto, in tali condizioni, è verificato l'equilibrio di particelle cariche; si è inoltre certi che elettroni provenienti dal materiale che circonda le pareti non raggiungono il volume di raccolta.

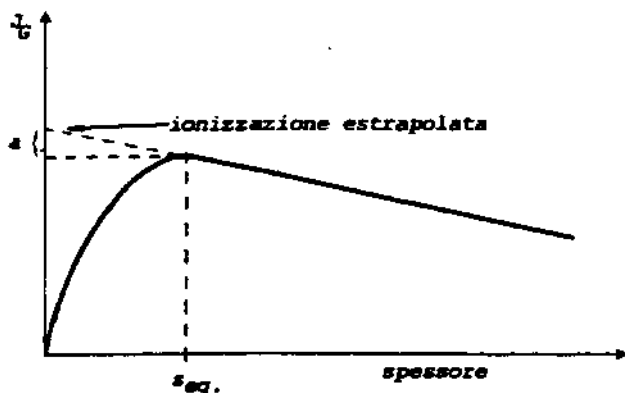


Figura 2. Ionizzazione specifica J_G in funzione dello spessore delle pareti; $s_{eq.}$, spessore di equilibrio; a , correzione dovuta all'attenuazione.

Per spessori maggiori dello spessore d'equilibrio, J_G tende a diminuire a causa dell'attenuazione dei quanti incidenti nelle pareti. Com'è mostrato in figura, per tenere

conto di tale diminuzione, si può ricavare per estrapolazione il valore corretto della ionizzazione e quindi la relativa correzione da apportare alla misura.

Nella tabella 4 sono riportati alcuni valori tipici degli spessori di equilibrio e dell'attenuazione nelle pareti per fasci di raggi X di varie energie.

Tabella 4. Valori tipici degli spessori di equilibrio e dell'attenuazione nelle pareti, per raggi X di varie energie

tensione applicata al tubo per raggi X (MV)	spessore di equilibrio (g/cm ²)	fattore di attenuazione nelle pareti (%)
0,2	< 0,05	< 0,2
1,0	0,2	0,6
2,0	0,4	1
5,0	1,0	3
10	2,0	7
20	4	10
50	7	20
100	11	30
raggi γ del Co-60	0,4	1

4. Aspetti operativi delle misure di esposizione

Le misure di esposizione sono tra quelle più frequentemente richieste intorno alle macchine radiogene, alle sorgenti di radioisotopi e agli impianti nucleari. Normalmente esse vengono eseguite con camere a ionizzazione incorporate in strumenti denominati genericamente "monitori", sia fissi che portatili.

4.1. La corrente I (ampere) misurata con una camera a ionizzazione dipende dal rateo di esposizione $X(R.h^{-1})$ tramite la seguente semplice relazione empirica:

$$I \approx 10^{-13} Vx$$

(14)

dove V è il volume di aria espresso in cm^3 .

Come si può notare, le correnti in gioco, quando si debbano misurare intensità di esposizione dell'ordine del mR/h , sono modeste, il che rende inevitabile il ricorso a particolari accorgimenti per misurarle. La corrente (e quindi la sensibilità della camera) può però essere aumentata sia accrescendo il volume di misura, sia introducendo e mantenendo il gas a pressione elevata.

4.2. Se una camera deve essere usata a varie energie, viene dotata di "cappucci" di diversi spessori di sostanze equivalenti all'aria, per garantire le condizioni di equilibrio delle particelle cariche anche alle energie più alte.

4.3. Monitori, sia portatili che fissi, realizzati con camere a ionizzazione riempite con gas ad elevata pressione, sono facilmente reperibili in commercio. Essi consentono la misura dell'esposizione in un ampio intervallo di valori di rateo di esposizione e con soddisfacente precisione. I migliori strumenti, in particolare, presentano un intervallo di misura che si estende da qualche decimo di mR/h a migliaia di R/h . Si ritiene peraltro opportuno osservare che molto spesso, per aumentare la sensibilità, tali strumenti sono realizzati con pareti metalliche ed hanno come gas di riempimento anche gas diversi dall'aria. Ciò, naturalmente, va a discapito della corretta risposta alle varie energie.

4.4. Si ricorda infine che in numerose occasioni trovano impiego delle piccole camere a ionizzazione a forma di penna stilografica, dette stilodosimetri. Tali strumenti possono essere vantaggiosamente impiegati nel controllo delle persone esposte a radiazioni ionizzanti. Il volume sensibile è dell'ordine di 2 cm^3 . L'intervallo di misura può estendersi da qualche decina di mR a qualche R . Il funzionamento è molto semplice: si carica preventivamente la camera a ionizzazione e si misura la variazione di tensione tra gli elettrodi dovuta alla scarica prodotta per effetto del passaggio delle

radiazioni ionizzanti. La lettura può essere diretta o indiretta. Nel primo caso si ha l'indiscutibile vantaggio di poter controllare sistematicamente la dose durante l'esecuzione del lavoro.

Negli strumenti a lettura diretta si osserva su di un quadrante a transilluminazione incluso nella camera lo spostamento del filo di un elettrometro senza l'ausilio di alcun altro strumento. In quelli a lettura indiretta la carica immagazzinata residua viene misurata mediante un lettore esterno.

Detta C la capacità della camera, V il suo volume e ΔU la variazione di tensione, l'esposizione X può essere facilmente ricavata da:

$$X = \Delta Q / \Delta m = C \Delta U / \rho V$$

Gli stilodosimetri sono particolarmente indicati per il controllo personale, ma raramente costituiscono l'unico dosimetro assegnato al personale esposto. Si tratta infatti di strumenti cui non può essere richiesta un'elevata precisione se impiegati su lunghi periodi di tempo (per es. una settimana o addirittura un mese). Ciò non solo a causa della scarica spontanea della camera, della quale si potrebbe peraltro tenere conto, ma anche perché risentono degli urti e delle variazioni di temperatura e di umidità, che ne limitano l'affidabilità.

MISURA DELLA DOSE ASSORBITA CON METODI CALORIMETRICI

Il metodo della misura della dose assorbita mediante calorimetri, quantunque non semplice e certamente non idoneo per misure di radioprotezione, merita attenzione in quanto è il metodo più "diretto" che si conosca per valutare la dose assorbita. Infatti l'energia ceduta dalle particelle ionizzanti in un certo materiale viene in ultima analisi degradata in

calore (energia termica) producendo quindi un innalzamento della temperatura del mezzo irradiato.

Per misurare la dose assorbita, si potrebbe pensare di costruire un calorimetro avente quale elemento sensibile il campione nel quale si vuole conoscere la dose, esporre tale elemento alle radiazioni ionizzanti e misurare quindi l'aumento di temperatura prodotto.

In pratica la situazione è assai più complicata a causa delle dispersioni di energia nelle varie parti del calorimetro, per ridurre le quali è indispensabile assicurare un ottimo isolamento termico all'elemento sensibile. Quest'ultimo deve inoltre avere un "difetto termico" modesto. Deve cioè essere modesta la frazione di energia dissipata dalle radiazioni in processi diversi dalla ionizzazione e dall'eccitazione (per es. reazioni chimiche, formazione di centri di colore, ecc.)

La variazione di temperatura che ci si può attendere dall'assorbimento di una dose di 10 mGy è dell'ordine di 10^{-6} °C. Per misurare variazioni di temperatura così modeste si suole misurare la variazione di resistenza di un termistore o di forza elettromotrice di una termocoppia.

A causa della loro scarsa sensibilità, i calorimetri non possono ovviamente essere impiegati nella "routine" di fisica sanitaria, salvo eventualmente come standard per la taratura degli altri strumenti. Non si ritiene quindi opportuno approfondirne i meccanismi di funzionamento in questa sede.

Basterà aggiungere che con essi si possono anche misurare la fluenza d'energia (purchè il fascio di radiazione sia completamente assorbito nell'elemento sensibile), l'esposizione ed anche l'attività di sorgenti di radionuclidi conosciuti.

MISURA DELLA DOSE ASSORBITA CON METODI CHIMICI

Il passaggio delle particelle ionizzanti nella materia produce numerosi cambiamenti chimici, alcuni dei quali possono essere sfruttati per misurare la dose assorbita. Il meccanismo con il quale vengono prodotti tali cambiamenti non è stato completamente chiarito. Sembra tuttavia probabile che la causa principale debba essere ricercata proprio nei processi di eccitazione e ionizzazione a livello molecolare e atomico.

L'intervallo di misura dei dosimetri chimici è compreso a seconda dei sistemi tra 0,1 e 10^8 Gy e, pertanto, non possono essere di certo impiegati per misure di radioprotezione. Si ritiene tuttavia istruttivo discutere, sia pure superficialmente, anche tali sistemi in quanto trovano spesso applicazione per intercalibrare strumenti e nella dosimetria degli esperimenti di radiobiologia. Inoltre, il più affidabile di questi sistemi, il dosimetro di Fricke, viene usato come metodo dosimetrico "diretto" in chimica delle radiazioni, permettendo una precisione di misura dell'1-2%. Va infine notato che i dosimetri chimici hanno spesso la stessa composizione del mezzo nel quale si deve eseguire la misura.

Tra le numerose reazioni chimiche indotte dalle radiazioni ionizzanti, quelle più idonee per realizzare un dosimetro devono soddisfare il maggior numero possibile delle seguenti condizioni:

- elevata sensibilità;
- riproducibilità delle misure;
- stabilità;
- carattere temporaneo delle variazioni indotte dall'irradiazione;
- indipendenza dall'intensità di dose, dal tipo delle radiazioni incidenti e dalla temperatura;
- risposta lineare con la dose;
- semplicità di preparazione e di analisi.

Impossibile invece richiedere una risposta indipenden-

te dall'energia delle particelle incidenti, come pure sarebbe desiderabile, in quanto tutti i sistemi vi dipendono tramite il LET di queste.

Per caratterizzare quantitativamente la risposta di un dosimetro chimico si suole introdurre il parametro $G(X)$, definito come il numero di molecole o di ioni di tipo X prodotti in corrispondenza dell'assorbimento di 100 eV di energia. Quindi:

$$G(X) = \Delta n / \Delta E \cdot 100 \quad (15)$$

dove Δn è il numero di molecole o ioni formati per unità di volume e ΔE l'energia in eV assorbita, sempre nell'unità di volume.

Per determinare il valore di $G(X)$ si suole misurare Δn per mezzo di analisi chimiche e ΔE con metodi calorimetrici.

I dosimetri chimici possono essere suddivisi in dosimetri acquosi e dosimetri non acquosi.

1. Dosimetri acquosi

Alla categoria dei dosimetri acquosi appartiene il più noto dei dosimetri chimici, il già citato dosimetro di Fricke. Tale dosimetro soddisfa quasi tutte le condizioni richieste, salvo naturalmente quella relativa all'indipendenza dall'energia: la sua risposta infatti è fortemente dipendente dal LET delle particelle incidenti.

Esso è costituito da una soluzione aerea di 1 mmol/l di solfato ammonio ferroso e 1 mmol/l di cloruro di sodio in acido solforico 0,4 mol/l. La reazione che si studia è l'ossidazione degli ioni ferrosi a ioni ferrici, il cui numero risulta proporzionale alla dose assorbita, se vengono assicurate appropriate condizioni. Il numero di ioni ferrici formati viene in genere determinato con analisi spettrofoto-

metriche, tramite l'assorbimento di luce di 3040 \AA .

La dose media assorbita nella soluzione (D) è in relazione con la densità ottica della soluzione prima (A_0) e dopo (A) l'irradiazione tramite la seguente relazione:

$$D_s = N (A - A_0) / \rho G l \epsilon_m \quad (16)$$

dove N è il numero di Avogadro, ρ la densità della soluzione, l il percorso della luce nella cella fotometrica, G il numero di ioni ferrici prodotti per unità d'energia assorbita (espressa in unità di 100 eV) e ϵ_m il coefficiente molare di estinzione per gli ioni ferrici.

L'intervallo di misura del dosimetro di Fricke si estende da circa 40 a 400 gray. Con opportuni accorgimenti e modifiche tale intervallo può essere ulteriormente esteso verso le alte dosi.

Come si è detto, la risposta del dosimetro di Fricke dipende dal LET delle particelle incidenti. Per quanto riguarda i raggi X, la dipendenza di G dall'energia è mostrata nella figura 3. Come si può notare, G varia da un valore di 13,8 a 10 keV fino a 15,6 a 600 keV.

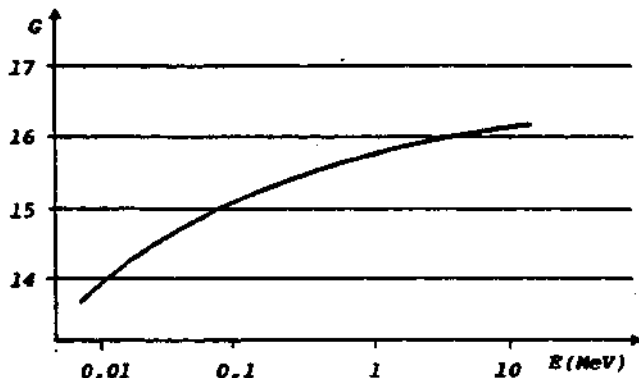


Figura 3. Dipendenza di G dall'energia dei fotoni.

Un altro dosimetro, molto simile al dosimetro di Fricke, è quello realizzato per mezzo di una soluzione aerea di solfato cerico in acido solforico 0,8 N. In questo caso si misura la riduzione dello ione cerico a ceroso. L'intervallo di misura può estendersi fino a 10^6 Gy.

Tra i numerosi altri dosimetri acquosi, si ritiene sufficiente citare soltanto quello basato sulla scomposizione dell'acqua con svolgimento di idrogeno e ossigeno. La misura dell'idrogeno e dell'ossigeno formati viene effettuata con metodi chimici, che non verranno qui illustrati. Tale dosimetro, che funziona per dosi dell'ordine di 10^4 Gy e oltre, è particolarmente indicato per l'esecuzione di mappe intorno a intense sorgenti di radiazioni gamma (reattori; grandi sorgenti; "bombe" al Co-60; ecc.).

2. Dosimetri non acquosi

Di questa seconda categoria di dosimetri, d'impiego peraltro assai più sporadico dei precedenti, si ritiene sufficiente ricordare che trattasi di sistemi basati su reazioni prodotte nella fase gassosa di alcune sostanze (per es. N_2O), o sul cambiamento di viscosità di alcuni polimeri disciolti in idrocarburi.

A seconda del sistema considerato, si possono misurare dosi comprese tra 1 e 10^8 Gy.

DOSIMETRI A STATO SOLIDO

Una definizione completamente soddisfacente di cosa s'intenda per dosimetro a stato solido non è stata ancora data. Si può tentativamente considerare come tale qualsiasi dosimetro realizzato con materiale solido in cui un parametro misurabile vari in funzione della dose assorbita, o dell'in-

tensità di dose assorbita, in esso depositata dalle radiazioni ionizzanti. Tuttavia alcuni dosimetri, come gli scintillatori o le emulsioni fotografiche, che certamente potrebbero essere compresi in tale definizione, non vengono abitualmente trattati tra quelli a stato solido.

I dosimetri a stato solido possono essere suddivisi in due grandi categorie: dosimetri a integrazione e dosimetri basati sulle variazioni di conducibilità elettrica.

1. Dosimetri a integrazione

Le notizie più importanti relativamente all'impiego in radioprotezione di alcuni di questi dosimetri sono riassunte nella tabella 5. Fra tutte le tecniche presentate nella tabella, soltanto la radiofotoluminescenza e la termoluminescenza trovano un effettivo impiego in radioprotezione. A queste verrà pertanto dedicato qualche cenno illustrativo delle principali caratteristiche.

1.1. Radiofotoluminescenza. Alcune sostanze vetrose (vetri al fosfato attivati con argento), dopo essere state irradiate, emettono luce arancione se illuminate con luce ultravioletta. L'intensità della luce emessa è proporzionale alla dose assorbita.

La lettura del dosimetro può essere effettuata con un fluorimetro, uno strumento il cui schema a blocchi è mostrato nella figura 4. La lettura non distrugge l'informazione e può pertanto essere ripetuta più volte. L'intervallo di misura si estende da 10^{-3} a 10^3 Gy.

La radiofotoluminescenza può essere spiegata con la formazione di "centri stabili" durante l'irradiazione della sostanza, secondo lo schema mostrato in figura 5. Un elettrone, trasferito nella banda di conduzione (a), può essere intrappolato in uno di questi centri (b). La luce ultravioletta porta l'elettrone (c) in uno stato eccitato, dal quale torna rapidamente allo stato fondamentale emettendo luce

arancione (c), senza che il centro venga distrutto.

Tabella 5. Principali caratteristiche di alcuni dosimetri a integrazione a stato solido

parametro misurato	materiale	commenti
radiofoto-luminescenza	vetri al fosfato	dosi tra 10^{-5} e 10^3 Gy; impiegati in dosimetria personale
termo-luminescenza	CaSO ₄ : Mn CaF ₂ : Mn LiF CaF ₂ : Dy etc.	dosi tra 10^{-5} e 10^3 Gy; diffusamente impiegati in dosimetria personale e d'ambiente
cambiamento di colore	vetri, plastiche, vernici	dosi molto elevate, dell'ordine di 10^2 Gy; per alcune vernici tale limite può esser più basso
degradazione della luminescenza	antracene	dose minima misurabile dell'ordine di 10^2 Gy
risonanza spin elettrone	alanina	dosi nell'intervallo tra 0,1 e 10^2 Gy
luminescenza stimolata nell'infrarosso	SrS/Eu Sm	dosi in tessuto anche inferiori a 0,1 Gy

La risposta in funzione dell'energia non è uniforme a causa della presenza del picco fotoelettrico alle basse energie. Nei vetri ad elevato numero atomico la sensibilità a 70 keV può così risultare circa 30 volte maggiore di quella ai raggi gamma del Co-60. Nei vetri a basso numero atomico questo rapporto può scendere a 10. Questi ultimi sono normalmente

utilizzati in dosimetria insieme ad opportuni filtri per appiattirne la risposta.

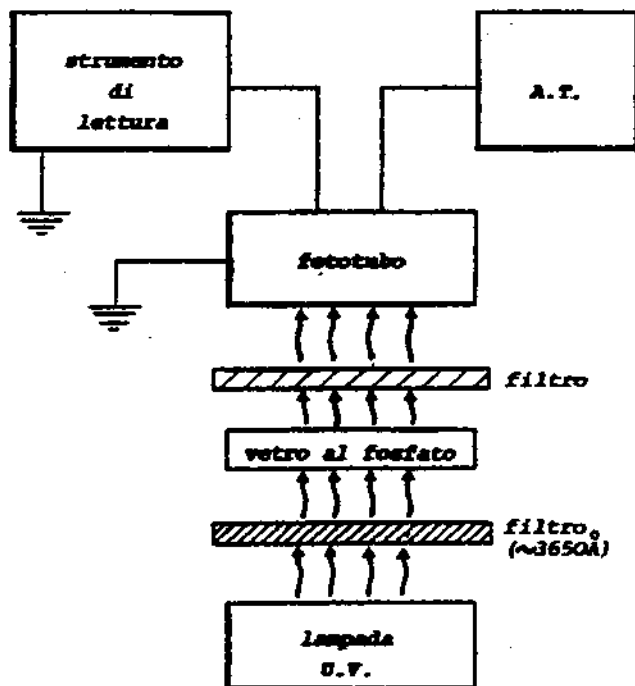


Figura 4. Apparato di lettura di dosimetro a radiofotoluminescenza (fluorimetro) (schema).

Il fading (regressione dell'informazione nel tempo; "fading" significa affievolimento, scomparsa) è molto modesto se si ha la precauzione di conservare i dosimetri in ambiente oscuro.

La sensibilità ai neutroni veloci è trascurabile.

Questi dosimetri, avendo dimensioni minime (dell'ordine dei millimetri) e peso trascurabile, possono trovare applicazione nel campo della dosimetria personale.

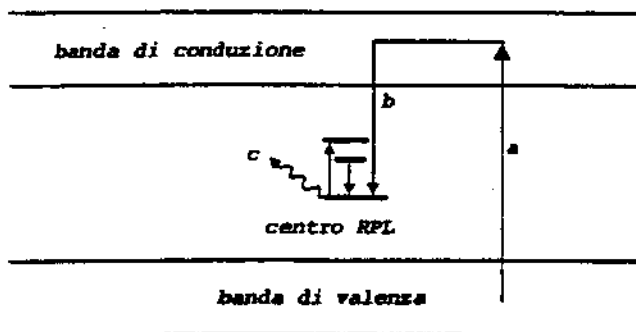


Figura 5. Modello a bande per la interpretazione della radiofotoluminescenza (vedi testo).

1.2. Termoluminescenza. Alcune sostanze (dette fosfòri), tra le quali le piú note sono il CaF_2 e il LiF, se vengono riscaldate dopo aver subito un'irradiazione, emettono una debole luce. L'intensità della luce emessa è proporzionale alla dose assorbita. La lettura del dosimetro (riscaldamento) distrugge l'informazione.

Una spiegazione elementare del meccanismo della termoluminescenza si può ricavare dallo schema mostrato in figura 6, ove sono riportate le bande di conduzione e di valenza, con i livelli energetici associati alle trappole ed ai buchi introdotti nel cristallo dagli attivatori, cioè da impurità chimiche e difetti del reticolo.

Durante l'irradiazione, l'energia viene trasferita agli elettroni nella banda di valenza con conseguente spostamento di alcuni di essi nella banda di conduzione (C) e formazione di lacune nella banda di valenza (V) (figura 6, a). Alcuni degli elettroni e delle lacune si ricombinano immediatamente, mentre altri vengono intrappolati negli stati metastabili in cui possono rimanere per tempi piuttosto lunghi.

Il riscaldamento del fosfòro fornisce agli elettroni energia sufficiente per liberarsi dalle trappole e tornare

nella banda di valenza, ove avviene la ricombinazione con le lacune. Questo processo è accompagnato da emissione di luce (figura 6, b).

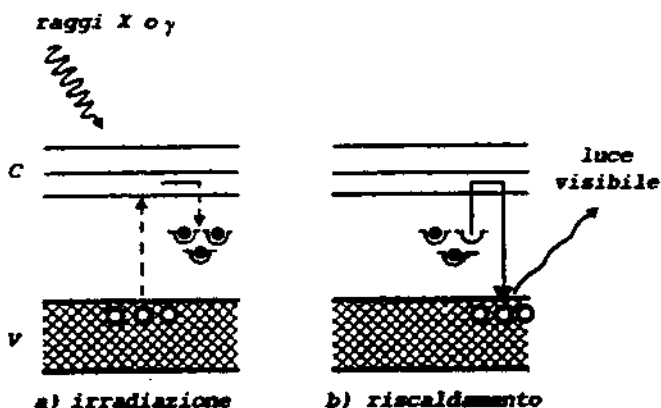


Figura 6. Modello a bande per l'interpretazione della termoluminescenza; C, banda di conduzione; V, banda di valenza.

Poiché la probabilità di ricombinazione dipende dalla temperatura, l'emissione di luce, per una data dose di radiazione, è funzione sia della temperatura che del tempo di riscaldamento. Di norma si suole effettuare il riscaldamento registrando contemporaneamente l'emissione della luce in funzione del tempo. Il grafico che ne risulta viene chiamato curva di luminescenza (glow curve).

In molti fosfori esistono varie trappole a diversi livelli energetici così che la curva di luminescenza è normalmente costituita da numerosi picchi. Un esempio di tale curva (LiF) viene dato in figura 7.

L'area di ciascun picco (integrale di luce) è proporzionale alla dose assorbita. Anche l'altezza dei picchi è proporzionale alla dose assorbita, ma poiché essa dipende anche dalla rapidità con la quale il cristallo viene riscaldato, si preferisce misurare l'integrale temporale di

luce.

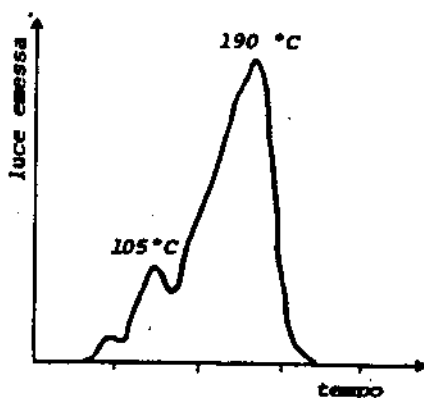


Figura 7. Curva di luminescenza del LiF.

In figura 8 è mostrato schematicamente l'apparato per la lettura di un dosimetro a termoluminescenza.

La risposta risulta lineare da 10^{-5} a 10 Gy. A dosi maggiori, nel caso del LiF si nota un effetto di sopra-linearità che non ne pregiudica l'impiego anche per dosi fino a 10^3 Gy. Usando le polveri si riescono a misurare anche dosi dell'ordine di $0,1 \mu\text{Gy}$. La sensibilità ai neutroni veloci è trascurabile.

La dipendenza dall'energia è molto modesta nel caso del LiF, mentre è più pronunciata per il CaF_2 , ma può essere opportunamente ridotta facendo uso di filtri.

A causa dello spontaneo svuotamento delle trappole meno profonde si può avere un fading non trascurabile. L'inconveniente può però essere superato "drogando" opportunamente la sostanza in modo da avere trappole cui corrispondono picchi soltanto ad elevata temperatura. Nel LiF, il cui picco principale si trova intorno ai 200°C , l'effetto di fading può essere considerato praticamente trascurabile a temperatura ambiente, anche per intervalli di tempo di un anno.

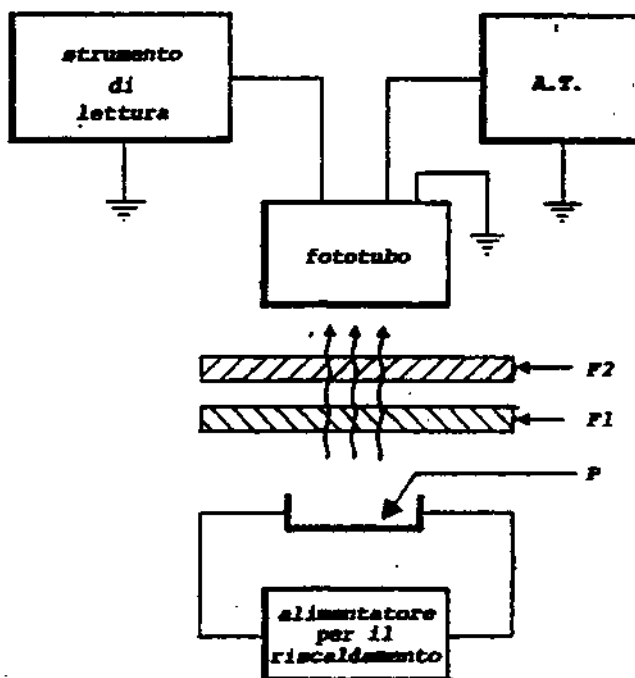


Figura 8. Apparato di lettura di dosimetro a termoluminescenza (schema); P, placchetta portadosimetro; F1, filtro per luce infrarossa; F2, filtro passabanda per luce T.L.

I TLD hanno piccole dimensioni e peso leggero, tali da renderli particolarmente idonei per la dosimetria individuale, ove trovano impiego molto più frequentemente dei vetri e costituiscono attualmente la reale alternativa ai film-badges. Il solo svantaggio presentato da questi dosimetri è legato alla distruzione dell'informazione in occasione della lettura. A questo inconveniente si può tuttavia far fronte, almeno in parte, registrando la glow-curve.

2. Dosimetri basati sulle variazioni di conducibilità elettrica

Nella tabella 6 sono presentate in sommario le

principali informazioni riguardanti i dosimetri a stato solido il cui funzionamento è basato sulle variazioni, temporanee o permanenti, di conducibilità elettrica in essi prodotte dalle radiazioni ionizzanti.

Tabella 6. Principali caratteristiche dei dosimetri a stato solido basati sulle variazioni di conducibilità elettrica

rivelatore	parametro misurato	grandezza misurata	sensibilità
giunzioni p-n, con tensione applicata (Si, Ge, GeAs)	fotocorrente	intensità di dose	$10^{-7} - 10^{-6}$ A/(Gy.h ⁻¹)
giunzioni p-n, senza tensione applicata (Si, Ge, GeAs)	fototensione o fotocorrente	intensità di dose	$10^{-4} - 10^{-3}$ V/(Gy.h ⁻¹)
diodi al Si	aumento permanente della conducibilità	dose	solo per alte dosi di raggi X
CdS, CdSe	fotocorrente autoamplificata	intensità di dose	$10^{-4} - 10^{-3}$ A/(Gy.h ⁻¹)
isolanti organici	fotocorrente	intensità di dose	$10^{-12} - 10^{-10}$ A/(Gy.h ⁻¹)

Questi dosimetri sono molto meno frequentemente utilizzati di quelli a integrazione.

3. Dosimetri con scintillatori

Verrà ora discusso l'impiego degli scintillatori in dosimetria dei fotoni, prescindendo dalle applicazioni spettrometriche e dalla misura di attività sulle quali si tornerà in successivo capitolo. Degli scintillatori per neutroni si parlerà nel prossimo paragrafo.

L'impiego dosimetrico degli scintillatori si basa sulla misura della corrente prodotta all'anodo del fotomoltiplicatore, che è proporzionale al numero di fotoelettroni generati sul fotocatodo e quindi alla luce emessa dallo scintillatore. Se lo scintillatore non è "piccolo", tale numero è a sua volta proporzionale all'energia persa dalle particelle ionizzanti e quindi alla dose assorbita. Ciò almeno limitatamente al caso che le radiazioni incidenti siano fotoni di non elevata energia. Se lo scintillatore è troppo grande si dovrà tener conto anche dell'attenuazione che esso introduce.

Per risalire alla dose si devono applicare le relazioni valide nella teoria della "cavità grande". Naturalmente, se lo scintillatore è equivalente al mezzo nel quale si deve eseguire la misura, la dose assorbita misurata coincide con quella che si avrebbe nel mezzo imperturbato.

Per misure di esposizione si devono scegliere scintillatori equivalenti all'aria ($Z=7,64$), per modo che la corrente del fototubo sia proporzionale all'esposizione.

In pratica, non è facile reperire scintillatori che siano equivalenti all'aria per qualsiasi valore dell'energia. Infatti la risposta normalizzata, che in tal caso dovrebbe essere costante con il variare dell'energia, varia invece con essa per gran parte degli scintillatori come mostrato in figura 9. Il picco alle basse energie è dovuto all'effetto fotoelettrico, le cui sezioni di urto sono molto diverse nei materiali che costituiscono gli scintillatori e nell'aria. Alle alte energie qualche deviazione può essere dovuta alla creazione di coppie.

Lo scintillatore il cui numero atomico è più prossimo a quello dell'aria è l'antracene ($Z=5,8$).

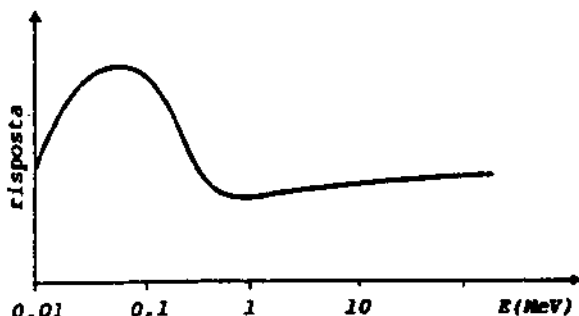


Figura 9. Risposta normalizzata di uno scintillatore in funzione dell'energia dei fotoni.

Anche vari altri scintillatori organici, sia liquidi che plastici, hanno numeri atomici non molto diversi da quello dell'aria e quindi dei tessuti corporei. Si ricorda che sono stati sviluppati plastici aria-equivalenti proprio per questo tipo di applicazioni. Tutti questi scintillatori sono idonei per le applicazioni dosimetriche nell'intervallo di energia tra 100 keV e 3 MeV. Meno indicati sono invece gli scintillatori inorganici che hanno in genere numeri atomici efficaci piuttosto elevati.

Per ottenere scintillatori equivalenti all'aria nella zona di energia sotto i 100 keV, si suole mescolare tra loro scintillatori organici di numero atomico prossimo a quello dell'aria.

Un esempio di tali miscele è quella costituita da antracene e cloroantracene, aventi rispettivamente numero atomico inferiore e superiore a quello dell'aria, che consente di ottenere uno scintillatore aria-equivalente nell'intervallo da circa 10 keV a vari MeV (figura 10).

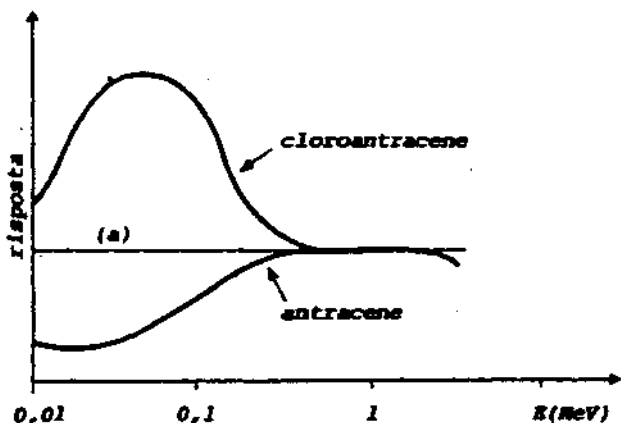


Figura 10. Risposta normalizzata (a), in funzione dell'energia, di uno scintillatore equivalente all'aria, realizzato mediante miscela di antracene e cloroantracene.

DOSIMETRIA DEI NEUTRONI

Nei precedenti paragrafi si è data soltanto qualche notizia marginale sull'impiego dei vari rivelatori in dosimetria dei neutroni, in quanto tale argomento presenta caratteristiche così peculiari da renderne preferibile una trattazione separata.

Per vari motivi la misura della dose da neutroni non ha ancora raggiunto livelli completamente soddisfacenti. I rivelatori con elevata efficienza per i neutroni sono infatti molto meno numerosi che quelli per i fotoni. Inoltre, il fattore di qualità, Q , dei neutroni varia notevolmente con l'energia e di ciò bisogna tener conto quando da misure di flusso o di energia assorbita si voglia risalire all'equivalente di dose in Sv. Nè, d'altra parte, esistono strumenti in grado di fornire una risposta direttamente in Sv, corretta per qualsiasi energia.

Infine, i campi di radiazione neutronicà sono sempre accompagnati da radiazione gamma, e poichè i fattori di qualità di gamma e neutroni sono molto diversi tra loro, diviene indispensabile valutare separatamente il contributo delle due componenti all'equivalente di dose totale. Il problema della dosimetria dei neutroni è di fatto un problema di dosimetria in campi misti.

In mancanza di una tecnica valida in tutte le condizioni, numerosi sono i metodi di dosimetria neutronica normalmente seguiti. In questa sede, tuttavia, verranno ricordati soltanto i più importanti.

Convieni premettere che il problema della rivelazione e della dosimetria dei neutroni è risolto per i neutroni termici, in virtù dell'uso dei contatori proporzionali riempiti con il gas trifluoruro di boro (BF_3 , arricchito in B-10, la cui abbondanza isotopica naturale è del 20%) che permettono di sfruttare l'elevatissima sezione d'urto (3840 barn) della reazione di cattura $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$:



I contatori al BF_3 sono praticamente insensibili sia a neutroni di elevata energia, sia alla radiazione gamma. Essi consentono la misura della densità di flusso oppure della fluenza di neutroni termici, da cui si può facilmente risalire alla dose assorbita e all'equivalente di dose (il fattore di qualità per questi neutroni è 2,3).

Per i neutroni non termici la trattazione può essere divisa in tre parti:

- metodi che permettono la misura del flusso (fluente e/o densità di flusso);
- metodi che permettono la misura della dose assorbita;
- metodi che permettono la determinazione dell'equivalente di dose.

In ciascun caso sarà considerato anche il problema

della discriminazione della componente gamma.

1. Misura della densità di flusso o della fluenza

I metodi di misura della densità di flusso oppure della fluenza sono tra i più usati per la loro semplicità e per le informazioni fisiche che forniscono. Non va infatti dimenticato che talvolta (per es. calcolo di schermature) anche per il protezionista l'informazione fisica è più importante di quella prettamente dosimetrica, in quanto permette una conoscenza più approfondita del campo di radiazione presente.

Qualora si desideri risalire all'equivalente di dose, le misure di densità di flusso devono essere ovviamente integrate da informazioni spettrometriche che consentono l'individuazione del coefficiente di conversione tra grandezze misurate ed equivalente di dose.

Gli strumenti più usati in questo campo sono brevemente ricordati qui di seguito.

1.1. Contatore proporzionale con moderatore. Il più semplice contatore per neutroni veloci è costituito da un rivelatore di neutroni termici immerso in un moderatore (paraffina, polietilene, ecc.). Come rivelatore si usa abitualmente un contatore proporzionale al BF_3 .

Il moderatore è in genere di forma sferica o cilindrica e, agendo sulla sua dimensione e spessore, è talvolta possibile ricavare anche informazioni, magari grossolane, sullo spettro d'energia. Usando moderatori a geometria sferica si riesce a ottenere una risposta praticamente isotropa.

Prima dell'uso, questi strumenti devono essere sempre calibrati con sorgenti di caratteristiche conosciute. I contatori in oggetto costituiscono uno dei rari sistemi in grado di rivelare neutroni di energia compresa tra 10 keV e

0,5 MeV.

1.2. Contatore lungo. Si tratta di un contatore proporzionale al BF_3 immerso in un moderatore opportunamente studiato, i cui elementi costitutivi sono mostrati nella figura 11. La risposta del contatore lungo è praticamente indipendente dall'energia nell'intervallo tra 10 keV e qualche MeV (risposta piatta in un ampio intervallo di energia). In tale intervallo di energia esso può quindi essere utilizzato per misure di densità di flusso. Il fascio deve essere diretto parallelamente all'asse del contatore, ciò che di fatto ne limita l'impiego alle intercalibrazioni di laboratorio. In questo modo, infatti, i neutroni di energia maggiore risultano termalizzati, e quindi rivelati, ad una profondità maggiore di quelli con energia minore, senza che però ciò vari sostanzialmente la risposta, grazie alla disposizione del contatore proporzionale, parallelo alla direzione dei neutroni incidenti.

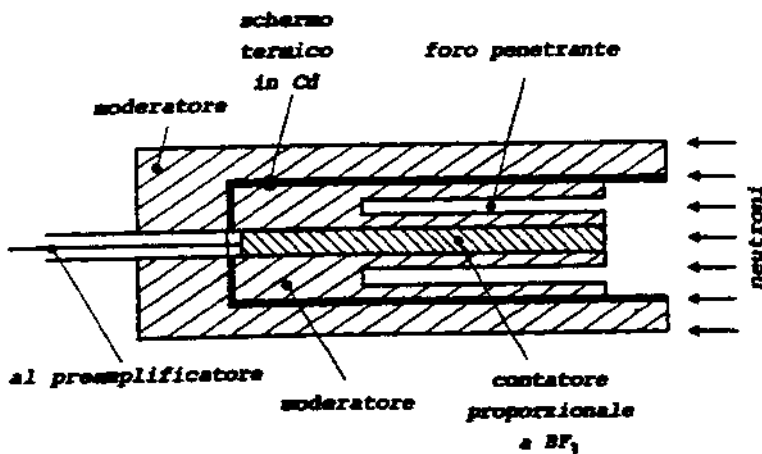


Figura 11. Elementi costitutivi (non in scala) del contatore lungo.

Uno schermo di alluminio racchiude il contatore al BF_3 ed ha funzioni di schermo elettrico. Lo schermo di cadmio serve per eliminare il contributo dei neutroni di energia inferiore a 0,4 eV (e dunque dei neutroni termici). I fori

sulla faccia anteriore del moderatore riducono la probabilità di retrodiffusione dei neutroni di bassa energia, con conseguente miglioramento della risposta alle basse energie.

Naturalmente, prima dell'uso, il contatore lungo deve essere calibrato con sorgenti di caratteristiche conosciute.

1.3. Contatori proporzionali a protoni di rinculo. Sebbene di gran lunga meno utilizzati dei precedenti, anche i contatori proporzionali a protoni di rinculo meritano una citazione. Sono contatori riempiti con gas contenenti idrogeno, per es. metano, e gli impulsi contati sono dovuti allo scattering inelastico dei neutroni nel gas con conseguente produzione di protoni. Essi consentono quindi la rivelazione di neutroni veloci senza l'uso di alcun moderatore.

1.4. Misure di attivazione. Alcune sostanze, esposte a flussi neutronici in forma di sottili foglie divengono radioattive a causa delle reazioni nucleari indotte in esse da neutroni (attivazione neutronica). Misurando l'attività a saturazione di una foglia irradiata si può risalire al flusso dei neutroni incidenti tramite la seguente relazione:

$$A = \varphi \sigma_{\text{att}} N (1 - e^{-t/\tau}) \quad (20)$$

dove:

- φ = densità di flusso dei neutroni
- σ_{att} = sezione d'urto per la reazione considerata, dipendente dall'energia
- N = numero di nuclei stabili presenti
- τ = vita media del radionuclide considerato.

Si noti che le reazioni in oggetto hanno in genere una soglia in energia, vale a dire le sezioni d'urto (σ_{att}) divengono significative soltanto quando l'energia dei neutroni è maggiore di un certo valore (E_t , energia di soglia). Per questo motivo, il metodo dell'attivazione consente anche una valutazione, sebbene grossolana, dello spettro dei neutroni presenti.

In tabella 8 sono indicati i nuclidi più frequentemente usati per la rivelazione dei neutroni termici mediante attivazione. Per eliminare il contributo dei neutroni di energia maggiore di circa 0,4 eV, si ricorre a "sandwich" con foglie di cadmio.

Tabella 8. Reazioni nucleari usate per la rivelazione di neutroni termici

reazione	sezione d'urto (barn)	radiazione prodotta	T 1/2
In-115(n, γ)In-116	72	β^- , γ	54 min
Au-197(n, γ)Au-198	99	β^- , γ	2,7 g

Nella tabella 9 sono indicati i nuclidi abitualmente usati per rivelare i neutroni veloci mediante attivazione. La scelta del materiale da attivare va fatta in base a un compromesso tra l'energia dei neutroni da rivelare, l'entità della σ_{att} e il T 1/2 del nuclide prodotto che non deve essere troppo breve (inferiore a qualche minuto), né troppo lungo (maggiore di qualche giorno).

Tabella 9. Reazioni nucleari usate per la rivelazione di neutroni veloci

reazione	E_t (MeV)	σ_{att} (barn)	radiazione emessa	T 1/2
P-31(n, p)Si-31	2,5	0,075	β^+	2,6 h
S-32(n, p)P-32	2,9	0,30	β^-	14,3 g
Mg-24(n, p)Na-24	6,3	0,048	β^- , γ	15,0 h
Al-27(n, p)Mg-27	5,3	0,08	β^- , γ	9,8 m
Al-27(n, α)Na-24	8,6	0,11	β^- , γ	15,0 h
Ni-58(n, p)Co-58	5,0	1,23	β^+ , γ	72,0 g
Si-28(n, p)Al-28	6,1	0,19	β^- , γ	2,3 m
C-12 (n, 2n)C-11	20,0		β^+	20,4 m
I-127 (n, 2n)I-126	10,0		β^- , β^+ , γ	13,0 g

Un vantaggio dei rivelatori ad attivazione è che per essi non c'è in genere interferenza con la radiazione gamma. Tuttavia è necessario fare attenzione perchè ciò non è sempre vero. Per esempio, nel caso del carbonio, la reazione $C^{12}(n, 2n)C^{11}$ può essere confusa con la reazione $C^{12}(\gamma, n)C^{11}$ la cui sezione d'urto ha una risonanza intorno ai 20 MeV.

2. Misura della dose assorbita

2.1. Camera a ionizzazione tessuto-equivalente. Una misura di dose assorbita in campo neutronico può essere eseguita, com'è ovvio, con una camera a ionizzazione tessuto-equivalente. Poichè tale camera è però sensibile anche ai raggi gamma, il contributo di questi ultimi, se presenti, dovrà essere accuratamente discriminato. Ciò può essere fatto mediante il contemporaneo impiego di un'altra camera, di dimensioni e geometria uguali a quella tessuto-equivalente, ma avente modesta sensibilità ai neutroni (metodo delle camere gemelle). Una camera in teflon riempita di anidride carbonica soddisfa questi requisiti di modesta sensibilità ai neutroni.

Indicati con D_γ e D_n i contributi alla dose assorbita delle due componenti del campo di radiazione, la risposta delle due camere può essere scritta:

$$R_{TE} = aD_n + bD_\gamma \quad (21)$$

$$R_{CO_2} = a_1D_n + b_1D_\gamma \quad (22)$$

dove a , b , a_1 e b_1 sono costanti di calibrazione che possono essere determinate esponendo le due camere a sorgenti di attività nota. Dalle (21) e (22) è possibile ricavare separatamente i contributi alla dose assorbita delle due componenti.

Qualora si voglia risalire al valore dell'equivalente di dose, si deve poi moltiplicare la dose assorbita per il fattore di qualità Q , il cui valore per la componente

neutronica non sempre è facilmente disponibile. Le varie circostanze che si possono incontrare in pratica sono qui di seguito riassunte:

- a) se lo spettro dei neutroni è noto, di fatto è possibile stimare il valore di Q eventualmente introducendo qualche approssimazione;
- b) se invece lo spettro non è noto, si possono seguire tre vie:
 - la prima, ovviamente, consiste nel misurare tale spettro, ma purtroppo non sempre il radioprotezionista si trova nelle condizioni di poter agevolmente effettuare questa misura;
 - alternativamente si potrebbe pensare di determinare il valore di Q con uno dei metodi sperimentali descritti in letteratura: si tratta peraltro di metodi tutt'altro che soddisfacenti e che comunque non è il caso di riferire in questa sede;
 - infine si può assumere per Q un valore arbitrario, ma cautelativo ($Q=10$): è questo il criterio più seguito, specie nelle misure di routine, ma si finisce per sovrastimare quasi sempre l'equivalente di dose.

2.2. Contatore di Hurst. Si tratta di un contatore proporzionale realizzato con pareti foderate di polietilene e riempito di etilene a pressione atmosferica. Il contatore è sensibile anche al gamma, ma discriminando opportunamente gli impulsi che provengono dal contatore il contributo di questi ultimi può essere eliminato. Previa opportuna taratura, il contatore può dare una risposta in gray. Per risalire all'equivalente di dose vale quanto detto a proposito delle camere a ionizzazione.

2.3. Scintillatori. Affinchè uno scintillatore sia adatto per misurare la dose assorbita in un tessuto esposto ai neutroni veloci deve presentare le seguenti caratteristiche:

- elevata efficienza di rivelazione dei neutroni;
- risposta per unità di kerma in tessuto che sia costante in funzione dell'energia;
- possibilità di discriminazione degli altri tipi di radiazione presenti e specialmente dei raggi gamma.

Le prime due richieste sono comuni ad ogni altro tipo di particelle, mentre l'ultima è tipica dei neutroni (e delle particelle pesanti) per tener conto, al solito, del loro elevato fattore di qualità.

Nella dosimetria dei neutroni si sogliono utilizzare scintillatori ad alto contenuto d'idrogeno. Questi possono essere suddivisi in tre categorie:

- gli scintillatori omogenei (cristalli organici, liquidi organici, ecc.);
- i miscugli di sostanze idrogenate con scintillatori inorganici;
- i sistemi costituiti da strati separati di materiali idrogenati e fosfori inorganici.

Per una rassegna delle proprietà dei predetti scintillatori e dei risultati pratici ottenuti si rimanda alla letteratura specializzata.

3. Determinazione dell'equivalente di dose

Uno strumento per misurare l'equivalente di dose dei neutroni dovrebbe avere una risposta ai neutroni di varia energia del tipo mostrato in figura 12. In pratica uno strumento del genere non esiste. Né ciò deve meravigliare in quanto l'equivalente di dose non è una vera e propria grandezza fisica. Sono stati però realizzati vari strumenti la cui risposta in un certo intervallo di energia s'accorda accettabilmente con la curva mostrata in figura 12.

I più importanti di essi sono qui di seguito ricordati.

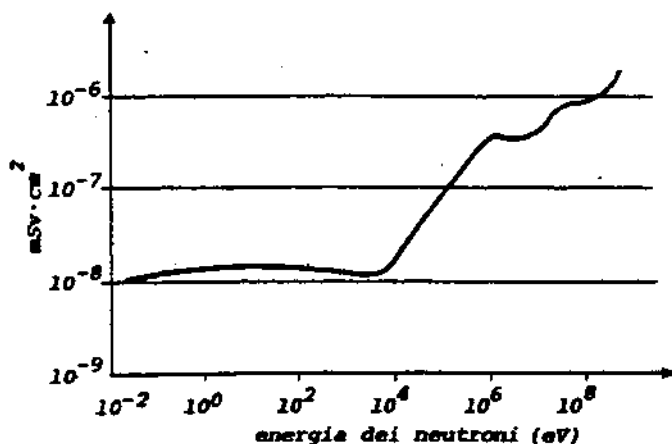


Figura 12. Risposta desiderata di uno strumento per misurare l'equivalente di dose di neutroni.

3.1. Rem-counter (o contatore di Andersson-Braun). Il rem-counter piú diffuso è stato realizzato mediante un contatore proporzionale al BF_3 , circondato dal moderatore mostrato in figura 13.

Agendo sullo spessore dei due strati di polietilene e sulla "trasparenza" del plastico borato si riesce a ottenere una risposta che segue con accettabile approssimazione la curva di figura 13 nell'intervallo di energia che va da 20 keV a 14 MeV. In particolare, per un contatore al BF_3 avente una lunghezza sensibile di 60 mm si usa uno strato interno di polietilene spesso 16 mm, uno strato esterno spesso 65 mm e uno strato di plastico borato spesso 5 mm e forato in modo da ridurne la superficie dell'1%.

Il rem-counter è praticamente insensibile alla radiazione gamma. Esistono varie interpretazioni del principio sopra esposto, ottenute con varie "geometrie" dei moderatori e alcune di esse sono state anche commercializzate.

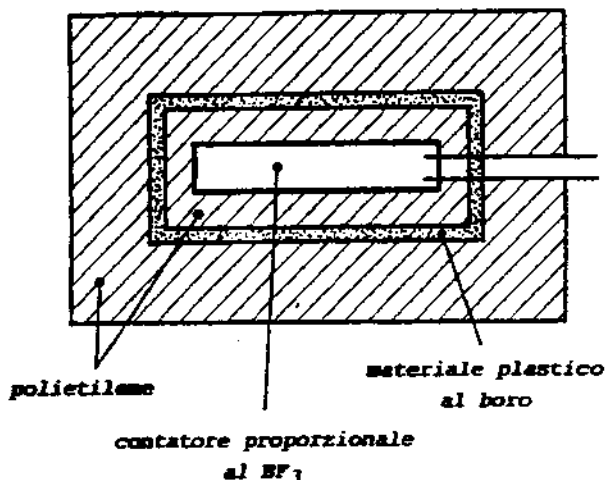


Figura 13. Elementi costitutivi (non in scala) del rem-counter di Andersson-Braun.

3.2. Scintillatore $Li(Eu)$. E' un tipo di rem-counter costituito da una sfera di polietilene di circa 30 cm di diametro nel cui centro è alloggiato uno scintillatore di ioduro di litio "drogato" con Europio. Si sfrutta in questo caso l'elevata sezione d'urto del $Li-6$ per i neutroni termici. La risposta di questo strumento segue la curva di figura 12 fino a circa 100 MeV. Esso presenta però lo svantaggio di una troppo elevata sensibilità anche alla radiazione gamma.

3.3. Contatore di Rossi. Molto elegante nel principio, ma ancora scarsamente impiegato nella pratica di fisica sanitaria, il contatore di Rossi consiste in un contatore proporzionale di forma sferica, le cui pareti sono realizzate con materiale tessuto-equivalente, riempito di gas tessuto-equivalente a bassa pressione. Le particelle cariche originate nelle pareti della camera devono infatti attraversarla con percorso praticamente rettilineo depositandovi soltanto una piccola frazione della propria energia, in modo che il loro LET si mantenga praticamente costante in tutto il volume sensibile.

In queste condizioni, l'energia persa è proporzionale al LET delle particelle cariche prodotte (protoni nel caso di neutroni incidenti) e lo spettro degli impulsi che si ottiene è funzione del LET di tali particelle e del loro percorso nella camera. Lo spettro ottenuto può essere convertito in una distribuzione di dose in funzione del LET con un procedimento matematico che tenga conto dei diversi percorsi dei secondari carichi nel contatore. Ciò può essere fatto rapidamente soltanto se si dispone di un calcolatore elettronico.

Il contatore di Rossi è molto usato in radiobiologia in quanto consente lo studio della deposizione di energia in volumi di tessuto aventi dimensioni dello stesso ordine di grandezza delle cellule. Riempendo infatti un contatore di qualche cm di diametro con gas tessuto-equivalente alla pressione di qualche cm di Hg si riescono a simulare percorsi in tessuto da meno di un micron a circa 10 micron.

4. Spettrometria dei neutroni

Non esiste un metodo completamente soddisfacente per la pratica di fisica sanitaria. Esistono soltanto numerosi metodi particolari che vanno bene in condizioni specifiche e possono quindi risolvere alcuni problemi.

Vi è la possibilità di ricavare grossolane informazioni sullo spettro dei neutroni per mezzo delle foglie attivate o facendo uso di rivelatori termici immersi in sfere di polietilene di vari diametri (tecnica multisfere).

Si ricordano anche i metodi basati sulla misura dello spettro dei protoni generati tramite reazioni (n,p). Tale spettro è infatti legato a quello dei neutroni e si può passare dall'uno all'altro con un metodo analitico che richiede però un'operazione di derivazione, ciò che è fonte talvolta di notevoli imprecisioni. Qualora si usi uno scintillatore sensibile anche ai raggi gamma sussiste inoltre il problema della discriminazione di questi ultimi, ciò che

comunque si riesce a fare con elevata efficienza operando sulle diverse forme degli impulsi di luce prodotti (pulse shape discrimination).

Talvolta è anche usato il metodo dei tempi di volo, nel quale si misura il tempo che i neutroni impiegano a percorrere una certa distanza. Ciò è però possibile a condizione che si conosca la direzione dei neutroni e che si disponga di uno start per i tempi, generalmente dato da un eventuale raggio gamma emesso in coincidenza.

DOSIMETRIA PERSONALE

1. Requisiti e caratteristiche dei dosimetri personali

Oltre che per dimostrare l'osservanza di norme fondamentali in materia di sorveglianza fisica individuale, i dati dosimetrici personali servono anche al fisico sanitario per adottare i provvedimenti idonei a conservare e migliorare i livelli di protezione nel funzionamento degli impianti. Potrebbero, inoltre, servire in caso di controversie legali o medico-legali.

Particolarmente per quest'ultimo motivo, requisito fondamentale di un dosimetro individuale dovrebbe essere la possibilità di ripetere la lettura della dose (o grandezze correlate) anche a distanza di tempo. Gli altri principali requisiti sono qui di seguito riassunti:

- l'intervallo di misura si deve estendere da circa 0,1 mSv a 1-10 Sv;
- l'accuratezza nella determinazione della dose non deve essere sensibilmente alterata dalla presenza di radiazioni di diversa energia rispetto a quella usata per la taratura;
- la sensibilità dello strumento a radiazioni di tipo diverso da quello in studio deve essere trascurabile;
- la risposta deve essere indipendente dall'intensità (rateo)

di dose e da fattori ambientali (temperatura, umidità, luce, ecc.);

- il fading deve essere trascurabile;
- le dimensioni dello strumento devono essere ridotte e il peso trascurabile.

Il sistema di lettura deve inoltre essere il più possibile affidabile ("sicuro"), e in caso di guasto è preferibile che non fornisca alcuna risposta anziché un valore errato.

I dosimetri che soddisfano a buona parte dei requisiti sopra indicati e che pertanto sono abitualmente impiegati nella dosimetria personale rientrano in uno delle seguenti categorie:

- dosimetri a film (pellicola sensibile);
- dispositivi contenenti materiali termoluminescenti grosso modo tessuto-equivalenti (in modo particolare, fluoruro o borato di litio);
- vetri radiofotoluminescenti in combinazione con appositi filtri;
- stilodosimetri a camera di ionizzazione.

A ciascuna di queste categorie appartengono dosimetri adatti per la misura delle dosi all'organismo in toto, alla pelle e alle estremità. La scelta operativa dipende da numerosi fattori e deve essere lasciata all'esperto qualificato.

Poiché si è già accennato in precedenza alle principali caratteristiche degli stilodosimetri, dei TLD e dei vetri, si vuole ora esaminare più in dettaglio il comportamento dei dosimetri a pellicola sensibile che sono ancora attualmente i dosimetri più diffusi e che si prevede continuo ad esserlo ancora per vari anni.

2. Dosimetri a film sensibile

Questi dosimetri vengono consegnati agli utenti (lavoratori esposti) in un apposito contenitore e il complesso così formato viene abitualmente denominato film-badge (in inglese film significa pellicola e badge significa astuccio).

L'annerimento del film provocato dal passaggio delle radiazioni ionizzanti può essere messo in relazione, con opportuna taratura, all'equivalente di dose.

2.1. Fotoni e particelle beta. Una pellicola per radiazione β , γ e X è costituita da uno strato di gelatina (emulsione) nel quale sono sospesi piccoli grani di AgBr, depositato su un supporto, che è di solito acetato di cellulosa. Lo spessore dell'emulsione è compreso tra qualche micron e qualche centinaio di micron.

Pur non volendo entrare nei dettagli dei meccanismi fisici che hanno luogo nell'emulsione esposta alle radiazioni, è opportuno ricordare che quando a un grano di AgBr viene ceduta energia si forma la cosiddetta immagine latente, costituita da piccolissimi agglomerati di argento metallico.

Durante il processo di sviluppo chimico in una apposita soluzione riducente, nella quale è immersa la pellicola dopo l'esposizione, la presenza di questi agglomerati favorisce la riduzione ad argento metallico degli altri ioni Ag^+ presenti nel grano. Si ha così un'enorme amplificazione del fenomeno che può essere dell'ordine di 10^{10} - 10^{12} volte.

I grani di AgBr non sviluppati vengono disciolti dalla soluzione di fissaggio in cui la pellicola è immersa dopo il bagno nella soluzione di sviluppo. L'argento metallico risultante dalla riduzione, sospeso entro la gelatina, è responsabile del fenomeno dell'annerimento.

La temperatura e la durata del processo di sviluppo influenzano grandemente l'annerimento della pellicola e devono

pertanto essere rigorosamente controllati. Basta, ad esempio, una variazione di 2 °C nella temperatura dello sviluppo per provocare, a parità di durata, un errore del 10% nella lettura. Un minuto in più nella durata, a parità di temperatura, può portare un errore del 20%.

L'annerimento in un punto di una pellicola fotografica sviluppata e fissata si misura inviando in quel punto uno stretto fascio di luce di intensità I_0 e determinando l'intensità I che attraversa la pellicola senza essere assorbita. Lo strumento usato è il densitometro a cella fotoelettrica.

Si definisce densità ottica d_0 :

$$d_0 = \log_{10} (I_0/I) \quad (23)$$

Perché un'emulsione abbia densità ottica, per esempio, uguale a 1 deve essere trasmessa 1/10 della luce che la colpisce. La densità ottica in un punto dipende dall'energia ceduta in quel punto dalle radiazioni ionizzanti e può, quindi, essere messa in relazione con la dose. Naturalmente, per ottenere la densità ottica provocata dalle radiazioni (densità netta), bisogna prima sottrarre la densità ottica intrinseca del film stesso (o fondo della pellicola).

La curva della densità ottica dell'emulsione considerata in funzione della fluena d'energia serve per definire alcune grandezze e prende il nome di grafico H-D dalle iniziali degli autori che per primi lo hanno studiato (vedi figura 14).

Nella parte lineare di questa curva si definisce il contrasto come l'aumento della densità ottica ottenuto per un aumento della fluena d'energia di un fattore 10.

La sensibilità è definita come l'inverso della fluena di energia necessaria per produrre una densità ottica fissata (di solito $d_0 = 0,3$).

La risposta del film è indipendente dall'intensità (rateo) della dose di radiazione, in quanto l'annerimento dipende soltanto dalla fluenza d'energia (legge di reciprocità).

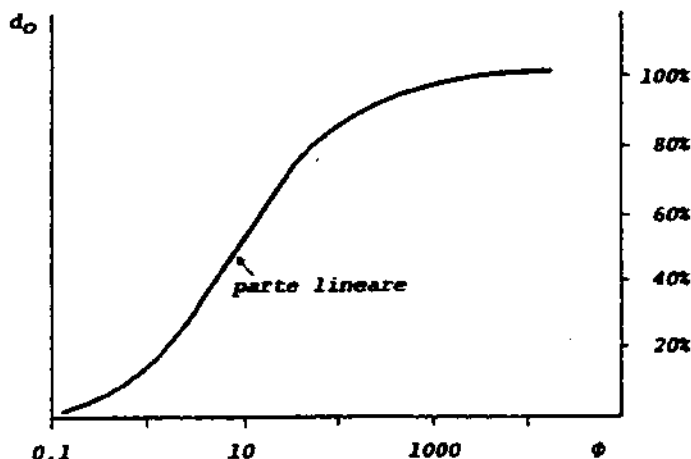


Figura 14. Curva di densità ottica in funzione della fluenza d'energia (grafico H-D).

L'intervallo di misura per i film di più frequente impiego in radioprotezione si estende da circa 0,1 mSv a 30-40 mSv: per questi ultimi valori l'annerimento è completo (parte asintotica della curva di figura 15). Se si presume di dover misurare dosi maggiori, si aggiunge nel badge un altro film meno sensibile, che registri dosi, per esempio, da 30 mSv a 10 Sv.

Prima dell'uso, un film deve essere tarato mediante sorgenti di radiazioni di caratteristiche conosciute, per ottenere una curva della densità ottica "netta" in funzione dell'esposizione. Col passare delle settimane vi è fading dell'immagine latente nel film. Per evitare sottostime dell'esposizione, un determinato film può essere esposto al massimo per 1-2 mesi e poi avviato allo sviluppo.

Se il film deve essere usato per raggi β è necessario predisporre nel badge davanti alla pellicola, una "finestra" sottile per non arrestare le particelle.

Nel caso di fotoni si deve tener conto che la risposta in funzione dell'energia non è piatta. Ciò a causa del forte assorbimento per effetto fotoelettrico nell'AgBr ($Z_{Ag}=47$ e $Z_{Br}=35$) che provoca il picco di risposta alle basse energie (vedi figura 15). Si usa pertanto "filtrare" la pellicola, ovvero rivestirla con un materiale che assorba fortemente i fotoni sotto a 0,1 MeV, riducendone l'intensità di un fattore 10-20. A questo scopo basta una lamina di piombo spessa circa 0,7 mm (figura 15).

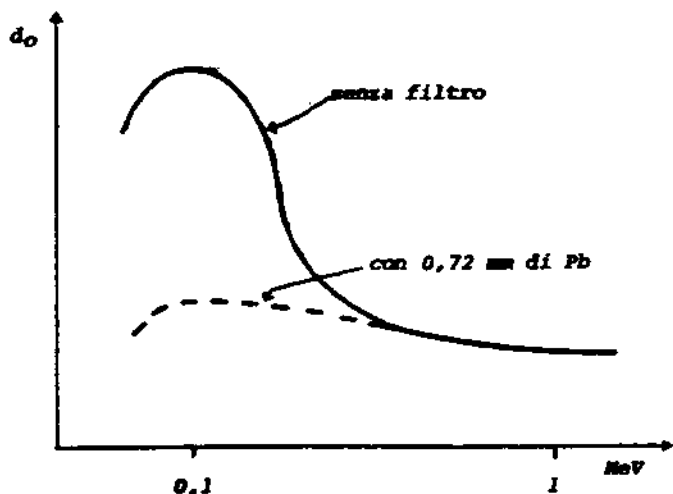


Figura 15. Andamento tipico della densità ottica in funzione dell'energia (senza filtro e con filtro di Pb).

Molti dosimetri a film contengono al loro interno altri filtri metallici, ciascuno dei quali copre una piccola area del film. La radiazione incidente deve dunque attraversare questi filtri per raggiungere l'emulsione. I filtri sono di Al, Cu, Sn, Pb e possono avere vario spessore. La comparazione degli annerimenti nelle aree con filtro e senza filtro

consente apprezzamenti sulle componenti energetiche dei fotoni incidenti (fotoni duri, che raggiungono l'emulsione in maggior numero dei fotoni molli, trattenuti dai filtri).

La lettura della densità ottica può essere ripetuta in qualsiasi momento; questa caratteristica, preziosa sotto il profilo degli aspetti amministrativi e legali, è sostanzialmente quella che fa ancora oggi preferire i film ai TLD.

2.2. Neutroni lenti. Possono essere utilizzate le emulsioni e pellicole di cui è detto in 2.1. Poiché i neutroni lenti sono di regola accompagnati da raggi gamma, si ricopre una parte del film con un filtro di stagno (che non arresta i neutroni lenti, mentre riduce i raggi gamma meno energetici) e una parte con un filtro di cadmio (che arresta i neutroni lenti e riduce i raggi gamma presso a poco quanto il filtro di Sn): in assenza di neutroni termici gli annerimenti al di sotto dei due filtri sono press'a poco uguali; in presenza di neutroni termici vi è invece un più forte annerimento al di sotto del filtro di cadmio (per emissione di fotoni a seguito di cattura radiativa). La calibrazione di questi dosimetri si fa mediante una sorgente nota di neutroni termici. Con questo metodo si misurano equivalenti di dose di neutroni termici da 0,10 mSv in su.

Emulsioni speciali contenenti Boro o Litio sono utili per particolari problemi di dosimetria di neutroni lenti. Le tracce provocate dalle particelle alfa originate dalla reazione nucleare (n, α) rendono possibile la rivelazione e misura di equivalenti di dose assai modesti.

2.3. Neutroni veloci. Nel caso dei neutroni veloci, anziché misurare la densità ottica, si usa contare il numero delle tracce microscopiche di annerimento lasciate dai protoni di rinculo. L'emulsione è diversa da quella usata per i gamma: è più spessa di quest'ultima e contiene materiale idrogenato per la produzione dei protoni di rinculo.

La dosimetria con i film per neutroni veloci è però di gran lunga meno soddisfacente di quella per gamma. Il film è

infatti insensibile ai neutroni di energia inferiore a 0,5 MeV circa. Ciò perché la minima traccia rivelabile al microscopio deve essere composta da almeno 3 granuli allineati all'osservazione microscopica, che corrispondono a protoni da 250-300 keV, a loro volta generati da neutroni di energia mediamente non inferiore a 0,5 MeV.

In pratica però, l'impiego dei film per misure di dosi non elevate, quali s'incontrano abitualmente nella routine di radioprotezione, è discutibile anche al di sopra di 0,8-1 MeV, a causa della modesta efficienza di rivelazione e dell'influenza di vari parametri, soprattutto del fading. Recentemente notevoli miglioramenti a questo riguardo sono stati ottenuti sigillando l'emulsione in atmosfera di azoto anziché in aria, e usando carta alluminata in luogo della plastica.

Presso vari laboratori sono attualmente in corso studi e ricerche per realizzare un più affidabile dosimetro. Nell'ambito di questi studi merita accennare ai rivelatori a tracce e, tra questi, ai fogli di un materiale conosciuto con la sigla CR 39, un polimero per mezzo del quale è possibile rivelare, mediante sviluppo elettrochimico successivo all'irradiazione, le tracce lasciate dai protoni di rinculo originati da neutroni da qualche centinaio di keV in su. La risposta in energia di questi rivelatori non è però ancora completamente soddisfacente e la risposta angolare troppo fortemente anisotropa. Negli Stati Uniti è stato comunque messo recentemente in commercio un dosimetro personale per neutroni veloci ottenuto accoppiando una foglia di CR 39 a un dosimetro ad albedo che sembra offrire prestazioni nettamente migliori dei film.

ALCUNE INDICAZIONI BIBLIOGRAFICHE

- International Commission on Radiation Units and Measurements, ICRU, Radiation protection instrumentation and its application. ICRU Report 20, ICRU Publications, Bethesda, Md., USA, 1971.

- US National Council on Radiation Protection and Measurements, NCRP. Instrumentation and monitoring methods for radiation protection. NCRP Report no. 57, NCRP Publications, Bethesda, Md., USA, 1978.
- US National Council on Radiation Protection and Measurements, NCRP. Environmental radiation measurements. NCRP Report no. 50, NCRP Publications, Bethesda, Md., USA, 1976.
- Amaldi U. Fisica delle radiazioni. Boringhieri, 1972 (cap. 11).
- Attix F. M., Roesch W. C., Tochilin E. Radiation Dosimetry, vol. II. Academic Press, Orlando, 1966.
- Greening J. R. Fundamentals of radiation dosimetry. Adam Holger Ltd., Bristol, 1981.
- Kiefer H., Manshart R. Radiation protection measurements. Pergamon Press, Oxford, 1972.
- McKinlay A. F. Thermoluminescence dosimetry. Adam Holger Ltd., Bristol, 1981.
- Horowitz Y. S. The theoretical and microdosimetric basis of thermoluminescence and applications to dosimetry. Physics Med. Bio., 26, n.5, page 765, 1981.
- Busuoli G., Cavallini A., Civolani O., Nanni R. Il servizio dosimetrico del Comitato Nazionale per l'Energia Nucleare, CNEN. Notiziario del CNEN, 24, n. 11, 31, 1978.

LE MISURE DI ATTIVITA'. LA SPETTROMETRIA DI FOTONI (°)

I n d i c e

	pagina
Richiami sulle misure di attività	462
Spettrometria di raggi X e gamma	464
1. Scintillatori	465
2. Cristalli di Ge(Li), di Si(Li) e di Ge intrinseco	468
3. Contatori proporzionali	472
Contatore per il corpo umano intero	473
Alcune indicazioni bibliografiche	474

Nota preliminare. Se la misura delle grandezze dosimetriche (dosimetria) è argomento che deve essere ben conosciuto da chi si occupa di radioprotezione (vedi capitolo precedente), altrettanto deve dirsi della misura dell'attività (Bq) dei radionuclidi e delle sostanze radioattive che sono presenti nell'ambiente esterno (aria, acque), sui luoghi di lavoro, negli alimenti, nello stesso organismo umano e nei suoi escreti.

Questo insieme di misure di attività è denominato nel linguaggio comune radioprotezionistico "radiometria", in contrapposizione a "dosimetria".

(°) a cura di Maurizio Pelliccioni

Tutte le stime delle "contaminazioni radioattive" sono fondate su misure di attività e sulla spettrometria che consente il riconoscimento dei vari radionuclidi presenti.

Poichè i rivelatori di attività sono illustrati in altri corsi e comunque la loro trattazione è di facile reperimento in molti libri anche elementari, di essi in questa sede non si parlerà.

RICHIAMI SULLE MISURE DI ATTIVITA'

Per poter effettuare misure di attività si deve disporre di un idoneo rivelatore, da scegliere in base alle caratteristiche fisiche del campo di radiazione (tipo di particelle, energia, ecc.):

- per particelle alfa si usano in genere semiconduttori o scintillatori;
- per particelle beta e raggi gamma si usano contatori Geiger o scintillatori solidi e liquidi.

Il rivelatore prescelto deve essere quindi messo nelle corrette condizioni di lavoro. Per esempio, quando si usa un contatore Geiger, si deve fare attenzione al valore della tensione di polarizzazione, che dovrà essere superiore alla soglia del regime Geiger, ma inferiore al valore per cui la scarica diviene continua.

Selezionato il rivelatore, si deve poi procedere alla scelta dell'elettronica più adatta per contare gli impulsi prodotti, tenendo presente il tipo di misura che si vuol fare. In genere, comunque, sono elementi essenziali della catena elettronica:

- il preamplificatore

- l'amplificatore (se è necessario amplificare gli impulsi)
- il circuito discriminatore che ha il compito di eliminare tutti gli impulsi di ampiezza inferiore a una certa soglia e di formare opportunamente quelli di ampiezza superiore.

Gli impulsi così formati vengono infine inviati ai circuiti di conteggio (contatore d'impulsi o "scala"; misuratore di intensità di conteggio o frequenziometro).

Il numero d'impulsi contati deve poi essere corretto per tenere conto di tutti gli effetti che possono aver influenzato la misura (tempo di risoluzione della catena elettronica; efficienza del sistema, ecc.). Nel caso del contatore Geiger si deve anche considerare il "tempo morto" del contatore, il tempo, cioè, in cui il tubo rimane inoperativo a causa della carica spaziale formatasi intorno all'anodo (da qualche centinaio di μ s a 1 ms secondo il tipo).

L'apparecchio di misura della attività (rivelatore + catena elettronica + scala o frequenziometro) è comunemente chiamato contatore. Poiché in radioprotezione si richiedono misure in unità Bq (oppure Ci), è necessario calibrare il contatore mediante una o più sorgenti di taratura di attività conosciuta.

I contatori per misure di attività sono fissi o portatili. Questi ultimi sono spesso dotati di "sonde" che possono essere avvicinate al campione da misurare.

Nel caso di particelle alfa o beta il rivelatore è munito di finestra sottile per permettere il passaggio delle particelle.

Nel caso di contaminazioni di superficie è consuetudine esprimere i risultati in Bq/m^2 (o in Bq/cm^2) di superficie contaminata (densità areale di contaminazione).

Nel caso di contaminazioni dell'aria, delle acque, della fauna e della flora in prossimità degli impianti nucleari o a causa del "fall-out" nonché nel caso di

contaminazioni di escreti si suole esprimere i risultati in Bq/m³ (o in Bq/cm³) (concentrazione volumica) di aria ovvero in Bq/kg (o in Bq/g) (concentrazione ponderale) di campione esaminato di varie matrici liquide o solide.

Qualora si debbano misurare attività particolarmente modeste devono essere adottati accorgimenti speciali per minimizzare il fondo. Nella strumentazione a questo scopo impiegata (strumenti a "basso fondo") il fondo (radiazione cosmica, ecc.) viene ridotto con opportuni schermi di piombo e facendo ricorso a tecniche elettroniche di anticoincidenza nel conteggio degli impulsi.

Meritano un cenno a parte le misure di aerosol radioattivi, nel qual caso si provoca il deposito per gravità dei materiali radioattivi in raccoglitori, oppure si raccoglie il deposito su opportuni filtri in corrente d'aria. Il deposito, dopo apposito trattamento, viene "contato" con uno dei rivelatori già descritti.

Per identificare i radionuclidi presenti in un certo preparato radioattivo, è talvolta sufficiente ricorrere a misure di vita media, cioè a misure di attività ripetute a diversi intervalli di tempo. Non sempre, però, questa semplice tecnica può bastare, specie nel caso siano presenti nel campione più radionuclidi o radionuclidi con vita media molto lunga. In questi casi diviene indispensabile un'analisi spettrometrica.

SPETTROMETRIA DI RAGGI X E GAMMA

Si accennerà ora ad alcune delle tecniche spettrometriche gamma più diffuse nel lavoro di fisica sanitaria.

1. Scintillatori

Gli scintillatori sono stati per molti anni i rivelatori più diffusamente impiegati in tutte le branche della fisica per la spettrometria dei raggi X o gamma.

Lo scintillatore viene posto in "contatto ottico" con un fotomoltiplicatore: come è noto la corrente prodotta all'anodo del fotomoltiplicatore è proporzionale all'energia ceduta dalle particelle nello scintillatore. Qualora si desideri determinare tale energia, l'impulso di corrente dovrà essere inviato a un cosiddetto preamplificatore, da cui si ottiene in uscita un impulso di tensione proporzionale all'impulso di corrente pervenuto; tale impulso di tensione viene poi amplificato linearmente e quindi inviato ad un analizzatore multicanale, secondo lo schema a blocchi mostrato in figura 1.

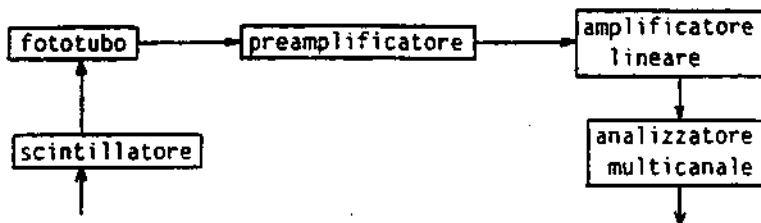


Figura 1. Schema a blocchi per spettrometria gamma con analizzatore multicanale.

L'analizzatore multicanale è uno strumento in grado di analizzare gli impulsi in arrivo classificandoli secondo la loro "ampiezza" (volt). Il numero di canali rappresenta il numero di intervalli in cui può essere suddivisa una prefissata tensione. Dividendo l'intervallo totale di tensione accettato in ingresso per il numero dei canali si ottiene la "larghezza di canale" (volt). Per esempio, un analizzatore a 100 canali che accetti impulsi tra 1 e 5 volt, ha una larghezza di canale di 0,04 volt. Il dispositivo deve essere calibrato per mezzo di sorgenti di taratura contenenti uno o più radionuclidi emettitori di fotoni di energia nota. Nei moderni analizzatori di ampiezza di impulsi il numero di

canali è dell'ordine di qualche migliaio. E' pertanto consigliabile eseguire l'analisi dei dati per mezzo di un calcolatore.

La risoluzione in energia che si può ottenere con gli scintillatori è dell'ordine del 10%.

Com'è noto, i raggi gamma cedono la loro energia allo scintillatore principalmente secondo i tre effetti: fotoelettrico, Compton, creazione di coppie. La prevalenza dell'uno o dell'altro dipende essenzialmente dall'energia dei quanti incidenti. Se si considera, ad esempio, un fascio di raggi gamma di energia $E_\gamma = h\nu$ incidente su un cristallo scintillatore, si ottiene uno spettro di ampiezza di impulsi composto dalla sovrapposizione di un fondo continuo dovuto all'effetto Compton e da un picco (a forma di campana), come è mostrato in figura 2.

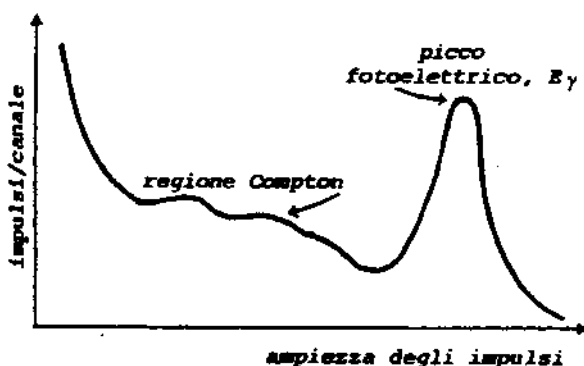


Figura 2: Profilo d'uno spettro di raggi gamma di determinata energia.

Il picco che corrisponde all'energia $E = E_\gamma = h\nu$ è prodotto da quei processi in cui tutta l'energia dei raggi gamma incidenti è assorbita dentro il cristallo (effetto fotoelettrico; creazione di coppie se E_γ è maggiore di 1,02 MeV).

In pratica, però, lo spettro, anche in un caso

semplice come quello considerato, è assai più complicato di quanto non sembri dalla figura 2. Il picco dovuto all'effetto fotoelettrico può infatti essere accompagnato dal cosiddetto picco di fuga, corrispondente a raggi X emessi nell'assorbimento del quanto e sfuggiti dal cristallo. Così anche il processo di creazione di coppie può dar luogo a due altri picchi rispettivamente di energia $E_{\gamma} - 0,51$ MeV ed $E_{\gamma} - 1,02$ MeV, che corrispondono ai casi in cui uno soltanto o entrambi i gamma di annichilazione del positrone siano sfuggiti dallo scintillatore.

Già da quanto sopra esposto si comprende come possano risultare laboriosi l'esame e l'interpretazione di uno spettro sperimentale dovuto a raggi gamma di varia energia. In pratica, si deve considerare che, oltre ai picchi già citati, ne possono comparire anche altri (di retrodiffusione; di coincidenza; ecc.) sui quali peraltro non si ritiene necessario insistere in questa sede.

Merita inoltre ricordare che lo spettro misurato risente anche del rumore di fondo (background) del sistema provocato dalle più varie cause: radioattività ambientale, radioattività dei materiali, rumore del fototubo; ecc.

Lo scintillatore più largamente usato per la spettrometria gamma è lo NaI(Tl), che fornisce intensi impulsi luminosi, ha elevata densità e contiene un elemento (lo Iodio) di elevato numero atomico ($Z=53$). I cristalli di NaI(Tl) sono generalmente di forma cilindrica, per lo più con diametro da 2 a 20 cm e con altezza da 2 a 10 cm, e devono essere chiusi in scatole sigillate ermeticamente perché igroscopici.

Per la spettrometria dei fotoni di energia inferiore a 100 keV devono essere osservate alcune precauzioni aggiuntive, a causa dell'assorbimento che questi potrebbero subire nei materiali posti intorno allo scintillatore. Al solito, sarà quindi indispensabile dotare lo scintillatore di una finestra d'entrata molto sottile.

Gli scintillatori più frequentemente impiegati a

queste energie sono ancora lo NaI(Tl) e lo CsI. Meno idonei in spettrometria X risultano invece gli scintillatori liquidi (costituiti da uno o più soluti fluorescenti in un solvente organico, come toluene o xilene) per via del recipiente che li contiene, il cui spessore non può essere reso sottile come desiderato. Questi scintillatori liquidi sono invece assai utilizzati - come è noto - per misurare l'attività beta di campioni liquidi limpidi contenenti acqua tritiata, che vengono miscelati allo scintillatore liquido. Raramente utilizzati sono infine gli scintillatori plastici, nei quali predomina l'effetto Compton.

2. Cristalli di Ge(Li), di Si(Li) e di Ge intrinseco

In molte applicazioni spettrometriche si preferisce da anni sostituire gli scintillatori con i cristalli di Ge(Li) e Si(Li) (semiconduttori) che offrono una risoluzione in energia nettamente superiore. Per lo più questi cristalli hanno volume tra 20 e 60 cm³; si tratta di cilindri di 3-5 cm di diametro e di simile altezza.

Questi rivelatori sono costruiti con un processo detto lithium drifting nel corso del quale una piccola quantità di Litio viene introdotta nel cristallo di Germanio o di Silicio, secondo un procedimento accuratamente controllato. I rivelatori al Ge(Li) e al Si(Li) sono disponibili in geometria planare e coassiale.

I processi di interazione dei fotoni nei cristalli citati sono gli stessi che avvengono nel caso degli scintillatori. L'energia ceduta viene spesa per trasferire elettroni nella banda di conduzione del cristallo, producendo coppie elettrone-lacuna. Nel Germanio, l'energia necessaria per creare una coppia è di 2,94 eV, nel Silicio 3,5 eV.

Per diminuire la corrente di fondo, causata dalla creazione di coppie per effetto termico, si suole mantenere il cristallo a bassa temperatura, in un criostato raffreddato mediante azoto liquido (-190 °C).

Allo scopo di evitare dannose contaminazioni superficiali, il cristallo deve inoltre essere tenuto sotto vuoto, ciò che comporta la necessità di tenere continuamente in funzione una pompa.

Come si può capire da tutto quanto precede, si tratta di strumentazione assai delicata. I parametri che determinano la scelta dei rivelatori al Ge(Li), o al Si(Li), sono la risoluzione in energia, il rapporto picco/Compton e l'efficienza.

La risoluzione in energia è misurata dalla "larghezza del picco" a una data energia. A seconda che ci si riferisca alla larghezza a metà altezza o a un decimo di altezza del picco, si usa esprimerla in keV (FWHM) (full width at half maximum) o in keV (FWTM) (full width at tenth maximum). La risoluzione è sempre molto elevata, dell'ordine di 1,5-3 keV (FWHM). L'unica limitazione di rilievo all'ulteriore miglioramento di tali valori dipende dalle fluttuazioni statistiche del numero di coppie elettrone-lacuna prodotte in corrispondenza alla cessione di una data energia nella regione attiva del cristallo. Il motivo di tali fluttuazioni va ricercato nel fatto che soltanto una frazione dell'energia ceduta viene spesa in ionizzazione, mentre il resto è dissipato in calore nelle strutture del reticolo cristallino. Questo secondo contributo è influenzato da fluttuazioni statistiche di un certo rilievo. Alle energie più basse diviene importante anche il contributo del rumore elettronico.

Il rapporto picco/Compton, definito come il rapporto tra il fotopicco ad una certa energia (in genere si considera l'altezza del picco a 1,33 MeV del Co-60) e il fondo Compton dello spettro, costituisce un'altra importantissima caratteristica dei cristalli di cui trattasi. Tale rapporto ha sempre valori elevati, dell'ordine di 15-20, ciò che rende particolarmente semplice l'interpretazione degli spettri.

L'efficienza infine può essere definita in vari modi. Per le applicazioni spettrometriche si suole considerare

l'efficienza di picco (full energy peak efficiency), definita come probabilità che un fotone di data energia sia registrato nel picco dello spettro. Si noti che l'uso della parola "picco" anziché "fotopicco" non è casuale, in quanto ad esso contribuiscono, oltre all'effetto fotoelettrico, anche l'effetto Compton tramite l'eventuale effetto fotoelettrico subito dal gamma diffuso, e la creazione di coppie quando l'energia supera 1,02 MeV.

Si suole usualmente esprimere tale efficienza in rapporto a quella di uno scintillatore di NaI(Tl) da 3 pollici di diametro x 3 pollici di altezza (circa 7,5 cm di diametro x 7,5 cm di altezza. Naturalmente essa dipende dalla geometria del cristallo e varia con l'energia. Per un cristallo di Ge(Li) da 20 cm³, l'efficienza a 1,33 MeV è circa il 2,5% di quella dello scintillatore di riferimento. Con cristalli da 40-50 cm³ può arrivare al 10%.

Nella figura 3, a titolo di esempio, sono confrontati gli spettri di una stessa sorgente misurati in un caso con un cristallo Ge(Li) avente una risoluzione in energia di 2 keV (FWHM) ed efficienza del 10% e in un altro con un cristallo standard NaI(Tl) da 3 pollici x 3 pollici. Si noti come lo spettro del cristallo Ge(Li) si presenti di fatto come uno spettro "a righe", mentre lo spettro del cristallo di NaI(Tl) si presenti come uno spettro "a campane" piuttosto ampie.

Con i raggi X di energia inferiore a 20 keV, si preferisce usare il Si(Li), per il minore assorbimento che si incontra nello "strato morto".

Più recentemente, agli inizi degli Anni Settanta, è stato sviluppato un nuovo tipo di Germanio ultrapuro con il quale è possibile realizzare un rivelatore senza dover far ricorso alla deriva di Litio. Questo nuovo rivelatore, detto al Germanio intrinseco, offre praticamente le stesse caratteristiche del Ge(Li), col vantaggio però di poter essere conservato a temperatura ambiente quando non viene usato; è sufficiente cioè portarlo a temperatura criogenica soltanto al momento della misura. Esso può inoltre sopportare perdite di

vuoto anche prolungate senza subire danneggiamento. Per questi due motivi i cristalli al Germanio intrinseco risultano in pratica nettamente più affidabili e convenienti di quelli al Ge(Li).

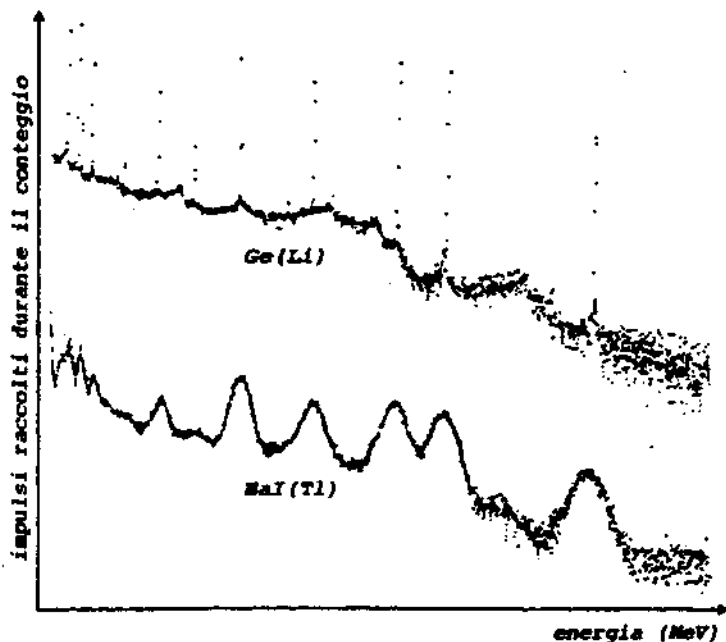


Figura 3. Spettri di una stessa sorgente, effettuati con un cristallo Ge(Li) e con un cristallo NaI(Tl).

L'elettronica associata con i rivelatori descritti non è concettualmente molto dissimile da quella che si utilizza con gli altri rivelatori. Serve un alimentatore di alta tensione per polarizzare il cristallo. Gli impulsi prodotti vengono raccolti da un preamplificatore di carica che converte la carica creata nel rivelatore in un impulso di tensione. Il preamplificatore trova generalmente alloggio vicino al cristallo. Segue quindi un amplificatore e, se ci si limita ad uno schema di principio molto semplice, un analizzatore d'ampiezza degli impulsi. In pratica la catena elettronica è

più sofisticata per via degli elementi (per es. DC-restorer) che si aggiungono per ottimizzare la risposta.

I cristalli di Ge(Li) si sono rapidamente imposti nel campo della fisica sanitaria. Per esempio per misure di fall-out, nella sorveglianza ambientale presso vari impianti e in tutte le circostanze in cui ci si trovi in presenza di attività modeste dovute a numerosi nuclidi. I cristalli danno poca rilevanza al fondo continuo. Questa caratteristica, insieme all'elevata risoluzione in energia, li rende preferibili agli scintillatori, nonostante la loro minore efficienza.

Si deve ricordare l'impiego di questi cristalli nelle applicazioni fisiche (studio degli schemi di decadimento; analisi per attivazione nucleare, ecc.), nel campo medico (uso dei traccianti radioattivi) nelle misure "in vivo" con la tecnica dei raggi X di fluorescenza, ecc.

3. Contatori proporzionali

I contatori proporzionali trovano impiego per la spettrometria dei raggi X, in particolare di energia media e bassa, offrendo una discreta risoluzione in energia unitamente a un basso rumore di fondo. La possibilità di dotarli di finestre sottili ne estende l'impiego fino a pochi keV. Per determinare l'energia è necessario che i raggi X siano completamente assorbiti nel gas. Questo è costituito in genere da una miscela al 90% di argon e al 10% di metano. Nell'argon prevale l'assorbimento per effetto fotoelettrico con un elettrone appartenente all'orbita K. Contemporaneamente viene emesso un fotone da 3 keV, che può eventualmente sfuggire dal contatore, provocando così un secondo picco, detto picco di fuga. In pratica, nello spettro, compaiono anche altri picchi prodotti dai raggi X caratteristici dei materiali costituenti le pareti del contatore ed emessi a seguito dell'eccitazione provocata dai quanti incidenti (per es. raggi X da 8 keV nel rame). Tutti questi picchi indesiderati possono essere minimizzati con tecniche di anticoincidenza.

Si vuole infine menzionare che in certe circostanze, per es. quando le caratteristiche temporali dell'emissione dei raggi X sono tali da precludere l'uso dei rivelatori sopra descritti, si possono ricavare informazioni sull'energia dei fotoni studiandone l'assorbimento attraverso spessori noti di opportuni materiali. Qualora lo spettro non sia monoenergetico, l'analisi dei dati può essere effettuata soltanto con l'ausilio di un calcolatore.

IL CONTATORE PER IL CORPO UMANO INTERO

Prima di concludere queste note sulla spettrometria gamma si deve ricordare uno strumento tipico di fisica sanitaria, il cui funzionamento è basato appunto sulla determinazione di uno spettro: il contatore per il corpo umano intero (Whole Body Counter, WBC; anche: Human Body Counter).

Si tratta di uno strumento usato per la misura della radioattività presente entro il corpo umano, particolarmente indicato per eseguire controlli sui lavoratori addetti alle lavorazioni con rischio di contaminazione interna. L'elevata sensibilità del WBC permette di evidenziare contaminazioni minime. E' possibile, ad esempio, rilevare anche la radioattività naturale presente nel corpo umano.

Il WBC è in genere costituito da uno o più scintillatori per raggi gamma (per esempio NaI(Tl) da 5 pollici x 5 pollici, circa $12,5 \times 12,5 \text{ cm}^2$) guardati da un banco di fotomoltiplicatori le cui uscite vengono inviate, per mezzo di elettronica adeguata, a un analizzatore multicanale.

L'individuo sotto esame viene fatto sdraiare su un'apposita sedia-letto all'interno di un piccolo locale fortemente schermato per ridurre il fondo ambientale. Il contatore è collocato al di sopra dell'addome dell'individuo. Nel giro di pochi minuti o al più di qualche decina di minuti è possibile ottenere uno spettro dei radionuclidi emettitori

gamma presenti nell'addome.

Tabella 1. Caratteristiche di alcuni WBC

rivelatori	schermatura	geometria	attività misurabile di I^{131} (Bq) (°)
4 contatori a scintillazione con cristalli NaI(Tl) di 75 mm di \emptyset e 50 mm di spessore	equivalente a 50 mm di Pb	letto fisso	$4 \cdot 10^3$
4 contatori a scintillazione con cristalli NaI(Tl) di 125 mm di \emptyset e 100 mm di spessore	equivalente a 100 mm di Pb	letto fisso	$2 \cdot 10^3$
2 contatori a scintillazione con cristalli NaI(Tl) di 125 mm di \emptyset e 90 mm di spessore	equivalente a 100 mm di Pb	letto scorrevole	$5,5 \cdot 10^3$

(°) Durata del conteggio: 40 minuti.

Nella tabella 1 sono riportate le principali caratteristiche di alcuni WBC.

ALCUNE INDICAZIONI BIBLIOGRAFICHE

- International Commission on Radiation Units and Measurements, ICRU. Radiation protection instrumentation and its application. ICRU Report 20, ICRU Publications, Bethesda, Md., USA, 1971.

- US National Council on Radiation Protection and Measurements, NCRP. A handbook of radioactivity measurements procedures, with nuclear data for some biologically important radionuclides. NCRP Report no. 58, NCRP Publications, Bethesda, Md., USA, 1978.
- US National Council on Radiation Protection and Measurements, NCRP. Environmental radiation measurements. NCRP Report no. 50, NCRP Publications, Bethesda, Md., USA, 1976.
- US National Council on Radiation Protection and Measurements, NCRP. Instrumentation and monitoring methods for radiation protection. NCRP Report no. 57, NCRP Publications, Bethesda, Md., USA, 1978.
- Amaldi U. Fisica delle radiazioni. Boringhieri, 1972.
- Kiefer H., Maushart R. Radiation protection measurements. Pergamon Press, Oxford, 1972.
- Knoll G. F. Radiation detection and measurements. J. Wiley and Sons, New York, 1979.
- Melandri C. Metodi diretti per la determinazione della contaminazione interna. Rapporto ENEA RT/PAS(85)14, ENEA, Roma, 1985.
- Price W. J. Nuclear Radiation Detection. Second Edition. McGraw Hill, New York, 1964.

ASPETTI OPERATIVI DELLA RADIOPROTEZIONE
IN ALCUNE ATTIVITA' E LAVORAZIONI (°)

I n d i c e

	pagina
L'energia nucleare	478
1. La estrazione dei minerali radioattivi	478
2. Gli impianti di fabbricazione del combustibile nucleare	483
3. I reattori nucleari di potenza	491
4. Gli impianti di trattamento del combustibile nucleare irraggiato	497
5. Il decommissionamento degli impianti nucleari	501
Applicazioni dei radioisotopi	502
1. Le applicazioni industriali e di ricerca	502
2. Le applicazioni mediche	523
Applicazioni delle macchine radiogene	533
1. Le applicazioni industriali e di ricerca	533
2. Le applicazioni mediche	538
3. Gli acceleratori di particelle	544
Il trasporto delle materie radioattive	553
Alcune indicazioni bibliografiche	555

Nota preliminare. Gli aspetti operativi della radioprotezione sono diversi a seconda degli ambienti di lavoro e delle lavorazioni svolte. Per avere una immagine concreta della

(°) a cura di Antonio Susanna

radioprotezione occorre esaminare almeno alcuni di questi aspetti operativi, e conoscere i problemi pratici e le soluzioni da adottare in miniera, in centrale, in ospedale, ecc.

L'attività operativa di radioprotezione è denominata talora "fisica sanitaria operativa".

Siccome alcuni impieghi dei radioisotopi e delle macchine radiogene sono meno noti ad una parte degli studenti di ingegneria nucleare, sono state incluse nel capitolo nozioni elementari sugli impieghi stessi.

L' ENERGIA NUCLEARE

1. La estrazione dei minerali radioattivi

I rischi lavorativi cui sono esposti i lavoratori che prestano la loro opera in miniera sono molteplici e quelli dovuti alla presenza di materiali radioattivi non sono di regola i più rilevanti.

I rischi da radiazioni si presentano, oltre che nelle miniere di Uranio, anche in altre miniere soprattutto se profonde, mal ventilate, attraversate da fratture e da faglie. Nelle coltivazioni minerarie, infatti, sono sovente presenti, in tracce più o meno sensibili, minerali di uranio e di torio che contengono i componenti delle famiglie radioattive di cui l'Uranio e il Torio sono capostipiti. Di essi particolarmente importante è il Radon-222, prodotto di decadimento del Radio-226, che dà luogo a un certo numero di discendenti a vita piuttosto breve, di forte rilievo per la radioprotezione.

L'esposizione dei lavoratori in miniere uranifere è interna dovuta alla presenza del Radon e dei suoi discendenti,

ed esterna dovuta agli emettitori gamma distribuiti con geometria prossima a 4π .

In miniera l'esposizione esterna ai raggi gamma (di energia media attorno a 1 MeV, se non si considera la radiazione diffusa) raramente supera una piccola frazione del rateo di dose massima ammissibile e non costituisce un problema di rilievo come invece la contaminazione interna.

1.1. Il Radon e i suoi discendenti a vita breve. Il Radon è un gas nobile radioattivo che decade con periodo di dimezzamento piuttosto breve (3,82 giorni), con emissione di una particella alfa, trasformandosi in Polonio-218, tradizionalmente chiamato Radio A.

Il Radio A ha tempo di dimezzamento di 3 minuti e decade, mediante emissione di una particella alfa, in Radio B (Pb-214).

Il Radio B con periodo di dimezzamento di 27 minuti circa si trasforma nel Radio C (Bi-214) mediante emissione beta-gamma.

Il Radio C, a sua volta, con periodo di dimezzamento di circa 20 minuti, decade, ancora con emissione beta-gamma, in Radio C' (Po-214).

Il Radio C', infine, con periodo di dimezzamento di soli 160 microsecondi, decade in Radio D (Pb-210) mediante emissione di una particella alfa.

Il Radio D ha periodo di dimezzamento lungo (21 anni) e quindi attività specifica piuttosto piccola.

La catena di radionuclidi con periodo di dimezzamento breve ha grande interesse per la radioprotezione. L'elemento Radon a temperatura ambiente è allo stato gassoso, mentre i suoi discendenti sono allo stato solido. Essi, al momento della formazione, vengono a trovarsi in aria come ioni liberi che aderiscono con facilità al pulviscolo (attachment)

formando un aerosol radioattivo, oppure aderiscono alle superficie con cui vengono in contatto (plate-out).

Mentre il Ra A, il Ra B, il Ra C e il Ra C', a causa della loro breve vita media possono raggiungere - completamente o in parte - l'equilibrio radioattivo tra di loro, il Ra D non ha possibilità di raggiungere tale equilibrio. (Ciò significa anche che l'attività del Radio D nell'atmosfera è trascurabile).

Respirando aria contenente Radon in parziale o totale equilibrio con i suoi discendenti a vita breve, i polmoni (bronchi, bronchioli, alveoli) vengono irradiati dalle particelle emesse dal Radon e dai suoi discendenti. Poiché l'aerosol radioattivo già ricordato tende a depositarsi sui corpi coi quali viene a contatto (nel nostro caso i polmoni), il contributo di dose ai polmoni da parte di tale aerosol è molto maggiore che non il contributo di dose dovuto al Radon gassoso. Il contributo di dose di gran lunga più importante è dato dalle particelle alfa del Radio A e del Radio C'.

Di conseguenza è necessario tenere sotto controllo e misurare nell'aria della miniera la concentrazione dei discendenti piuttosto che il Radon stesso. Ciò presenta qualche difficoltà. Filtrando infatti un campione di aria su carta e misurando l'attività alfa, poiché lo schema di decadimento dei discendenti è abbastanza complesso e l'equilibrio radioattivo non è mai completamente raggiunto, è difficile dedurre le concentrazioni in aria dei vari discendenti del Radon dal semplice conteggio alfa.

Per questi motivi è stata introdotta una grandezza speciale, denominata energia alfa potenziale di un atomo di Rn-222, che è l'energia totale alfa (in MeV o in J) emessa nel decadimento dell'atomo e dei suoi discendenti a vita breve fino al Pb-210 (Ra-D).

Il rapporto energia alfa potenziale/volume d'aria esprime la concentrazione in aria della grandezza (MeV/litro, J/m³). Sovente è usata l'unità speciale WL (Working Level):

$$1 \text{ WL} = 1,3 \cdot 10^5 \text{ MeV/litro} = 2,08 \cdot 10^{-5} \text{ J/m}^3$$

Una persona che lavori 40 h/sett. in un ambiente che presenti 1 WL è esposta in capo ad 1 mese ad un Working Level-Month, WLM.

Si tenga presente che il Radon e i discendenti a vita breve non sono mai in condizioni di equilibrio in una miniera ventilata. Di qui l'utilità della misura della concentrazione in aria dell'energia alfa potenziale, WL. Operativamente è anche abbastanza comune rappresentare la situazione di una miscela di nuclidi non in equilibrio tra di loro in termini di Radon equivalente all'equilibrio (equilibrium equivalent radon), cioè di quella concentrazione di Radon e discendenti a vita breve in equilibrio che presenterebbe la medesima concentrazione di energia potenziale di fatto esistente.

In alcuni casi si preferisce misurare il Radon gas, in pCi/l, e stimare il WL mediante il prodotto della concentrazione del Radon gas per un coefficiente che tenga conto del grado di equilibrio esistente tra Radon e discendenti (fattore di equilibrio, F, definito come il rapporto - per una data miscela di prodotti di decadimento del Radon - tra la concentrazione del Radon equivalente all'equilibrio e l'effettiva concentrazione in attività del Radon presente nel volume di aria).

La ICRP raccomanda che in un anno un lavoratore non superi 4,8 WLM. In termini di equivalente di dose efficace si tratta di 48 mSv/anno ai polmoni nel loro insieme (4,8 rem/anno).

1.2. Le Concentrazioni Massime Ammissibili (CMA) di Radon e discendenti in aria, per lavoratori. Nel 1954 la ICRP aveva raccomandato la CMA lavorativa di 300 pCi/litro di Rn-222+discendenti; nel 1959 aveva ridotto tale valore a 30 pCi/litro. La legislazione italiana vigente reca ancora 300 pCi/litro, che è un valore non aggiornato e non più accettabile.

La concentrazione di Radon equivalente all'equilibrio

che dà 4,8 WLM/anno è 1500 Bq/m^3 (vedi tabella 1).

Tabella 1. Limiti di introduzione e di concentrazione in aria dei discendenti a vita breve del Rn-222 (ICRP)

ALI (<u>annual limit of intake</u>)	4,8 WLM/anno, corrispondente a 0,02 J/anno
DAC (<u>derived air concentration</u>) (2000 ore/anno)	0,4 WL, corrispond. a 1500 Bq/m^3 (40 pCi/litro) di Rn-222+discend. a vita breve, in equilibrio

1.3. La stima dell'irradiazione interna. Le ampie escursioni delle condizioni atmosferiche e della ventilazione nelle varie localizzazioni e nelle diverse ore della giornata (in funzione anche delle varie operazioni minerarie) rendono complessa la stima della concentrazione del Radon e discendenti in miniera, per cui risulta necessario ricorrere a misure dirette piuttosto frequenti e in vari luoghi.

La stima dell'esposizione interna si basa sulle misure "ambientali" della concentrazione del Radon e dei discendenti a vita breve in aria. Il controllo "individuale" dell'introduzione respiratoria e della conseguente esposizione, dato il particolare lavoro svolto, è difficoltoso e complesso.

Assai promettente è il metodo di conteggio delle particelle alfa per traccia su pellicole sottili di polimeri organici, con ingrandimento delle tracce mediante sviluppo elettrochimico. Il metodo è usato per realizzare rivelatori d'ambiente e personali, per la misura della fluenza delle particelle nell'aria inalata (rivelatori integratori).

1.4. Prevenzione della esposizione in miniera. La prevenzione della esposizione in miniera si basa essenzialmente sui seguenti accorgimenti.

- Porre in atto un buon sistema di ventilazione forzata; normalmente la ventilazione spontanea, non meccanica, risulta insufficiente. La concentrazione del radon è grosso modo inversamente proporzionale alla ventilazione, sempre

che venga immessa aria esterna alla miniera. La ventilazione dovrebbe essere, in genere, dell'ordine di 10-20 ricambi all'ora.

- Particolare attenzione dovrebbe essere riservata al fronte della galleria di scavo della miniera, dove l'immissione di aria fresca dovrebbe essere dell'ordine di $1 \text{ m}^3/\text{min}$.
- Dovrebbero essere chiuse le entrate alle gallerie dove non si svolge il lavoro, sia per economia della ventilazione che per evitare l'immissione del Radon nelle gallerie in attività.
- Particolare attenzione deve essere posta all'acqua immessa in miniera, in quanto potrebbe essere una sorgente di Radon che si trovi in essa disciolto.
- L'uso di maschere respiratorie (prescritto dalle norme convenzionali di igiene del lavoro) potrebbe essere di notevole ausilio, ma occorre riconoscere che in miniera il lavoro con la maschera è difficile e penoso.

La questione dei rifiuti radioattivi da miniera uranifera è di forte rilievo ed è trattata nell'apposito capitolo sui rifiuti.

2. Gli impianti di fabbricazione del combustibile nucleare

Gli impianti di fabbricazione di elementi di combustibile per reattori nucleari presentano, per il personale che vi lavora, rischi di entità diversa a seconda del materiale radioattivo trattato, del tipo di lavorazione e della forma fisica nella quale il detto materiale si trova.

Si può affermare che gli impianti di fabbricazione di elementi combustibili ad Uranio presentano un rischio lavorativo da radiazioni minore rispetto agli impianti ove si lavora il Plutonio.

2.1. Elementi di combustibile ad Uranio. I rischi lavorativi connessi con l'esercizio di un impianto di fabbricazione di

elementi di combustibile ad Uranio sono principalmente legati alla inalazione ed in forma più modesta all'irradiazione ed all'ingestione.

I composti solubili dell'Uranio (esafluoruro di Uranio, nitrato di uranile) depositatisi nei polmoni passano abbastanza rapidamente nella circolazione sanguigna ed in gran parte vengono eliminati dai reni nelle urine, mentre la parte trattenuta si deposita nelle ossa e nei reni stessi. I composti insolubili (ossidi, tetrafluoruro di Uranio, uranato di ammonio) una volta inalati rimangono, in parte, nei polmoni con un tempo di dimezzamento biologico medio di 500 giorni.

L'ingestione di piccole quantità di composti di Uranio presenta rischi abbastanza modesti se si tiene conto dello scarso assorbimento da parte dell'apparato gastro-intestinale, anche nel caso di composti solubili.

Per quel che si riferisce all'irradiazione esterna da Uranio metallico naturale di recente preparazione, manipolato senza guanti, le emissioni alfa non hanno energia sufficiente per raggiungere lo strato basale dell'epidermide, ma ci si deve aspettare una intensità di dose a contatto delle mani di circa 2 mGy/h (200 mrad/h) dovuta sostanzialmente a radiazioni beta.

Poiché la dose massima ammissibile per le mani è di 15 rad/13 settimane, pari a circa 1 rad/settimana, ne deriva un tempo di manipolazione di 5 h/settimana. Questo tempo di manipolazione può essere prolungato a circa 15 ore per settimana impiegando comuni guanti di polivinile, che trattengono una parte delle radiazioni beta.

Nel caso dell'Uranio arricchito in U-235, con l'aumentare dell'arricchimento diminuisce l'intensità di dose dovuta alle radiazioni beta mentre diviene sensibile quella dovuta a radiazioni gamma.

E' evidente che gli accorgimenti da adottare per limitare il rischio radiologico andranno studiati caso per

caso, in relazione all'arricchimento, alla quantità del combustibile ed al tipo di lavorazione.

Una circostanza talvolta sottovalutata è quella relativa alla "storia" o "età" dell'U naturale (cioè quanto tempo è intercorso tra la separazione chimica dell'Uranio dal minerale e l'epoca della manipolazione), dalla quale possono risultare variazioni anche significative ai valori delle intensità di dose sopra indicati, per la comparsa dei discendenti dell'Uranio, emettitori beta e gamma.

Gli impianti di fabbricazione di elementi di combustibile in forma metallica presentano sostanzialmente solo rischi di irradiazione esterna (peraltro, come si è visto, abbastanza modesti). Consideriamo piuttosto gli impianti che comportano la lavorazione di materiale radioattivo in forma ceramica. In questi impianti si ha la formazione di polvere, con conseguente rischio di inalazione che diviene il rischio predominante. Va inoltre notato che, mentre il rischio di irradiazione si può facilmente limitare mediante semplici accorgimenti, il rischio di inalazione può essere combattuto solo ricorrendo ad una serie di dispositivi tecnici che devono essere previsti già in fase di progetto dell'impianto.

Il rischio lavorativo di inalazione si limita adottando tutti gli accorgimenti atti ad eseguire tutte le lavorazioni che possano comportare la formazione di polvere di Uranio entro scatole a guanti o cappe per chimica, per quanto ciò è possibile e pratico.

Le scatole a guanti (glove boxes) vanno tenute in depressione atmosferica sensibile e costante rispetto al locale ove ubicate. Le cappe vanno tenute in aspirazione forzata d'aria, rispetto al locale ove sono installate, in modo da permettere, a cappa chiusa o semichiusa in posizione di lavoro, una velocità d'aria attraverso la finestra sufficiente ad impedire uscite o ritorni verso l'ambiente di polvere di Uranio. L'aria proveniente dalle scatole a guanti e dalle cappe è filtrata da una batteria di filtri assoluti (che saranno poi considerati rifiuti radioattivi solidi) e quindi

viene espulsa all'esterno mediante ventilatori.

Anche i locali ove si eseguono queste lavorazioni vanno dotati di un idoneo impianto di ventilazione che li deve mantenere in lieve depressione rispetto al resto dell'edificio nel quale si trovano, cioè rispetto agli ambienti ove non si presentano rischi radiologici o vi siano rischi di minore entità. L'impianto di ventilazione deve essere tale da assicurare un adeguato numero di ricambi orari (5-10), un ricambio d'aria uniforme degli ambienti di lavoro, evitando peraltro che in qualche punto le velocità e la turbolenza d'aria risultino troppo elevate, con conseguente possibilità di sensibile risospensione di materiale radioattivo depositato sulle superficie di lavoro e sui pavimenti.

In sede di progetto vanno attentamente vagliati tutti i materiali impiegati nella costruzione delle apparecchiature e per rivestire porte, pavimenti, pareti e piani di lavoro. La preferenza va sempre riservata a materiali plastici non porosi, all'acciaio inossidabile ed in generale a tutti i materiali che presentino la caratteristica di permetterne una facile decontaminazione (rimozione, allontanamento delle sostanze radioattive).

2.2. Elementi di combustibile a Plutonio. Per quanto riguarda il rischio di irradiazione esterna α e γ , la dose alle mani ed al corpo varia in funzione della composizione isotopica del Pu. Nell'ipotesi che, come normalmente avviene nella pratica, la dose ricevuta nelle manipolazioni sia imputabile alla presenza prevalente del Plutonio-239 e 240, con un contributo relativamente modesto degli altri isotopi, si può dire che l'intensità di dose dovrebbe essere dell'ordine di 15 mGy/h (1,5 rad/h) a contatto delle mani.

Di regola i tempi effettivi di manipolazione diretta sono brevi, per cui le dosi mediamente assorbite sono 30 mGy/anno (3 rad/anno) per le mani e 10 mGy/anno per il corpo intero.

Il rischio di irradiazione interna per deposizione di

Plutonio nell'organismo è soprattutto legato alla eventualità di inalazione di aria contaminata da Plutonio od all'introduzione di Plutonio nel corpo attraverso eventuali lesioni cutanee. Come è noto, il massimo carico corporeo ammissibile (maximum permissible body burden) e la concentrazione massima ammissibile in aria per il Plutonio sono così bassi che non è possibile configurare una inalazione pianificata; è necessario provvedere affinché le caratteristiche dell' impianto e gli accorgimenti impiegati durante le varie fasi delle lavorazioni siano tali da escludere la possibilità di qualsiasi inalazione, relegando questa eventualità solamente al verificarsi di esposizioni accidentali e rarissime.

Per quanto riguarda il rischio di contaminazione interna da Plutonio attraverso lesioni cutanee, è necessario che le persone che lavorano alle scatole a guanti non presentino alcuna lesione alla cute delle mani, che siano state adeguatamente istruite, che seguano con diligenza e con continua attenzione le norme e gli accorgimenti previsti per le singole operazioni. Infatti il verificarsi di piccoli incidenti in scatola a guanti, comportanti la perforazione o la rottura di un guanto e l'eventuale ferita della mano dell'operatore, è legato quasi sempre a carenza nella conoscenza e nel rispetto di quanto sopra detto.

E' buona norma che all'interno delle scatole a guanti il numero degli oggetti acuminati o taglienti sia rigorosamente ridotto al minimo e che venga senza indugio rimosso tutto ciò che sia divenuto tagliente od acuminato per effetto di usura o corrosione chimica. Gli oggetti di vetro debbono pure esser ridotti al minimo.

Se al verificarsi di incidenti di questo tipo si assicura un immediato intervento da parte dell'esperto qualificato (o di un suo collaboratore) e del medico autorizzato (o di un infermiere addestrato) raramente si dovrebbero avere superamenti del massimo carico corporeo ammissibile nel lavoratore infortunato.

Una particolare cura va dedicata all'illuminazione

interna delle scatole a guanti, così da rendere ottimo l'illuminamento medio del piano di lavoro. Infatti in tal modo si pongono le premesse perchè siano ridotti i rischi connessi con incidenti dovuti ad eventuali errori di manovra.

Per quanto riguarda l'eventualità di ingestione di Plutonio, tenendo presente che la frazione di Plutonio assorbita in circolo rispetto al Plutonio ingerito è estremamente modesta, il rischio connesso con ingestione di microquantità di Plutonio è conseguentemente non importante. Come è ovvio anche infortuni di questo tipo richiedono l'immediata opera del medico o di un infermiere, oltrechè dell'esperto qualificato o di un suo collaboratore.

L'esame del rischio connesso con le lavorazioni di materiali plutoniferi permette di concludere che negli impianti ove si lavorano i detti materiali tutti gli accorgimenti, già visti nel caso degli impianti ad Uranio, atti a limitare la dispersione negli ambienti di lavoro di polveri radioattive e perciò atti ad impedirne la relativa inalazione, devono essere studiati ed approntati con cura tutta particolare. Pertanto è indispensabile che il Plutonio venga manipolato solo in scatole a guanti, chiuse ermeticamente ed in costante depressione rispetto agli ambienti ove sono installate. E' bene prevedere un sistema di emergenza che impedisca che le scatole possano comunque andare in pressione.

L'aria estratta dalle scatole a guanti deve passare attraverso filtri assoluti prima di essere scaricata all'esterno. E' necessario effettuare un controllo periodico dell'efficienza complessiva dei filtri (atto ad accertare che non vi siano rotture dei filtri o cammini preferenziali dell'aria, ad esempio tra il pannello filtrante e la relativa scatola di contenimento), ed installare dei controlli sufficientemente rappresentativi, meglio ancora se continui, della contaminazione dell'aria in uscita dai filtri medesimi.

I locali ove si svolgono queste lavorazioni devono essere dotati di impianto di ventilazione, progettato in modo da assicurare un buon numero di ricambi d'aria ed una uniforme

distribuzione della medesima. Bisognerà pertanto cercare di rendere quanto più uniforme possibile la portata d'aria delle bocchette di mandata e di ripresa dei singoli locali ed evitare la presenza di correnti d'aria localizzate che potrebbero determinare risospensioni di materiale radioattivo.

L'impianto di ventilazione deve assicurare una costante depressione dei locali con scatole a guanti rispetto ai locali ove vi sono minori rischi da inalazione. I vari locali devono essere mantenuti ad una depressione crescente in stretta relazione al potenziale rischio di contaminazione esistente in ciascuno di essi.

Una attenta cura va riservata allo studio della disposizione dei locali per fare in modo che gli ambienti dispongano di diverse possibilità di contenimento e di controllo, poste in serie tra di loro. Si potrà, ad esempio, far precedere i locali con rischio da Plutonio, da una serie di locali con rischio radiologico crescente.

Va tenuta nel massimo conto l'assoluta necessità di poter decontaminare superfici e piani di lavoro con la più grande facilità. Una larga preferenza va perciò riservata ai laminati plastici, alle vernici decontaminabili, all'acciaio inossidabile.

2.3. I rischi di criticità. Tra gli incidenti più gravi che possono manifestarsi in impianti ove si manipola Uranio arricchito o Plutonio, occorre ricordare gli incidenti di criticità, che sono tra i maggiori responsabili dei rarissimi casi di morte nell'industria nucleare (13 in tutto il mondo, a tutt'oggi, di cui almeno la metà da incidenti di criticità). La probabilità di tali incidenti è estremamente piccola negli impianti che trattano solamente Uranio debolmente arricchito e/o Plutonio in forma solida; la probabilità è più elevata negli altri casi, specialmente se Uranio e Plutonio sono presenti in soluzione acquosa.

L'incidente di criticità può essere definito come una indesiderata, inattesa, improvvisa realizzazione di una

reazione a catena incontrollata che si autosostiene solo per brevissimo tempo (escursione, flash di criticità), la quale sopravviene in operazioni di trattamento, lavorazione, immagazzinamento, trasporto e riprocessamento di materiali fissili.

Le conseguenze di un incidente di criticità risultano in genere nella generazione per brevissimo tempo di intensissimi campi di radiazioni ionizzanti, principalmente neutroni e raggi gamma, con conseguenti possibili dosi elevatissime ai presenti.

Il principale fattore che determina una escursione di criticità è la massa critica, la quale varia in funzione di numerosi parametri: arricchimento, concentrazione, moderazione, riflessione, dimensioni e forma (geometria), assorbimento di neutroni. E' chiaro che alcuni di questi parametri sono legati tra di loro.

Si rammenti che la massa critica, con riflettore d'acqua, dello U-235 (al 93% di arricchimento) è 25 kg e del Pu-239 è 5,6 kg. Quando poi i materiali fissili sono mescolati ad acqua, la massa critica scende - per determinate condizioni di concentrazione e di riflessione - rispettivamente a 0,9 e a 0,45 kg.

L'incidente di criticità si verifica per lo più a seguito di una errata manovra che porta alla variazione di alcuni dei parametri sopra elencati. Numerosi e rigorosi devono perciò essere i sistemi di controllo e le procedure posti in atto per la prevenzione di un simile incidente. Accanto ad essi, comunque, devono essere sempre predisposti idonei e tempestivi sistemi di allarme, nell'eventualità che, a seguito di eventi imprevedibili, l'incidente dovesse ugualmente verificarsi.

I sistemi di allarme devono dare al verificarsi dell'incidente un segnale acustico nel più breve tempo possibile, affinché il personale provveda ad allontanarsi fuggendo, onde ridurre al minimo la permanenza nelle vicinanze

della zona in cui è avvenuto l'incidente e di conseguenza limitare le dosi.

Poichè l'incidente di criticità può verificarsi in vari punti dell'impianto ed il personale, quando suona l'allarme, non conosce il punto esatto ove l'incidente è realmente accaduto, è necessario disporre i locali e le apparecchiature installate in modo che il personale abbia una via di fuga ben indicata e facile che gli permetta di allontanarsi con rapidità e certezza dalla zona di incidente. Sarà pertanto necessario che ogni locale od ogni gruppo di locali disponga di una uscita di sicurezza che permetta la fuga del personale.

L'allarme di criticità richiede l'intervento immediato dell'esperto qualificato (o di un suo collaboratore) e del medico autorizzato (o di un infermiere addestrato). L'esperto qualificato è particolarmente impegnato nelle stime della dose da raggi gamma e da neutroni ricevute dagli infortunati, nel riconoscimento di nuclidi radioattivi da attivazione neutronica, nella stima di contaminazioni ambientali.

3. I reattori nucleari di potenza

La produzione di energia elettrica mediante reattori nucleari comporta dosi individuali annuali per lo più ridotte (ma sensibili in particolari gruppi di addetti) e comporta altresì una dose collettiva annuale al personale dell'impianto che può assumere valori di una certa consistenza (dell'ordine di 3-10 Sv-uomo/anno per reattore di 1000 MWe).

3.1. Settori di rilievo protezionistico nella progettazione.
Alcuni di questi settori saranno ricordati più oltre, ma conviene subito elencare taluni argomenti da studiare in fase di progetto:

- scelta dei materiali costruttivi del circuito primario, con riferimento a fenomeni di attivazione neutronica e di corrosione chimica, e conseguente passaggio di radionuclidi

nel refrigerante;

- chimica del refrigerante primario e metodi di depurazione e filtrazione;
- affidabilità, vita operativa, caratteristiche dei componenti, con riferimento a "ispezioni in esercizio" (ispezione significa in questo caso controllo da parte dell'esercente, e non atto di vigilanza da parte dell'autorità), manutenzioni, sostituzioni;
- disposizione, spaziatura, accessibilità delle componenti, con riferimento alla agevolezza e speditezza delle ispezioni, manutenzioni, sostituzioni;
- disposizione delle tubazioni con attività; collocazione rispetto a soffitti, pareti e pavimenti; riduzione di punti di accumulo di impurezze solide attive;
- dimensionamento delle schermature, con particolare attenzione alle "penetrazioni".

3.2. Operazioni con rilevante rischio lavorativo da radiazioni. Le operazioni che comportano un più elevato assorbimento di dose da parte del personale sono, nell'ordine:

- per i reattori BWR:
 - manutenzione dei generatori di vapore secondari, ove esistono
 - ispezioni in esercizio
 - manutenzione delle pompe di ricircolazione
 - movimento del combustibile
 - manutenzione del clear-up
 - operazione di apertura e chiusura del vessel
 - manutenzione C. R. D.
 - operazioni di fisica sanitaria
- per i reattori PWR:
 - manutenzione dei generatori di vapore
 - ispezioni in esercizio
 - manutenzione delle pompe e valvole
 - movimento del combustibile

- operazione di apertura e chiusura vessel
- manutenzione C. R. D.
- operazioni di fisica sanitaria

La maggior parte della dose assorbita annualmente dal personale è imputabile dunque alla partecipazione ai lavori di manutenzione e "ispezione" dei componenti dell'impianto. Le ragioni di ciò sono da ricercarsi nel fatto che durante il normale esercizio il personale si trova ad operare in condizioni nettamente differenti e migliori da come è costretto ad operare nel corso delle manutenzioni.

Infatti nel normale esercizio il lavoratore è esposto a rischi radiologici di modesta entità in quanto:

- la maggior parte dell'impianto può essere agevolmente controllata mediante la strumentazione installata in sala controllo, o comunque in locali ove esiste un basso livello di radiazione;
- le zone ove è necessario accedere durante il normale esercizio dell'impianto sono protette da schermi in generale più che sufficienti a ridurre i livelli di radiazione a valori piuttosto bassi.

Si tenga comunque presente che nell'acqua che circola nel reattore avvengono fenomeni di attivazione neutronica:



N-16 e N-17 emettono raggi gamma estremamente energetici ed anche neutroni, ma hanno periodo di dimezzamento di pochi secondi; e dunque la loro presenza nelle tubazioni e la formazione di campi di radiazioni circostanti variano da luogo a luogo.

In fase di fermata della centrale, quando si procede alle operazioni di "ispezione" e di manutenzione dei componenti dell'impianto il personale deve recarsi e sostare, eventualmente anche a lungo, in zone ove vi possono essere

livelli di radiazione di una certa entità. Tali livelli sono dovuti alla presenza, nelle dette zone, di componenti contaminati principalmente con prodotti di corrosione attivati, e, in minor misura, con prodotti di fissione. In tali zone e nel corso di tali operazioni, i lavoratori sono anche soggetti a rischio di contaminazione personale per inalazione di aria contaminata o per contatto con superficie contaminate.

La necessità di dover accedere direttamente ai componenti per eseguire lavori di riparazione in loco o lavori di smontaggio e trasporto verso l'esterno, rende assai difficile procedere alla schermatura del personale contro l'irradiazione esterna, in quanto le stesse apparecchiature che sono oggetto dei lavori costituiscono la sorgente di irradiazione, e rende inoltre frequentemente necessario l'impiego di indumenti protettivi contro la contaminazione corporea (tute, guanti, cappucci, maschere, autorespiratori), che peraltro impacciano i lavoratori e rallentano la speditezza delle operazioni, influenzando evidentemente sull'entità della dose assorbita per irradiazione esterna.

Allo scopo di ridurre le dosi al personale è quindi necessario accertare che:

- le aree di transito siano caratterizzate da livelli di radiazione modesti;
- l'esecuzione delle operazioni previste su un determinato componente non renda necessario, se non in misura ridotta, smontare e rimontare altre apparecchiature o tubazioni, esse stesse sorgenti di irradiazione;
- già in fase di progetto siano previsti i mezzi che dovranno servire al sollevamento ed al trasporto verso l'esterno delle apparecchiature (in special modo di quelle più pesanti), in modo da ridurre al minimo i tempi di esecuzione di dette operazioni;
- siano predisposti per ogni apparecchiatura i relativi percorsi di uscita dotati di vani, quali porte e botole, di dimensioni tali da consentire un agevole passaggio durante il trasporto verso l'esterno. Infatti in generale è

desiderabile evitare che per l'inadeguatezza dei percorsi e dei vani di passaggio sia impossibile rimuovere e trasportare le apparecchiature in "officina calda", ma si renda indispensabile eseguire in loco le necessarie riparazioni. In tal caso un lavoro che potrebbe essere agevolmente eseguito in officina calda, previa idonea decontaminazione, verrà fatto invece, talora con mezzi di fortuna ed in condizioni di lavoro precarie, in zone che presenteranno livelli di radiazione e, di contaminazione di qualche entità o addirittura rilevanti;

- le singole parti di impianto possano essere decontaminate in modo remotizzato, così da ridurre il livello di contaminazione prima di fare avvicinare il personale;
- i locali ove può prevedersi contaminazione notevole dell'aria siano dotati di idonei sistemi di ricambio e purificazione dell'aria, da azionare prima dell'accesso del personale.

In fase di progetto per ogni componente andrà eseguito un calcolo atto ad accertare quali siano le dosi che verranno assorbite dal personale per l'esecuzione delle manutenzioni. In base a tale calcolo si potrà decidere se l'ubicazione del singolo componente è idonea o meno e, se del caso, si potrà procedere alle necessarie modifiche di disposizione del componente medesimo rispetto ai componenti circostanti.

3.3. Disposizione e caratteristiche degli ambienti della centrale. La disposizione dei locali della centrale deve essere tale da far sì che il personale di regola esegua percorsi da locali a più basso rischio lavorativo radiologico (specie di contaminazione) a locali con più alto rischio lavorativo.

L'impianto di ventilazione suddivide di solito tutta la centrale in più rami in parallelo. In ciascun ramo vengono ventilati in serie più ambienti a rischio radiologico crescente. E' preferibile che sia possibile regolare la portata di ciascun ramo separatamente in modo da impartire all'impianto di ventilazione una certa flessibilità di

conduzione.

Tale flessibilità permette di isolare singoli rami in caso si verificano massicci fenomeni di contaminazione o di aumentare, in caso di necessità, la portata d'aria in qualche ramo.

Una speciale attenzione va riservata all'ubicazione ed al dimensionamento di particolari locali quali: spogliatoi, officina calda, lavanderia.

Gli spogliatoi devono essere dimensionati tenendo conto del massimo numero di persone che entrano nell'area controllata per eseguire le manutenzioni e devono essere ubicati in prossimità dell'ingresso in detta area. In corrispondenza dell'uscita dell'area controllata deve essere prevista una serie di locali ove ubicare:

- la zona dei controlli della contaminazione
- i lavabi e le docce di decontaminazione del personale.

L'officina calda e l'area di decontaminazione dei componenti devono essere dimensionate tenendo conto delle dimensioni massime dei componenti caldi da sottoporre a manutenzione. Come si è detto, per ogni componente dovrà essere previsto un percorso di accesso all'area di decontaminazione ed all'officina calda. Il relativo trasporto, attraverso botole, porte e corridoi dovrà essere effettuato mediante carrelli, carriponte e monorotaie dotate di comandi elettrici o manuali.

La lavanderia deve sovente avere più di un apparecchio di lavaggio, per tenere distinti indumenti che presentano contaminazioni di vario livello o di varia specie, ed evitare così la contaminazione "incrociata", facilitando nel contempo la scelta del programma di lavaggio più opportuno. Si deve porre cura nella scelta dei detersivi e delle temperature di lavaggio, anche per evitare il "fissaggio" del contaminante sulle fibre degli indumenti. Apparecchi di rilevazione debbono esser disponibili in entrata e in uscita per controlli,

smistamento, riscontri. Entro il locale di lavanderia saranno tenute distinte le aree di arrivo, lavorazione, controllo, deposito, con percorsi razionalizzati degli addetti e degli oggetti. Il personale indosserà indumenti protettivi, se necessario. Gli effluenti liquidi saranno considerati alla stregua di effluenti radioattivi e smaltiti di conseguenza in funzione delle loro specifiche caratteristiche (che sono assai diverse da lavanderia a lavanderia). E' bene che la capacità di lavoro della lavanderia sia sovradimensionata rispetto alla semplice routine e anche ai periodi di fermata, per poter far fronte a richieste maggiori in caso di eventi imprevisti, piccoli incidenti, episodi di contaminazione di indumenti.

3.4. Sistemi di trattamento dei rifiuti. Gli impianti di depurazione dei circuiti della centrale e in generale i sistemi di raccolta e trattamento dei rifiuti solidi, liquidi e gassosi devono essere progettati in modo da ridurre a valori estremamente piccoli o pressochè nulli gli scarichi all'esterno che comunque debbono soddisfare alla "formula di scarico" contenuta nella autorizzazione all'esercizio. Ciò non deve però portare all'errato comportamento di classificare e trattare come rifiuti radioattivi materiali che contengono solo tracce o quantità esigue di attività.

I rifiuti radioattivi solidi, dopo eventuale trattamento, devono essere confezionati in modo da escludere la possibilità di dispersione all'esterno in caso di rottura del relativo contenimento. Per questa ragione ci si orienta attualmente anche sulla solidificazione di taluni rifiuti liquidi mediante materiali solidificanti aventi buone caratteristiche di resistenza meccanica e modesti fattori di lisciviazione.

4. Gli impianti di trattamento del combustibile nucleare irraggiato

Gli impianti che trattano ("riprocessano") il combustibile nucleare presentano rischi sia di irradiazione esterna che di irradiazione interna per contaminazione. Impianti di

questo tipo sono costituiti di varie parti (piscina di immagazzinamento degli elementi di combustibile, impianto chimico di trattamento, laboratori chimici di appoggio, impianti di trattamento dei rifiuti, vasche di deposito dei liquidi di risulta del trattamento, ecc.) a ciascuna delle quali si può assegnare un diverso grado di rischio lavorativo.

4.1. Nella piscina di immagazzinamento degli elementi di combustibile esiste un modesto rischio di irradiazione, legato ad errate manovre, come ad esempio l'eccessivo sollevamento degli elementi di combustibile, con conseguente riduzione dello spessore di acqua schermante, durante gli spostamenti degli elementi da una posizione all'altra. Si cerca, di norma, di limitare tale rischio utilizzando, per le manovre a mano, aste di lunghezza prestabilita, e per quelle con carroponte, opportuni blocchi di fine corsa del sollevamento degli elementi.

Negli impianti in cui gli elementi di combustibile da riprocessare devono essere privati dei "terminali" e "puntali" prima di essere inviati al riprocessamento, di norma questa operazione si effettua in cella calda oppure in piscina. Nel caso della cella calda, il rischio radiologico è ridotto al minimo in quanto il personale opera all'esterno della cella che è schermata ed in depressione rispetto agli ambienti di lavoro.

Quando questa operazione si esegue in piscina, essa viene effettuata mediante una sega circolare od alternativa. Poiché un errato posizionamento dell'elemento di combustibile rispetto alla sega o viceversa può far sì che invece dei terminali vengano tagliate le guaine, con conseguente rilascio in piscina di prodotti di fissione, questa parte di impianto va progettata tenendo presente che gli operatori devono poter vedere con facilità in quale punto dell'elemento di combustibile la sega sta operando. Tuttavia, anche nel caso in cui siano stati adottati gli accorgimenti atti ad evitare la rottura delle guaine in piscina, per effetto del taglio dei terminali si ha la formazione di polveri e trucioli metallici contenenti prodotti di attivazione che vanno a contaminare

l'acqua della piscina.

Per evitare gli inconvenienti ed i rischi derivanti da un'eccessiva contaminazione dell'acqua, queste piscine vengono dotate di sistemi di depurazione. Questi sistemi ausiliari di depurazione vanno progettati tenendo presente che danno luogo a campi di irradiazione esterna di una certa entità, proprio perchè in essi si vanno a depositare e accumulare tutti i radionuclidi presenti nella piscina. Pertanto vengono spesso schermati e dotati di un sistema remotizzato di cambio dei filtri e di cambio delle resine.

Va sottolineato che, mentre nel locale di piscina i rischi di contaminazione e di irradiazione sono abbastanza modesti, i filtri ed i depuratori dell'acqua provocano irradiazione esterna e fenomeni di contaminazione (al momento del cambio dei filtri) che possono essere anche di una certa entità e dunque devono essere oggetto di forte sorveglianza di radioprotezione.

4.2. L'impianto chimico di trattamento, ubicato in celle di calcestruzzo, è completamente remotizzato e dotato di schermi sufficienti a portare il rateo di esposizione alla superficie esterna delle celle a valori largamente accettabili; esso è provvisto di un impianto di ventilazione che mantiene la cella in depressione netta rispetto alle zone di lavoro del personale. Il rischio da radiazioni per il personale che opera in questi impianti in condizioni di normale esercizio è ridotto al minimo.

In impianti di questo tipo, come nel caso dei reattori, il rischio lavorativo per il personale può diventare per altro anche notevole nel corso di operazioni di manutenzione. Sotto questo profilo gli impianti di trattamento si suddividono in impianti a manutenzione diretta ed impianti a manutenzione remotizzata. Questi ultimi sono attrezzati in modo da poter eseguire le sostituzioni delle varie componenti operando all'esterno delle schermature. Essi presentano alcune difficoltà costruttive, ma presentano rischi ridotti per il personale.

Invece negli impianti a manutenzione diretta si può procedere alla sostituzione ed alla riparazione di una apparecchiatura all'interno delle celle solo facendo entrare lavoratori nelle stesse, previa decontaminazione completa dell'impianto. E' pertanto necessario in sede di progettazione e di costruzione tenere in debito conto alcune esigenze che sono fondamentali per la protezione sanitaria dei lavoratori al fine di limitare, per quanto possibile e pratico, le dosi.

Alcuni accorgimenti adottati in tali impianti sono:

- dotare l'impianto di appositi circuiti che permettano di immettere soluzioni decontaminanti all'interno delle tubazioni ed apparecchiature di processo. Deve infatti essere possibile "lavare" l'impianto e convogliare i liquidi di lavaggio verso i serbatoi dei rifiuti liquidi radioattivi;
- predisporre opportune tubazioni e circuiti atti a convogliare sul pavimento delle celle e possibilmente sulle superficie esterne delle apparecchiature le soluzioni decontaminanti. Il convogliamento di queste soluzioni deve permettere una sufficiente decontaminazione. Va infatti tenuto presente che il rischio di irradiazione e di contaminazione per il personale che entra in cella deriva sia dal materiale radioattivo presente all'interno delle tubazioni ed apparecchiature dell'impianto e sia da quello eventualmente gocciolato sul pavimento o sulla superficie esterna delle tubazioni ed apparecchiature;
- disporre e montare le tubazioni e le apparecchiature all'interno delle celle tenendo conto della necessità per i lavoratori, in fase di manutenzione, di accedere rapidamente alle singole parti dell'impianto senza dover essere con il corpo troppo vicino alle singole componenti. Bisogna infatti tener presente che è abbastanza difficile procedere ad una decontaminazione totale di tutte le superficie esterne ed interne delle apparecchiature presenti nelle celle nonché delle celle medesime. Gli interventi in cella vanno prefigurati in fase di progetto e programmati in fase di esercizio con estrema cura. Si comincia dapprima con

l'eseguire una accurata mappa delle dosi delle singole zone della cella, e solo successivamente l'operatore dotato di indumenti protettivi e di dosimetri entra in cella e, in tempi e percorsi prefissati, esegue le operazioni preventivamente stabilite;

- progettare l'impianto cercando di limitare al massimo le necessità di manutenzione. Alcuni accorgimenti adottati sono:

- a) evitare le giunzioni a flangia, ricorrendo solo a giunti elettrosaldati;
- b) radiografare tutte le saldature;
- c) procedere ad un'accurata scelta dei materiali in funzione delle caratteristiche chimiche dei liquidi trattati;
- d) evitare l'uso di pompe e utilizzare per i trasferimenti solo apparecchiature prive di parti rotanti. Normalmente vengono impiegati eiettori a vapore o air-lift. Quando l'uso di una pompa è indispensabile si utilizzano pompe a testa remota;
- e) duplicare tutte quelle apparecchiature che più facilmente possano andare fuori esercizio o che in caso di malfunzionamento possano comunque determinare l'insorgere di situazioni di pericolo o di incidente.

5. Il decommissionamento degli impianti nucleari

Gli impianti nucleari al termine del periodo di esercizio programmato, oppure a seguito di rotture o di incidenti che ne precludono l'ulteriore esercizio, debbono essere "chiusi", "disattivati", "smantellati" in forma più o meno completa. Il sito su cui essi sorgono può successivamente rimanere soggetto a sorveglianza di radioprotezione oppure, in taluni casi, può essere restituito all'uso antecedente o ad usi alternativi.

Si chiama decommissionamento (decommissioning) l'insieme delle operazioni richieste, autorizzate ed effettuate

per la chiusura definitiva, per la disattivazione e per l'eventuale smantellamento d'un impianto nucleare.

Si distinguono convenzionalmente tre stadi di decommissionamento, che in termini generali possono essere così descritti:

- stadio 1: disattivazione e custodia protettiva dell'impianto, senza rimozioni o demolizioni; continuazione della sorveglianza di radioprotezione sull'impianto e sul sito;
- stadio 2: disattivazione dell'impianto seguita da demolizione e rimozione di parti attive; "sigillatura" delle restanti parti attive; periodica sorveglianza di radioprotezione su quanto rimane dell'impianto e sul sito; restrizioni d'uso del sito;
- stadio 3: smantellamento totale delle parti attive e loro rimozione e allontanamento; talora demolizione totale dell'intero impianto e allontanamento dei materiali demoliti; decontaminazione adeguata; uso del sito senza restrizioni e senza sorveglianza di radioprotezione.

La sorveglianza di radioprotezione si esercita, com'è ovvio, durante tutte le operazioni effettuate in ordine al decommissionamento per garantire gli addetti e le popolazioni e per prevenire (o quantomeno contenere) le contaminazioni ambientali. Essa deve anche rilevare tempestivamente ogni situazione che possa in prosieguo di tempo portare a situazioni non accettabili sotto il profilo protezionistico.

APPLICAZIONI DEI RADIOISOTOPPI

1. Le applicazioni industriali e di ricerca

L'utilizzazione dei radioisotopi nell'industria e nella ricerca scientifica è multiforme e di vaste proporzioni tanto che un tentativo di elencazione risulterebbe arduo e incompleto. L'unico tipo di classificazione possibile, in

accordo peraltro con gli orientamenti internazionali, si basa più che su una suddivisione in funzione dell'uso della sorgente o dell'ambiente in cui le sorgenti vengono utilizzate, su una ripartizione che, in certa misura, è riferita alle due distinte forme di rischio (irraggiamento esterno e contaminazione interna) che le sorgenti presentano per le persone. Di conseguenza viene fatta distinzione in sorgenti sigillate e sorgenti non sigillate.

I radioisotopi sotto forma di sorgenti sigillate o sono solidi compatti non friabili oppure sono incapsulati (talvolta anche doppiamente) in capsule metalliche inattive, frequentemente di acciaio inossidabile, in modo tale da impedire il rilascio e la dispersione delle sostanze in esse contenute.

Le sorgenti non sigillate sono invece costituite da sostanze radioattive utilizzate nello stato fisico e chimico nel quale si trovano (polveri, liquidi, gas) senza nessun incapsulamento e quindi, di regola, in forme facilmente dispersibili.

Mentre per le sorgenti sigillate i rischi lavorativi sono sostanzialmente dovuti alla possibilità di irraggiamento esterno (i rischi di contaminazione interna sono di regola assai esigui), per le sorgenti non sigillate esistono ambedue i rischi (irraggiamento esterno e contaminazione interna), pur essendo di norma la contaminazione il rischio prevalente.

Nelle pagine che seguono le applicazioni delle sorgenti sigillate verranno pertanto esaminate separatamente da quelle delle sorgenti non sigillate, fornendo dapprima alcune indicazioni di carattere generale, valide per qualsiasi applicazione che si desidera eseguire, e poi a titolo di esempio la descrizione di alcuni degli impieghi più comuni, evidenziando per ciascuno di essi gli aspetti protezionistici più salienti.

1.1. Sorgenti sigillate.

a) Considerazioni generali di radioprotezione. Una corretta

impostazione della protezione contro le radiazioni deve comprendere tre fasi: la scelta, la gestione e l'impiego delle sorgenti. Nella sceita della sorgente occorre ad esempio tener presente che l'attività e l'energia delle radiazioni emesse dalla sorgente dovrebbero essere minime, compatibilmente con la necessità di lavoro. Anche la radiotossicità (la più debole possibile) e la forma chimica e fisica dovrebbero essere scelte in modo tale da limitare al minimo, in caso di rottura della capsula, i rischi di dispersione, d'ingestione e d'inalazione. Le sorgenti dovrebbero essere etichettate o marcate allo scopo di identificarle facilmente in caso di incidente, senza inutili esposizioni del personale.

Per quanto concerne la gestione occorre esaminare regolarmente le sorgenti sigillate allo scopo di assicurarsi che non esistano contaminazioni su di esse. La frequenza delle analisi va comunque stabilita a seconda della natura della sorgente considerata. Non dovrebbero essere utilizzate sorgenti danneggiate meccanicamente o corrosive. In tal caso occorre sostituirle.

E' necessario che siano sempre predisposti opportuni armadi schermati di conservazione (cosiddette casseforti), e che delle sorgenti sia tenuto un accurato inventario, costantemente aggiornato, in modo da sapere in ogni momento in quale luogo le sorgenti si trovino. Se vi fosse motivo di credere che una sorgente sia andata perduta, occorre iniziarne le ricerche, avvertendo, se del caso, l'autorità competente.

Per quanto concerne l'impiego, è bene ricordare che oltre ad operare in modo da ridurre al minimo la dose assorbita dal personale direttamente interessato all'uso della sorgente, bisogna tener conto anche di chi si trova nelle zone adiacenti e in ambienti al di sopra e al di sotto delle sorgenti stesse. Le zone in cui il livello di radiazione è al di sopra di determinati valori vanno classificate, indicate con evidenza, e se necessario recintate e isolate.

Le sorgenti in genere ed anche quelle di bassissima attività (usate per taratura di strumenti) non vanno toccate con le mani, ma bisogna interporre una certa distanza tra sorgenti e parti corporee. Conviene servirsi di opportuni attrezzi, ad esempio di pinze leggere con un lungo manico, che garantiscano una solida presa. Per altre sorgenti occorre fornire mezzi di protezione più perfezionati, quali manipolatori a distanza, celle schermate, ecc.

I lavori con rischio da radiazioni vanno organizzati in modo che le operazioni durino il più breve tempo possibile. E' consigliato eseguire prove preliminari a vuoto o in bianco. Se occorre controllare sistematicamente la durata di esposizione, come quando si opera con sorgenti di elevata intensità, è preferibile che il servizio di cronometraggio e di allarme sia automatico in modo tale che non siano i lavoratori stessi a svolgerlo.

E' bene ricordare che oltre a schermature di protezione contro la radiazione diretta dalla sorgente, possono essere necessari schermi che assicurino un'adeguata protezione contro la radiazione diffusa dai corpi circostanti. Gli schermi, nel caso in cui venissero realizzati con mattoni di piombo, dovrebbero essere posti in modo da non far passare le radiazioni attraverso fessure e giunture. In ogni caso, essi dovrebbero essere sistemati vicino alla sorgente. Per quanto poi riguarda l'efficacia delle schermature, poichè esistono possibilità di errore nei calcoli, l'adeguatezza dovrebbe essere sempre controllata con misure strumentali dirette.

b) Proprietà delle radiazioni sfruttate negli impieghi di sorgenti sigillate. Le proprietà delle radiazioni maggiormente sfruttate negli impieghi di radioisotopi sotto forma di sorgenti sigillate, sono le seguenti.

- Assorbimento e diffusione delle radiazioni: si sfrutta l'assorbimento e la diffusione delle radiazioni per

effettuare controlli non distruttivi di fabbricazione di pezzi meccanici o particolari misure (gammagrafia, misure di spessore, misure di densità, misure di livello, ecc.).

- Effetti chimici, biologici e fisici: si sfrutta la capacità di provocare trasformazioni nella materia sottoposta ad irradiazione da parte di sorgenti di notevole attività (sterilizzazione, inibizione della germinazione, conservazione, cambiamenti della struttura cristallina e quindi delle proprietà meccaniche).
- Produzione di calore: si sfrutta la produzione di calore a seguito dell'assorbimento dell'energia associata alle radiazioni e la si converte in energia elettrica (generatori radioisotopici).
- Ionizzazione: si sfrutta il potere ionizzante delle radiazioni (eliminazione di elettricità statica, rivelatori di fumo (incendio), ecc.).

c) Controlli non distruttivi (gammagrafia). Nella gammagrafia industriale si sfrutta il principio del maggiore o minore assorbimento che subisce un fascio di radiazioni di determinata energia nell'attraversare il materiale da sottoporre ad esame. La rivelazione delle radiazioni che hanno attraversato il materiale viene eseguita col metodo fotografico. Dall'esame della pellicola fotografica si ottengono le informazioni richieste circa la omogeneità o la bontà di un pezzo, cioè assenza di difetti interni, di cricche di saldatura, ecc.

Le sorgenti più comunemente impiegate sono; Iridio-192, Cobalto-60 e Cesio-137 con attività di 10^2 - 10^3 GBq (circa 3-30 Ci) ed anche più (vedi tabella 2).

Le apparecchiature per gammagrafia consistono essenzialmente in un contenitore schermato contenente la sorgente radioattiva e in dispositivi di comando per la fuoriuscita ed il rientro della stessa. La sorgente, in condizioni di non funzionamento si trova nel contenitore schermante ed è fatta fuoriuscire solo per eseguire l'operazione in programma. Il contenitore protettivo è in

genere in piombo o in uranio impoverito e incamiciato di acciaio inossidabile.

Tabella 2. Principali caratteristiche di nuclidi impiegati in gammagrafia industriale

nuclide	T 1/2	energia dei raggi (MEV)	R/Ci.h a 1 m	SEV (mm)		
				cemento	acciaio	piombo
Co-60	5,3 anni	1,17 1,33	1,3	61	20	12
Ir-192	74 giorni	molte righe da 0,3 a 0,6	0,5	41	13	6
Cs-137	30 anni	0,66	0,35	49	15	7

Le sorgenti sono sigillate e quindi (a meno di incidenti quali per esempio l'incendio con conseguente dispersione di sostanze radioattive) il rischio lavorativo è quello dell'irraggiamento esterno, rischio che è notevole proprio per le caratteristiche di uso di tali apparecchiature, in quanto è prevista la fuoriuscita della sorgente dal suo contenitore di protezione.

Di seguito sono riportate alcune norme e precauzioni che andrebbero sempre rispettate nell'uso di tali apparecchiature.

- La zona in cui si esegue una gammagrafia dovrebbe essere chiaramente distinta con contrassegni di facile riconoscimento.
- L'accesso a tale zona deve essere vietato al personale non autorizzato.
- Nel corso delle operazioni con radiazioni deve essere esercitata una sorveglianza continua affinché non si

avvicinino persone oltre la distanza di sicurezza.

- E' opportuno installare segnali luminosi e acustici, al fine di avvisare che l'irradiazione sta per iniziare o che è in corso.
- La messa in opera del dispositivo radiografico dovrebbe essere compiuta prima dell'inizio dell'irradiazione.
- Nel momento in cui si estrae la sorgente dal contenitore, tutte le operazioni preliminari devono essere terminate.
- Quando la sorgente sigillata è al di fuori del contenitore di schermaggio deve essere manovrata con dispositivi automatici o di manipolazione a distanza.
- Al termine dell'irradiazione occorre sempre controllare mediante opportuna strumentazione che la sorgente sia rientrata nell'involucro schermante. Infatti uno degli incidenti più diffusi è il non rientro non riconosciuto della sorgente nel contenitore, per inceppamento o cattivo funzionamento dei telecomandi.
- La strumentazione consentirà anche i rilevamenti ambientali (monitoraggio) al fine di verificare i livelli di radiazione nelle zone di permanenza del personale addetto durante l'esecuzione di gammagrafie.
- Se la sorgente per gammagrafia industriale viene impiegata in luoghi aperti, è bene avere sempre a disposizione una fotografia della sorgente, che fornisca le sue dimensioni e le sue caratteristiche, che possa essere di ausilio in caso che andasse smarrita.

Analoga alla tecnica della gammagrafia è quella della radiografia in cui come sorgenti radiogene si utilizzano generatori di raggi X di cui parleremo in un successivo capitolo.

- d) Radiometria industriale. Per radiometria industriale si intende l'insieme di misure quali quelle di livello, di spessore, di densità o di umidità, eseguite sfruttando l'attenuazione che subisce un fascio di radiazioni quando attraversa un materiale.

Per le misure di livello vengono usate sorgenti emettitrici di radiazioni gamma, come Co-60 (qualche GBq, cioè qualche decina di mCi) o Cs-137 (qualche decina di GBq, cioè qualche centinaio di mCi). I vantaggi di questo tipo di misura consistono essenzialmente in:

- possibilità di installare il dispositivo di misura all'esterno dei serbatoi per cui si evitano problemi di corrosione, di temperatura, di tenuta di pressione, ecc.
- possibilità di asservire il ciclo di produzione alla misura.
- misure più rapide e precise, ecc.

Per la misura di spessori molto sottili (come nel caso della industria tessile, delle fibre plastiche, della carta, ecc.) si possono usare sorgenti emettitrici di radiazioni alfa (Am-241) e beta (Pm-147, Kr-85, Sr-90) mentre per spessori maggiori conviene, anzi a volte è necessario, adoperare sorgenti emettitrici di radiazioni gamma (Tl-204). Le attività usate variano da qualche GBq a decine di GBq (da decine a centinaia di mCi). I vantaggi sono:

- misure continue, più rapide e più precise,
- misure senza contatto fisico,
- asservimento alla misura del processo di produzione.

Per le misure di umidità, cioè del tenore di acqua, vengono in genere impiegate sorgenti sigillate di neutroni sfruttando il fenomeno del rallentamento che tali neutroni subiscono nell'attraversare un mezzo idrogenato, per cui dalla misura del flusso di neutroni lenti che emerge da un mezzo si possono ottenere informazioni qualitative e quantitative circa l'umidità del mezzo stesso.

Le sorgenti più usate sono di Ra-Be e ancor più di Am-Be, a volte accoppiate ad una sorgente gamma di Cs-137. Le attività in gioco variano da qualche GBq a decine di GBq

(da decine a centinaia di mCi). I vantaggi sono:

- misure senza prelievo di campioni,
- misure continue, rapide, precise,
- asservimento del processo di produzione e quindi riduzione degli scarti.

Anche in questo caso il rischio di contaminazione è, in condizioni normali, molto piccolo ed i problemi di radioprotezione derivano essenzialmente dall'irradiazione esterna. A differenza della gammagrafia vi sono diversi fattori che facilitano la protezione:

- le attività delle sorgenti sono molto più basse,
- non vi è fuoriuscita delle sorgenti al di fuori del contenitore, ma solo di un fascio di raggi, abbastanza ben collimato,
- le installazioni sono fisse (per cui si può ricorrere a protezioni permanenti) e a volte dislocate in punti di un impianto difficilmente accessibili (per cui i problemi di protezione si pongono essenzialmente in fase di installazione e manutenzione e molto meno durante il normale impiego).

Le sostanze radioattive utilizzate negli strumenti misuratori dello spessore e anche in altri apparecchi analoghi, devono essere protette contro i rischi da deterioramento meccanico e dotate, per la parte non protetta, di un otturatore o schermo, che possa schermare efficacemente il fascio utile.

Gli apparecchi dovrebbero essere installati o schermati in maniera da assicurarsi che i livelli di radiazione siano tali da non portare a un superamento delle dosi limite sia per coloro che provvedono al montaggio ed alla manutenzione della sorgente, sia per i lavoratori addetti ad altri lavori (che per le dosi limite, di regola, vanno considerati come membri della comune popolazione).

Questi apparecchi debbono recare contrassegni ben visibili permanenti, in modo da segnalare al personale la presenza di sostanze radioattive e la necessità di evitare ogni inutile esposizione.

e) Irraggiamento industriale. Si utilizzano per lo più sorgenti di Co-60 e si possono perseguire diversi scopi:

- sterilizzazione biologica (batterica e virale), soprattutto di prodotti medicali da impiegare una sola volta (contenitori, fiale, aghi, siringhe, materiale di medicazione);
- conservazione di derrate alimentari (in Italia è ammesso l'irraggiamento di patate, cipolle e aglio), sia distruggendo o modificando il ciclo di sviluppo dei microorganismi, sia modificando o arrestando azioni biologiche, biochimiche ed enzimatiche nelle derrate stesse, consentendo una conservazione di breve o anche di lunga durata (di un anno e più);
- "stimolazione" di semi, tuberi, bulbi, ecc. al fine di ottenere una più alta germinazione ed anche una maggiore resistenza alle avversità;
- cambiamento delle strutture polimeriche e cristalline e quindi delle proprietà meccaniche di alcuni materiali (plastiche, legnami);
- cambiamenti di particolari strutture molecolari.

Il settore di maggiore diffusione a tutt'oggi in Italia è quello della sterilizzazione. Facendo assorbire al materiale una dose elevata (uguale o maggiore a 25 kGy (2,5 Mrad)) si distruggono i microorganismi presenti sui prodotti da sterilizzare. Tale metodo, rispetto a quelli convenzionali a caldo o a gas venefici, offre diversi vantaggi quali:

- sterilizzazione a freddo;
- sterilizzazione di prodotti già racchiusi nei loro involucri e imballati nei contenitori per la spedizione;

- operazioni in ambiente industriale senza particolari preoccupazioni di igiene;
- riduzione dei controlli microbiologici successivi;
- bassa incidenza dei costi di esercizio e delle manutenzioni, anche se il costo iniziale può risultare abbastanza alto;
- probabilità di incidenti inferiore a quella degli impianti convenzionali di sterilizzazione a caldo o a gas, anche se in caso di incidenti da radiazioni le conseguenze possono essere notevoli.

Per raggiungere la sterilizzazione in tempi brevi di esposizione dei prodotti alle radiazioni, occorre usare sorgenti di Cobalto o Cesio di altissima attività, da 10^5 a 10^{11} GBq (da qualche migliaio di Curie fino al milione o più). Ciò comporta la realizzazione di veri e propri impianti industriali che richiedono notevoli competenze di carattere sia convenzionale che nucleare nella progettazione e nella gestione. Infatti l'esposizione diretta di individui alle radiazioni provenienti da sorgenti di alta attività, anche per una durata di pochi secondi o minuti, comporterebbe il ricevimento di dosi pericolose o addirittura mortali. L'impianto di irradiazione deve dunque avere sicurezze tali da rendere praticamente impossibile questo tipo di incidente.

La maggior parte degli impianti sono schematicamente costituiti da una camera di irradiazione nella quale i prodotti da irradiare sono introdotti attraverso un labirinto. La sorgente radioattiva (costituita spesso da barre che formano una piastra liscia o un cilindro) è sistemata al centro di questa camera di irradiazione. Quando la sorgente non è utilizzata, essa deve trovarsi in condizioni di sicurezza realizzate facendo rientrare la stessa in un sistema costituito o da un pozzo a secco o da una piscina piena d'acqua. Le sicurezze principali consistono nell'asservire il sistema di rientro della sorgente al meccanismo di apertura che dà accesso al labirinto e

quindi alla camera di irraggiamento.

Attenzione deve essere data anche alla localizzazione di detti impianti sul territorio.

- f) Alcune altre applicazioni industriali e di vario genere sono ricordate nella tabella 3, onde fornire qualche indicazione sul tipo e la quantità di attività in gioco.

Tabella 3. Alcune applicazioni industriali di sorgenti sigillate

impiego	radiazione	nuclidi	attività (GBq)
parafulmini	alfa	Ra-226, Am-241	$10^{-2} - 10^{-1}$
rivelatori di fumo	alfa	Am-241	$10^{-4} - 10^{-3}$
scaric.elettr.statica	alfa	Am-241, Ra-226	$10^{-4} - 10^{-3}$
generatori isotopici	beta	Sr-90	$10^4 - 10^5$

1.2. Sorgenti non sigillate.

- a) Considerazioni generali di radioprotezione. Gli accorgimenti descritti per la protezione dall'irraggiamento esterno si applicano in gran parte anche alle sorgenti non sigillate. In aggiunta, per le sorgenti non sigillate occorre prendere in considerazione il rischio di contaminazione. Tutte le operazioni pertanto debbono essere eseguite in modo da contenere e limitare la dispersione delle sostanze radioattive.

Le precauzioni da prendere per manipolare le sorgenti non sigillate dipendono largamente dal grado di radiotossicità e dalle quantità di sostanze utilizzate. La radiotossicità di un nuclide radioattivo è la capacità di indurre effetti dannosi a causa delle radiazioni emesse, una volta che esso sia introdotto nell'organismo; essa è riferita alla unità di attività e alla via di introduzione per

inalazione. I laboratori sono di regola classificati in tre tipi a seconda della radiotossicità degli isotopi, delle quantità trattate e dello stato chimico e fisico degli stessi.

- Laboratori di Tipo A (Classe I). Sono specificamente realizzati per trattare notevoli quantità di materiali radioattivi. Per questa ragione particolari attenzioni vengono rivolte ai sistemi di contenimento e di ventilazione dei locali di lavorazione e dell'intero edificio, in modo da stabilire un regime di depressione maggiore man mano che si oltrepassano le barriere di contenimento, andando dall'esterno verso l'interno, dove cioè il rischio di contaminazione è più probabile.

In particolare, se le sostanze radioattive che vengono manipolate sono particolarmente radiotossiche oppure si trovano sotto forma di polveri o di soluzioni volatili, devono venire esercitati controlli della contaminazione radioattiva dell'aria che circola nei locali di lavoro, nonché dell'aria prima della sua espulsione nell'atmosfera, se necessario dopo filtrazione.

I laboratori devono essere dotati di locali attrezzati per il cambio degli abiti (spogliatoi freddi, dove sono depositati gli abiti civili e gli indumenti personali; spogliatoi caldi, dove sono indossati e depositati i camici e gli indumenti di lavoro) e dove possano essere effettuati controlli per l'accesso e per l'uscita al termine del lavoro. In questi locali devono essere installate permanentemente attrezzature per il controllo della contaminazione delle mani, degli abiti (monitori mani e piedi, ecc.) e per eventuali decontaminazioni corporee (docce, lavandini).

I laboratori devono essere dotati di un sistema di raccolta dei rifiuti liquidi attivi, di appositi contenitori per i rifiuti solidi radioattivi e di un eventuale sistema di filtri assoluti per gli effluenti gassosi.

- Laboratori di Tipo B (Classe II). Sono laboratori

radiochimici di alta qualità, anche se di progettazione convenzionale che possono trattare quantità medio-elevate di materiali radioattivi, nei quali è necessario osservare particolari attenzioni per il controllo della contaminazione. Nella costruzione, nell'arredamento e nella strumentazione deve essere evitato l'uso di materiali porosi e assorbenti, come legno o cemento non trattati.

Per permettere una facile pulizia e decontaminazione le superficie degli ambienti devono essere resistenti ai reagenti chimici, lisce, con angoli arrotondati e non assorbenti. Le pareti e soffitti devono normalmente essere pitturate con vernici epossidiche lavabili, resistenti ed impermeabili ed i pavimenti devono essere rivestiti con linoleum o con altro materiale facilmente decontaminabile.

Le superficie di lavoro vengono di solito coperte con fogli di materiale plastico sul quale, là dove il rischio di contaminazione è maggiore e frequente, viene posto materiale assorbente facilmente eliminabile e ricambiabile (carta bibula).

Non è richiesto un sistema speciale di ventilazione purchè il flusso forzato d'aria nelle cappe sia maggiore di quello di un normale laboratorio chimico, con portata compresa tra 3 e 6 metri cubi al minuto attraverso l'apertura della cappa, in condizioni di lavoro. Le cappe devono essere dotate di opportuni filtri di uscita.

Se i locali sono ad aria condizionata senza ricircolazione, non è normalmente necessario prevedere un sistema di filtraggio dell'aria in uscita: gli orifizi di emissione devono però essere disposti in modo che l'aria evacuata non possa venire nuovamente introdotta nel sistema di ventilazione. La eventuale necessità di filtrare l'aria evacuata dai locali di lavoro dipende dalla natura del lavoro, dalla posizione dell'orifizio di evacuazione in rapporto ai dintorni ed al danno potenziale che arrecherebbero le particelle che eventualmente si depositassero nelle vicinanze.

Anche per questi laboratori devono essere previste attrezzature per il cambio degli abiti e per il controllo della contaminazione delle mani, piedi e abiti, così come debbono essere disponibili lavabi e docce per eventuali contaminazioni corporali.

La suddivisione da altri laboratori può avvenire mediante semplice barriera fisica realizzata con barriera-ostacolo di 40 cm di altezza, affiancata da banco e sedile per indossare eventuali soprascarpe.

- Laboratori di Tipo C (Classe III). Sono costituiti da buoni laboratori di chimica convenzionale, che talora non sono stati costruiti per lavori con materiali radioattivi, ma che sono stati opportunamente adattati. Al limite, ogni locale con cappa ventilata può essere convertito in un laboratorio di questo tipo coprendo il pavimento con linoleum o con altro materiale facilmente decontaminabile, pitturando le pareti con vernici impermeabili e lavabili, e ricoprendo le superfici con materiale plastico facilmente eliminabile e ricambiabile.

Tabella 4. Classificazione dei laboratori e attività manipolabili

"classe" del laboratorio	attività manipolabili (mCi) radiotossicità			
	molto alta	alta	moderata	bassa
Tipo A	≥ 10	≥ 100	≥ 1000	≥ 10000
Tipo B	0,01-10	0,1-100	1-1000	10-10000
Tipo C	$\leq 0,01$	$\leq 0,1$	≤ 1	≤ 10

(1 mCi = 37 MBq)

Nella tabella 4 è riportata la classificazione dei laboratori secondo la IAEA. Sono indicate le attività manipolabili nelle tre classi di laboratori. Conviene far

notare che questa classificazione non tiene conto di livelli autorizzativi propri della regolamentazione italiana.

Nella tabella 5 sono raggruppati alcuni principali nuclidi radioattivi in funzione della loro radiotossicità.

Le attività che figurano nella tabella 4 hanno solo titolo indicativo e possono essere modificate a seconda dei tipi di operazione. La stessa AIEA introduce i fattori di correzione sulle attività manipolabili, specificando che occorre tener conto delle circostanze proprie a ciascun caso concreto (tabella 6).

Per prevenire contaminazioni di lieve entità o perdita di materiale radioattivo è buona norma usare fogli di carta bibula per coprire le superficie di lavoro.

Tabella 5. Gruppi di radiotossicità dei radionuclidi (selezione)

Gruppo 1 molto elevata	Gruppo 2 elevata	Gruppo 3 moderata	Gruppo 4 bassa
Pb-210	Mn-54	C-14	H-3
Po-210	Co-60	Na-24	Kr-85
Ra-226	Sr-89	P-32	Rb-87
Ra-228	Sr-90	A-41	Tc-99m
Pu-238	Ru-106	Cr-51	I-129
Pu-239	I-131	Mn-56	Xe-133
Pu-240	Cs-137	Fe-59	Th nat.
Pu-241		Co-58	U nat.
Am-241		Cu-64	
		Zn-65	
		Xe-135	
		Au-198	

Nelle zone ove le particolari lavorazioni possono dare

luogo a contaminazione dell'aria e/o superficiale, deve essere sempre mantenuta una rigorosa pulizia personale. Ciò significa che in tali zone ogni persona deve proteggere con indumenti (guanti, visiere) la pelle o le parti del corpo che più facilmente possono venire a contatto con materiali radioattivi e controllarle mediante appositi strumenti, alla fine di ciascun periodo di lavoro.

Tabella 6. Fattori di correzione sulle attività manipolabili in laboratorio, a seconda del tipo di operazione

operazione	fattore
immagazzinamento in contenitori chiusi (soluzioni madri)	x 100
operazioni chimiche molto semplici per via umida	x 10
abituali operazioni chimiche	x 1
operazioni complesse per via umida con rischio di versamento	x 0,1
operazioni semplici per via secca	x 0,1
operazioni polverose per via secca	x 0,01

Allo scopo di evitare l'ingestione e l'inalazione di sostanze radioattive, è bene tener presente le seguenti precauzioni.

- Indossare guanti di gomma tutte le volte che si lavori con materiale sospetto di essere contaminato.
- Togliere i guanti di gomma senza contaminare la parte interna dei guanti stessi.
- Evitare l'uso di oggetti affilati e agire con attenzione con la vetreria e specie con la vetreria rotta.

- Evitare di pipettare soluzioni con la bocca.
- Evitare la saldatura di oggetti contaminati tranne nei casi in cui la operazione avvenga in luoghi adatti, particolarmente ventilati e con l'uso di appropriate apparecchiature per la respirazione (maschere antipolvere, antigas, a respirazione autonoma, ecc.).
- Considerare pinze, telepinze e ogni altro attrezzo usato in zone ove esiste il rischio di contaminazione dell'aria e/o superficiale come oggetti contaminati e non usarli in altre zone senza un opportuno controllo.
- Proibire l'uso di frigoriferi che normalmente contengono campioni radioattivi per conservare prodotti alimentari e viceversa.
- Evitare l'introduzione in locali con contaminazione di effetti personali come borsette, pettini, cosmetici, ecc.
- Usare fazzoletti di carta da gettar via in luogo di quelli personali di cotone.
- Evitare di toccare telefoni, libri, riviste, ecc., con le mani mentre si indossano guanti contaminati.
- Proibire di gettare i rifiuti attivi in recipienti di raccolta che non siano quelli appositamente indicati per tali rifiuti.

Si fa distinzione tra contaminazione delle superficie fissa (cioè non asportabile mediante strofinamento con un pezzo di carta bibula) e contaminazione rimovibile (che è asportabile). La prova o prelievo di strofinamento (smear test) consente la raccolta e misura su carta bibula dell'attività rimovibile d'un'area campione e la conseguente stima della densità areale di attività (Bq/cm²). Nei vari ambienti di lavoro devono esser fissati i valori massimi di contaminazione fissa e rimovibile da rispettare, in funzione delle caratteristiche delle lavorazioni, delle decontaminazioni previste e possibili, della ventilazione, eccetera. Per dare alcuni esempi, la tabella 7 riporta i valori massimi di contaminazione rimovibile consentiti in

zone controllate di laboratori dello ENEA.

Tabella 7. Livelli massimi di contaminazione di superficie, del tipo rimovibile, in area controllata

tipo di superficie	microcurie/cm ²	
	emettitori alfa	emettitori beta
superficie varie (1)	10 ⁻⁵	10 ⁻⁴
indumenti protettivi (1)	} 10 ⁻⁶	} 5.10 ⁻⁵
indumenti personali (2)		
cuti (2)	} 10 ⁻⁴	} 2.10 ⁻³
mani (3)		

(1 $\mu\text{Ci} = 37 \text{ kBq}$)

(1) media su 300 cm² (1000 cm² se pareti o pavimenti)

(2) media su 100 cm²

(3) media sull'area d'una mano (circa 300 cm²)

I valori della tabella divisi per 10 possono valere per zone sorvegliate.

b) Proprietà delle radiazioni sfruttate negli impieghi di sorgenti non sigillate. Le proprietà delle radiazioni maggiormente sfruttate negli impieghi di radioisotopi sotto forma di sorgenti non sigillate sono le seguenti.

- Induzione di luminescenza: si sfrutta la proprietà di emissione di luce da parte di composti che divengono luminescenti sotto l'azione delle radiazioni nucleari.
- Ionizzazione dei gas: si sfrutta il potere ionizzante delle radiazioni (tubi elettronici a ionizzazione permanente, gas cromatografi, ecc.)
- Caratteristiche traccianti: un tracciante è una sostanza che aggiunta in piccole quantità ad un'altra permette di studiare lo svolgimento di processi chimici o fisici nei quali quest'ultima è coinvolta, attraverso la sua misura. I radioisotopi sono eccellenti traccianti per l'identità di comportamento con l'elemento di appartenenza, permettono di costruire molecole "marcate" che funzionano da

tracciante in processi chimici, biochimici e biologici, permettono di "marcare" sabbie e sedimenti e di seguirne il destino sotto l'azione degli agenti fisici, ecc.

- c) Fabbricazione di composti luminescenti. Al fine di rendere leggibili, anche nell'oscurità, particolari strumenti o quadranti si ricorre all'uso di composti (per esempio ZnS) che sono luminescenti per aggiunta di radioisotopi. Sono usati il Trizio (emettitore beta, radiotossicità debole) e il Promezio-147 (emettitore beta, radiotossicità moderata); un tempo era usato il Radio-226 (emettitore alfa, beta, gamma (discendenti), radiotossicità molto elevata). Tali composti luminescenti vengono posti sulle parti degli strumenti che devono essere rese visibili.

Dal punto di vista protezionistico è bene ricordare le seguenti precauzioni.

- L'applicazione dei composti luminescenti, soprattutto se eseguita a secco, il riempimento dei capillari luminescenti, il travasamento debbono essere eseguiti in scatole a guanti o in altri dispositivi a chiusura ermetica.
- Gli oggetti ricoperti con composti luminescenti, in corso di essiccamento o finiti, non devono essere mantenuti in sosta sui banchi di lavoro ma sistemati in un magazzino che assicuri una adeguata protezione.
- Il forno o recipiente usato per l'essiccamento dei composti luminescenti dovrebbe trovarsi lontano da posti di lavoro, e comunque tenuto separato e dotato di un efficace sistema di ventilazione che assicuri l'evacuazione dell'aria all'esterno - dopo filtrazione - allo scopo di evitare che i gas o i vapori provenienti dal forno o dal recipiente possano contaminare l'atmosfera dei locali di lavoro.
- I recipienti destinati a contenere i composti luminescenti vanno costruiti in modo da limitare l'esposizione alla radiazione beta o gamma e impedire la contaminazione delle mani.

- Le macchine che servono all'applicazione di composti luminescenti dovrebbero essere costruite in modo da assicurare una adeguata protezione.
- I residui radioattivi solidi provenienti dall'applicazione di composti luminescenti vanno raccolti e trattati adeguatamente.

d) Scaricatori di tensione. Per la protezione degli impianti di telecomunicazioni contro eventuali sovratensioni si impiegano scaricatori di tensione in gas rarefatto. Per la ionizzazione del gas degli scaricatori, al fine di provocare l'innesco della scarica di drenaggio delle sovratensioni entro il microsecondo (e ciò senza l'azione del processo elettrico) si pone nello scaricatore un isotopo radioattivo, quale ad esempio il Promezio-147.

L'attività del Promezio utilizzata per ogni scaricatore varia da 200 a 700 kBq (da circa 6 a 9 microcurie) a seconda del volume dello scaricatore, in relazione cioè della sua portata di corrente.

Le operazioni inerenti la fabbricazione degli scaricatori sono:

- deposizione della soluzione attiva nella parte interna degli scaricatori mediante apposita pipetta;
- evaporazione del diluente (acqua distillata) in forno sotto aspirazione;
- arroventamento degli involucri degli scaricatori;
- chiusura degli scaricatori.

e) Esperimenti con traccianti. Abbastanza vasto è l'uso di sostanze radioattive usate come traccianti nella ricerca scientifica. Di regola le attività non sono elevate e la sperimentazione può essere eseguita in laboratori di tipo B o C.

E' bene tener presenti le seguenti precauzioni se si

usano animali di laboratorio.

- Le gabbie ed i locali devono essere costruite in modo da evitare che gli escrementi fuoriescano, con rischio di contaminazione.
- Gli escrementi, le parti del corpo provenienti da biopsie, le carcasse degli animali, debbono essere considerati come rifiuti radioattivi. Occorre prendere misure contro i rischi eventuali di contaminazione provenienti da decomposizione, mediante il congelamento, l'uso di disinfettanti, l'impiego di involucri sigillati in materia plastica, ecc.
- Occorre adottare disposizioni opportune per la pulizia e la decontaminazione delle gabbie.
- Le gabbie dovrebbero essere distinte con etichette o cartelli indicanti la natura e la quantità di radioisotopi utilizzati, nonché il tempo in cui sono stati somministrati.
- Tra laboratori "attivi" e laboratori "non attivi" non deve essere autorizzato lo scambio non controllato di animali, strumenti, gabbie, ecc.
- Dovrebbero prendersi precauzioni opportune per prevenire la contaminazione delle ferite causate dagli animali; nonché la contaminazione dovuta ad aerosol radioattivi o a spruzzi di liquido prodotti dai movimenti degli animali, ecc. Si dovrà tenere conto della presenza di parassiti, che possono costituire un veicolo di contaminazione.

2. Le applicazioni mediche

Analogamente a quanto visto a proposito delle applicazioni industriali e di ricerca dei radioisotopi, anche per le applicazioni mediche è opportuno distinguere, ai fini della protezione dalle radiazioni, tra sorgenti sigillate e sorgenti non sigillate, per il legame che esiste con la preminente forma di rischio (rispettivamente irraggiamento esterno e

contaminazione interna).

Le considerazioni di carattere generale svolte per le applicazioni industriali e di ricerca scientifica valgono nel complesso anche per le applicazioni mediche. Descriveremo brevemente alcuni degli usi medici più comuni, effettuando talune considerazioni di protezione specifiche per tali impieghi.

2.1. Sorgenti sigillate. Le applicazioni mediche riguardano soprattutto l'impiego terapeutico, specie in campo tumorale.

a) Sorgenti intense per installazioni di teleterapia. Si tratta delle cosiddette "bombe" al Cobalto e al Cesio. Le sorgenti, costituite da barrette o pasticche di Co-60 o Cs-137 con attività dell'ordine di molte centinaia o qualche migliaio di Ci, contenute entro apposite "testate schermanti" (di piombo o di uranio impoverito dell'isotopo 235) sono tali che in genere, sulla superficie esterna, sono rilevabili ratei di esposizione dell'ordine di qualche mR/ora.

Con comando elettromeccanico o elettropneumatico si aziona l'apertura di un otturatore o lo spostamento della sorgente, in modo che si possano ottenere all'esterno intensità da qualche centinaio a qualche migliaio di roentgen/ora a circa un metro di distanza. Le testate sono collegate ad opportuni dispositivi cinematici che ne consentono il movimento.

Le elevate intensità di irraggiamento sono necessarie per raggiungere in pochi minuti di applicazione le dosi abituali per un efficace trattamento terapeutico. E' manifesta la necessità di impiegare tali apparecchi all'interno di locali appositamente costruiti, che garantiscano in condizioni di funzionamento una sufficiente protezione contro le radiazioni dirette e diffuse per tutte le persone che si trovano all'esterno di tali locali. Essi dovranno pertanto avere pareti, soffitti e pavimenti schermanti in calcestruzzo (bunkers), il cui spessore

risulta per lo più essere tra 50 e 200 cm, a seconda dell'attività della sorgente, del possibile orientamento del fascio primario, dei tempi di permanenza, ecc. Le porte, oltre ad avere la necessaria capacità schermante, dovranno anche essere provviste di opportuno dispositivo di interblocco tale che l'apparecchio non possa entrare in funzione se le porte non sono perfettamente chiuse.

Il tavolo di comando è situato fuori del locale e l'operatore potrà avere garantita l'osservazione del paziente sottoposto al trattamento attraverso o una finestra schermata con un adeguato spessore di vetro al piombo o con un complesso televisivo a circuito chiuso.

La sorgente viene posta in posizione di irraggiamento dopo che gli operatori sono usciti dal locale ove essa è installata. Occorre predisporre efficaci sistemi di arresto o di allarme (con ritorno immediato della sorgente in posizione di non irraggiamento) che agiscano allorché avvenga l'accesso imprevisto accidentale al locale durante l'irradiazione. Una volta interrotto il funzionamento, il ripristino non dovrebbe avvenire in maniera automatica, ma solo agendo manualmente sul quadro di comando. E' di regola richiesto di predisporre segnali luminosi o sonori, internamente ed esternamente al locale e nelle vicinanze delle installazioni, in modo da poter avvertire il personale che l'irradiazione è in corso.

Un rivelatore di radiazioni posto in opportuna posizione entro il locale di irraggiamento dà un segnale d'allarme quando l'intensità della radiazione superi i livelli consentiti per l'ingresso degli operatori nel locale. Questo superamento si può avere se la sorgente, al termine dell'irraggiamento, non si trova in posizione di sicurezza a causa di un malfunzionamento.

Si dovrà inoltre preparare un piano di intervento per gli operatori nel caso di incidente - seppure raro - dovuto, ad esempio, al bloccarsi della sorgente in posizione di irraggiamento.

Per quanto riguarda gli apparecchi con sorgente di Cesio-137, si dovrà anche prevedere un controllo di contaminazione superficiale dell'apparecchiatura, che può verificarsi a seguito di minime perdite di sostanza radioattiva.

- b) Sorgenti per terapia interstiziale ed endocavitaria. I radioisotopi più comunemente usati sono Ra-226, Co-60, Cs-137, Ir-192, sotto forma di pastiglie, aghi, fili, sempre sigillati, che vengono infissi o collocati su organi di pazienti.

Per il loro impiego risultano necessari:

- cassaforte schermata per deposito,
- locale di preparazione,
- locale di degenza per i pazienti.

La cassaforte schermata ha pareti con spessore di diversi cm di Pb, per ridurre le intensità di esposizione a valori accettabili. E' opportuno che la cassaforte sia situata nello stesso locale ove avviene l'infissione al fine di ridurre al minimo le distanze di trasporto delle sorgenti.

Un locale apposito, il cui accesso deve essere riservato soltanto al personale autorizzato, deve essere predisposto per la preparazione degli apparecchi e degli applicatori. Le operazioni in esso condotte non devono comportare rischi di esposizione alle radiazioni per le persone che si trovino nei locali attigui o nei locali al di sopra o al di sotto di esso. Per le sorgenti introdotte e rimosse da ogni applicatore è necessario tenere una sorta di contabilità e che siano registrati i movimenti di uscita e di ritorno in cassaforte.

Relativamente alla manipolazione degli apparecchi e degli applicatori si devono prevedere particolari attrezzi, quali pinze, contenitori, banchi da manipolazione schermati, ecc. al fine di ridurre l'esposizione del personale. Importante è l'abilità manuale per la riduzione dei tempi di operazione e per la precisione nell'uso delle pinze:

esperienza che può esser acquisita con l'effettuazione di prove "in bianco" con pastiglie, aghi, fili, ecc. non attivi.

Per la degenza dei pazienti portatori delle sorgenti in questione si dovranno utilizzare appositi locali con letti comuni distanziati tra di loro, oppure in certi casi con letti schermati con pareti di alcuni cm di piombo (che presentano inconvenienti di peso e non sono graditi ai pazienti). Per tali locali dovranno prevedersi alcune limitazioni relative all'accesso e ai tempi di permanenza, al fine di ridurre le dosi al personale sanitario e alle persone non sottoposte a controllo (visitatori) in seguito alla vicinanza con i pazienti portatori di preparati radioattivi.

Un problema che riveste particolare importanza per il Ra-226 è la possibile perdita della tenuta dell'involucro di contenimento (perdita della sigillatura); si dovrà perciò procedere periodicamente ad un controllo in tal senso, verificando che la sorgente sigillata non presenta contaminazione radioattiva alla superficie esterna.

E' opportuno accennare alle tecniche cosiddette di after-loading, utilizzabili per le terapie endocavitare, che riducono notevolmente i rischi connessi con la manipolazione delle sorgenti. Esse sono caratterizzate dal fatto che le sorgenti, collocate in appositi contenitori schermati, vengono spinte con opportuni sistemi elettropneumatici attraverso un cavo flessibile fino all'applicatore, previamente collocato nell'organo del paziente da sottoporre a trattamento radiante. Trascorso il tempo prefissato di trattamento, oppure quando si debba accudire al paziente a distanza ravvicinata e per tempi non brevi, le sorgenti vengono ritrasferite nell'apposito contenitore.

2.2. Sorgenti non sigillate. Le applicazioni mediche di sorgenti non sigillate riguardano la diagnostica e la terapia, ma è soprattutto in diagnostica che esse hanno avuto un vastissimo impiego.

L'impiego di una molecola "marcata" con un atomo

radioattivo è basato essenzialmente sull'esistenza di un'affinità delle molecole verso particolari tessuti ed organi dei quali si intende investigare aspetti della funzionalità oppure della conformazione (diagnostica), o sui quali si intende realizzare un effetto biologico da radiazioni (terapia). La sostanza marcata deve presentarsi in uno stato facilmente somministrabile (soluzione da bere o iniettabile).

I radionuclidi, soprattutto nel caso delle indagini diagnostiche, devono avere un tempo di dimezzamento fisico sufficientemente breve onde consentire la rapida scomparsa, evitando un irraggiamento superfluo dell'organismo e dei suoi tessuti; devono essere emettitori gamma con energia sufficiente da permettere una buona rivelazione; e devono presentare purezza radiochimica elevata, che riduca al massimo la presenza di altri radionuclidi e di irraggiamenti non voluti.

Le misure di protezione dalle radiazioni sono diverse a seconda che si tratti di un impiego terapeutico o di una analisi diagnostica. Nel primo caso infatti le attività in gioco sono rilevanti (dell'ordine delle decine di millicurie) mentre nel secondo caso le attività sono molto più piccole, in certi casi dell'ordine dei microcurie.

a) Impiego diagnostico. Alcuni radionuclidi impiegati in diagnostica medica in vivo sono mostrati nella tabella 8. Tra questi ha larghissimo impiego, al presente, il Tc-99m discendente del Mo-99 (vedi capitolo sulla irradiazione interna del corpo umano e vedi tabella 8).

Per il suo $T_{1/2}^{fis}$, il Mo-99 si presta a preparazione, spedizione e trasporto; il Tc-99m, suo discendente radioattivo con tempo di dimezzamento più breve, dà dosi ridotte ai pazienti ai quali viene somministrato. La separazione chimica tra Mo-99 e Tc-99m si effettua con facilità sui luoghi di utilizzazione mediante appositi apparecchi.

Alcune operazioni con rischio lavorativo sono le seguenti:

- prelievo di aliquote da soluzioni già pronte,

- diluizione di soluzioni concentrate,
- eluizione da colonna di resine a scambio ionico (Mo-99 → Tc-99m),
- preparazione di Tc-99m colloidale,
- marcatura delle emazie per scintigrafia.

E' evidente che quanto più le operazioni sono complesse tanto più cresce la necessità di adottare modalità di lavoro, apparecchiature e strumenti che garantiscano la protezione del personale. La stessa quantità di un radionuclide richiede differenti garanzie a seconda che venga manipolata in soluzione o in polvere; a caldo o a freddo, in flacone chiuso o in becker e così via.

Tabella 8. Alcuni radionuclidi impiegati in diagnostica

nuclide	decadimento	T 1/2	energia raggi γ	radiotossicità
Cr-51	EC	28 g	0,3	moderata
Ga-67	EC	78 h	0,1-0,4	moderata
Se-75	EC	121 g	0,1-0,4	moderata
Mo-99	β	67 h	0,1-0,8	moderata
Tc-99m	IT	6 h	0,14	moderata
I-125	EC	60 g	0,04	elevata
I-131	β	8 g	0,3-0,7	elevata
Hg-197	EC	65 h	0,1-0,2	moderata

EC, cattura elettronica

IT, transizione isomerica

Ove si proceda alla sintesi di molecole marcate con processi di evaporazione, concentrazione, essiccamento, soluzione, travasi a caldo di soluzioni volatili o estrazioni, attività anche molto piccole - che in altri casi non destano preoccupazioni - debbano essere trattate in opportune cappe ventilate o in glove-boxes, in locali adeguatamente attrezzati.

Dopo essere stata preparata nel laboratorio radiochimico la "dose" (in senso farmacologico) viene somministrata al paziente (per via orale, per via endovenosa) in un

locale riservato a questo scopo o direttamente nel locale di misura in quei casi in cui si debba procedere ai conteggi immediatamente dopo la somministrazione.

La scansione (scanning) dell'attività del radionuclide in un organo o nel corpo intero fornisce un quadro della distribuzione della sostanza marcata nei tessuti del paziente cui questa è stata somministrata a scopo diagnostico. La distribuzione del radionuclide viene registrata su un foglio in cui la maggiore densità dei segnali e/o una differenziazione di colori indicano la zona di maggiore concentrazione.

Uno strumento che permette di eseguire le misure in tempi brevi (circa 10 min.) è la gamma camera; il rivelatore in questo caso è costituito da un cristallo di grandi dimensioni (ad esempio NaI attivato con tallio, 11" x 1/2") o da un insieme di cristalli di dimensioni ridotte (2" x 3/8"). Il rivelatore "vede" in tal modo l'intera zona di interesse e la registrazione della distribuzione dell'attività nei diversi punti è fatta simultaneamente. L'immagine compare sul quadrante di un oscilloscopio e può pertanto essere fotografata; collegando alla gamma camera un analizzatore di impulsi multicanale è possibile inoltre memorizzare la misura e osservare successivamente le immagini registrate sull'oscilloscopio del multicanale stesso.

Per una corretta impostazione dei problemi concernenti la radioprotezione occorre suddividere un reparto di medicina nucleare in locali, o parti di locali più ampi, ove effettuare le seguenti operazioni:

- attesa dei pazienti prima della somministrazione dei radioisotopi;
- visita dei pazienti prima della somministrazione dei radioisotopi;
- somministrazione delle dosi ai pazienti;
- attesa dei pazienti dopo la somministrazione delle dosi;
- misura della attività;
- conservazione dei radionuclidi prima dell'utilizzazione;

- preparazione delle sostanze marcate;
- preparazione delle "dosi";
- analisi "in vitro";
- trattamento e deposito dei rifiuti radioattivi;
- controllo radiometrico del personale;
- decontaminazione del personale;
- lavaggio di materiale contaminato (lavanderia).

La suddivisione va effettuata al fine di meglio delimitare le aree controllate raccogliendole intorno a quella che costituisce il laboratorio caldo del reparto. In esso troveranno sede tutte quelle attività che comportano la manipolazione di radioisotopi e il prelievo dai contenitori di deposito che presentano i valori più elevati di attività. Immediatamente adiacente sarà disposto il locale di preparazione delle dosi e quindi quello di somministrazione ai pazienti.

La necessità di disporre i locali in tal guisa è dettata da considerazioni tendenti a ridurre qualsiasi rischio da irraggiamento e contaminazione. Occorre pertanto studiare e realizzare una razionalizzazione dei percorsi dei malati, delle sostanze radioattive, degli operatori sanitari (logica dei percorsi). E' evidente come l'aumento della distanza tra il locale di preparazione e quello di somministrazione delle dosi va di pari passo con l'aumento del rischio di cui sopra. Sulla base di analoghe considerazioni deriva la necessità di suddividere le sale di attesa dei pazienti prima della somministrazione e prima della misura. E' infatti sconsigliabile raccogliere in un'unica sala pazienti in attesa, accompagnatori tra cui spesso bambini, ed individui portatori di radioisotopi.

- b) Impiego terapeutico. Nell'impiego terapeutico di radioisotopi in forma non sigillata, oltre a quanto già detto a proposito dell'impiego diagnostico soprattutto per quanto concerne il laboratorio per preparare gli isotopi e la sala di trattamento, occorre dare particolare importanza al reparto destinato alla attesa o alla degenza dei malati che sono stati trattati. Mentre infatti nel caso della diagnostica il paziente, dopo la somministrazione del radioisotopo-

po e a misura effettuata, viene di regola rinviato al reparto di provenienza (se degente in ospedale) oppure ritorna alla propria abitazione, essendo deboli i rischi di contaminazione e di irraggiamento per le persone circostanti, nel caso di terapia le quantità di radioisotopi somministrate pongono problemi più complessi.

Il reparto o locale di degenza dovrebbe essere separato da altri reparti e locali dell'ospedale e considerato zona controllata. Il malato trattato con radioisotopi deve essere considerato come una sorgente di radiazioni e di contaminazione, dalla quale può essere necessario proteggere tanto il personale quanto gli altri malati. Il personale di servizio presso i malati deve ricevere istruzioni opportune.

Gli strumenti, i recipienti, la biancheria ecc., devono essere considerati come contaminati, sottoposti a rilevamenti ed. eventualmente eseguito un trattamento di decontaminazione.

Gli escreti dei malati (feci, urine, vomito) devono essere considerati come rifiuti radioattivi.

I rischi connessi con la terapia sono infatti:

- Rischi di contaminazione dovuti alle sostanze escrete dal paziente (urine, feci, sudore, vomito, ecc.). Nel caso di somministrazione di 100 mCi di I-131, ad esempio, vengono escreti con le urine entro le prime 24 ore parecchie decine di mCi (30-80% della dose somministrata); il rischio di contaminazione interessa quindi la biancheria, i recipienti di raccolta degli escreti e gli oggetti che vengono in contatto con il paziente.

- Rischi di irraggiamento esterno. Il rateo di esposizione non è trascurabile se si considera per esempio che ad un metro di distanza da un paziente trattato con 100 mCi di Au-198 esso è pari a circa 0,2 mSv/h.

Negli impianti più recenti i reparti di degenza sono

dotati di camere a letto singolo o di camere a letti distanziati di circa 2 metri, i servizi igienici sono dotati di una rete di scarico dei rifiuti biologici collegata ad impianti di raccolta (vasche) e di controllo della radioattività, prima dell'immissione nella fognatura urbana. E' ovvio che anche in virtù delle possibili contaminazioni sopra discusse tutta l'area in questione sarà realizzata con quegli accorgimenti atti a garantire la radioprotezione del paziente e del personale addetto all'assistenza.

APPLICAZIONI DELLE MACCHINE RADIOGENE

1. Le applicazioni industriali e di ricerca

Col termine macchina radiogena si suole indicare ogni apparecchiatura elettrica che può emettere radiazioni ionizzanti. Occorre effettuare subito una distinzione: macchine il cui scopo è quello di generare radiazioni ionizzanti e macchine o strumenti il cui scopo non è la produzione di radiazioni ionizzanti, ma tali che, nel funzionamento, emettono radiazioni ionizzanti non desiderate (e che vengono comunemente chiamate con vari nomi: radiazioni di fuga, di disturbo, spurie).

Quest'ultima categoria di macchine comprende tubi elettronici, valvole di potenza (klystrons, magnetrons, ecc.), microscopi elettronici, strumenti per televisione (cinescopi, telecinema, ecc.) altre macchine o strumenti che emettono radiazioni X per il fatto che in esse vengono accelerati elettroni mediante l'applicazione di tensioni di lavoro dell'ordine delle decine di kV. Si tratta di una vasta categoria di apparecchiature che comportano un rischio di esposizione a radiazioni di debole energia (raggi X molli), particolarmente temibile in quanto non sempre le persone che vi lavorano ne sono consapevoli.

Rischi di esposizione a raggi X di debole energia esistono anche con macchine radiogene appositamente costruite per generare radiazioni molli, quali ad esempio gli apparecchi per diffrattometria che impiegano tubi con tensione dell'ordine dei 50 kV e corrente 20 mA, o tubi a raggi X con tensioni applicate inferiori a 60-80 kV. Questi apparecchi emettono radiazioni X con distribuzione spettrale costituita da due componenti: una continua (radiazione di frenamento, o Bremsstrahlung), e una discreta (righe caratteristiche del materiale costituente l'anticatodo). Lo spettro di energie delle radiazioni X utilizzate dipende dalla tensione applicata al tubo, dal materiale costituente l'anticatodo e dalla filtrazione del fascio.

L'industria produce una grande varietà di tubi a raggi X, con tensioni applicate da 80 a 400 kV e oltre, impiegati sia in medicina (diagnostica e terapia) che nell'industria o nella ricerca.

Tra le macchine radiogene occorre infine annoverare le macchine acceleratrici di particelle (betatroni, acceleratori lineari, ciclotroni, acceleratori di particelle cariche).

1.1. Macchine radiogene di radiazioni molli. Si tratta di apparecchi funzionanti con differenze di potenziale fino a qualche decina di kV. Nella interazione dei raggi X "molli" con la materia il fenomeno predominante è l'effetto fotoelettrico. La sezione d'urto fotoelettrica, e quindi il coefficiente d'assorbimento di massa, è all'incirca proporzionale alla quarta potenza del numero atomico Z del materiale irradiato e inversamente proporzionale alla terza potenza dell'energia dei fotoni.

Spesso gli apparecchi generatori di raggi X a maggiore lunghezza d'onda hanno la finestra d'uscita delle radiazioni in berillio. In virtù del basso numero atomico ($Z=4$) e quindi del basso potere filtrante (1 mm di berillio equivale a 0,04 mm di alluminio, per radiazioni molli), questo metallo lascia passare, rendendone possibile l'utilizzazione, anche le radiazioni generate da tubi cui è applicata una tensione infe-

riore a 40-50 kV (che sarebbero largamente assorbite dalla finestra d'uscita in vetro dei comuni tubi radiogeni).

Per tensioni inferiori a 10 kV si usano tubi privi di finestra, per evitare qualsiasi assorbimento; si ricordi che per raggi X di bassissima energia (< 20 kV) l'assorbimento in aria diventa importante ed occorre tenerne conto.

A causa del debole potere di penetrazione nei tessuti si ottengono rapidissime cadute della dose in profondità, con notevole assorbimento dell'energia a livello degli strati cutanei. Una radiazione X con spessore emivalente di 0,2 mm Al (10 kV filtrati con 1 mm di Al) e distanza focale di 20 cm, è ridotta a circa il 20% ad 1 cm di profondità. Per essa la pelle e il cristallino degli occhi sono da considerare come organi critici.

Con le radiazioni X di debole energia, i dosimetri personali (che debbono essere di tipo particolare senza schermature apprezzabili) possono dare risultati ingannevoli in considerazione della disuniformità del campo di radiazioni e della direzionalità dei fasci di radiazioni da rilevare. Buone garanzie sono date da frequenti controlli dell'apparecchio, sia mediante strumenti di misura sensibili ai raggi X di bassa energia sia mediante l'impiego di pellicole sensibili opportunamente situate sull'apparecchio.

1.2. Apparecchiature varie emittenti radiazioni parassite. I rischi di esposizione sono talvolta difficilmente riconosciuti e valutati. La radiazione parassita proviene essenzialmente da difetti di progettazione o di costruzione, da imperfezioni nella schermatura oppure da uso improprio della apparecchiatura. Occorre eseguire periodicamente verifiche sulla bontà delle schermature e, nel caso si individuino "perdite", provvedere tenendo presente che bastano pochi millimetri di alluminio o pochi decimi di millimetro di piombo per assorbire completamente la radiazione molle.

Considerazioni diverse devono invece essere fatte nel caso della manutenzione delle apparecchiature, per la quale è

necessario rimuovere le schermature ed operare con la tensione applicata. Occorre quindi condurre un attento monitoraggio della radiazione con apparecchi appropriati.

1.3. Apparecchiature per diffrazione X. Possibili situazioni di rischio da irradiazione nell'uso di apparecchiature per diffrazione (che operano a qualche decina di kV) sono le seguenti:

- l'irradiazione da parte del fascio primario di raggi X, quando viene aperta la finestra del tubo a raggi X ed il diffrattometro non è allineato;
- la diffusione del fascio primario di raggi X attraverso l'intercapedine tra la finestra del tubo a raggi X ed il diffrattometro accoppiato al tubo;
- la perdita di radiazioni attraverso fessure, pareti o altre parti meccaniche dell'apparecchio di diffrazione;
- l'irradiazione da parte di raggi X provenienti dalle valvole raddrizzatrici dei generatori ad alta tensione.

Quando il tubo a raggi X viene eccitato e viene aperta la finestra per la fuoriuscita dei raggi mentre l'apparato per la diffrazione non è allineato, il rischio dovuto al fascio primario è estremamente grave, anche perché il rateo d'esposizione è sovente elevatissimo (10^5 R/min e oltre).

Il fascio primario uscente dal tubo dovrebbe essere limitato in modo che la sua sezione trasversale sia pari a quella necessaria per l'uso. Il procedimento di aggiustare l'apparato per diffrazione alla finestra del tubo presenta un rischio elevato per l'operatore: l'uso dei raggi X pertanto dovrebbe avvenire solo nello stadio finale dell'allineamento.

Gli schermi fluorescenti usati per la visualizzazione dei raggi dovrebbero essere montati su supporti di una certa lunghezza per evitare l'inserzione accidentale delle dita delle mani nel fascio.

E' anche opportuno sistemare l'apparecchiatura per

diffrazione in un locale separato, dove non sia presente personale occupato in altre mansioni, con opportuna segnaletica all'ingresso e sull'apparecchio, e con segnalazione luminosa quando l'apparecchio è in funzione.

Di norma non è necessario stabilire zone controllate, una volta assicurata la bontà delle schermature, e purché il controllo venga ripetuto con periodicità. E' opportuno porre sulle schermature etichette visibili in modo da rendere edotto chi non fosse a conoscenza del pericolo cui andrebbe incontro nel togliere le schermature. Ciò vale in particolare per coloro che sono addetti alle riparazioni e manutenzioni. Dette operazioni dovrebbero essere fatte solo se il personale dispone di strumenti di misura per la esposizione a raggi X molli.

1.4. Radiografia e fluoroscopia. La maggior parte delle applicazioni industriali dei raggi X riguardano la radiografia e la fluoroscopia di componenti meccaniche (con tensioni applicate al tubo fino a qualche centinaio di kV). Al riguardo occorre distinguere la radiografia in luoghi fissi e la radiografia mobile, molto simile alla gammagrafia con radioisotopi.

Nel primo caso una buona radioprotezione può essere assicurata operando in un bunker adeguatamente schermato, con particolare riguardo anche ai soffitti ed ai pavimenti. Il bunker sarà fornito di segnaletica, di interblocco (interlock, dispositivo di sicurezza che interrompe automaticamente l'emissione di radiazioni nel caso di ingresso di una persona nel bunker), di manipolatori a distanza se necessario, ecc.

Di frequente si ha necessità di radiografare pezzi e componenti meccaniche fuori del bunker, in luoghi dove lavorano altre persone. In questo caso è necessario operare fuori dell'abituale orario di lavoro, quando non vi sono altri lavoratori nell'intorno. Se ciò non potesse essere fatto, occorrerà fare attenzione ad indirizzare il fascio primario preferibilmente verso terra, adottare segnali acustici e visivi, delimitare zone di esclusione, eseguire misure di

livelli di esposizione nelle zone occupate da altre persone, porre se necessario, opportuni schermi protettivi mobili.

Attenzione dovrà essere posta sia alla limitazione delle radiazioni diffuse, diaframmando il fascio primario in modo che abbia le dimensioni minime possibili compatibili con le operazioni che occorre eseguire, sia alla soppressione di radiazioni parassite.

2. Le applicazioni mediche

I raggi X vengono largamente usati in medicina sia per la diagnosi che per la terapia. L'impiego diagnostico riguarda quasi tutti i settori della medicina; le applicazioni terapeutiche riguardano il trattamento di particolari forme tumorali sia superficiali che profonde. In un discorso di protezione sanitaria converrà considerare separatamente questi due tipi di impieghi e, per quanto concerne gli impieghi diagnostici, effettuare una ulteriore distinzione tra diagnosi per mezzo di radiografia e quella per mezzo di fluoroscopia.

Inoltre converrà tenere presente che nel caso di impieghi medici bisogna considerare, accanto alla protezione degli operatori (medici, infermieri, ecc.) e di singoli individui della popolazione che possono trovarsi nei dintorni delle aree controllate, la protezione del paziente, con eliminazione di ogni esposizione non necessaria. A questo proposito si ricordi che le Dosi Massime Ammissibili stabilite dalla legge non si applicano alle irradiazioni mediche; ma d'altra parte si può dire che il limite superiore di dose al paziente in occasione d'un esame (o di un trattamento) radiologico coincide con la dose minima richiesta per ottenere l'informazione ricercata (o per raggiungere l'obiettivo terapeutico).

E' evidente che i rischi connessi con apparecchiature a raggi X sono solamente da radiazione esterna: i principi operativi di radioprotezione si basano dunque su una opportuna scelta delle schermature, sulla determinazione dei tempi e

delle distanze, sulla specificazione dei fattori di occupazione e dei fattori d'uso delle macchine.

Nella tabella 9 è riportato, a titolo indicativo, il valore dello strato emivalente per raggi X di varia energia.

Tabella 9. SEV (approssimato) per raggi X fortemente attenuati, in fascio largo (mm)

sorgente	cemento	piombo
50 kV	4	0,05
100 kV	16	0,25
200 kV	26	0,42
400 kV	30	2,5

Si noti come il rapporto tra i valori della seconda e terza colonna decresca rapidamente col crescere dell'energia dei raggi X.

2.1. Roentgendiagnostica.

- a) Diagnostica radiografica. Le tensioni applicate al tubo vanno da qualche decina di kV fino a 150 kV. La prima attenzione deve essere naturalmente rivolta alla progettazione delle sale di diagnostica curando in maniera adeguata le schermature data l'elevata intensità del fascio primario. Non bisogna dimenticare però la radiazione secondaria o diffusa che si origina negli oggetti, nei corpi, nelle pareti investite dai raggi diretti e dagli stessi raggi diffusi.

I raggi diffusi si propagano in tutte le direzioni, sono dannosi per il paziente e l'operatore e peggiorano la qualità dell'immagine radiografica. Le pareti, il soffitto e il pavimento creano raggi diffusi in quantità superiore a quanto si possa sospettare. Di conseguenza le dimensioni della sala devono essere attentamente considerate, preferendo ambienti ampi (almeno 5 x 5 m) ed evitando gli

ambienti angusti.

La protezione dalla radiazione secondaria è più complessa di quanto non si creda. I raggi diffusi, dopo vari percorsi, possono anche raggiungere l'operatore collocato dietro ad uno schermo.

Un importante metodo per diminuire la produzione di raggi diffusi consiste nel ridurre allo stretto necessario l'ampiezza del fascio a raggi primari. Si deve cioè effettuare l'irraggiamento solamente della parte in esame, e così si ottiene anche una riduzione della dose al paziente.

In fase di installazione è importante posizionare gli apparecchi lontano dalle pareti.

Un altro aspetto della radioprotezione concerne la radiazione molle dello spettro dei raggi X, che è continuo. Accanto alle radiazioni più dure sono presenti nel fascio emergente dal tubo anche radiazioni di debole energia. I raggi molli vengono facilmente assorbiti: la pelle ed i primi strati dei tessuti li arrestano prima che arrivino ad impressionare la pellicola o a illuminare lo schermo di scopia. Essi sono pertanto inutili per gli scopi diagnostici e sono dannosi per il paziente, costituendo una delle componenti della dose assorbita.

Per diminuire la quantità dei raggi molli, gli apparecchi sono muniti, in corrispondenza della finestra di uscita, di un filtro (filtro aggiuntivo) in alluminio di qualche mm di spessore.

Un contributo alla dose al personale o al paziente può infine provenire da fasci di radiazione non desiderati che costituiscono la cosiddetta radiazione parassita, causata da perdite o da fughe di radiazioni attraverso schermature delle apparecchiature.

Segnali luminosi, cartelli di segnalazione di rischio

e norme interne devono sempre essere posti in posizione ben visibile e chiari a tutti.

- b) Diagnostica fluoroscopica (scopia). Anche in questo caso le tensioni applicate al tubo variano da qualche decina di kV fino a 150 kV.

Nel caso della scopia l'apparecchiatura deve comprendere fra gli accessori un dispositivo (cono localizzatore, distanziatore, ecc.) che non permetta alla cute del paziente di avvicinarsi a meno di 25-30 cm dal tubo radiogeno. In pratica è opportuno operare con distanza non inferiore a 50 cm, valore minimo raccomandato per la scopia polmonare. Si tenga presente che, nel caso di scopie prolungate, la pelle può assorbire dosi di decimi di Gy.

Molta importanza per la scopia riveste l'adattamento visivo dell'operatore. E' noto infatti che per chi proviene dalla luce normale, la visione in luce crepuscolare si raggiunge dopo un tempo di adattamento di circa un quarto d'ora. Questo tempo di adattamento può essere ridotto nel corso d'una seduta tenendo continuamente la sala raggi in penombra oppure portando occhiali scuri quando si accendono le luci comuni o quando si esce brevemente dalla sala di diagnostica. Tuttavia, anche con questi accorgimenti è sempre necessario un adattamento di almeno 5-10 minuti.

Siccome in taluni esami diagnostici le più alte dosi al personale ed ai pazienti provengono dagli esami fluoroscopici, questi esami dovrebbero essere effettuati solo quando la radiografia da sola non può fornire i dati necessari alla diagnosi. Negli ultimi anni vi è stata una sensibile riduzione del numero e della durata degli esami fluoriscopici diretti. Al fine di ridurre le dosi agli operatori, sono state introdotte tecniche di visione indiretta dello schermo fluorescente, che si possono avere con intensificatori di immagine e con apparecchi televisivi a circuito chiuso.

Norme interne, segnali luminosi e cartelli segnaletici

dovrebbero infine essere sempre utilizzati nei reparti di scopia.

- c) Norme di comportamento. Per quanto concerne il comportamento delle persone negli esami roentgendiagnostici è opportuno rispettare alcune semplici norme precauzionali, di seguito riportate.

Precauzioni per l'operatore

- Usare sempre la minima apertura di diaframma compatibile con l'esame radiografico e radioscopico.
- Indossare sempre gli indumenti di protezione quali il grembiule piombifero ed i guanti piombiferi.
- Non muoversi durante le osservazioni radioscopiche dal previsto posto di osservazione e, in particolare, non portarsi verso i bordi dello schermo ma stare al centro di esso.
- Servirsi degli appositi palpatori nella palpazione sotto esposizione.
- Evitare di tenere con le mani le cassette e le pellicole (nel caso di radiografie dentarie far tenere al paziente i telaietti).
- Tenere fermi i neonati ed i bambini non con le mani ma con apparecchiature quali amache e bretelle di sospensione.
- Non allontanarsi dal quadro di comando durante gli esami radiografici e comunque allontanarsi dal corpo del paziente.

Precauzioni per individui della popolazione

- Allontanare ogni estraneo dalla sala raggi.
- Non abbandonare mai un apparecchio acceso anche se con la sola tensione primaria. In caso anche di momentaneo allontanamento accertarsi che tutto sia spento e chiuso a chiave.

- Assicurarsi che le sale di attesa siano ben protette contro le radiazioni.

Precauzioni per il paziente

Gli esami medici a scopo diagnostico costituiscono il principale contributo, aggiunto al fondo naturale, alla dose annuale geneticamente significativa della popolazione. In Italia, tale contributo medio è stato valutato attorno ai 50 mrem/anno pro capite alle gonadi.

Tabella 10. Fattori che hanno influenza sulla dose al paziente

differenza di potenziale corrente nel tubo filtro aggiuntivo	durata della scopia intensificatore di immagine
collimatore distanza fuoco-pellicola schermo di protezione	numero delle radiografie superficie delle radiogra- fie
griglia antidiffusione qualità della pellicola qualità degli schermi di rinforzo	ripetizioni di radiogrammi qualità del lavoro di came- ra oscura

Una sensibile riduzione nel numero di indagini radiografiche sembra allo stato attuale un obiettivo proponibile, in Italia, attraverso una migliore organizzazione dei servizi sanitari e radiologici. Inoltre è sovente possibile adottare accorgimenti per ridurre le dosi assorbite dai pazienti. La tabella 10 riassume vari fattori che influiscono sulla dose al paziente.

2.2. Roentgenterapia. Il trattamento dei pazienti con raggi X a fini terapeutici è di regola predisposto da personale adeguatamente preparato in locali schermati in cui è vietato l'accesso durante l'irradiazione. La protezione del personale si basa pertanto sulla messa in atto di adeguati dispositivi

di interlock che impediscono il funzionamento del tubo a raggi X quando la porta della sala per terapia è aperta e che interrompono il funzionamento quando essa dovesse essere aperta nel corso del trattamento. La rimessa in funzione della macchina può avvenire solo operando sul quadro di comando.

La protezione del paziente è assicurata provvedendo a ridurre ogni fuga di radiazioni dalla schermatura del tubo a raggi X e installando dispositivi che consentano di irradiare con precisione solo il volume di tessuto da trattare.

Valgono per questi casi le indicazioni fornite per la teleterapia con radioisotopi.

3. Gli acceleratori di particelle (°)

In questo capitolo sarà data attenzione agli acceleratori commercialmente disponibili e correntemente impiegati nelle industrie, negli ospedali e nella ricerca scientifica, quali gli acceleratori elettrostatici (Cockroft-Walton, Van de Graaf, ecc.), gli acceleratori lineari (per elettroni, protoni), gli acceleratori ciclici (ciclotrone e betatrone). Non verranno esaminati, perché troppo complessi, i problemi associati con i grandi acceleratori esistenti solamente presso laboratori nazionali, né i rischi derivanti dalle radiazioni non ionizzanti, che per altro sono spesso considerevoli.

Gli acceleratori sono macchine in cui viene impartita una certa energia cinetica a fasci di particelle elettricamente cariche. Tali fasci vengono diretti contro un apposito bersaglio e l'energia cinetica assunta dalle particelle accelerate può essere o convertita al fine di produrre altri fasci utili di particelle di diversa natura o trasferita alle molecole ed atomi della materia costituente il bersaglio.

(°)Questo paragrafo è a cura di M. Paganini-Fioratti.

Rientrano nel primo caso gli acceleratori di elettroni che su adeguato bersaglio producono fasci di radiazione elettromagnetica, e gli acceleratori di particelle cariche pesanti (protoni, deutoni, particelle alfa) che, sfruttando particolari reazioni nucleari tra le particelle del fascio e i nuclei del bersaglio, producono fasci di neutroni.

Rientrano nel secondo caso acceleratori progettati per irraggiare materiali di cui si vogliono modificare particolari caratteristiche meccaniche, fisiche o chimiche, in cui viene sfruttata la possibilità di produrre alterazioni molecolari o dislocazioni atomiche mediante il bombardamento con il fascio accelerato.

In ogni caso, le particelle da accelerare vengono prodotte da dispositivi (sorgenti) particolari per ciascun tipo di acceleratore. Per acceleratori di elettroni, la sorgente è costituita da un filamento riscaldato (catodo). Quando debbono essere accelerati ioni, questi ultimi vengono prodotti per scarica in un plasma. Il campo elettrico necessario per accelerare le particelle del fascio può essere prodotto o attraverso un generatore di potenziale elettrostatico (Cockroft-Walton, Van de Graaf) o mediante cavità risonanti a radiofrequenza.

Le particelle vengono accelerate in camere a vuoto (in cui la pressione è dell'ordine di 10^{-7} mm Hg) per limitare al massimo le perdite di energia e di densità di flusso del fascio a causa di collisioni delle particelle con le molecole dell'aria, e per limitare la produzione di radiazioni spurie.

Il fascio di particelle viene infine diretto e focalizzato sul bersaglio, entro il sistema a vuoto, mediante sistemi di lenti elettromagnetiche per la produzione dei fasci desiderati e di raggi X e di neutroni. Solo in particolari casi di terapie radiologiche o in particolari impieghi nell'industria il fascio di particelle viene diretto su un materiale da irraggiare al di fuori della camera a vuoto.

3.1. Acceleratori elettrostatici. Gli acceleratori elettrosta-

tici utilizzano una differenza di potenziale costante per accelerare le particelle. La sorgente in genere è posta a un potenziale molto elevato rispetto all'area del bersaglio che è collegata a terra. I limiti per la tensione massima ottenibile (e quindi per la massima energia cinetica comunicabile alle particelle) sono posti dalle caratteristiche dielettriche dei materiali isolanti. L'intero sistema ad alta tensione può essere racchiuso in un contenitore riempito con un gas isolante (CO_2 , azoto, SF_6) ad alta pressione.

Gli impieghi più diffusi degli acceleratori elettrostatici sono i seguenti: radiografia industriale, analisi per attivazione neutronica, sterilizzazione e conservazione di cibi mediante dosi elevate, terapia, ricerca in campo fisico, medico e biologico.

- a) Negli acceleratori Van de Graaf, una cinghia di materiale isolante viene caricata elettricamente da una serie di elettrodi a punta. La cinghia si muove ad alta velocità e le cariche elettriche vengono raccolte da un secondo sistema di elettrodi, che le trasmettono al terminale ad alta tensione (generalmente di forma sferica per evitare disuniformità di densità di carica). La carica del terminale ad alta tensione finisce quando viene raggiunta la d.d.p. di funzionamento, determinata dalle caratteristiche degli isolanti, dalle correnti di fuga e da altri fattori. Gli acceleratori Van de Graaf accelerano sia elettroni, sia particelle pesanti fino ad energia dell'ordine di 10 MeV. Acceleratori di questo tipo disposti in serie (i cosiddetti acceleratori tandem) possono accelerare particelle fino ad energie di circa 30 MeV. Con elettroni accelerati sono ottenibili fasci di raggi X; con particelle pesanti, sfruttando talune reazioni nucleari, si ottengono fasci di neutroni.
- b) Negli acceleratori Cockroft-Walton, la differenza di potenziale viene ottenuta attraverso un sistema di 20 o più raddrizzatori, disposti in cascata. Gli acceleratori Cockroft-Walton possono accelerare sia elettroni sia particelle pesanti e producono fasci di energia fino a 4

MeV. Le intensità sono confrontabili con quelle degli acceleratori Van de Graaf.

3.2. Acceleratori lineari. Un acceleratore lineare è costituito da una serie alternata di cavità risonanti, in cui le particelle ricevono energia dal campo elettrico dell'onda a radiofrequenza, e di interspazi in cui le particelle si muovono di moto rettilineo uniforme. Le dimensioni delle cavità risonanti e degli interspazi e la frequenza del sistema generatore di potenza sono calcolati in modo tale che le particelle, entrando nelle cavità risonanti, ricevono energia dal campo elettrico prodotto dalla radiofrequenza.

In questi acceleratori il fascio prodotto è pulsato, in quanto solo le particelle che viaggiano in fase con la radiofrequenza vengono accelerate; i fasci sono molto intensi. Le particelle possono raggiungere energie e velocità molto elevate; ne conseguono problemi di sfasamento che si incontrano con velocità relativistiche. In genere gli acceleratori lineari accelerano elettroni e il fascio utile può essere costituito dagli stessi elettroni o dalla radiazione X prodotta con opportuni bersagli. Esistono anche acceleratori lineari per protoni.

Nell'industria e nella radioterapia vengono impiegati acceleratori lineari di energia da qualche MeV ad alcune decine di MeV, mentre nella ricerca abbastanza comunemente vengono impiegati acceleratori con energie dell'ordine delle centinaia di MeV. Nei grandi laboratori di ricerca le energie massime raggiunte sono ancora più elevate.

Gli impieghi più frequenti degli acceleratori lineari nell'industria sono legati ai controlli non distruttivi mediante la radiazione di Bremsstrahlung e al controllo del riempimento di propellente nei missili. Per il resto, gli impieghi sono simili a quelli degli acceleratori elettrostatici.

3.3. Acceleratori ciclici. Aumentando l'energia massima di progetto degli acceleratori lineari, aumentano anche le loro

dimensioni. Un acceleratore lineare da 10 MeV è una macchina che può stare in un bunker del tipo di quelli per cobaltoterapia, di alcune decine di m. Gli acceleratori lineari, da 100 MeV raggiungono dimensioni dell'ordine di alcune centinaia di metri e pongono problemi economici e tecnici per gli edifici in cui debbono essere collocati. Per ovviare a tale inconveniente si sfrutta un campo magnetico che fa deviare la particella carica dal moto rettilineo. E' possibile così costruire acceleratori in cui le particelle compiono percorsi a spirale o approssimativamente circolari.

- a) Il betatrone è un acceleratore ad induzione magnetica che accelera elettroni mediante variazioni di campo magnetico. Il fascio è pulsato. Può venire utilizzato il fascio di elettroni accelerati o la radiazione X prodotta su opportuni bersagli. I betatroni più comunemente usati danno fasci di energia massima di 20-30 MeV, ma energie fino a 300 MeV sono possibili.

I betatroni hanno trovato un vasto campo d'impiego nella terapia e nella radiografia industriale mentre non risultano utilizzabili per sterilizzazione e conservazione di derrate alimentari.

- b) Il ciclotrone è costituito da due elettrodi semicircolari, ciascuno a forma di "D", affacciati l'uno contro l'altro. Nello spazio tra i due elettrodi un generatore a radiofrequenza accelera un "pacchetto di particelle" che entra in uno dei due elettrodi in cui agisce un campo magnetico. Le particelle seguono così un'orbita circolare fino ad uscire dall'elettrodo, dove, a causa della radiofrequenza opportunamente predisposta, vengono nuovamente accelerate; entrano così nel secondo elettrodo, dove compiono una seconda orbita a raggio maggiore. Il processo continua fino a che le particelle raggiungono l'energia voluta.

Il ciclotrone accelera particelle pesanti, non elettroni, e si possono ottenere fasci di neutroni o fasci di radiazione elettromagnetica di alta energia. I ciclotroni normalmente disponibili raggiungono energie dell'ordine

della decina di MeV per nucleone. Oltre agli impieghi di ricerca, i ciclotroni sono utilizzati per la produzione di isotopi a vita breve che trovano impiego in medicina nucleare. La possibilità di produrre grandi flussi di neutroni rende utili i ciclotroni per l'analisi mediante attivazione.

- c) Il sincrociclotrone si differenzia dal ciclotrone per il fatto che la radiofrequenza per l'accelerazione è modulata per compensare l'aumento relativistico della massa delle particelle da accelerare, quando vengono raggiunte velocità vicine a quella della luce. In questo modo sono ottenibili energie dell'ordine di alcune centinaia di MeV per nucleone.
- d) Il sincrotrone può essere progettato sia per elettroni, sia per particelle pesanti: deriva dal ciclotrone e dal sincrociclotrone, ma non si serve di un unico magnete centrale. Ha avuto grandi sviluppi e alcuni grandi centri di ricerca lavorano attorno a macchine di questo tipo. Energie dell'ordine delle decine e anche centinaia di GeV sono ottenibili. Sono comunque utilizzati esclusivamente per ricerca.

3.4. Radioprotezione nell'impiego degli acceleratori. Il fascio di particelle accelerate può venire impiegato esso stesso per irraggiare materiali o può essere diretto su bersaglio per produrre altre radiazioni e particelle. In entrambi i casi, insieme con la produzione dei fasci voluti, si ha produzione di particelle e radiazioni non volute: per esempio impiegando un fascio di Bremsstrahlung si può avere fotoproduzione di neutroni (le energie di soglia per tale effetto vanno da 1,7 MeV per il Be-9 a 18,7 MeV per il C-12). Ad energie dell'ordine delle centinaia di MeV, diventa importante anche la produzione di mesoni. Problemi analoghi vengono posti dagli acceleratori di particelle pesanti in cui, assieme alla radiazione voluta, vengono prodotti intensi campi di radiazione fotonica ed eventualmente mesonica.

Si possono avere rischi dovuti ad un errato allinea-

mento del fascio che può colpire parti della macchina diverse dal bersaglio voluto, producendo fasci di radiazioni non volute.

Negli acceleratori diretti di ioni un'importante sorgente di raggi X è dovuta a Bremsstrahlung sul terminale positivo da parte di elettroni accelerati indesideratamente verso tale elettrodo. Essi sono prodotti dal gas residuo nel sistema di vuoto.

In queste varie condizioni il calcolo delle schermature diventa piuttosto complesso. Nel calcolo delle schermature si deve tener anche presente che la radiazione diretta inizialmente verso l'alto, può essere diffusa verso il basso anche a notevole distanza (sky-shine). Analogamente bisogna tener conto del fenomeno opposto (ground-shine).

Gli alimentatori di potenza in continuo, i raddrizzatori a valvole termoioniche, i klystron per il campo di radiofrequenza costituiscono altrettante possibili sorgenti di radiazione elettromagnetica con energie anche dell'ordine di alcune centinaia di kV. Schermi di Pb e la regolamentazione dell'accesso alle aree interessate possono risolvere i problemi così posti.

Rischi non trascurabili possono essere generati, anche quando è alimentato soltanto il sistema ad alta tensione, senza che sia inserita la sorgente di particelle da accelerare: infatti particelle emesse da parti calde della macchina possono in tali condizioni essere accelerate e generare campi anche intensi di radiazione. In un acceleratore Van de Graaf con il sistema ad alta tensione e la sorgente di particelle disinserite, si può generare una d.d.p. elevata quando la cinghia di carica sia lasciata in movimento: si possono così produrre campi di radiazioni indesiderati. E' necessario quindi che la sequenza di operazioni, con cui viene dato il consenso all'irraggiamento, e la sequenza di spegnimento siano progettate in modo da impedire la produzione di tali campi di radiazioni.

La formazione di neutroni costituisce sempre una condizione di pericolosità potenziale in se stessa e per la radioattività indotta. Con elettroni di più di 10 MeV c'è radioattività indotta nel bersaglio ed è probabile in altre parti della macchina. Con protoni e particelle alfa di più di 10 MeV l'attività indotta è assai intensa. Con deutoni e tritio essa è possibile a qualsiasi energia, con ioni pesanti al di sopra di 20 MeV è abbastanza intensa sia nei bersagli, sia in altre parti della macchina. Le materie plastiche e i componenti metallici della macchina e delle schermature contenenti alluminio, rame e acciaio possono essere attivate. Così pure possono essere attivati gli elementi presenti nell'aria del bunker, nell'acqua dei sistemi di raffreddamento e nell'olio del sistema di vuoto.

Una stima della radioattività indotta nei materiali solidi attorno all'acceleratore è complessa e dipende anche dalla geometria dei materiali e dai tempi e modalità di irraggiamento. I tempi di dimezzamento dei radioisotopi prodotti variano da alcuni minuti (9,8 minuti per il Cu-62, 20 minuti per il C-11, 21 minuti per il Mn-52m, 24 minuti per il Cu-60) ad alcune ore (13 ore per il Cu-64 e per K-42, 37 ore per il Ni-57) ad alcuni anni per taluni nuclidi. Nei casi in cui il problema dell'attivazione si pone pressantemente, l'accesso al bunker può dover essere limitato soltanto all'inizio della settimana lavorativa, dopo un fine settimana in cui l'acceleratore è stato spento. Per acceleratori di minor potenza o per tempi brevi di irraggiamento, può essere sufficiente ritardare l'accesso al bunker per alcuni minuti o decine di minuti.

Per l'attivazione dell'aria, i radionuclidi di maggior rilievo sono O-15 (T=2,1 minuti), N-13 (T=10 minuti), C-11 (T=20 minuti). Un buon sistema di ventilazione e un tempo di ritardo nell'accesso al bunker possono essere sufficienti per ridurre i rischi connessi.

Per l'attivazione dell'acqua, O-15, N-13, C-11, Be-7 (T=53 giorni) sono i radioisotopi più importanti di cui si deve tener conto. In genere, le acque dei circuiti di

raffreddamento sono mantenute in circuito chiuso e controllate prima dello scarico. Analogamente si può dire per l'olio delle pompe da vuoto.

Quando gli acceleratori sono usati nell'analisi di attivazione, i campioni irraggiati divengono radioattivi. Gli isotopi prodotti hanno peraltro vite medie brevi o brevissime. Si devono prevedere un sistema telecomandato di manipolazione e un deposito per i campioni irraggiati dopo le misure e prima dello smaltimento.

La necessità di un buon sistema di ventilazione è imposta anche dalla produzione di gas tossici che si formano anch'essi per irraggiamento dell'aria del bunker. I gas tossici più importanti sono O_3 (ozono), NO , NO_2 . Poiché la concentrazione ammessa per lo O_3 (0,1 ppm) è la più limitante, è sufficiente prevedere un sistema di ventilazione che garantisca una concentrazione tollerabile di O_3 per essere sicuri anche rispetto agli altri gas tossici. Potrà essere utile prevedere anche un tempo di ritardo per l'accesso al bunker, che potrà essere di alcuni minuti o anche dell'ordine di alcune decine di minuti, secondo il sistema di ventilazione e il tempo d'irraggiamento.

Sistemi di segnalazione, di sicurezza e di allarme devono essere inseriti all'interno e all'esterno del bunker, in modo che il consenso all'irraggiamento sia dato solo dopo che si sia accertato che nel bunker non c'è nessuno; ad ogni modo, una persona che rimanga chiusa nel bunker deve poter avvertire l'inizio della sequenza d'irraggiamento e deve poterla interrompere in ogni momento. L'operatore deve avere sempre un quadro della situazione, indicante quali sistemi sono inseriti in ciascuno stadio.

Si deve anche tener presente che i materiali con cui sono realizzati i dispositivi di sicurezza sono sottoposti a irraggiamenti intensi, che possono modificare le caratteristiche e deteriorarne il funzionamento. E' pertanto necessario prevedere la duplicazione di taluni sistemi di sicurezza e, in ogni caso, impedire l'irraggiamento qualora questi non

funzionino.

La strumentazione radioprotezionistica personale e ambientale presenta notevoli difficoltà e problemi alle energie più elevate mentre alle energie di più comune impiego si hanno minori difficoltà e strumenti di rivelazione e misura sono disponibili commercialmente.

IL TRASPORTO DELLE MATERIE RADIOATTIVE

Il trasporto delle materie radioattive, sebbene sia attività complementare dell'utilizzazione delle stesse, riveste importanza perché rappresenta l'elemento di unione tra la produzione delle materie radioattive ed il successivo impiego. Notevoli sono i problemi posti dal punto di vista della protezione dalle radiazioni.

Per quanto riguarda le condizioni normali del trasporto, non essendo possibile agire, se non limitatamente, sui tempi di esposizione e sulle distanze dalla sorgente, la limitazione dei rischi di irradiazione esterna è basata essenzialmente sulla schermatura dei contenitori di trasporto.

L'intensità di esposizione non deve eccedere i 2 mSv/h (200 mrem/h) a contatto dei colli e 0,1 mSv/h (10 mrem/h) ad 1 metro dal centro del collo. Sui colli sono applicate etichette di riconoscimento e classificazione, di modello stabilito.

Ai fini di limitare il rischio di contaminazione interna sono stati anche fissati i valori di contaminazione "trasferibile" (cioè rimovibile, asportabile mediante strofinio con carta da filtro) alfa e beta-gamma sulla superficie dei colli. Essi non devono superare rispettivamente 10^{-4} $\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ e 10^{-5} $\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$, misurati mediando su una superficie di 300 cm^2 .

Per quanto concerne la limitazione delle conseguenze

di incidenti nel corso del trasporto, le materie radioattive possono essere trasportate, in base all'attività ed alla radiotossicità, sostanzialmente in tre tipi di contenitori:

- i contenitori industriali che sono progettati essenzialmente per il trasporto di materiali di bassa attività specifica;
- i contenitori di tipo A che sono progettati per garantire la resistenza agli incidenti di lieve entità che possono presentarsi durante il carico, il trasporto e lo scarico (cadute accidentali, urti, ecc.). Le attività trasportabili in contenitori di tipo A sono limitate;
- i contenitori di tipo B che sono progettati per il trasporto di elevate quantità di materie radioattive e debbono essere progettati in modo da poter resistere ad incidenti gravi, di urto, di caduta e di fuoco.

Tabella 11. Trasporti connessi con la produzione nucleare di 1 GW(e)-anno

m a t e r i a l e	peso e volume	
rocce uranifere (0,2% U)	60-100	10^6 kg
"yellow cake" (70% U)	170-300	10^3 kg
uranio arricchito (UO ₂)	37	10^3 kg
elementi di combustibile		
" freschi " (UO ₂)	37	10^3 kg
" irraggiati " (UO ₂)	37	10^3 kg
U e Pu recuperati da trattamento	25	10^3 kg
rifiuti solidi di alta attività		4 m ³
altri rifiuti solidi	200-500	m ³

I regolamenti internazionali prescrivono che i colli di tipo A e di tipo B devono essere sottoposti a prove di

resistenza alle condizioni accidentali. Per i colli di tipo B le prove devono essere certificate dall'autorità competente e sono molto severe: caduta da 9 metri, 1/2 ora di fuoco standard a 800 °C, ecc.

Gli automezzi adibiti al trasporto debbono essere sottoposti periodicamente a rilevamenti di attività sulle superficie e, se necessario, debbono essere decontaminati.

L'entità e la complessità dei trasporti connessi con la produzione in centrale nucleare di 1 GW(e)-anno risultano dalla osservazione della tabella 11.

ALCUNE INDICAZIONI BIBLIOGRAFICHE

Energia nucleare

- International Commission on Radiological Protection, ICRP. Publication 24. Radiation protection in Uranium and other mines. Pergamon Press, Oxford, 1977.
- International Commission on Radiological Protection, ICRP. Publication 32. Limits for inhalation of Radon daughters by workers. Pergamon Press, Oxford, 1981.
- International Commission on Radiological Protection, ICRP. Publication 47. Radiation protection of workers in mines. Pergamon Press, Oxford, 1985.
- International Atomic Energy Agency, IAEA. Safety Series no. 43. Manual on radiological safety in Uranium and Thorium mines and mills. IAEA, Vienna, 1976.
- International Atomic Energy Agency, IAEA. Criticality control of fissile materials. Proceedings of a Symposium. IAEA, Vienna, 1966.
- International Atomic Energy Agency, IAEA. Safety Series no. 31. Safe operation of nuclear power plants. IAEA, Vienna, 1969.

- International Atomic Energy Agency, IAEA. Safety Series no. 50-SG-D9. Design aspects of radiation protection for nuclear power plants. IAEA, Vienna, 1985
- International Atomic Energy Agency, IAEA. Safety Series no. 30. Manual on safety aspects of the design and equipment of hot laboratories. IAEA, Vienna, 1981 edition.
- International Atomic Energy Agency, IAEA. Safety Series no. 39. Safe handling of Plutonium. IAEA, Vienna, 1974.
- International Atomic Energy Agency, IAEA. Technical Reports Series no. 278. Methods for reducing occupational exposures during the decommissioning of nuclear facilities. IAEA, Vienna, 1987.
- US National Council on Radiation Protection and Measurements, NCRP. Environmental radiation measurements. NCRP Report no. 50, NCRP Publications, Bethesda, Md., 1976.

Radioisotopi e macchine radiogene

- International Commission on Radiological Protection, ICRP. Publication 33. Protection against ionizing radiation from external sources used in medicine. Pergamon Press, Oxford, 1982.
- International Commission on Radiological Protection, ICRP. Publication 34. Protection of the patient in diagnostic radiology. Pergamon Press, Oxford, 1982.
- International Atomic Energy Agency, IAEA. Safety Series no. 1. Safe handling of radionuclides, 1973 Edition. IAEA, Vienna, 1973.
- International Atomic Energy Agency, IAEA. Safety Series no. 40. Safe use of radioactive tracers in industrial processes. IAEA, Vienna, 1974.
- US National Council on Radiation Protection and Measurements, NCRP. Radiation safety training criteria for industrial radiography. NCRP Report no. 61, NCRP Publica-

tions, Bethesda, Md., 1978.

- World Health Organization, WHO. Manual on radiation protection in hospital practice. Vol. 1, Basic protection requirements; Vol. 2, Unsealed sources; Vol. 3, X-Ray diagnosis; Vol. 4, Radiation protection in dentistry; Vol. 5, Personnel monitoring services. Ginevra, 1974-1980.
- Comitato Elettrotecnico Italiano (CEI). Norme per la protezione contro le radiazioni negli apparecchi radiologici per uso medico. CEI, Norme 62-2, fascicolo 384, 1976.
- Commissione internazionale per le protezioni radiologiche, ICRP. Manipolazione, deposito, impiego e smaltimento di radionuclidi non sigillati in ospedali ed impianti medici di ricerca. Pubblicazione 25 della ICRP. Traduzione italiana a cura di F. Dobici e E. Sgrilli. CNEN, Roma, 1980.
- Venier A. Radiazioni ionizzanti: dosimetria, protezione, prevenzione. Guida allo studio per l'abilitazione dei tecnici di radiologia medica, di radiografia industriale e degli esperti qualificati di primo e secondo grado. Roma, 1974.
- Tagliati S. Manuale di protezione dalle radiazioni ionizzanti. III edizione. CNEN, Roma, 1979.
- US National Council on Radiation Protection and Measurements, NCRP. Instrumentation and monitoring methods for radiation protection. NCRP Report no. 57, NCRP Publications, Bethesda, Md., 1978.

Acceleratori di particelle

- US National Council on Radiation Protection and Measurements, NCRP. Radiation protection design guidelines for 0.1-100 MeV particles accelerator facilities. NCRP Report no. 51. NCRP Publications, Bethesda, Md., 1977.
- Patterson H. W., Thomas R. H. Accelerators health physics. Academic Press, New York, 1973.

Trasporto delle materie radioattive

- International Atomic Energy Agency, IAEA. Regulations for the safe transport of radioactive materials. Safety Series no.6, 1985 edition, IAEA, Vienna, 1985.

RILEVAMENTI DI RADIOPROTEZIONE (MONITORING)

I n d i c e

	pagina
Misura delle radiazioni	562
1. Fotoni	566
2. Elettroni di elevata energia	567
3. Elettroni di bassa energia e particelle beta	568
4. Neutroni	568
Misura della attività	571
1. Misure in loco	572
2. Misure su campioni	575
3. Misure sul corpo umano	576
4. Misure su escreti corporei	578
Strumenti portatili: ripartizione percentuale	579
Alcune indicazioni bibliografiche	582

Nota preliminare. In altri capitoli si è già parlato dei rilevamenti delle dosi e dell'attività, distinguendo anche tra rilevamenti sulle persone e rilevamenti nell'ambiente. Sono stati anche illustrati i principi fisici e di funzionamento degli strumenti utilizzati per la rivelazione e per la misura delle radiazioni e dell'attività (salvo gli strumenti più elementari, come il contatore di Geiger e Müller, già noti da precedenti Corsi di studio).

Questo breve capitolo sui rilevamenti più comuni sarebbe dunque inutile e largamente ripetitivo e potrebbe essere abolito. Resta però la sua funzione didattica, perché la materia, in gran parte già conosciuta, viene riordinata per problemi operativi: quali sono i rivelatori, gli strumenti e

gli apparecchi (monitori) che vengono più frequentemente usati da coloro che provvedono alla sorveglianza fisica per effettuare i rilevamenti (monitoring) dei vari tipi di radiazioni e di radioattività.

Poiché i rimandi ai capitoli precedenti sarebbero pressochè continui, sono stati tralasciati supponendo che la lettura di questo capitolo avvenga dopo la lettura dei precedenti. Il carattere sommario dell'esposizione di questa sorta di pro-memoria operativo non consente l'approfondimento delle numerose e talvolta complesse ragioni di scelta degli strumenti in funzione delle misure da compiere.

La misura delle radiazioni e delle attività per scopi di stima, interpretazione, valutazione e controllo dell'irradiazione costituisce il nocciolo delle operazioni di sorveglianza fisica nell'ambito della radioprotezione ed impegna una quota notevole del tempo di lavoro dell'esperto qualificato e dei suoi collaboratori, durante l'esercizio d'un impianto oppure durante l'impiego di macchine radiogene e di radioisotopi.

Si parla genericamente di rilevamenti per indicare tutte le operazioni a ciò relative (inglese: monitoring, per altro con differente sfumatura di significato). Questa importanza del monitoring tra le attività operative della sorveglianza ha condotto in alcuni ambienti ad una visione riduttiva della radioprotezione, che nell'opinione errata di taluni è costituita sostanzialmente dal monitoring di esercizio (e dal calcolo delle barriere), mentre esso è invece un capitolo definito e limitato dell'intera radioprotezione.

Si distinguono:

- rilevamenti nell'ambiente di lavoro (rilevamenti d'area), intesi ad accertare se esistono e si mantengono nel tempo condizioni soddisfacenti per la radioprotezione;

- rilevamenti nell'ambiente comune di vita (ambiente esterno), con lo stesso significato;
- rilevamenti sulle persone, intesi a conoscere la dose individuale oppure l'attività contenuta nel corpo o negli escreti.

L'irraggiamento delle persone può derivare da sorgenti di radiazioni poste all'esterno del corpo (irradiazione esterna), oppure da materiali radioattivi depositati nell'organismo (irradiazione interna), oppure dal ricorrere delle due irradiazioni simultaneamente (v. precedenti capitoli).

Nel descrivere e nel riferire le azioni di monitoring si fa uso di termini ripresi in gran parte dalla metrologia fisica, ma alcuni termini vengono utilizzati da una parte dei radioprotezionisti con un significato un po' particolare:

- determinazione, operazione di stabilire o di indicare con esattezza; usato anche come sinonimo di misura;
- misura, operazione che permette di determinare quante volte una grandezza fisica contiene un'altra grandezza fisica di riferimento, con essa omogenea, chiamata unità di misura:
 - . misura assoluta, se lo strumento consente l'operazione senza previa taratura per confronto;
 - . misura relativa, se lo strumento richiede taratura per confronto;
 - . misura diretta, se la grandezza incognita può venire misurata essa stessa con opportuno strumento;
 - . misura indiretta, se la grandezza incognita può esser desunta dalla misura di una grandezza di altra natura (grandezza non omogenea);
- stima (assessment), misura e/o calcolo approssimati (talora su modello) della grandezza incognita (stima quantitativa); oppure apprezzamento grossolano della stessa grandezza (stima qualitativa, espressa con aggettivi qualificativi); la stima è effettuata utilizzando anche l'esperienza e

ricorrendo a modelli descrittivi:

- . stima per eccesso, stima che probabilmente, oppure verosimilmente, supera il valore della grandezza;
- . stima per difetto, stima che probabilmente, oppure verosimilmente, è minore del valore della grandezza;
- rilevamento (monitoring), insieme di operazioni e osservazioni in cui si tende a determinare, a misurare, a stimare una grandezza e, sovente, il suo andamento nel tempo; si dà il nome di rilevamento anche al risultato;
- valutazione, considerazione d'una misura, d'una stima o di un rilevamento ai fini di un calcolo complessivo, dell'interpretazione sanitaria, di un giudizio di merito, di una classifica e simili (con riferimento a una "tavola di valori" sanitari, sociali, ecc.). Non è operazione meramente tecnica.

MISURA DELLE RADIAZIONI

Le misure delle radiazioni più comunemente eseguite sono rappresentate da misure di fluenza, di densità di flusso, di esposizione, di dose assorbita, di equivalente di dose, a seconda delle caratteristiche del campo di radiazioni in osservazione e delle varie necessità.

Lo scopo è di tenere sotto controllo una determinata situazione e di stimare le dosi alle persone esposte. I fattori di campo da considerare sono: il tipo o i tipi di radiazione, lo spettro delle energie d'ogni tipo di radiazione, la direzione, la densità di flusso, le variazioni nello spazio e nel tempo.

Dello strumento da usare viene effettuata la taratura (calibration) in un campo di radiazioni conosciuto e poi lo strumento viene impiegato nel campo che interessa, facendo attenzione che per tale campo valga la taratura effettuata.

Uno strumento per monitoring porta di regola incorporato uno o più test (controlli) di corretto funzionamento, atti a verificare al momento dell'uso che rivelatore, circuiti e batterie siano in condizioni regolari; per questi test gli strumenti non di rado contengono una minuscola sorgente calibrata di radiazioni.

Va considerata la risposta alle varie energie da parte dello strumento: per campi fotonici sono preferiti strumenti con risposta abbastanza indipendente dall'energia della radiazione. Per taluni strumenti che sono maggiormente sensibili in determinati intervalli di energia vi sono accorgimenti per ridurre queste diversità di risposta, come è stato illustrato in precedente capitolo. Di regola uno strumento commercializzato è accompagnato da un diagramma che mostra la "risposta" al variare dell'energia della radiazione incidente.

Se la direzione con cui le radiazioni colpiscono il rivelatore differisce da quella del campo di taratura, può essere necessario apportare correzioni al risultato della misura. Strumenti di forma piatta (come le piastrine a pellicola sensibile o film badges) sono particolarmente dipendenti dalla direzione. Si tenga presente che caratteristiche spiccatamente direzionali possono esser utilizzate in casi particolari.

L'intervallo (o campo) di misura d'uno strumento è rappresentato dalla estensione dei valori - tra un minimo e un massimo - che lo strumento è in grado di misurare, per la grandezza fisica appropriata. Sono comuni gli strumenti in cui l'intervallo è suddiviso in tratti ("scale") che consentono misure differenti tra loro di molte decadi.

Va considerata anche la risposta dello strumento alla densità di flusso o al rateo di dose, sia per gli strumenti che misurano grandezze in un intervallo di tempo (chiamati integratori), sia per strumenti che misurano grandezze per unità di tempo (chiamati rateometri). Se il rateo della

grandezza in misura è assai diverso dal rateo del campo di taratura, può esser necessario ricorrere a correzioni del risultato o alla sostituzione dello strumento con altro più adatto. Vari strumenti non rispondono bene a ratei istantanei estremamente elevati, quali quelli che si possono ritrovare in campi pulsati.

Quando nel campo di radiazioni vi sono radiazioni diverse per specie (campi misti) o per energia, il fattore di qualità, Q, delle componenti può essere diverso e occorre effettuare misure separate delle componenti con strumenti sensibili ad una radiazione e non alle altre, oppure è necessario utilizzare strumenti sensibili a tutte le radiazioni presenti, ma con efficienza diversa e tale da compensare le differenze nel fattore di qualità.

Occorre considerare la possibilità di risposte non desiderate da parte dello strumento (effetti ambientali: calore, luce, radiazioni non ionizzanti, urti meccanici, correnti elettriche, umidità atmosferica, ecc.) e occorre tener presenti i mancati funzionamenti (e conseguenti sottostime del campo o di sue componenti).

La precisione o riproducibilità di una misura è caratterizzata dalla dispersione dei risultati ottenuti in misure ripetute in condizioni identiche, ed è esprimibile mediante la deviazione standard percentuale d'una serie di misure; questa dovrebbe restare entro + 20-30 per cento.

L'accuratezza d'una misura esprime lo scostamento dei risultati dal valore reale della grandezza sotto misura; anch'essa dovrebbe essere contenuta nel + 20-30 per cento, ma non sempre questo obiettivo può essere raggiunto con strumenti di uso comune.

La sensibilità dello strumento rappresenta la più piccola variazione della grandezza da misurare di cui è possibile accorgersi con quel determinato dispositivo. Quasi sovrapponibile è il concetto di risoluzione (o potere risolutivo) che è la capacità di segnalare una variazione

anche piccola della grandezza misurata, la quale deve essere in genere entro + 10-20 per cento.

Il valore minimo misurabile (limite inferiore dell'intervallo utile di misura; livello minimo di misura) della grandezza considerata è una caratteristica importante dello strumento (si parla talora impropriamente di sensibilità); di regola tale valore deve essere inferiore ai livelli operativi (o di riferimento) derivati che si vogliono rispettare.

Vi è anche il limite inferiore di rivelazione (detection limit) che corrisponde al minimo valore della grandezza in esame per il quale lo strumento dà una risposta ma non è in condizione di fornire una misura quantitativa.

Nei rateometri la costante di tempo (tempo di risposta; tempo necessario affinché l'indice sul quadrante raggiunga, partendo da zero, 2/3 del valore finale di lettura) dovrebbe essere breve, attorno a 1-2 secondi per ratei elevati, onde rendere gli strumenti maggiormente pratici in radioprotezione; per ratei modesti sono comuni costanti di tempo di 5-10 secondi.

Le dimensioni del rivelatore possono dipendere dal livello minimo di misura che si vuole raggiungere (per es., i rateometri a camera di ionizzazione hanno generalmente volume sensibile di alcune centinaia di cm³ per la misura agevole di intensità di esposizione attorno a 1 mR/h (10⁻¹⁰ C/kg.s). Grandi dimensioni del rivelatore e distanze ravvicinate da sorgenti piccole conducono a difficoltà di misura perché il campo cambia significativamente per distanze uguali alle dimensioni dello strumento.

In alcuni strumenti integratori, su tempi lunghi è importante la conservazione dell'informazione fino al momento della lettura (pellicole fotografiche esposte per uno o due mesi, pastiglie a termoluminescenza, ecc.). Se la informazione si altera così da dare valori di lettura minori del valore appropriato si parla di affievolimento (fading). In altri casi il valore di lettura può risultare maggiore del valore

appropriato (perdita di carica in camere di ionizzazione).

Recentemente (1985) la ICRU ha pubblicato un rapporto (Rapporto 39) intitolato "Determinazione degli equivalenti di dose derivanti da sorgenti di radiazioni esterne", del quale è detto in questo Supplemento nelle Aggiunte al testo del 1983. Queste proposte e raccomandazioni della ICRU hanno rilievo per il monitoring di area e di persone: mediante la misura di grandezze rapportabili a quattro grandezze operative ben definite (due ambientali e due personali) risulta possibile realizzare la sorveglianza fisica d'area e sui lavoratori, per un determinato luogo e determinate sorgenti.

Concludendo queste note preliminari sulle misure e sui rilevamenti, bisogna far presente che in qualsiasi operazione ripetuta vi è un rateo di errore umano (frequenza di errore umano): l'errore può inficiare il risultato e ridurre la protezione. Studi statistici su operazioni in sistemi di strumenti e di componenti di reattori nucleari hanno mostrato un ampio intervallo di ratei, a seconda dell'operazione considerata; le frequenze d'errore vanno, grosso modo, da 10^{-4} a 10^{-2} . Questi dati possono orientare approssimativamente anche per operazioni di monitoring.

1. Fotoni (raggi X, raggi gamma)

Sono largamente utilizzate come rateometri le camere di ionizzazione, con qualche difficoltà di misura per campi deboli (< 1 mR/h) e per energie molli (< 50 keV). I contatori di Geiger e Müller misurano ratei assai più piccoli; ma la loro calibrazione in unità di esposizione o di dose assorbita è meno agevole. Gli strumenti con rivelatore a scintillazione possono anch'essi misurare ratei piccoli, ma offrono difficoltà di taratura per campi di radiazioni con ampio spettro delle energie.

Gli strumenti integratori di rilevamento personale sono costituiti principalmente da:

- piccole camere di ionizzazione tascabili (stilodosimetri), con lettura diretta (elettrometro incorporato) o con lettura indiretta (elettrometro da tavolo), utili per misure integrate fino a molte ore oppure anche a qualche giorno, nell'intervallo da qualche centesimo di mGy a 2 mGy nelle versioni più comuni;
- contatori tascabili di Geiger e Müller, delle dimensioni d'un pacchetto di sigarette, con integratore della esposizione e con allarme sonoro intermittente la cui frequenza di segnale cresce con il rateo d'esposizione; i più moderni sono a microprocessore, collegabili a calcolatore per la gestione automatizzata dell'archivio dosimetrico (dosimetri elettronici) e sono in grado di fornire in tempo reale i dati di esposizione;
- film con emulsione sensibile fotografica (piastrina dosimetrica, film-badge), a lettura mensile; l'intervallo, tra pochi 10^{-5} e 20 Gy, può esser coperto da due film con emulsioni di differente risposta;
- pastiglie di 10-50 mg di materiale termoluminescente (il fluoruro di litio è il materiale più usato): esse rispondono linearmente da 10^{-4} Gy a oltre 1 Gy, hanno il pregio delle piccolissime dimensioni e possono esser impiegate anche in misure sulle dita e sulla regione oculare;
- materiali radiofotoluminescenti (vetri fosfatici attivati all'argento) che possiedono un ampio intervallo di misura, ma anche una forte dipendenza dall'energia (per energie < 200 keV) e presentano fenomeni di fading.

2. Elettroni di elevata energia

Possono esser impiegati gli stessi strumenti in uso per i campi fotonici, data la forte capacità di penetrazione di questi elettroni (che danno il massimo valore di dose assorbita oltre lo strato germinativo della cute, verso la profondità dei tessuti).

3. Elettroni di bassa energia e particelle beta

Le difficoltà di misura sono maggiori che per il gruppo precedente, a causa della ridotta penetrazione di queste radiazioni nel volume sensibile degli apparecchi. Questi debbono pertanto essere costruiti con accorgimenti speciali (sottile finestra di entrata, dello spessore di pochi mg/cm^2) per avere indicazioni sulla radiazione che raggiunge lo strato germinativo della cute, che è a circa $7 \text{ mg}/\text{cm}^2$ di profondità.

Per misure di campo si possono usare particolari camere di ionizzazione, contatori di Geiger e Müller, strumenti a scintillazione con rivelatore sottile, contatori proporzionali a finestra sottile o, in certi casi (M-3), senza finestra.

Per misure individuali si utilizzano piccole camere di ionizzazione a finestra sottile; pellicole fotografiche con rivestimento sottile (ma comunque di molte decine di mg/cm^2 , di cui si deve tener conto), dosimetri a termoluminescenza.

4. Neutroni

E' richiesta grande accortezza nella scelta degli strumenti e nell'interpretazione dei risultati, perchè nella pratica si incontrano quasi sempre campi misti di neutroni di varia energia e di fotoni. Una tecnica ricorre a due camere di ionizzazione che hanno risposta differente ai neutroni e risposta uguale ai fotoni del campo. La differenza di lettura tra le due camere è imputabile ai neutroni.

I contatori proporzionali sono stati utilizzati largamente, specie in passato, collegati ad un analizzatore di impulsi che distingue tra neutroni di varia energia e fotoni. Per i neutroni veloci sono di uso frequente strumenti basati sul rallentamento e sul conteggio come neutroni lenti. Il rallentamento si ottiene rivestendo il rivelatore con uno strato di paraffina o di polietilene. Con questi strumenti il

minimo rateo di fluena che risulta misurabile è di 0,1-1 neutroni/cm².s.

Anche i rivelatori a scintillazione sono da tenere presenti e taluni (lucite con ZnS) sono portatili.

Una famiglia di strumenti è costituita dai rem-counters a neutroni termalizzati. Questi strumenti rispondono abbastanza bene in un ampio intervallo di energia dei neutroni e il valor minimo misurabile è dell'ordine di 0,001 mSv (0,1 mrem) (v. altro capitolo).

Tra gli strumenti per dosimetria personale neutronica si possono ricordare:

- piccole camere a rivestimento sottile di boro, utili per neutroni termici;
- pellicole rivestite di "emulsione nucleare", adatte per neutroni veloci (0,5-10 MeV), sulle quali la densità areale delle tracce dei protoni di rinculo (numero tracce/ unità di superficie), osservata al microscopio, è proporzionale alla fluena neutronica. L'intervallo utile di misura è tra 0,15 e 50 mSv. Il velo da fotoni è disturbante. Il fading può esser sensibile per esposizioni di oltre 1 mese;
- pellicole fotografiche filtrate rispettivamente con cadmio e stagno, per campi misti di neutroni lenti e fotoni: il cadmio aumenta l'annerimento del film, a causa dei raggi gamma da cattura neutronica, e la differenza di annerimento dei due film consente di effettuare la stima della dose da neutroni lenti;
- emulsioni speciali con boro e litio, per neutroni lenti, che danno luogo a tracce microscopiche alfa da reazione (n, α);
- rivelatori a termoluminescenza a fluoruro di Li per neutroni termici;
- rivelatori plastici a traccia microscopica (nitrate di cellulosa, triacetato di cellulosa) evidenziata con processi

di magnificazione (attacco chimico sulla traccia), adatti a misurare la fluena di neutroni lenti e veloci. Con i neutroni termici è possibile rivelare tracce a cui corrispondono dosi dell'ordine di qualche centesimo di mSv (dell'ordine cioè di alcuni mrem).

La densità di fluena di neutroni può essere determinata misurando l'attività indotta mediante varie reazioni nucleari; scegliendo sostanze di opportuna sezione d'urto è possibile effettuare misure da meno di $1 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ fino a valori molto alti, riscontrabili nei reattori nucleari (dosimetri ad attivazione). Queste tecniche si prestano bene per misure spettrometriche. Le ridotte dimensioni dei materiali irradiati (piccoli dischi, foglie sottili, fili, ecc.) ne rendono utile l'impiego in circostanze particolari (per esempio laddove non si debba perturbare molto il flusso oppure in mezzi nei quali non è possibile o opportuno praticare grosse aperture). La misura della radioattività indotta viene effettuata successivamente alla irradiazione: quindi non si pongono problemi di ingombro e di resistenza alle radiazioni dei componenti elettronici degli apparecchi.

Un'applicazione di particolare rilievo in radioprotezione della attività indotta si ha nella dosimetria di criticità; il sistema adottato dallo ENEA comprende:

- dosimetri ambientali, costituiti da dischi di rame, oro, magnesio e zolfo, racchiusi in un astuccio, insieme a rivelatori plastici di tracce per neutroni ed a rivelatori a termoluminescenza per raggi X e gamma;
- dosimetri ambientali costituiti da pastiglie di zolfo;
- dosimetri individuali, contenenti anch'essi rivelatori ad attivazione ed a termoluminescenza; contengono un disco di indio, la cui attivazione, misurata con un rateometro portatile per raggi gamma, consente di suddividere rapidamente, sia pure in maniera grossolana, le persone irradiate a seconda che la dose assorbita sia $< 0,25 \text{ Gy}$, compresa tra $0,25$ e 1 Gy e $> 1 \text{ Gy}$.

In mancanza di dosimetri individuali, la fluenza di neutroni con energia > 2 MeV e la relativa dose assorbita possono essere desunte dall'attivazione dello zolfo contenuto in capelli, peli, lana, oppure dall'attivazione di oggetti metallici come monete, fibbie, ecc.

MISURA DELLA ATTIVITA'

Le misure dell'attività si effettuano con lo scopo di tenere sotto controllo una data situazione, di riconoscere le contaminazioni radioattive e/o di raccogliere dati per calcolare gli equivalenti di dose da irradiazione esterna e interna alle persone che lavorano con materiali radioattivi o vivono in ambienti in cui sono presenti radionuclidi.

Anche per le misure della attività valgono, per quanto applicabili, le definizioni e considerazioni riportate all'inizio del paragrafo sulla misura delle radiazioni.

Lo strumento di misura è tarato mediante una sorgente di attività conosciuta; la misura si effettua nel luogo o sul campione che interessa ponendo attenzione, anche in questo caso, che la taratura possa esser ritenuta valida per la concreta situazione della misura.

Sono da preferire rivelatori che abbiano un'elevata efficienza (rendimento, rapporto tra impulsi contati e particelle che attraversano il rivelatore) e un soddisfacente valore minimo misurabile, per la durata di misura e per la precisione richiesta.

Caratteristica importante d'uno strumento è la capacità di riconoscimento separato di fotoni gamma (oppure, in certi casi, di particelle alfa) di determinata energia; ciò permette la identificazione e misura dell'attività di un determinato nuclide in presenza di altri nuclidi. Hanno questa caratteristica gli spettrometri, che numerano gli impulsi in

funzione dell'energia del fotone o della particella.

Quando le attività sono piccolissime, lo strumento deve essere costruito o schermato in modo da registrare un limitato numero di impulsi dovuti al fondo naturale di radiazioni, che turbano la misura dell'attività; si parla di strumenti e di apparecchi a basso fondo.

Le misure nel luogo che interessa (misure in loco) possono avvenire mediante:

- strumenti fissi,
- strumenti mobili,
- strumenti portatili.

Vi sono strumenti che misurano in continuo, per controllare situazioni lavorative oppure l'attività scaricata in un effluente, oppure per dare un avvertimento (acustico, ottico) di situazione anomala o un allarme di pericolo. Vi sono strumenti che effettuano misure a tempo, in connessione con determinate operazioni, oppure misure periodiche.

Le misure su campione, rappresentativo o quanto meno indicativo di un determinato ambiente o situazione, si effettuano per lo più in laboratorio e la loro durata può essere anche di ore, quando l'attività nel campione è piccola.

Un posto a sé occupano le misure eseguite direttamente sul corpo umano per stimare l'attività presente nell'intero organismo o in singoli organi.

1. Misure in loco

Tutti gli strumenti contatori d'impulsi sono utilizzati in funzione della misura che si deve effettuare.

1.1. Per i rilevamenti sulle superficie di lavoro, sui pavimenti, sui contenitori, oggetti, strumenti, indumenti, sulla pelle delle mani e sulle ferite si utilizzano sovente

strumenti che forniscono il rateo di conteggio (impulsi o "conti" al secondo).

I monitori alfa hanno "finestra" ampia e molto sottile (per es., 50 cm² e 1 mg/cm²) e non sono sensibili a particelle beta e a raggi gamma.

I monitori beta hanno una finestra di una o più decine di cm² e spessore di 30-40 mg/cm² (o anche molto meno, per emettitori beta particolarmente molli, come C-14, S-35, Ca-45). Per misure di H-3 su superficie sono stati prodotti diversi strumenti: in genere si tratta di contatori proporzionali a flusso di gas con finestra sottilissima o senza finestra, questi ultimi da appoggiare alla superficie da controllare; i risultati non sono sempre soddisfacenti (non accuratezza del risultato, imprecisione) per cui di solito si fanno dei test di strofinio (smear test) seguiti da misura in scintillatore liquido. I rivelatori beta sono piuttosto sensibili anche ai fotoni gamma del fondo naturale e dei radionuclidi artificiali; di ciò si deve tener conto nel valutare il risultato della lettura sullo strumento.

I monitori gamma sono sovente rivelatori beta-gamma (contatori di Geiger e Müller, contatori a scintillazione, camere di ionizzazione). Va ricordato che i contatori di Geiger e Müller sono economici, hanno alta sensibilità e basso valore minimo misurabile, i contatori a scintillazione offrono possibilità spettrometriche e maggiori frequenze di conteggio registrabili. Se le pareti del volume sensibile sono piuttosto spesse, solamente la radiazione fotonica dà luogo ad impulsi.

1.2. Per i rilevamenti in aria gli strumenti debbono avere un livello minimo di misura assai basso perché le quantità o le concentrazioni di sostanze radioattive in gioco sono sovente piccolissime. Per lo più si richiedono informazioni semiquantitative di modesta accuratezza.

Per i gas nobili radioattivi (radiocriptone, radioxenone) si possono usare rateometri a camere di ionizzazione che rivelino il campo di radiazioni gamma da essi creato. Il

valore minimo misurabile è $10^4 - 10^5$ Bq/m³.

Per fumi e per le polveri radioattive (contaminazione corpuscolata) si effettua il pompaggio dell'aria attraverso un filtro di carta e si misura l'attività trattenuta sul filtro.

Con filtrazione di 1 m³ di aria (10-15 minuti di aspirazione con pompa ad alta portata), la concentrazione minima misurabile in campo (con pozzetto di Pb di 4 cm di spessore) è dell'ordine di alcuni Bq/m³. Per misurare il radioiodio si usano cartucce-filtro di carbone attivo o filtri di carta impregnati di carbone attivo.

Quando si debbono eseguire misure su emettitori alfa, è opportuno ricorrere a tecniche spettrometriche su campione.

Lo spessore del deposito sulla carta da filtro dev'essere assai sottile, non più di qualche mg/cm². Sul filtro, oltre ai materiali contaminanti, si raccolgono anche i prodotti solidi di decadimento del Radon (gas) presenti in ogni ambiente, in concentrazione più o meno elevata; essi possono avere attività più alte di quella dei radionuclidi che si intendono misurare ed occorre attenderne il decadimento, oppure occorre saper discriminare la loro radiazione.

Il vapor d'acqua tritiata non si fissa sui filtri cartacei; la misura può farsi sul condensato del vapore acqueo, in scintillatori liquidi. Altre tecniche prevedono il gorgogliamento in acqua o l'adsorbimento del vapore su silice gel. Allorché si deve rivelare tritio allo stato di gas si utilizzano speciali camere di ionizzazione in corrente di aria.

Il Radon si misura mediante camere rivestite di ZnS in cui l'aria è immessa trattenendo su filtro i discendenti corpuscolati; la scintillazione provocata sullo ZnS è misurata con un fotomoltiplicatore.

La misura del "livello di lavoro" (Working Level, WL, vedi altro capitolo) per i discendenti solidi a vita breve del

Radon si effettua mediante misure del Ra A e del Ra C', di regola con rivelatore a stato solido, sul pulviscolo raccolto in aria mediante pompe e filtro.

1.3. Per i rilevamenti nei liquidi (per es. rilevamenti in acque di processo o in effluenti liquidi radioattivi) si usano contatori di Geiger e Müller o a scintillazione, ad immersione nel liquido.

Il valore minimo misurabile con contatore di Geiger e Müller a bicchiere schermato non è molto piccolo (in genere comunque, inferiore a 1 Bq/cm^3) in quanto lo strumento rivela l'attività d'un limitato volume d'acqua attorno al contatore. Emettitori beta puri di energia debole (tra cui il Tritio) non possono essere controllati con questa tecnica, ma possono essere controllati mediante contatori a flusso, oppure mediante scintillatori affacciati ad un sottile strato di liquido.

2. Misure su campioni

In genere offrono migliore precisione ed accuratezza delle precedenti. Campioni di aria, di gas, di aerosol, di acque, di urina, di materiali solidi vari (per es., vegetali, alimenti, carta da filtro strofinata su superficie) sono raccolti ("campionati") nei vari luoghi, portati in laboratorio e sottoposti a misura.

In alcuni casi è necessario o opportuno far precedere la misura fisica da operazioni chimiche di estrazione dell'elemento che interessa.

Tutti gli strumenti contatori di impulsi sono utilizzati a seconda dei casi: contatori di Geiger e Müller, contatori proporzionali (che discriminano radiazioni di vario tipo), contatori a scintillazione (che consentono la spettrometria gamma, con cristalli di grandi dimensioni), contatori a semiconduttore (per es., al Ge-Li) che hanno ottima risoluzione spettrometrica e consentono di riconoscere e misurare

decine di radionuclidi presenti in un campione. Per emettitori beta molli (tra cui il Tritio) in campioni liquidi si impiegano contatori a scintillazione in fase liquida.

Tempi di conteggio lunghi (anche di 24 ore) sono talora necessari quando le attività siano piccolissime.

Si debbono ricordare anche i rivelatori a traccia microscopica (già ricordati) per emettitori alfa (discendenti del Radon) e la autoradiografia alfa su pellicole sensibili, capace di rivelare esigue attività in quanto il tempo di esposizione può essere lunghissimo, anche di settimane.

3. Misure sul corpo umano

Il corpo umano contiene abitualmente vari radionuclidi, con un'emissione di fotoni gamma pari a circa 250 Bq. I materiali di cui sono costituiti i muri delle case e il terreno hanno concentrazione di attività di un ordine di grandezza superiore a quella del corpo umano.

Per eseguire la misura dell'attività del corpo umano occorre dunque lavorare in ambiente schermato, che abbassi il fondo dovuto ai materiali circostanti. Si utilizzano come schermature spesse lastre di ferro che abbiano concentrazione di attività attorno a 1/10 di quella del corpo umano.

Il contatore per il corpo umano intero - descritto in precedente capitolo - è il più conosciuto e utile di questa famiglia di strumenti.

Tale contatore rivela e misura l'attività di nuclidi che emettono fotoni capaci di fuoriuscire dal corpo; non è adatto a rivelare e misurare nuclidi emettitori beta puri ed emettitori alfa. La disintegrazione di emettitori alfa è per altro sovente accompagnata da emissione di fotoni gamma o di fotoni X di modesta energia, che talora possono esser misurati fuori del corpo. E' questo il caso del Pu-239 depositato in ferite cutanee, misurabile mediante scintillatori sottili

applicati al punto che interessa; quando il Pu-239 è depositato nei polmoni, il livello minimo misurabile è costituito da alcune centinaia di Bq.

Al presente negli spettri è riconoscibile in tutti gli individui il picco dei fotoni del K-40 naturale e il picco dei fotoni del Cs-137 da ricadute (fallout) delle prove militari nucleari.

Contatori a scintillazione da NaI di qualche cm di raggio, posti dinanzi alla regione anteriore del collo, sono impiegati per misurare radioiodio nella tiroide.

La tabella 1 riporta le attività corporee minime rivelabili con un buon contatore per il corpo umano intero, con durata della misura di 10 minuti circa.

Vanno infine ricordati (un accenno è già stato fatto in un precedente capitolo) gli apparecchi denominati comunemente monitori per mani e piedi, che sono indispensabili nei luoghi in cui vi sia rischio lavorativo prossimo e frequente di contaminazione esterna delle persone (mani, scarpe, indumenti): laboratori di radiochimica, reattori nucleari, laboratori con radioisotopi non sigillati, impianti di fabbricazione del combustibile, impianti di riprocessamento, ecc.

Questi monitori controllano e misurano la contaminazione radioattiva superficiale, impiegando diversi rivelatori (contatori di Geiger e Müller, contatori proporzionali, scintillatori al solfuro di Zn). In pochi secondi vengono controllate le estremità di una persona, e un segnale acustico ed ottico avverte se un determinato livello di densità areale (Bq/cm^2) è superato ed è eventualmente necessaria la decontaminazione. Densità areali di alcuni decimi di Bq/cm^2 (beta) e di alcuni millesimi di Bq/cm^2 (alfa) sono agevolmente misurate con questi strumenti, senza schermature aggiunte.

Tabella 1. Minima attività rivelabile nel corpo e nei polmoni mediante il contatore per il corpo umano intero del Centro ENEA di Bologna (10 minuti di misura)

nuclide	attività corporea Bq	attività nei polmoni Bq
Na-22	40	
Cr-51	500	100
Mn-54	40	8,5
Co-58	40	8
Fe-59	55	10
Co-60	30	6,5
Zn-65	85	15
Se-75	60	15
Zr-95	45	10
Ru-106	210	45
I-131	55	
Cs-137	55	
Ce-141	160	30
Ce-144	710	150
Hg-203	65	15
Ra-226	95	20
U nat.	75	15
Th nat.	65	10

4. Misure su escreti corporei

Tra le misure che riguardano l'attività presente nel corpo umano si debbono ricordare le misure di chimica radiotossicologica sugli escreti. Si tratta di misure di attività su campioni di feci, di urine, di plasma, di aria esalata - opportunamente trattati - da cui calcolare gli equivalenti di dose assorbiti, facendo riferimento all'uomo standard e utilizzando pubblicazioni specializzate della ICRP.

Le tecniche di trattamento chimico sono in molti casi indaginose e difficili da effettuare con periodicità ravvicinata su tutto il personale professionalmente esposto.

Per le misure dell'attività si utilizzano vari rivelatori e contatori (tubi di Geiger e Müller, scintillatori, contatori al Ge-Li).

La tabella 2 mostra le attività minime misurabili nelle urine con i metodi radiotossicologici in uso presso il Centro della Casaccia dello ENEA (comunicazione di C. Testa). La tabella riporta anche la periodicità di campionamento.

Tabella 2. Minima attività misurabile nelle urine mediante metodi radiotossicologici, presso il Centro ENEA della Casaccia (Roma).

nuclide e organo critico	attività minima misurabile Bq	periodicità di campionamento giorni
H-3, TB	3700	15
Co-60, TB	11	60
Sr-90, ossa	0,19	60
Cs-137, TB	11	60
Po-210, milza	0,019	60
Ra-226, ossa	0,007	60
U nat, ossa	0,2 µg	60
Th nat, ossa	15 µg	60
Pu-239, ossa	$1,5 \cdot 10^{-3}$	60

STRUMENTI PORTATILI: RIPARTIZIONE PERCENTUALE

Al termine di questa rassegna sull'impiego dei vari strumenti ed apparecchi per le azioni di monitoring in

ambiente di lavoro, sulle persone e nell'ambiente esterno può essere interessante avere un'idea di quanti strumenti portatili dei vari tipi siano in dotazione al Servizio di fisica sanitaria di un impianto elettronucleare di potenza (Caorso) e di un grande centro di ricerca prevalentemente nucleare (Casaccia).

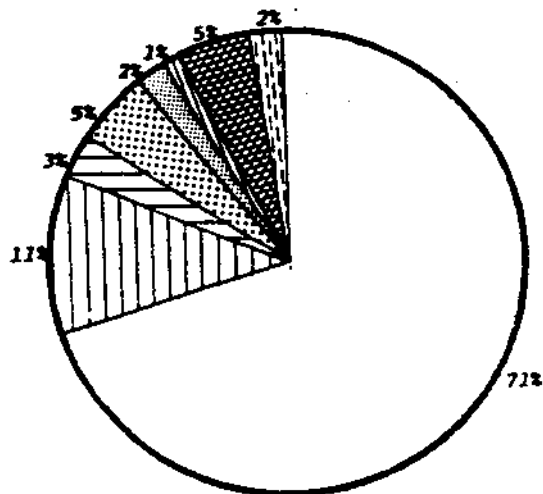


Figura 1. Ripartizione percentuale del numero di strumenti portatili di fisica sanitaria nella Centrale di Caorso dello ENEL (1985).

71% dosimetri personali (penne)
11% dosimetri personali elettronici

irradiazione esterna:

3% camere di ionizzazione
5% sonde Geiger e Müller
2% scintillatori e contatori proporzionali

contaminazione:

1% contatori beta Geiger e Müller
5% contatori proporzionali alfa e beta-gamma
2% aspiratori portatili.

Le figure 1 e 2 si riferiscono rispettivamente a Caorso e alla Casaccia e mostrano, in diagramma areale, la

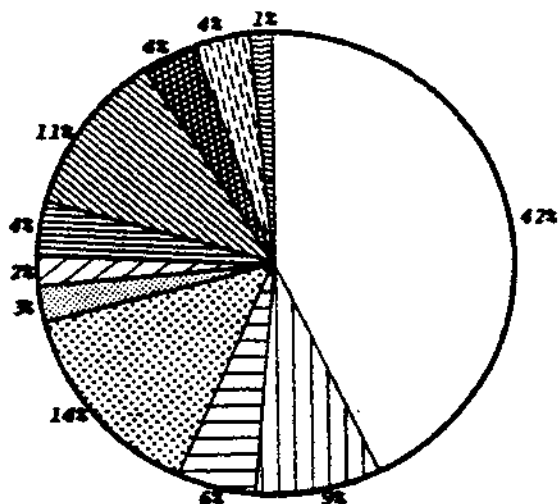


Figura 2. Ripartizione percentuale del numero di strumenti portatili di fisica sanitaria nel Centro della Casaccia dello ENEA (1985).

42% dosimetri personali (penne)
9% dosimetri personali elettronici

irradiazione esterna:

6% camere di ionizzazione
14% sonde Geiger e Müller
3% scintillatori e contatori proporzionali
2% rem counters

contaminazione:

4% contatori alfa a scintillazione
11% contatori beta Geiger e Müller
4% contatori proporzionali alfa e beta-gamma
4% aspiratori portatili
1% catene di conteggio portatili.

percentuale (numerica) di strumenti e apparecchi portatili dei vari tipi (dati forniti dai dottori L. Antonucci e R. Minasi).

Si tenga presente che i dosimetri personali elettronici sono in rapido aumento.

ALCUNE INDICAZIONI BIBLIOGRAFICHE

- International Commission on Radiological Protection, ICRP. General principles of monitoring for radiation protection of workers. ICRP Publication 35, Pergamon Press, Oxford, 1982.
- International Atomic Energy Agency, IAEA. Safety Series no. 84. Basic principles for occupational radiation monitoring. IAEA, Vienna, 1987.
- US National Council on Radiation Protection and Measurements, NCRP. Instrumentation and monitoring methods for radiation protection. NCRP Report no. 57, NCRP Publications, Bethesda, Md., 1978.
- US National Council on Radiation Protection and Measurements, NCRP. A handbook of radioactivity measurements procedures, with nuclear data for some biologically important radionuclides. NCRP Report no. 58, 2nd Ed., NCRP Publications, Bethesda, Md., 1985.
- International Commission on Radiological Units and Measurements, ICRU. Radiation protection instrumentation and its application. ICRU Report 20, ICRU Publications, Bethesda, Md., USA, 1971.
- Yen Wang, ed. Handbook of radioactive nuclides. Chemical Rubber Co., Cleveland, 1969.
- Budnick R. J. et al. Instrumentation for environmental

monitoring. Vol. 1, Radiation. 2nd Edition. John Wiley and Sons, New York, 1983.

- Camera V. Descrizione di tecniche in uso presso il laboratorio di analisi radiotossicologiche del Centro di Ispra. Rapporto EUR-5526i, 1976.
- Melandri C. Metodi diretti per la determinazione della contaminazione interna. Rapporto ENEA, RT/PAS/85/14, Roma 1985.
- Testa C. e coll. Analisi radiotossicologiche in uso presso il CNEN. Rapporto CNEN, RT/PROT(71)9, Roma 1971.

IL SITO D'UN IMPIANTO NUCLEARE
E LA RADIOPROTEZIONE

I n d i c e

	pagina
Inquadramento dell'argomento	586
1. Primi impianti italiani e prima normativa	586
2. Evoluzione legislativa	587
3. Rilevanza ai fini protezionistici della corretta scelta del sito	589
La ricerca delle aree in cui scegliere il sito	590
1. Criteri informativi generali	590
2. Criteri demografici	592
3. Criteri ambientali	597
4. Altri settori di interesse protezionistico	598
5. Aree suscettibili di insediamento nucleare ("carta dei siti")	599
La qualificazione del sito nucleare	600
1. Meteorologia e climatologia	601
2. Idrologia e idrogeologia; utilizzazione delle acque	602
3. Sedimentologia	603
4. Caratteristiche dei terreni	604
5. Radioattività ambientale	604
6. Rete viaria; territorio	606
7. Demografia, abitudini alimentari e di vita; epidemiologia	606
8. Valutazione d' impatto ambientale	609
9. Valutazione d' impatto sanitario	611
10. Rifiuti radioattivi	612
La scelta del sito tra più siti qualificati	614
Alcune indicazioni bibliografiche	616

Nota preliminare. L'ubicazione degli impianti nucleari è problema complesso con aspetti territoriali, industriali, di produzione, socio-economici ed ha importanza rilevante per la sicurezza tecnica e nucleare e per la protezione sanitaria.

La sicurezza nucleare considera gli aspetti e le caratteristiche del sito e dell'ambiente che possono compromettere la sicurezza dell'impianto (cosiddetto impatto dell'ambiente sull'impianto); la radioprotezione considera gli aspetti e le caratteristiche del sito e dell'ambiente che hanno rilievo sulle conseguenze sanitarie ed ambientali degli scarichi e degli eventuali rilasci incontrollati dell'impianto (cosiddetto impatto dell'impianto sull'ambiente).

Nelle pagine che seguono limiteremo l'attenzione agli aspetti che riguardano la radioprotezione. Considereremo la normativa esistente, esamineremo i criteri di ricerca e di selezione dei siti e la loro qualificazione ambientalistica e sanitaria.

Il capitolo è risultato un po' lungo rispetto ad altri di questo volume; ciò è dovuto a due ragioni: l'opportunità di dare ragguagli su argomenti che in questi anni sono oggetto di molti dibattiti e la difficoltà di reperimento, per il comune lettore, di taluni rapporti ed elaborati tecnici.

INQUADRAMENTO DELL'ARGOMENTO

1. Primi impianti italiani e prima normativa

Storicamente in Italia i primi reattori nucleari di ricerca e di potenza sono stati collocati sul territorio dopo studi e sopralluoghi condotti dal proponente ed allegati alla richiesta di autorizzazione alla costruzione rivolta al

Ministero competente. L'approfondimento degli studi variava da caso a caso e comunque era assai minore di quanto non si faccia al presente. Questa situazione si è mantenuta tra il 1957 e il 1965 e riguarda - tra l'altro - le tre piccole centrali nucleari di Foce Verde (Latina), del Garigliano (Caserta), di Trino (Vercelli).

Nel 1964 fu pubblicato il DPR 185/1964 che stabiliva modi, tempi, contenuti delle analisi che debbono precedere l'atto autorizzativo. Fu subito notata la genericità di certe richieste del decreto a proposito del sito, come pure fu notato che l'autorità competente all'autorizzazione era in posizione passiva rispetto alla proposta di collocazione d'un impianto in un determinato sito: il proponente sceglieva il sito, ne studiava le caratteristiche (qualificazione) e richiedeva l'autorizzazione. L'autorità poteva accogliere o respingere la domanda, poteva chiedere ulteriori informazioni e documentazione, ma non aveva modo di influire sulla identificazione e selezione dei siti nucleari. Essa non aveva strumenti legislativi per orientare le scelte sui siti più idonei rispetto a determinati obiettivi di sicurezza generale e di protezione sanitaria.

2. Evoluzione legislativa

Per superare questa situazione venne promulgata la legge 393/1975 (che seguiva a poco più d'un anno la legge 880/1973 non molto utile - anzi creatrice di difficoltà - proprio in materia di localizzazione di impianti nucleari): la 393 introduceva una disciplina specifica per la localizzazione delle centrali nucleari, che iniziava con la indicazione delle "aree" del territorio nazionale atte ad ospitare tali centrali ed arrivava sino a determinare la procedura di scelta del "sito" preciso ove collocare il singolo impianto di potenza. Nel far questo la legge 393 dava spazio a valutazioni d'ordine tecnico-sanitario ed ambientale e prevedeva la preparazione da parte del CNEN della carta nazionale dei siti suscettibili di insediamento di centrali.

A seguito della promulgazione della legge 393 il proponente deve pertanto muoversi oggi all'interno d'un insieme di indicazioni stabilite: dunque le sue proposte seguono ad una prima scelta generale d'iniziativa pubblica.

E' importante sottolineare come l'ubicazione individuata e proposta ai sensi della legge 393 debba altresì risultare idonea ai sensi del preesistente DPR 185/1964 che rimane in vigore.

Il meccanismo legislativo offre dunque una doppia garanzia, a tutto vantaggio della sicurezza e della protezione. Per altro la legge 393 ha mostrato di avere forti difficoltà di applicazione nelle scelte e nelle proposte dei siti perchè essa coinvolge il consenso delle Regioni (che si aggiunge a quello dei Comuni) e fa sorgere opposizioni locali fondate in buona parte sul timore che venga limitato o impedito lo sviluppo insediativo territoriale e il suo sfruttamento a fini turistici e residenziali.

Per cercar di rimuovere queste difficoltà è stata promulgata la legge 8/1983 che stabilisce tre punti:

- intervento del CIPE sulla determinazione delle aree (nell'ambito della Regione interessata) qualora l'individuazione di tali aree non avvenga nei termini temporali stabiliti dalla legge 393;
- effettuazione di udienze pubbliche nei comuni interessati e pubblicizzazione degli atti istruttori relativi ad un determinato impianto;
- erogazione di contributi economici a favore dei Comuni e delle Regioni che ospitano centrali elettronucleari.

Questa erogazione di fondi non intende "pagare il rischio nucleare", ma intende essere una compensazione degli inconvenienti socio-economici in fase di costruzione della centrale e delle limitazioni di sviluppo insediativo in prossimità della centrale, consentendo tra l'altro opere pubbliche e nuove attività economiche.

La costruzione della centrale di Caorso (Piacenza) è stata autorizzata (1970) nel solo quadro delle disposizioni del DPR 185; la costruzione della centrale di Montalto di Castro (Viterbo) è stata ubicata in area indicata mediante la procedura della legge 393, ferme restando le analisi richieste dal DPR 185.

3. Rilevanza ai fini protezionistici della corretta scelta del sito

Quanto precede ha mostrato i punti salienti della problematica autorizzativa della costruzione d'una centrale in un sito; si deve aggiungere il ruolo di assistenza tecnica e di parere alle Amministrazioni che lo ENEA-DISP (CNEN fino al 1982) svolge nelle numerose e complesse tappe della procedura. Proprio in queste consultazioni con lo ENEA-DISP prendono sostanza e trovano soluzione le questioni di radioprotezione connesse col sito. Vi sono infatti aspetti:

- di esercizio della centrale,
- di incidente alla centrale,

e conseguenze dovute ad effluenti (scarichi) e rilasci che provocano

- dosi individuali alle persone,
- dosi collettive a gruppi di popolazione.

Gli aspetti di esercizio ed i relativi problemi sanitari hanno una larga compatibilità con la maggior parte dei siti ragionevolmente proponibili, e raramente sono causa di esclusione d'un sito per ragioni di radioprotezione. I problemi posti dalla prospettiva di possibili incidenti gravi, a bassissima probabilità di accadimento ma con elevati rilasci di attività, si presentano invece assai stringenti ed operano nel senso d'una forte selezione sulle aree: in effetti le località entro i primi chilometri attorno al reattore potrebbero essere passibili di situazioni con dosi elevate

agli individui (abitanti, turisti, "pendolari"), cui possono seguire effetti a soglia (vedi capitolo sugli effetti dannosi delle radiazioni). La popolazione esposta ha anche il rischio di effetti stocastici tardivi, proporzionale - in prima approssimazione - alla dose collettiva ricevuta.

Proprio per questa rilevanza della prospettiva d'incidente parleremo nel prossimo capitolo del Piano di emergenza, dopo aver concluso l'esame del problema dei siti: ma conviene subito precisare che la predisposizione del Piano di emergenza avviene oggi a costruzione pressochè ultimata dell'impianto (cioè 5-10 anni dopo la scelta del sito) ed è fatta con riferimento alla situazione di impianto e di ambiente a quel momento

LA RICERCA DELLE AREE IN CUI SCEGLIERE IL SITO

1. Criteri informativi generali

Una scelta fondamentale di interesse per la radioprotezione è stata compiuta in Italia fin dal tempo della ubicazione delle prime tre centrali di potenza (Latina, Garigliano, Trino Vercellese) ed è stata mantenuta nella preparazione della carta dei siti ex lege 393/1975: collocazione delle centrali lontano da città popolose e da aree metropolitane (remotizzazione dei siti). Questa scelta che può apparire ovvia, è invece il risultato dell'analisi tra rischi di ubicazioni non remote e benefici alle popolazioni viciniori sotto forma - per esempio - di utilizzo dell'acqua tiepida del circuito di raffreddamento della centrale.

In maniera embrionale per le prime ubicazioni, in forma più articolata per quelle intermedie, in forma sviluppata per le ubicazioni degli Anni Ottanta, si è anche affermato il criterio che l'ubicazione è condizionata dai risultati dello studio ambientale, mediante la preparazione della Valutazione di Impatto Ambientale, VIA, di cui si è già

parlato in altro capitolo e si riparerà più oltre, comprensiva delle sue componenti territoriali, naturalistiche, sanitarie.

Accanto a questi due criteri propriamente protezionistici - popolazione e ambiente - altri argomenti sono più legati alla sicurezza nucleare del reattore e sono resi operanti nella ricerca delle aree suscettibili di ubicazione d'impianto di potenza. Ne enumeriamo alcuni:

- criteri geologici, sismici e geotecnici, che portano ad escludere vaste porzioni del territorio nazionale. L'Italia infatti presenta molte aree con attività tettonica e vulcanica in tempi geologici recenti (ultimi 10000 anni) e frequenti terremoti in molte regioni, com'è ben noto;
- criteri di agibilità tecnica, di cui il più importante è la disponibilità d'acqua ($\sim 50 \text{ m}^3/\text{s}$ per impianti da 1000 MWe ad acqua fluente; $\sim 1,5 \text{ m}^3/\text{s}$ nel caso di uguale potenza con raffreddamento mediante torri ad umido), eccetto i casi di refrigerazione con torri a secco (che per altro non hanno ancora raggiunto la completa maturità industriale);
- criteri di prevenzione da "eventi limite" dovuti a manufatti e attività umane potenzialmente aggressive sull'impianto, che portano ad escludere determinate aree (15 km dalle piste di aeroporti militari, 8 km dalle piste di aeroporti civili, 4 km dalle piste di aeroporti da turismo; 8 km da balipedi e poligoni di tiro e da aree militari); la presenza (fino a 8 km) di aree industriali non nucleari e di trasporti pericolosi (strade, ferrovie, porti) va studiata caso per caso;
- criteri di prevenzione contro eventi naturali estremi, diversi da terremoti: alluvioni, frane, trombe d'aria, valanghe di neve, ecc. Ciò può comportare l'esclusione di valli strette sommontate da laghi, bacini e dighe, tratti di costa soggetti a pericolo di maremoto, ecc., oppure richiedere la realizzazione di particolari accorgimenti.

2. Criteri demografici

Tornando ai due gruppi di criteri propriamente e direttamente radioprotezionistici, esaminiamo più da vicino i criteri demografici. L' impatto sanitario (cosiddetto impatto radiologico; ma è meglio riservare questa ultima denominazione all'insieme degli impatti ambientale e sanitario) sulla popolazione si mantiene su livelli di poco rilievo in condizioni di normale funzionamento dell'impianto e in molte situazioni di incidente non grave. I criteri demografici sono stati pensati per eventuali situazioni di incidente grave:

- ridurre il numero di persone esposte;
- contenere l'entità delle conseguenze sanitarie;
- rendere più agevoli le azioni d'intervento.

La diffusione e il trasporto ambientale della attività che fuoriesce dal reattore dopo un incidente grave avvengono all'inizio prevalentemente per via atmosferica. Pertanto la popolazione presente sul territorio è esposta in genere a maggior rischio in funzione della distanza dall'impianto: a maggiore distanza le dosi individuali tendono a calare per effetto della diluizione atmosferica, con riduzione della concentrazione di attività in aria (Bq/m^3) e depositata sul suolo (Bq/m^2). Si impiegano pertanto tecniche di "peso" della popolazione in funzione della distanza, sviluppate mediante l'introduzione di fattori di peso della popolazione (site population factors).

Nella preparazione della carta dei siti lo ENEA ha ritenuto di escludere le aree che presentassero una delle seguenti caratteristiche:

- indice di popolazione, pesata nella corona circolare tra 1 e 20 km di raggio, superiore a 20000 (numero di abitanti "pesati"; il valore 20000 è derivato dalla densità media della popolazione italiana pari a 200 ab./km^2).

Si usa il fattore di peso, $W(r)$, riportato nella curva di figura 1 (proposta dall'ing. R. Galvagni) che è stata ricavata considerando la probabilità di insorgenza di

effetti non stocastici letali in relazione ad eventi incidentali catastrofici: la curva, normalizzata ad 1 per la distanza di esclusione (1 km), riflette quindi l'andamento della probabilità di detti effetti al variare della distanza dall'impianto.

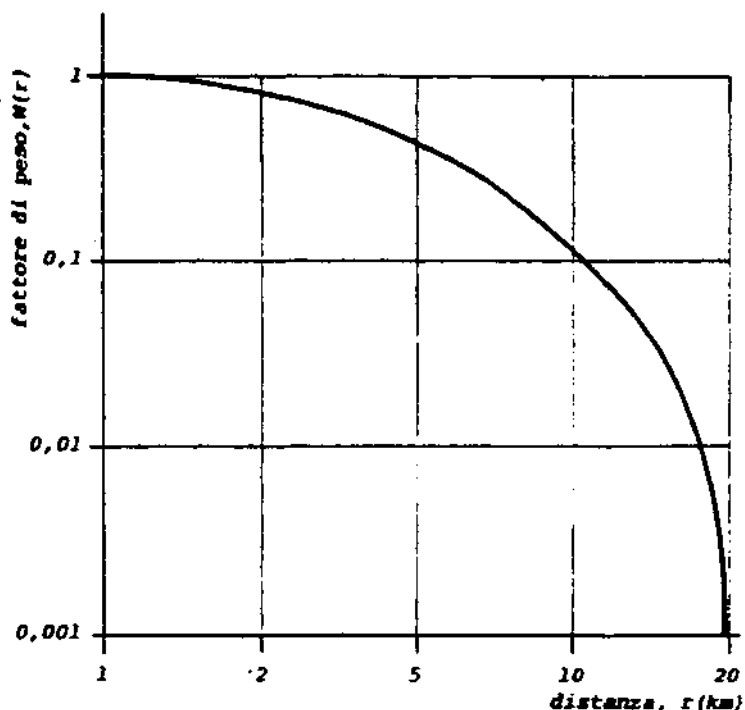


Figura 1. Fattore di peso della popolazione, per corone circolari, in funzione della distanza dall'impianto (vedi testo).

Il rapido decrescere dei valori attorno a 20 km consegue al fatto che a queste distanze la soglia di insorgenza degli effetti non viene raggiunta quale che sia la gravità dell'incidente, se si prescinde da situazioni di diffusione atmosferica estreme.

Nel calcolo di tale indice di popolazione, definito come

$$I.P. = \int_0^{20\text{km}} W(r) P(r) dr$$

l'integrale viene sostituito dalla sommatoria che considera la popolazione P in n corone circolari $P(r_i, r_{i+1})$ e il valore medio della funzione $W(r)$ nell'intervallo r_i, r_{i+1} ;

- indice di popolazione, pesata nel settore di $22^\circ 30'$ più sfavorevole tra l'origine-impianto e 50 km, superiore a 6500.

Si usa come fattore di peso il valore che deriva dalla formula $f = r^{-1,5}$, in cui r è la distanza del punto considerato dall'impianto espressa in km (la funzione è detta anche "funzione di diffusione atmosferica").

Anche in questo caso, nel calcolo si esegue la sommatoria su settori di corone circolari crescenti, considerando la popolazione P in ogni settore di corona e il valore medio della funzione $r^{-1,5}$ per r compreso tra i due raggi della corona;

- distanza inferiore a 10 km da centri urbani con molte decine di migliaia di abitanti;
- distanza inferiore a 20 km da centri urbani con molte centinaia di migliaia di abitanti;
- non disponibilità attorno all'impianto di una superficie circolare di circa 1 km di raggio, che possa esser posta sotto il diretto controllo dell'esercente, senza popolazione residente (cosiddetta area di esclusione, che assicura anche il "disaccoppiamento" tra impianto e territorio esterno).

La figura 2 visualizza questi criteri che portano ad escludere aree del territorio.

E' manifesto lo scopo dell'ultimo criterio: non avere residenti nelle immediate vicinanze dell'impianto. Il criterio si concretizza con l'acquisto da parte dell'esercente dell'a-

rea o di buona parte di essa. Le distanze dai grandi centri abitati sono state scelte tenendo conto del fattore di peso per 10 e 20 chilometri; esse tendono altresì a mantenere piuttosto costanti, nel tempo, le caratteristiche insediative delle aree, anche in assenza di interventi vincolistici.

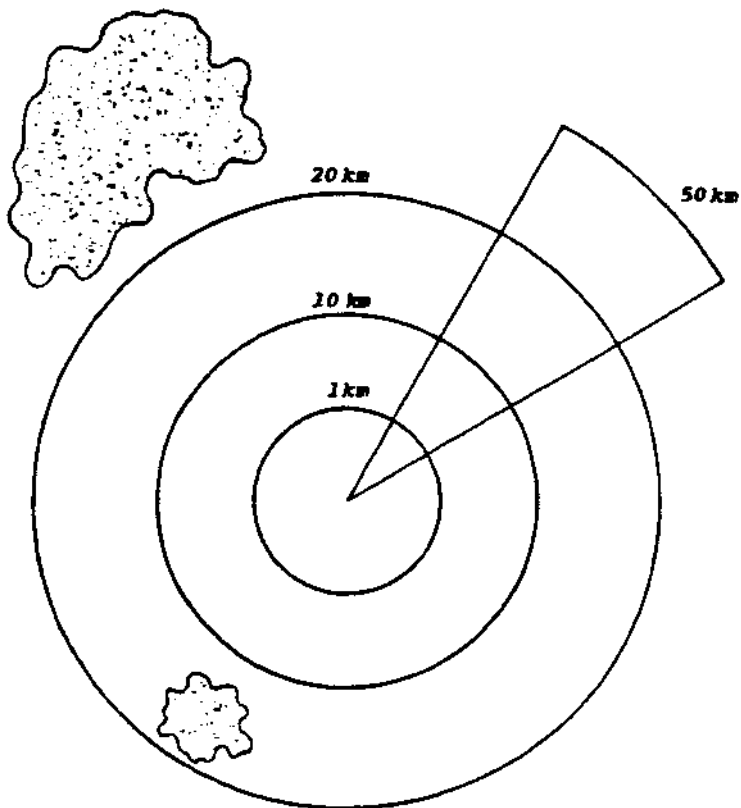


Figura 2. Visualizzazione delle aree che comportano vincoli nella preparazione della carta dei siti; vedi testo per il significato dei cerchi e del settore. La figura non è in scala. Città e metropoli sono rappresentate in grigio.

Il limite sulla popolazione pesata nella corona circolare tra 1 e 20 Km è relativo agli effetti che potrebbero

derivare in situazioni incidentali anche gravi, ed ha lo scopo di minimizzare il rischio complessivo per la popolazione residente intorno all'impianto, con riferimento agli effetti dannosi precoci.

Tabella 1. Esempio di reticolo adottato per studi territoriali di dettaglio

distanza dall'impianto, km	dimensioni della maglia, metri
< 3	100
3 ÷ 10	250
> 10	1000

Il limite sulla popolazione pesata in un settore di 22°30' (1/16 d'angolo giro) ha lo scopo di contenere il valore di dose collettiva conseguente al massimo incidente di riferimento delle analisi di sicurezza (dell'ordine di grandezza di 10^5 Ci di I-131 e prodotti di fissione associati) entro il valore abitualmente fissato nelle procedure autorizzative (10^5 rem-uomini). La funzione di diffusione atmosferica rappresenta abbastanza bene l'andamento della dose nube (Bq.s/m) con la distanza, per situazioni nelle categorie di diffusione D, E, F.

Lo ENEA ha effettuato negli anni scorsi la scansione dell'intero territorio nazionale, per aree di 1 km di lato da sottoporre ai criteri demografici, mediante sovrapposizione d'un reticolo a maglie quadrate. Il numero di abitanti nelle città, villaggi e frazioni è stato ripreso dai dati forniti dal censimento nazionale del 1971.

Per studi territoriali di dettaglio nell'intorno di impianti nucleari può esser adottato un reticolo di base le cui maglie elementari sono di dimensioni inferiori e quindi

più fitte, come si legge in tabella 1.

3. Criteri ambientali

I criteri ambientali costituiscono l'altro gruppo di criteri di natura protezionistica.

Il primo e fondamentale criterio ambientale consiste nella limitazione dell'incremento di temperatura del corpo d'acqua in cui è versata l'acqua di raffreddamento (scarico termico): per i corsi d'acqua la variazione massima tra la temperatura media di qualsiasi sezione a monte e a valle dello scarico non deve superare +3 °C; su almeno metà di qualsiasi sezione a valle tale variazione non deve superare +1 °C (legge 319/1976, nota come legge Merli). Particolari disposizioni sono date per i laghi e il mare.

Queste richieste di legge comportano la conoscenza del regime termico stagionale del corpo d'acqua di prelievo e di scarico e la fattibilità di soluzioni tecniche idonee ad ottenere l'obiettivo fissato. Per dare le dimensioni delle esigenze si tenga presente che un impianto da 1000 Mwe collocato sulla riva d'un fiume richiede che questo abbia portata minima di 150 m³/s d'acqua se la differenza di temperatura uscita-entrata è di +8 °C, con sistema di raffreddamento ad acqua fluente. Se il raffreddamento è effettuato mediante torri oppure mediante stagni artificiali la portata richiesta scende a 3-8 m³/s.

Lo ENEA-DISP ha adottato anche il criterio secondo il quale le lagune (considerate ecosistemi di rilievo che vanno preservati) sono escluse per il prelievo di acque di raffreddamento e come corpo ricettore dello scarico termico.

Debbono altresì essere sottratte ad alterazione termica aree ecologicamente significative (e questa richiesta può essere più restrittiva in termini di temperatura del disposto della legge 319/1976) quali le zone di riproduzione e di crescita di specie ittiche ecologicamente o economicamente

importanti.

Nei fiumi non devono essere ostruiti passaggi che permettano il normale movimento delle specie (abitudini riproduttive) o dei loro nutrimenti.

Un criterio di portata generale afferma che vanno valutate con cautela e sottoposte a preventiva analisi di compatibilità le zone sottoposte a vincoli naturalistici e le aree circostanti. In Italia alcuni di questi vincoli riguardano proprio tratti di costa che per altri aspetti sarebbero suscettibili di insediamenti nucleari.

4. Altri settori di interesse protezionistico

L' impatto territoriale dell'installazione e dell'esercizio della centrale nucleare - dovuto alla turbativa locale provocata dalle fasi di costruzione dell'impianto, della durata di 5-10 anni - costituisce un lungo transitorio temporale che può indurre conseguenze anche sensibili non solo sul piano socio-economico e demografico della zona, ma anche sugli equilibri agronomici, naturalistici ed ecologici. E' questo un campo dove il protezionista può esser chiamato a dare un contributo prevenzionistico ambientale di carattere convenzionale.

Parlando di territorio, si rammenti che la scelta delle aree (e dei siti all'interno di esse) deve tener conto della fattibilità del piano di emergenza per il caso di incidente che attraverso i rilasci si estenda al di là dell'area di esclusione. La possibilità concreta di prendere contromisure rapide di emergenza (azioni, interventi) è fattore importante per il raggiungimento della protezione del pubblico. La fattibilità si sostanzia, tra l'altro, nella molteplicità di accesso al sito da più direzioni mediante strade non esposte a rischio di frane e di inondazioni e nell'opportuna perimetrazione dell'area di esclusione.

5. Aree suscettibili d'insediamento nucleare ("carta dei siti")

L'adozione dei criteri che sono stati stabiliti (criteri di sicurezza nucleare e criteri di protezione sanitaria) e un rilevante lavoro di metodo e di elaborazione hanno consentito l'espletamento del mandato affidato all'allora CNEN dalla legge 393/1975, relativo alla individuazione - come è già stato detto - di aree suscettibili di insediamento di impianti nucleari.

Ciò ha comportato dapprima la formazione d'una "banca dati" sulle principali variabili territoriali e la messa a punto delle relative tecniche di gestione; e poi la formazione di carte tematiche per il territorio nazionale, rispettivamente rivolte a segnalare le zone che non sono suscettibili d'insediamento:

- per alti indici di popolazione pesata o per vicinanza di città;
- per sismicità storica, vulcanismo, caratteristiche sismotettoniche;
- per insufficienza d'acqua disponibile a distanza conveniente;
- per eccessiva pendenza del suolo (clinometria).

Le carte tematiche, confrontate luogo per luogo, hanno consentito - mediante successive "sottrazioni" di aree da non considerare - di mettere in evidenza gli ambiti territoriali che rispondono all'insieme delle caratteristiche richieste e che pertanto offrono, rispetto ad altre, migliori qualità insediative, nell'ottica protezionistica dell'Ente di controllo CNEN, oggi ENEA-DISP, in armonia con i requisiti di agibilità tecnica indicati dall'Ente produttore di elettricità, ENEL, interessato alla costruzione.

I risultati sono stati pubblicati come carta dei siti, ma invero si tratta di "carta delle aree": di tali aree una decina si trovano sull'asta del fiume Po, altre su alcuni

fiumi importanti (Dora Baltea, Adige, Piave, Tagliamento, Tevere, Garigliano), altre ancora sulla costa marittima di varie Regioni (Toscana, Lazio, Campania, Calabria Jonica, Lucania, Puglia, Molise, Emilia, Veneto), altre ancora sulle coste delle due isole maggiori, Sicilia e Sardegna e sull'isola di Pianosa. La carta in questione è stata pubblicata dal CNEN nel 1979.

La preparazione della carta dei siti può esser anche considerata, per alcuni aspetti, come una applicazione parziale della metodologia della valutazione d'impatto ambientale all'intero territorio nazionale, per la collocazione di centrali nucleari. In effetti l'analisi ha portato a riconoscere le aree per le quali l'impatto delle centrali sarebbe meno forte, per alcuni parametri considerati. Questi, pur importantissimi, sono solo una parte dei parametri da considerare e dunque la "VIA-carta dei siti" è solo una VIA parziale, come s'è detto.

Il processo di selezione così impostato non deve pertanto intendersi sostitutivo del processo di qualificazione del sito che sarà candidato per l'installazione della centrale nucleare. Si pensi ad esempio alle indagini di dettaglio sulla struttura del territorio, che hanno rilevanza per la sicurezza tecnica e nucleare dell'impianto e per la determinazione del suo impatto ambientale; da esse derivano dati d'ingresso fondamentali per la progettazione.

LA QUALIFICAZIONE DEL SITO NUCLEARE

La individuazione di uno o più siti per l'ubicazione di centrali avviene all'interno delle aree individuate dalla "carta" e comporta un processo di qualificazione tecnica con esame di dettaglio del territorio, delle popolazioni, delle colture agricole e degli ecosistemi. In questo contesto, il termine qualificazione sta per descrizione e conoscenza approfondita mediante studi di campagna e di laboratorio che

mettano in luce tutti gli aspetti d'interesse per la sicurezza nucleare e per la protezione sanitaria. Per quest'ultimo settore, che è quello che qui interessa, la qualificazione riguarda numerose materie che ora brevemente illustreremo.

1. Meteorologia e climatologia

I metodi di raccolta dei dati meteorologici per la qualificazione del sito sono illustrati in guide tecniche internazionali e nazionali e sono rivolti a conoscere le proprietà dispersive dell'atmosfera nelle varie situazioni microclimatiche nei bassi strati attorno all'impianto.

Nella maggior parte dei casi non sono disponibili dati meteorologici di archivio riguardanti esattamente il sito studiato, che coprano le stagioni dell'anno per vari anni, così da essere rappresentativi. Per altro la climatologia della regione è di regola conosciuta e una stazione sinottica situata non distante può aiutare ad ottenere la stima approssimativa dei principali scenari meteorologici, della loro durata e frequenza.

Se la topografia locale non è semplice, è necessario completare la raccolta di dati con i risultati di studi e campagne su:

- correnti canalizzate di valle,
- condizioni di stabilità che perdurano a lungo,
- vento dominante diretto verso una città.

I valori numerici (misurati o stimati) delle variabili meteorologiche del sito costituiscono i dati di entrata dei calcoli di diffusione e di trasporto, mediante i quali si giunge a formulare stime di dose agli individui e alle popolazioni residenti a varie distanze, nell'ipotesi di rilascio accidentale relativamente breve oppure lungo, nonché di scarichi di esercizio e di particolari operazioni di manutenzione all'impianto. La tabella 2 richiama le basi di un programma di qualificazione meteorologica.

Tabella 2. Alcuni elementi del programma di qualificazione meteorologica

- temperatura dell'aria
- circolazione atmosferica al suolo e a varia altezza dal suolo (direzione, velocità e durata dei venti)
- spessore dello strato di mescolamento
- precipitazioni (per il deposito al suolo)
- igrometria
- gradiente termico verticale associato a varie situazioni
- irraggiamento solare e nuvolosità diurna
- nuvolosità e irraggiamento notturno del suolo
- fluttuazioni della direzione del vento

2. Idrologia e idrogeologia; utilizzazione delle acque

Le caratteristiche delle acque di superficie e le caratteristiche delle acque di falda nelle varie stagioni dell'anno debbono essere ben conosciute: rilasci incidentali di materiale radioattivo possono portare alla contaminazione delle acque dell'uno e dell'altro gruppo.

La possibile utilizzazione di acque assai debolmente contaminate da scarichi radioattivi in operazioni agricole o per impianti di potabilizzazione pone problemi di esposizione delle singole persone e della popolazione (dosi individuali e dosi collettive).

Nelle prime fasi della qualificazione l'analisi idrologica e idrogeologica si attua nella raccolta dei dati esistenti negli archivi, con molta attenzione agli usi e ai consumi presenti dell'acqua ed alle proiezioni a 10, 20, 30 anni. Segue una fase di riscontri sul terreno e di studi

stagionali. La tabella 3 elenca un certo numero di argomenti di studio di qualificazione per l'idrologia-idrogeologia del sito.

Tabella 3. Alcuni elementi del programma di qualificazione idrologica e idrogeologica

- corpi d'acqua superficiali presenti nell'area
- bacino imbrifero; precipitazioni e loro distribuzione
- deflussi di acque
- prelievi e scarichi; destinazione dei prelievi
- portate minime e massime stagionali e annuali
- caratteristiche fisico-chimiche
- falda freatica; connessioni con le acque di superficie
- falde profonde
- pozzi (livelli, caratteristiche, uso delle acque)
- capacità di scambio ionico acqua-terreni
- radioattività naturale
- acquedotti
- correnti marine costiere; modelli di diffusione
- trasporto in grandi fiumi; modelli di diffusione
- laghi; termoclino; modelli di diffusione

3. Sedimentologia

La caratterizzazione dei sedimenti marini, lacustri e fluviali è di forte rilievo per la VIA del sito in esame per gli scarichi e i rilasci in corpi d'acqua e per l'attività depositata sul suolo e trasportata nei corsi d'acqua dalla pioggia. In molti casi la conoscenza dei sedimenti e della geochimica fluviale e costiera è fondamentale per fare previsioni di raccolta e di accumulo di sostanze radioattive particellate rilasciate e di sostanze in soluzione che vadano incontro a flocculazione, a precipitazione e a sedimentazione.

Alcuni decenni or sono si privilegiava lo studio delle

catene trofiche nelle acque, convinti di seguire agevolmente in tal modo il trasporto delle sostanze radioattive e il loro ritorno all'uomo. Ma ci si è resi conto che lo studio dei sedimenti marini e fluviali può dare ragguagli complementari e talvolta di maggior importanza, specie per particolari insolubili, e la sedimentologia è diventata disciplina di rilievo nella qualificazione d'un sito.

Uno dei fenomeni che regolano la migrazione degli elementi è la capacità di legame per scambio ionico, che fissa gli atomi a minerali di carattere per lo più argilloso (zeoliti, montmorilloniti) (vedi anche precedente capitolo). Per la stima di questi fenomeni si fa ricorso al fattore di distribuzione, K_d , che è proprio di ciascun elemento e della costituzione mineralogica del terreno.

Altro fenomeno che regola la migrazione degli elementi è costituito dalle correnti di fondo che spostano i sedimenti, compresi i granuli che per scambio ionico trattengono i nuclidi radioattivi. Correntometria e studio della diffusione e trasporto nel corpo d'acqua interessato dalla centrale debbono dunque esser oggetto di studio per la qualificazione del sito.

4. Caratteristiche dei terreni

Quanto è stato detto a proposito del K_d nei sedimenti ha rilievo anche per i terreni su cui sorgerà l'impianto nucleare e per i terreni sui quali saranno depositati temporaneamente i rifiuti in "fusti" sigillati e saranno scavate fosse e "trincee" di smaltimento (vedi successivo capitolo). Le caratteristiche di scambio e di velocità di migrazione interessano per ogni eventuale scarico nel suolo e per ogni eventuale rilascio non controllato che potrebbe avvenire a seguito di piccoli e grandi incidenti.

5. Radioattività ambientale

La qualificazione del sito deve servire a conoscere i

livelli di attività e la composizione (nuclidi) nelle varie matrici ambientali locali (aria, acque, suolo, organismi viventi, uomo). Possibilmente si cercherà di avere dati su più anni, precisando la situazione iniziale ("punto zero" della radioattività ambientale) e poi seguendo l'andamento dell'attività negli anni del cantiere, prima dell'arrivo del combustibile. Variazioni si possono avere per azioni antropiche, per scarichi (ospedali), per ricadute.

Di regola si richiedono questi dati:

- intensità di esposizione gamma in aria a 1 m dal suolo nel cerchio di ~ 50 km di raggio dall'impianto, per punti discreti e rappresentativi;
- intensità di esposizione gamma in aria a 1 m dal suolo, per punti di misura più fitti nel cerchio di ~ 10 km di raggio attorno all'impianto, con indicazione delle variazioni temporali (giornaliere e stagionali);
- concentrazione di radionuclidi nell'aria, nelle principali acque superficiali e sotterranee, nei terreni, negli organismi più importanti, nei cibi nel cerchio di ~ 10 km di raggio, nonché in aree considerate critiche, peculiari o di impatto al di fuori di tale raggio;
- indicazione di eventuali zone con livelli anomali di radiazione o di attività naturale.

Si cercherà altresì di raccogliere dati e informazioni sui fattori di concentrazione, e in particolare sui fattori di concentrazione organismi/acqua, per vari elementi e radionuclidi (vedi capitolo sulla contaminazione ambientale). Queste informazioni consentono di far previsioni - sia pur grossolane - sulla concentrazione di attività che si osserverebbe in pesci ed altri organismi eduli a seguito dello scarico di effluenti radioattivi nelle acque considerate.

Così pure si cercherà di stimare - anche grossolanamente - la possibilità di risospensione in aria di radionuclidi depositati al suolo e sui vegetali (terreno, pascoli, colture agricole), nonché il decremento nel tempo di tali

nuclidi nel suolo in superficie e nei vegetali, per allontanamento verso il profondo o per trasporto in corsi d'acqua (in aggiunta al decadimento radioattivo).

6. Rete viaria; territorio

Dati esistenti sulla rete viaria, sulla sua affidabilità di transito, sulla costruzione di strade per le esigenze di cantiere, sulle prospettive locali di sviluppo negli anni seguenti devono esser raccolti con riferimento alle esigenze operative e anche alle esigenze di movimentazione di strumenti e di persone nel caso di emergenza nucleare (flussi di evacuazione; ridondanza di strade di accesso e di allontanamento da diverse direzioni). Di regola la possibilità di costruire un anello viario attorno al perimetro dell'area di esclusione è utile per le azioni di intervento.

Anche per altri aspetti il territorio attorno al sito merita l'attenzione della radioprotezione e la raccolta di informazioni per la qualificazione. Ricordiamo:

- indirizzi regionali di pianificazione territoriale,
- piani regolatori esistenti e in preparazione,
- vincoli di uso,
- parchi e riserve naturali,
- presenza e sviluppo di industrie (effluenti tossici),
- colture agricole.

7. Demografia, abitudini alimentari e di vita; epidemiologia

Questo gruppo di argomenti richiede una preparazione adeguata, in larga parte di carattere igienistico generale. Della demografia è già stato detto nel paragrafo sulla identificazione delle aree suscettibili di insediamento ed alcuni criteri demografici (distribuzione della popolazione sul territorio) sono stati tra i più stringenti tra quelli illustrati.

In sede di qualificazione d'un sito la demografia richiede analisi più fini ed in particolare:

- serie storiche recenti; composizione per età e per sesso;
 - proiezioni per il futuro prossimo e a medio termine;
 - popolazione turistica stagionale;
 - popolazione pendolare (giornaliera);
- } popolazione
"fluttuante"
- localizzazione degli ospedali (scarsa mobilità dei degenti);
 - localizzazione delle scuole, specie di bambini;
 - censimento dei residenti nel primo km di raggio (zona di esclusione);
 - censimento sommario tra 1 e 3 km di raggio (questa zona avrà sviluppo residenziale controllato (fig. 3), onde mantenere basso il numero di abitanti);
 - numero di abitanti per settori di corona circolare di 22° 30' a 1, 2, 3, 4, 5, 10, 20, 30, 40, 50, 75 km;
 - la zona che si estenderà fino a 10 km circa avrà sviluppo residenziale sorvegliato (fig. 3); per essa si provvederà a che non cambino sostanzialmente nel tempo le condizioni iniziali (figura 3);
 - previsioni demografiche e socio-economiche connesse con la presenza del cantiere;
 - previsioni demografiche connesse con l'esercizio dell'impianto.

Le abitudini di vita e alimentari vanno raccolte sul luogo, indagando, tra l'altro, se la produzione agricola locale viene consumata sul posto e da chi, oppure viene avviata a mercati vicini e lontani. Altre informazioni saranno raccolte sull'approvvigionamento di acqua potabile (censimento dei pozzi in vicinanza dell'impianto). Così pure dovranno essere approfondite le conoscenze sulle attività lavorative e ricreative e relativi trasporti pubblici e privati.

Lo studio dei dati epidemiologici della popolazione

attorno al sito per 5-10 km (o diversamente, se il caso lo richiede) deve esser condotto con metodologia adeguata tenendo chiari due obiettivi:

- ricerca di tendenze (trends) sull'arco degli ultimi decenni (dinamica temporale);
- analisi delle morti per tumore e della loro frequenza.

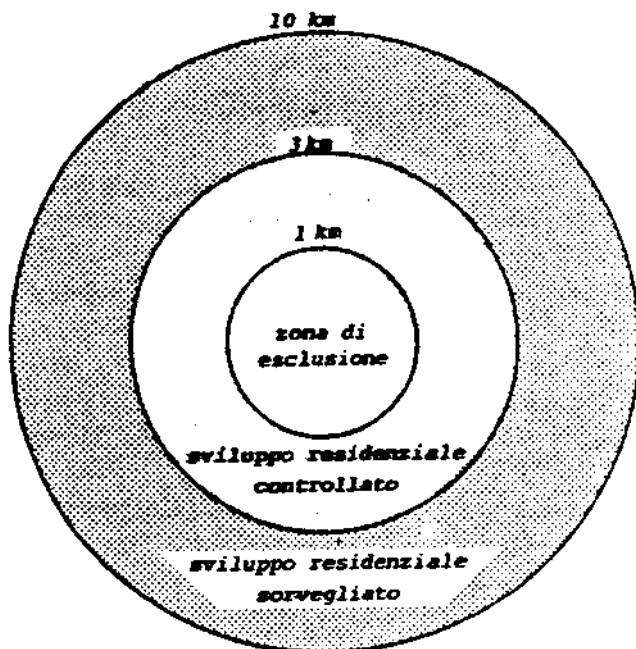


Figura 3. Zone attorno all'impianto elettronucleare. I cerchi non sono in scala (vedi testo).

Questi studi epidemiologici qualificano il sito (e l'area) sotto il profilo della incidenza di determinate forme morbose e costituiscono il punto di partenza (cosiddetto "punto zero" epidemiologico) di campagne che saranno poi eseguite negli anni di esercizio della centrale.

Come è già stato detto, le campagne epidemiologiche

non possono essere, per ragioni di dimensioni statistiche e di piccole dosi ricevute, strumenti di sorveglianza né di vigilanza sulle condizioni sanitarie dei lavoratori e della popolazione, quando la centrale sia gestita secondo le norme di radioprotezione e le prescrizioni di esercizio. Ma esse hanno valore di controprova sanitaria per i gruppi interessati: si realizza così un riscontro parallelo alla sorveglianza propriamente detta.

8. Valutazione d' impatto ambientale

La qualificazione d'un sito può essere vista anche come VIA di secondo grado (o specifico), rispetto alla VIA di primo grado (o generico) che, come è stato detto, è stata effettuata in occasione della preparazione della carta delle aree suscettibili di insediamento sul territorio nazionale (carta dei siti).

Vengono in questa fase approfondite le analisi ambientali, così da giungere ad una ragionevole previsione delle implicazioni per l'ambiente che possono derivare dalla realizzazione d'un dato impianto nucleare in un determinato sito. "Ambiente" è qui inteso in senso lato, non semplicemente naturalistico-biologico ma anche come "ambiente agricolo", "ambiente costruito", "ambiente antropizzato".

Com'è ovvio, la VIA richiede la collaborazione di esperti in scienze naturali e in ecologia applicata, che abbiano la capacità di prevedere e di interpretare i meccanismi attraverso i quali l'ambiente funziona, risente e si modifica a seguito dell'azione umana (costruzione ed esercizio della centrale).

L'articolazione della VIA per gli scopi che qui interessano potrebbe essere la seguente:

- valutazione dei possibili impatti della fase di costruzione-cantiere della centrale;
- valutazione dell'impatto ambientale da radiazioni, di

esercizio (effluenti liquidi, effluenti aeriformi), sui componenti dell'ecosistema: questa valutazione di regola mostra che l'impatto da radiazioni sui viventi è irrilevante;

- valutazione dell'impatto termico di esercizio sui corpi d'acqua e sulle masse d'aria attorno alla centrale, ricordando che, oltre al rispetto della vigente normativa, sulla tutela delle acque dall'inquinamento (legge 319/1976), debbono esser considerati eventuali problemi specifici che possano richiedere particolari soluzioni in fase di progettazione; la ricettività termica dell'ambiente sarà stimata con sufficiente precisione. (Si intende per ricettività termica la capacità di ricevere calore in un determinato intervallo di tempo, salvaguardando gli equilibri ecologici del sistema ambientale ricettore);
- valutazione dell'impatto ambientale di agenti tossici di natura chimica in fase di costruzione della centrale e in fase di esercizio (rifiuti chimici);
- valutazione dell'impatto acustico, in fase di costruzione e di esercizio.

L'ambiente è il quadro, l'insieme, il sistema di riferimento, in parte naturale in parte regimato dall'uomo, del quale si devono qualificare i caratteri specifici e la dinamica temporale, principalmente per conservare (o recuperare) una buona "qualità" all'ambiente stesso. Ciò è un elemento di benessere per chi lavora e per chi vi risiede, in aggiunta alle garanzie di prevenzione di effetti sanitari.

In cascata alla VIA e con le informazioni provenienti da altre qualificazioni (meteorologia, idrologia, abitudini alimentari, ecc.) si prevedono le vie critiche di esposizione di gruppi della popolazione (gruppi critici, gruppi di riferimento) interessati da scarichi radioattivi. Si giunge altresì all'individuazione di indicatori ambientali utili anche ai fini della costituzione della rete di sorveglianza attorno alla centrale. Dei fattori di concentrazione si è già parlato nel paragrafo sulla radioattività ambientale.

9. Valutazione d'impatto sanitario

La Valutazione d'Impatto Sanitario, VIS, (o di impatto radiologico; ma è meglio riservare questa denominazione all'insieme degli impatti ambientale e sanitario) dell'impianto in un sito è costruita sostanzialmente sulle previsioni di dose:

- per i lavoratori addetti;
- per gli individui dei gruppi di popolazione più esposti;
- per la popolazione del distretto nel suo insieme (dose collettiva);
- per la popolazione in generale.

Tralasciando qui l'argomento delle dosi alla popolazione in generale, occorre stimare, per scarichi unitari e sulla scorta di varie qualificazioni, la dose annuale agli individui dei gruppi più esposti, come equivalente di dose agli organi e come equivalente di dose efficace; e la dose annuale collettiva (poniamo fino a 50 km di raggio) come equivalente di dose collettiva agli organi e come equivalente di dose collettiva efficace. A questa dose collettiva deve essere poi aggiunta la stima della dose collettiva ai lavoratori dell'impianto, calcolata sia per le ore di lavoro che per quelle di non lavoro.

Le stime debbono essere precedute da informazioni sul termine di sorgente (vedi successivo capitolo; tale termine è espresso dall'attività emessa con gli aeriformi e scaricati coi liquidi nelle 24 ore e nell'anno). Esse devono mostrare la fattibilità dell'impianto nel sito entro i livelli seguenti scelti dallo ENEA-DISP per la "commessa di radioprotezione" d'una centrale (2 unità da 1000 MWe ciascuna) secondo il Progetto Unificato Nazionale (livelli base di progetto, per individui dei gruppi di riferimento):

- equivalente di dose a singolo organo, 0,3 mSv/anno;
- equivalente di dose efficace individuale, 0,1 mSv/anno;
- equivalente di dose efficace individuale per tutte le catene

incidentali "base di progetto" (vedi oltre), 100 mSv/evento.

Lo ENEA-DISP ha stabilito anche che l'equivalente di dose collettivo ai lavoratori esposti della centrale di 2 unità sia ≤ 4 Sv-persona/anno; non ha dato indicazioni numeriche per la dose collettiva/anno alla popolazione, che va ricercata mediante il processo di ottimizzazione, di cui è detto in altri capitoli.

10. Rifiuti radioattivi

L'importanza dell'argomento richiede un particolare impegno di qualificazione del sito, per determinare in prospettiva quale potrà essere la formula di scarico degli effluenti (concetto in precedenza illustrato) e quale potrà essere il deposito in loco dei rifiuti solidi e il loro eventuale trasporto altrove.

Alla prima questione si fa fronte mediante la stima della ricettività (o capacità) ambientale alle sostanze radioattive, altro concetto che è stato già introdotto e definito. Ogni sito presenta la propria ricettività ai vari nuclidi, alle varie sostanze, e va studiato sia per gli effluenti aeriformi sia per gli effluenti liquidi.

La ricettività è, in un certo senso, un limite derivato, cioè un limite espresso in grandezza appropriata, operativamente misurabile (Bq/anno scaricabili; livello massimo di nuclidi nell'ambiente, Bq), che è legato ai limiti di base (limiti di equivalente di dose ai membri della popolazione) per mezzo di un modello definito della situazione esistente, con lo scopo di rispettare i limiti stessi di base.

Ovviamente, il limite amministrativo, limite autorizzato, costituito dalla formula di scarico sarà fissato in tempo successivo alla qualificazione del sito, ed avrà valore minore (in genere: molto minore) del limite derivato. Ciò per due ordini di motivi:

- la tecnologia di gestione degli effluenti consente scarichi molto contenuti, e dunque non vi è ragione di autorizzare immissioni di attività nell'ambiente che pur resterebbero entro la ricettività (e rispetterebbero i limiti di base);
- il principio di ottimizzazione agisce nel senso sopraddetto, e provoca - com'è intuitivo - un forte abbattimento degli scarichi-effluenti.

Per i rifiuti radioattivi solidi, la qualificazione del sito deve portare a stimare:

- produzione annua (peso, attività, volume), concentrazione dei radionuclidi nei rifiuti e previsioni sulla omogeneità di distribuzione dell'attività nelle matrici dei rifiuti;
- indicazioni sul tipo di condizionamento previsto; analisi di possibili fughe e dispersioni e conseguenti contaminazioni delle acque di superficie e di falda;
- dimensioni e caratteristiche del magazzino o del deposito locale dei rifiuti solidi condizionati;
- fattibilità del trasporto a un deposito di lunga durata; oppure alla destinazione finale, sul continente o sul fondo oceanico.

Si è fatto riferimento in questa esposizione a centrali nucleari ad acqua. Per i rifiuti radioattivi solidi e solidificabili di due particolari tipi di impianto si richiede una qualificazione con caratteristiche particolari:

- impianti di fabbricazione del combustibile, che danno luogo a scarti di lavorazione e a rifiuti propriamente detti che contengono uranio e/o elementi transuranici, e pertanto domandano studi approfonditi di fattibilità dei depositi, e dei trasporti;
- impianti di riprocessamento, che danno luogo a rifiuti di alta attività e a rifiuti contenenti nuclidi alfa emettitori per i quali la caratterizzazione del sito deve essere assai ben studiata.

Sugli aspetti protezionistici di questi rifiuti maggiori informazioni saranno fornite in un successivo capitolo.

LA SCELTA DEL SITO TRA PIU' SITI QUALIFICATI

L'esposizione effettuata nei paragrafi precedenti ha mostrato quanto segue:

- in esecuzione della legge 393/1975, il CNEN ha selezionato, sulla scorta di alcuni criteri fondamentali, le porzioni di territorio nazionale che sono proponibili di insediamento di centrali; ne è risultata la "carta dei siti" che più propriamente dovrebbe chiamarsi "carta delle aree suscettibili d'insediamento" di centrali. La selezione così operata ha individuato una trentina di aree (alcune di piccola superficie);
- l'inclusione di un particolare luogo (sito) in una di tali aree non significa necessariamente idoneità del luogo all'insediamento;
- ai fini della scelta del luogo si deve provvedere alla qualificazione di uno o più siti in un'area suscettibile di insediamento, nell'ottica della sicurezza nucleare e della protezione sanitaria, onde giungere a un giudizio di idoneità "complessiva" e - se possibile - alla gerarchizzazione della idoneità di vari siti. C'è da attendersi che in alcuni casi il processo di qualificazione conduca ad un giudizio di non idoneità tecnica o sanitaria di un determinato sito. La figura 4 mostra la procedura sequenziale di scelta di un sito nucleare.

A questo stadio l'impegno tecnico e sanitario può considerarsi completato e occorre effettuare la decisione in ordine al sito (scelta del sito) tra siti idonei. La operazione risente, com'è ovvio, di elementi economici, di

pianificazione territoriale, di considerazioni sociali. Ciò fa parte della sfera delle competenze amministrative e politiche e pertanto la scelta decisionale è operazione di sintesi di livello politico, in cui accanto alle perizie tecniche e sanitarie (qualificazione, idoneità) che non possono esser disattese, figurano i fattori d'altro genere ora ricordati.

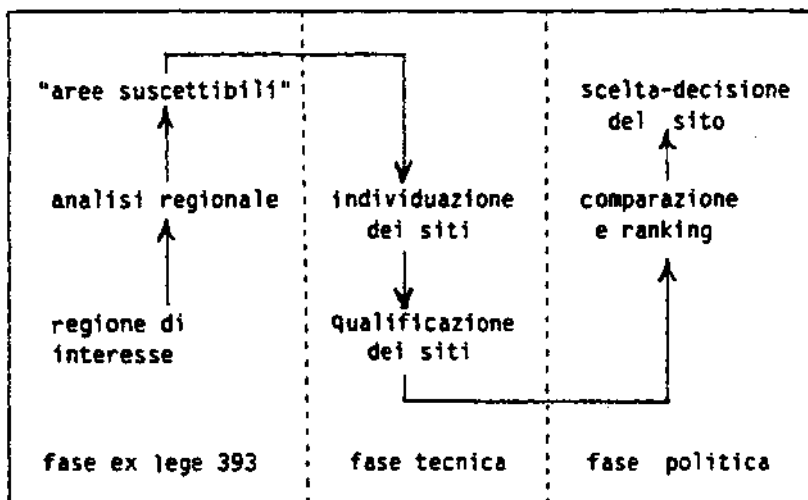


Figura 4. Procedura sequenziale di scelta di un sito nucleare

La legislazione vigente affida all'autorità politico-amministrativa (Regione, d'intesa coi Comuni; in mancanza di decisione, CIPE) la decisione sulla scelta della localizzazione d'una centrale nucleare, ma fa precedere la decisione dal parere dell'Ente di controllo in materia di sicurezza e protezione, ENEA-DISP. Il parere viene espresso a valle di un approfondito processo di istruttoria tecnica, che a sua volta si basa su un dettagliato studio (qualificazione) delle caratteristiche salienti del sito o dei siti proposti.

L'autorizzazione amministrativa alla ubicazione e alla costruzione della centrale nel sito scelto come sopra detto è

rilasciata dal Ministero dell'Industria, dopo che sono stati raccolti anche i pareri dei Ministeri interessati e della Commissione Tecnica dello ENEA: ma di questo si parlerà più ampiamente in successivo capitolo.

ALCUNE INDICAZIONI BIBLIOGRAFICHE

- Antonelli A. Impatto ambientale e esperienze dell'autorità di controllo. ENEA-DISP, Sicurezza e Protezione, 1, n. 2, 12, 1983.
- Boeri G. C. et al. Siti e controlli ambientali. ENEA-DISP, Sicurezza e Protezione, 1, n. 2, 22, 1983.
- Caracciolo R., Fiorenza R., Guidoni A. Metodologie per lo studio del territorio. Notiziario CNEN, 26, n. 10, 37, 1980.
- Sennis C. Normativa e metodologia per la localizzazione in Italia di centrali elettronucleari. ENEA-DISP, Sicurezza e Protezione, 3, n. 7, 5, 1985.
- CNEN. Requisiti e criteri di scelta dei siti suscettibili di insediamento di centrali e impianti nucleari. Doc. DISP(77)-2. CNEN, Roma, 1977.
- CNEN. Carta dei siti. Doc. DISP(79)7. CNEN, Roma, 1979.
- International Atomic Energy Agency, IAEA. Safety Series no. 50 (NUSS programme): 50-C-S, -SG-S3, -SG-S4, -SG-S6, -SG-S7, -SG-S9. IAEA, Vienna, 1980-1985.

INCIDENTI NUCLEARI E RADIOLOGICI

I n d i c e

	pagina
Incidenti con infortunio di lavoratori	618
1. Irradiazione esterna	619
2. Contaminazione corporea	620
3. Predisposizioni e interventi sanitari	621
Incidenti nucleari con irradiazione di individui della popolazione	623
1. Famiglie di incidenti	625
2. Tipi di emergenza	634
3. Modalità d'irradiazione	639
4. Interventi sanitari d'emergenza	644
5. Livelli di riferimento	650
Incidenti gravissimi occorsi a reattori nucleari	656
1. Incidente di Windscale	657
2. Incidente di Three Mile Island	658
3. Incidente di Chernobyl	659
La predisposizione del piano di emergenza	660
1. I presupposti tecnici	661
2. Il piano d'emergenza	663
La gestione del piano di emergenza	667
Alcune indicazioni bibliografiche	670

Nota preliminare. Alcuni incidenti nel funzionamento d'un impianto nucleare o nell'impiego di macchine radiogene o di radioisotopi possono dar luogo ad irradiazione elevata di uno o più lavoratori (infortunio da radiazioni). Alcuni incidenti

poi, per le loro caratteristiche o per la loro gravità, possono comportare rilasci importanti nell'ambiente esterno e provocare l'irradiazione di individui della popolazione.

Degli infortuni ai lavoratori si è fatto cenno parlando della medicina del lavoro con radiazioni, ma conviene ora aggiungere qualche considerazione, anche di carattere organizzativo.

Dell'irradiazione di individui della popolazione a seguito di incidente sono illustrati in questo capitolo quegli aspetti che il radioprotezionista deve conoscere: famiglie di incidenti nucleari, tipi di emergenza, predisposizione e gestione sanitaria del piano d'emergenza.

Anche questo capitolo, come il precedente, è risultato lungo rispetto ad altri capitoli. Si deve per altro considerare la scarsità di testi riassuntivi e sintetici disponibili su questi argomenti, e la difficoltà per il lettore di reperire informazioni sparse in molti libri e documenti. Questi fatti spiegano anche la lunga lista di indicazioni bibliografiche.

INCIDENTI CON INFORTUNIO DI LAVORATORI

Ai punti 4. e 5. del capitolo in cui si è parlato della medicina del lavoro con radiazioni si è accennato alle irradiazioni esterne gravi ed alle contaminazioni-incorporazioni gravi. Possiamo distinguere, tra le altre evenienze:

- senza lesioni traumatiche:

- . irradiazione esterna, totale o parziale;
- . contaminazione esterna persistente dopo i comuni lavaggi; contaminazione del volto e del capo;
- . contaminazione interna per inalazione (raramente per

ingestione);

. irradiazione esterna e contaminazione interna;

- con lesioni traumatiche:

. lesioni traumatiche e contaminazione a livello delle lesioni;

. lesioni traumatiche e contaminazione a livello delle lesioni, con irradiazione esterna totale o parziale, ed eventuale irradiazione interna (da inalazione e ingestione).

1. Irradiazione esterna

Non esiste "urgenza" di interventi terapeutici immediati nell'irradiazione esterna grave con radiazioni penetranti. Vi è urgenza di assistere l'irradiato specie se presenta sintomi soggettivi dello stadio iniziale o prodromico e vi è urgenza di effettuare prelievi di sangue per la determinazione del numero degli elementi figurati (ogni 6-12 ore).

Occorre decidere, sulla base degli elementi in possesso immediatamente dopo l'incidente, se è indicato il ricovero ospedaliero a scopo diagnostico, profilattico e curativo. Il livello di ospedalizzazione può essere orientativamente stabilito in 1 Sv (100 rem) di irradiazione del corpo intero. Anche le irradiazioni localizzate, quando superino nettamente 10-20 Sv (1000-2000 rem) è bene che siano seguite in ospedale.

Nei casi di irradiazione esterna con radiazioni poco penetranti (particelle beta, raggi X molli) occorre stabilire l'estensione e la gravità dell'irradiazione (dermatiti ulcerose molto estese possono avere prognosi infausta) e predisporre le competenze mediche e farmaceutiche per assistere l'infortunato nella fase acuta del decorso, cui potrà eventualmente seguire un programma di plastica cutanea.

2. Contaminazione corporea

Esiste "urgenza" di trattamenti immediati di decontaminazione, perchè il permanere del contaminante sulla cute ne favorisce la successiva non rimovibilità. Gli interventi sono diretti dal medico autorizzato, se presente al momento sull'impianto; altrimenti vengono iniziati da infermieri e da colleghi dell'infortunato opportunamente addestrati, in attesa dell'arrivo del medico autorizzato.

Occorre fare attenzione che nei lavaggi (capelli, volto) non avvenga inavvertitamente introduzione del contaminante (ingestione, inalazione). Occorre anche fare attenzione che nei lavaggi cutanei non siano provocate piccole abrasioni che permetterebbero l'assorbimento del contaminante.

Quando la contaminazione è per via inalatoria, il medico deve decidere se è il caso di trattare con agenti chelanti sotto forma di aerosol inalabili (DTPA): il trattamento è tanto più efficace quanto più è precoce.

Nei casi di ferite e di ustioni con contaminazione si debbono considerare sia i trattamenti medici e chirurgici convenzionali di urgenza, sia il grado di contaminazione e relativo trattamento, che dipenderà fortemente dal radionuclide presente. Un tipo di intervento consiste nel rendere insolubile nel luogo stesso della lesione la sostanza contaminante che fosse per sua natura solubile. La terapia locale con chelanti può essere adottata. La terapia parenterale con chelanti è efficace nel caso di composti solubili (in particolare attinidi) se viene attuata entro breve tempo. In prosieguo di tempo si potrà considerare l'escissione chirurgica locale, se la contaminazione residua fosse elevata.

L'eventuale ricovero ospedaliero dei casi più gravi di contaminazione dovrà esser effettuato dopo aver raggiunto accordi organizzativi, per evitare contaminazioni secondarie di altre persone e per trattare al meglio l'infortunato.

3. Predisposizioni e interventi sanitari

Sui luoghi di lavoro con rischio di contaminazione cutanea devono essere disponibili docce, lava-occhi, lava-mani da usare prima del trasferimento al servizio medico d'impianto o all'ospedale prescelto. Il primissimo soccorso è dato da colleghi dell'infortunato opportunamente addestrati. Le urine di ciascuna minzione e le feci di ogni infortunato per contaminazione interna vanno raccolte ed etichettate con la data e l'ora, e debbono essere conservate per eventuali esami radiotossicologici (vedi precedente capitolo).

Il servizio medico d'impianto rappresenta la struttura più importante a livello locale: diretto dal medico autorizzato, è affidato in sua assenza e su sue istruzioni a personale infermieristico o comunque addestrato. Al servizio giungono gli irradiati e i contaminati di vario genere per l'inizio o per la continuazione dell'eventuale trattamento, per i prelievi da effettuare, per l'assistenza e per l'oltro, se necessario, all'ospedale (vedi figura 1).

L'ospedale con il quale siano state raggiunte previe intese per il ricovero di infortunati (irradiati, contaminati) può essere l'ospedale di zona (maggior vicinanza) o l'ospedale regionale (maggior varietà di presidi e di infrastrutture).

Nel caso di ricovero e più in genere in tutti i casi d'infortunio grave conviene prendere accordi preliminari affinché dall'impianto o dall'ospedale o da entrambi sia attivato il Centro operativo di coordinamento della sorveglianza medica nelle emergenze nucleari, COSME, struttura di carattere nazionale, gestita dallo ENEA-DISP, composta di medici particolarmente esperti di irradiazioni e contaminazioni gravi. La disponibilità in loco d'un medico esperto del COSME avviene entro 24 ore dal primo contatto.

Il COSME usufruisce della collaborazione di laboratori e di infrastrutture specializzate di dosimetria fisica, di dosimetria biologica, di misure dell'attività corporea, di analisi tossicologiche ed ha capacità di avviare i casi più

complessi o più gravi al Centre International de Radiopathologie presso l'Istituto Curie di Parigi, che riunisce specialisti di alto livello in dosimetria e in patologia delle radiazioni.

Va rimarcato il carattere di relativa rarità degli incidenti con irradiazioni gravi dovuti all'industria nucleare e alle applicazioni delle radiazioni e degli isotopi.

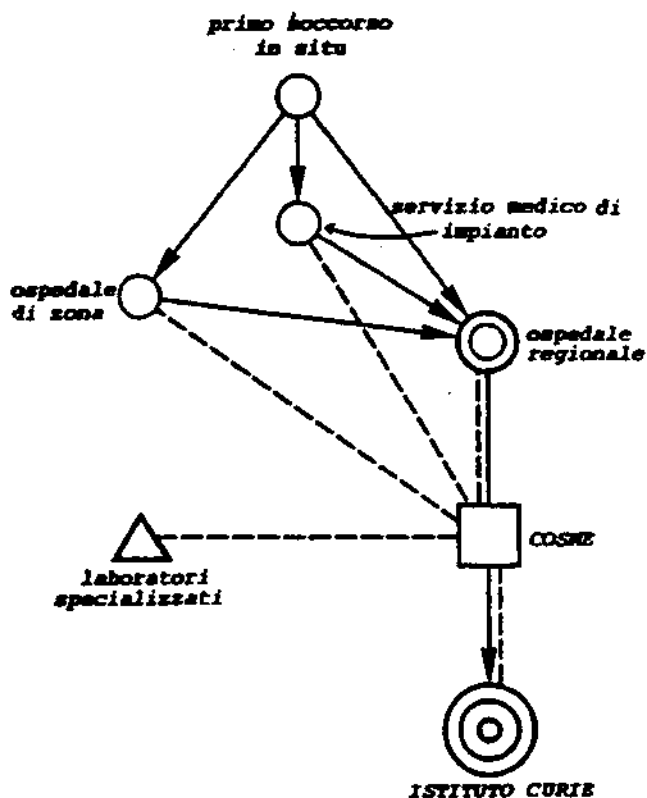


Figura 1. Trasferimento degli infortunati (—) e collegamenti possibili (-----) per la migliore assistenza. Il trasferimento all'Istituto Curie avviene tramite il COSME (vedi testo) (fonte: doc. ENEA-DISP/COMIEN/80-2).

Un inventario mondiale a tutto il 1985 riporta 13 incidenti di criticità con 9 morti (di cui 3 per cause meccaniche) e 37 sopravvissuti. Gli incidenti gravi non di criticità sarebbero stati, nel mondo, 25 con 12 morti e 36 sopravvissuti, a seguito di irradiazione del corpo intero; 115 con 158 colpiti, a seguito di irradiazioni localizzate. Più rari gli incidenti gravi con contaminazione interna: 20 in tutto, per un complesso di 4 morti e 33 sopravvissuti.

Nel 1986 è avvenuto il disastro nucleare di Chernobyl, USSR, nel quale il numero di infortunati è stato elevato. Su 300 persone inviate in ospedale per sospetta o conclamata grave esposizione, 203 svilupparono la sindrome acuta da radiazioni (vedi capitolo sugli effetti dannosi delle radiazioni) come conseguenza di dosi assorbite tra 2 e 16 gray. Tra costoro, un numero rilevante mostrò di essere stato esposto a dosi assai elevate di radiazioni beta che provocarono dermatiti ulcerose, le quali contribuirono ad aggravare il decorso della sindrome, accrescendo il numero di morti. Questo fu in totale di 29 persone (agosto 1986). Di poca importanza infortunistica l'irradiazione interna e l'irradiazione esterna neutronica.

INCIDENTI NUCLEARI CON IRRADIAZIONE DI INDIVIDUI DELLA POPOLAZIONE

Un impianto assai complesso, come è una centrale elettronucleare, può dar luogo ad incidenti di vario genere ed importanza. Molti incidenti di funzionamento non hanno ripercussioni sulla sicurezza e sulla radioprotezione. Altri incidenti danno luogo ad infortuni, altri ancora liberano attività che però non fuoriesce dagli edifici e comunque dal perimetro dell'impianto.

Vi sono alcuni rari incidenti che possono dar luogo a rilasci considerevoli all'esterno di sostanze radioattive e

sono quelli che qui intendiamo esaminare. In maniera sommaria, questi ultimi incidenti sono sovente indicati, specie dai protezionisti, come incidenti gravi e gravissimi (vedi oltre).

Parlando di incidenti e della loro genesi, vanno tenuti in conto la possibilità e il ruolo degli errori umani. Un primo gruppo è costituito dagli errori operativi (interventi umani errati nell'operazione di un impianto, durante l'esercizio o in occasione d'un guasto), conseguenti ad insufficiente conoscenza dettagliata dell'impianto e delle sue componenti nonché dello stato del funzionamento. L'errore può dipendere anche da un'interpretazione erronea delle informazioni disponibili all'operatore momento per momento.

La complessità dell'impianto nucleare rende talora difficile ad un operatore anche bene istruito (e la legge dà disposizioni in proposito) di comprendere prontamente che cosa stia accadendo nell'impianto e quali possano essere le conseguenze d'ogni singola manovra.

Gli esami di abilitazione tecnica degli operatori di impianto nucleare (vedi altro capitolo) hanno pertanto una funzione assai rilevante nella prevenzione degli incidenti.

Accanto agli errori umani operativi, di comprensione e di previsione, occorre ricordare gli errori banali nell'interfaccia uomo-strumenti, dovuti a cause varie (sensoriali; disattenzione; emozione; stanchezza, ecc.). Di essi una piccola parte può innescare un guasto ed eventualmente un incidente. Studi preliminari sul rateo d'errore specifico per componenti di strumentazione e controllo di LNR hanno mostrato valori tra $\sim 10^{-4}$ e $\sim 10^{-2}$, a seconda dell'azione considerata. Le "prove attitudinarie" degli operatori divengono dunque importanti.

La prevenzione degli errori umani risulta argomento di grande rilievo, talvolta non sufficientemente considerato. Esso riguarda anche la radioprotezione medica, perchè deve essere controllata periodicamente l'idoneità fisica e psichica di ciascun operatore (accanto al controllo della preparazione

tecnica): la legge italiana dà disposizioni in proposito.

1. Famiglie di incidenti

Per il radioprotezionista è importante conoscere, sia pur sommariamente, le possibili famiglie di incidenti d'impianto come è necessario conoscere adeguatamente i vari tipi di emergenza che si realizzano a seguito del rilascio di sostanze radioattive nell'ambiente esterno.

1.1. In un precedente capitolo si è parlato dell'analisi di sicurezza e dell'analisi degli incidenti, che sono procedure di prevenzione generale nonché di predisposizione di intervento. In effetti, per quanta attenzione si possa porre in fase di progetto e in fase di esercizio per prevenire gli incidenti, questi possono in casi rari o rarissimi verificarsi, così come avviene in altri settori tecnologici di massima sicurezza, quali per esempio l'aviazione civile e i voli spaziali.

Proprio in aviazione civile si fa distinzione tra incidenti rarissimi ma attesi (expected) e incidenti rarissimi che non sono attesi ma sono pensabili (imaginable): la caduta d'un aereo e la caduta d'un aereo nel mezzo d'un grande assembramento di persone sono esempi delle due categorie.

Le centrali nucleari in programma o di recente costruzione in Italia - per restringere l'attenzione su di esse - sono progettate con doppio contenitore esterno a tenuta di sovrappressioni, in modo tale che gli incidenti attesi non abbiano conseguenze di molto rilievo per il pubblico; gli incidenti pensabili potrebbero dare conseguenze anche gravissime, ma hanno probabilità annua di accadimento che sfuma verso valori piccolissimi.

1.2. Particolare risalto assume - in questa schematizzazione - la definizione dell'incidente che segna il confine tra le due categorie: l'incidente o gli incidenti base di progetto, che sono i più gravi ed improbabili tra gli eventi attesi. (Una

definizione corrente è: the most severe accident required to be considered in the design of protective systems and engineered safety features). Essi comprendono varie condizioni incidentali, ma non includono quegli incidenti la cui probabilità annua di accadimento sia mantenuta al di sotto del valore di 10^{-5} (un caso su 100000 anni-reattore).

La probabilità annua dell'incidente base di progetto costituisce il limite di accettazione stabilito dallo ENEA-DISP per la probabilità complessiva di superamento dei limiti di refrigerazione del nocciolo.

Si assume indicativamente che all'incidente base di progetto sia legato un rilascio all'esterno del doppio contenitore, per via aeriforme, della seguente entità:

- 37 TBq (1000 Ci) di I-131 più l'attività dei prodotti di fissione volatili (tra cui radioiodi e radiotelluri);
- $37 \cdot 10^3$ TBq (10^6 Ci) di gas nobili radioattivi;
- 10-20 TBq di radiocesio (qualche centinaio di Ci);
- 1-2 TBq di radiostronzio (qualche decina di Ci)
- ed altri radionuclidi che, a causa delle temperature in gioco e per la parziale rottura delle barriere, fuoriescono anch'essi in piccole quantità.

Questo tipo di incidente è indicato nel seguito col termine "grave".

1.3. A questo punto va ricordato un particolare tipo di incidente, denominato massimo incidente credibile (locuzione ripresa nella vigente legislazione; vedi presupposti tecnici, in questo capitolo), a cui si faceva ricorso negli Anni 50 e 60 per indicare il più grave incidente in un reattore che doveva essere tenuto presente nel preordinare le azioni di protezione (the work accident in a reactor that, by agreement, need be taken into account in devising protective measures). Al presente il massimo incidente credibile è stato sostituito concettualmente quasi del tutto dallo incidente base di

progetto, vedi 1.2.

1.4: Gli incidenti con probabilità inferiore a 10^{-5} /anno e con gravità superiore a 37 TBq (1000 Ci) di I-131 rilasciati all'esterno costituiscono l'insieme degli incidenti pensabili (possibili) ma non attesi, di cui si è già detto. Negli anni passati, con sovrapposizione concettuale abbastanza completa, si è parlato per questo insieme di rischio residuo d'incidenti, a bassissima probabilità e con conseguenze gravissime.

Questo tipo di incidente è indicato nel seguito con i termini "gravissimo" e "massimo".

Gli scenari in questione si presentavano come catastrofici nello studio USA-AEC-WASH 740 del 1957 (conosciuto come Rapporto di Brookhaven); e piuttosto catastrofici si confermavano nello studio USA-NCR-WASH 1400 del 1975 (noto come Rapporto Rasmussen); stime non molto difformi si leggono su rapporti inglesi, tedeschi e americani degli anni 1976-1980.

1.5. Si deve per altro aggiungere che recentemente la valutazione del rischio degli incidenti gravi, gravissimi e massimi sta subendo una importante revisione per i reattori ad acqua leggera, LWR, di progettazione attuale, forniti di doppio contenitore esterno.

La revisione è dovuta a una maggiore attenzione portata tra l'altro su alcuni processi chimici e fisici che riguardano l'attività rilasciata nell'incidente: reazioni chimiche tra nuclidi radioattivi; deposizione di aerosol; adsorbimento di vapori; effetti della presenza di vapor d'acqua. Questi ed altri processi renderebbero di fatto impossibile una catastrofe, perché impedirebbero la dispersione, al di fuori del doppio contenitore, della massima parte dell'attività liberata dal nocciolo del reattore.

Secondo queste nuove analisi è infatti difficile che in presenza di vapore d'acqua, in ambiente confinato, si liberino nell'incidente grandi percentuali di aerosol di

elementi poco volatili, come Sr, Zr, Ce, Ba, Ru.

Gli elementi molto volatili come I, Cs, Te si liberano allo stato di vapore, ma immediatamente (in buona parte già entro il combustibile) reagirebbero tra di loro dando luogo a CsI e Cs_2Te (nonchè a $CsOH$) che con il vapor d'acqua in condensazione formano pesanti particelle che depositano in gran parte nelle strutture del nocciolo e dell'impianto, entro il doppio contenitore.

I gas nobili radioattivi invece, com'è ovvio, possono fuoriuscire per intero.

L'insieme di questi fenomeni agisce nel senso di ridurre il termine di sorgente (source term) di uno o di più ordini di grandezza - per particolati e vapori - rispetto agli scenari ricordati di Brookhaven e di Rasmussen. Stime recenti porterebbero a considerare un rilascio massimo all'esterno corrispondente a circa 10^{-3} dell'inventario delle sostanze volatili (oltre ai gas).

Si intende in questo contesto come termine di sorgente (di incidente) la quantità di materiale radioattivo che è rilasciata nell'ambiente esterno a seguito d'un incidente nucleare, con indicazioni sulla forma chimica e fisica e su altre caratteristiche che abbiano rilievo per la dispersione (l'energia termica che accompagna il rilascio, l'altezza sul suolo, la durata, l'intermittenza, la granulometria, ecc.).

Tutto ciò sta comportando un forte cambiamento delle prospettive sanitarie: con gli scenari passati (1.3.) bisognava metter in conto, negli incidenti massimi, la possibilità di molti morti per effetti precoci non stocastici tra gli individui delle popolazioni più colpite (non evacuate) e la prospettiva di moltissimi morti per effetti tardivi stocastici (tumori maligni). Con gli scenari odierni (1.4.) non vi sarebbero che poche morti precoci (o addirittura nessuna) e si avrebbe un meno elevato numero di morti tardive. Alcuni interventi di mitigazione delle conseguenze, come l'evacuazio-

ne, si renderebbero inutili in molti casi o sarebbero circoscritti.

Per orientare il lettore sulla quantità e qualità dei rilasci all'esterno d'un incidente massimo, così come è oggi "pensabile" per reattori ad acqua con doppio contenitore sono riportati in tabella 1 alcuni dati meramente indicativi delle dimensioni possibili dell'evento - in un quadro di ipotesi ragionate - e dei radionuclidi presenti nel rilascio all'esterno.

Tabella 1. Alcune possibili caratteristiche e conseguenze d'un incidente massimo a LWR con doppio contenitore

. tipo di incidente	fusione del nocciolo
. causa del rilascio	rottura parziale di barriere
. durata del rilascio all'esterno	qualche ora
. altezza dal suolo	10 m
. frazione dell' "inventario" rilasciata all'esterno:	
- gas nobili (Xe, Kr)	100%
- altri prodotti di fissione	~ 0,1%
"volatilità" di gruppi di nuclidi	
gruppo I	~ 50%
gruppo Cs e Rb	~ 70%
gruppo Te	~ 60%
gruppo Ba e Sr	~ 7%
gruppo Ru	~ 5%
gruppo La	~ 1%

Nota: La tabella considera solamente uno dei possibili scenari. Per "volatilità" s'intende qui la capacità di passare dal combustibile all'aria, come gas, vapore o aerosol (Fonte: Rapporti ENEA-DISP, con modifiche). A seguito dell'incidente di Chernobyl sono in corso studi sulla volatilità.

Ci si può chiedere quale sarebbe l'ordine di grandezza delle dosi conseguenti a tale incidente massimo: a 1 km di distanza, qualche decimo di Sv al corpo intero e una decina di Sv alla tiroide d'una persona, per esposizione di 1 ora (valori maggiori per più ore); a 40 km di distanza, qualche centesimo di Sv al corpo intero e 0,2 Sv alla tiroide, per esposizione di varie ore. Questi valori sono da prender con beneficio d'inventario, perchè ogni impianto richiede un'analisi mirata; essi sono l'espressione della zona centrale dei valori di numerose analisi che danno per altro risultati molto dispersi tra di loro. Per memoria sono sommariamente riportati in tabella 2 i livelli di dose al di sotto dei quali gli effetti non stocastici non si manifestano.

Tabella 2. Livelli di dose approssimativi al di sotto dei quali non si manifestano effetti dannosi non stocastici

dose Gy	organo o tessuto irradiato	effetto
0,1	feto	teratogenesi
0,5	corpo intero	vomito
1	corpo intero	sindrome acuta
1-2	corpo intero	morte
3-6	cute	eritema
5-7	intestino	ulcerazioni mucose
6-8	polmoni	"polmonite"
10-20	tiroide (irr.int.)	ipotiroidismo
30	cute	ulcere cutanee

Nota: Le dosi indicano il livello di soglia iniziale, non di soglia efficace (vedi capitolo sugli effetti dannosi delle radiazioni), a seguito di irradiazione esterna acuta.

1.6. Alla base di quanto precede si trova anche l'esperienza maturata a seguito dell'incidente di Three Mile Island (TMI), USA (1979). Si è verificato allora un rilascio nel circuito

primario pari a circa il 30% del radioiodio contenuto nel combustibile irraggiato, ma solamente il 10^{-5} per cento di questo radioiodio è fuoriuscito nell'ambiente esterno (in maggior parte in forma organica, come ioduro di metile), il restante è rimasto intrappolato entro il contenitore e nell'edificio degli impianti ausiliari. Ciò proprio perché il radioiodio era in buona parte presente come CsI solubile in acqua.

Insomma l'incidente di TMI ha messo in evidenza come, in presenza di acqua e di contenimento, una notevole percentuale delle forme volatili sia trattenuta dalla fase liquida.

Si osservi come il termine di sorgente dell'incidente base di progetto fissato dallo ENEA-DISP e il termine di sorgente per incidente dell'area del rischio residuo siano stati avvicinati da queste nuove analisi.

1.7. Si deve aggiungere qualche altra informazione a questi cenni a proposito del termine di sorgente in caso d'incidente grave e gravissimo ad una centrale, tenendo presenti i molti contributi internazionali e nazionali che compaiono in questi anni.

Innanzitutto va detto che a fronte del tradizionale metodo deterministico di ipotizzare un incidente (attribuzione di valori fissi e cautelativi ai singoli parametri che caratterizzano la sequenza incidentale, al fine di calcolare il limite superiore di gravità dell'incidente e richiedere adeguate salvaguardie) si sono affermati metodi probabilistici di analisi del rischio di incidente (probabilistic risk analysis), in cui si considerano serie di eventi incidentali (con la loro probabilità di accadimento), stimando il termine di sorgente (e la sua probabilità) per ogni tipo di incidente (probabilistic risk assessment).

La stima del rischio di incidente viene sovente presentata come composta di due fasi: analisi di sicurezza, analisi delle conseguenze dell'incidente.

La prima fase riguarda l'analisi del progetto e l'analisi dell'incidente preso in ipotesi, nonché la caratterizzazione del termine di sorgente di incidente; si tratta dell'analisi di sicurezza nucleare, di cui è già stato detto in altro capitolo.

La seconda fase prende avvio dal termine di sorgente di incidente caratterizzato e giunge a stimare, su modelli, le conseguenze sanitarie (socio-economiche) per i gruppi di popolazione e per la popolazione nel suo insieme; si tratta di analisi di protezione sanitaria.

Varie difficoltà sorgono nell'applicazione di questo schema concettuale, ripreso nella figura 2:

- incertezza sull'entità e probabilità del termine di sorgente;
- incertezza sulle concrete condizioni ambientali;
- incertezza sui comportamenti della popolazione (urbana e rurale);
- incertezza sui modelli che consentono il passaggio dal termine di sorgente alle dosi alle persone e sui dati stessi di ingresso nei modelli.

E' dunque necessario prospettare vari scenari di possibili conseguenze, ciascuno con la propria probabilità di accadimento in funzione della probabilità dell'incidente e della probabilità di condizioni ambientali d'un certo tipo, durante e subito dopo il rilascio.

Si rifletta su come tutto questo approccio sia diverso da quello che riguarda gli effluenti d'esercizio (scarichi), che hanno probabilità 1 e sono sostanzialmente deterministici e non probabilistici.

1.8. A chiusura di questo paragrafo si può riassumere la situazione notando che negli anni recenti vi è stata

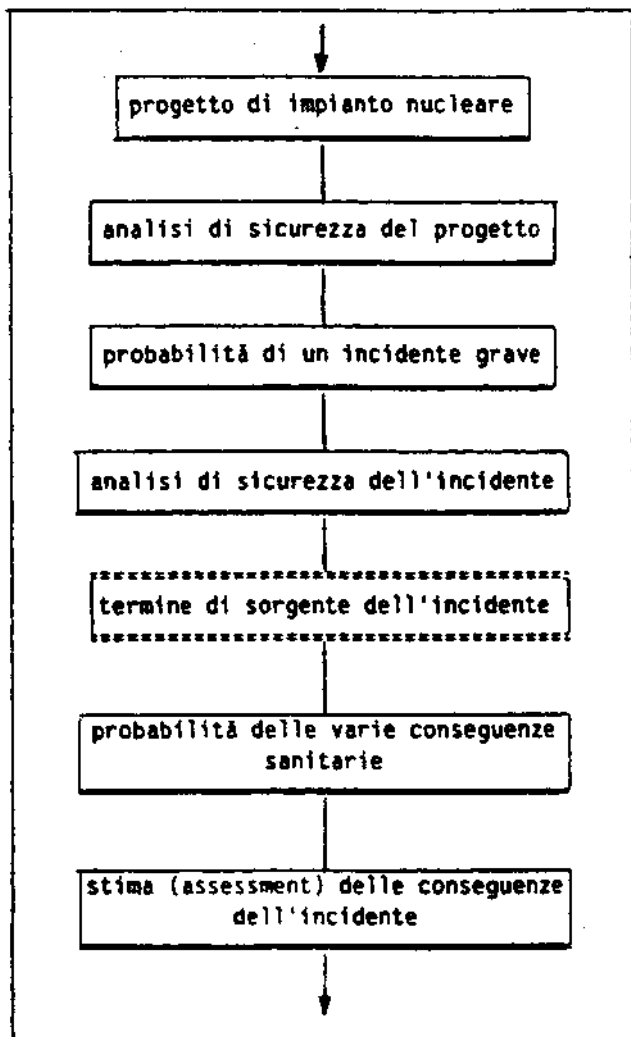


Figura 2. Momenti delle analisi e delle stime riguardanti un eventuale incidente nucleare grave. In evidenza il termine di sorgente.

un'evoluzione notevole delle conoscenze e delle ipotesi relative al termine di sorgente in caso d'incidente grave e

gravissimo ad una centrale LWR con doppio contenimento.

Al presente vi è una definita posizione degli uffici preposti alla vigilanza (1.2.); vi è un'abbondante produzione di rapporti riguardanti gli incidenti massimi, preparati prima dell'incidente di TMI (1.3.); vi è un approccio nuovo in parte frutto di esperimenti e studi, in parte delle risultanze di TMI, che riduce le conseguenze all'esterno degli incidenti a reattori LWR e propone nuovi strumenti concettuali e un'aggiornata modellistica (1.4.). Lo ENEA-DISP ha contribuito a queste recenti impostazioni (1.5.).

E' evidente che negli anni prossimi la predisposizione e la gestione dei piani di emergenza risentirà di questi nuovi elementi e dunque i paragrafi di questo capitolo che riguardano tali argomenti saranno da rivedere.

1.9. Va infine ricordato che in vari paesi si stanno facendo studi per progettare e gestire reattori nucleari intrinsecamente sicuri, capaci di fronteggiare senza danni esterni ogni concepibile evento anormale, a prescindere dall'intervento di dispositivi e di operatori, ma basandosi su principi fisici delle strutture meccaniche e fluidodinamiche.

In caso di guasto, questi reattori garantiranno, oltre all'immediato arresto della reazione a catena, l'estrazione per lungo tempo del calore prodotto nel nocciolo dai neutroni e dal decadimento dei prodotti di fissione.

Il discorso sugli incidenti cambierà allora di molto, e le preoccupazioni per le conseguenze di essi saranno poco rilevanti.

2. Tipi di emergenza

Il DPR 185/1964 stabilisce che si configuri un'emergenza nucleare (esterna) allorchè si verifichi qualsiasi incidente nucleare che comporti "pericolo" per la pubblica incolumità o per le cose. In questa materia si intende

abituamente per pericolo l'esistenza d'un rischio "grave" e "imminente".

Si tratta, manifestamente, di incidenti gravi, gravissimi, massimi; non dei tanti incidenti di poco conto protezionistico che pur sopravvengono nel funzionamento d'un impianto.

Il termine "incidente" è polisenso in italiano, includendo piccoli e piccolissimi nonché gravi e gravissimi avvenimenti (malfunzionamento, alterazione; danno, guasto, avaria, rottura; fuori servizio, fuori controllo; incidente tecnico, incidente con conseguenze all'esterno; disastro, catastrofe) e ingenera così confusione lessicale.

In lingua inglese il termine "nuclear incident" è per lo più usato per indicare un avvenimento suscettibile di provocare danno, che ha piccola probabilità e relativamente modesta portata; il termine "nuclear accident" è usato per indicare un avvenimento che ha probabilità assai piccola ma importanti conseguenze.

2.1. Un primo tipo di emergenza riguarda un incidente grave a un impianto nucleare nazionale, di recente progettazione e costruzione: questo argomento è stato illustrato al paragrafo 1. (Il Capo X del DPR 185/1964 è specificamente destinato alle emergenze in impianti nucleari nazionali).

La maggior parte degli incidenti di questo tipo dà luogo a rilascio in atmosfera, cioè alla cosiddetta "nube radioattiva" che può elevarsi a qualche decina o centinaia di metri dal suolo, è soggetta ai fenomeni di diffusione dei quali si è parlato in precedente capitolo ed è trasportata dal vento: si forma sovente un "pennacchio" che può colpire in maniera importante una, due, tre province sottovento.

2.2 Una particolare eventualità è costituita da un incidente grave a un impianto nucleare di un Paese membro della Comunità Europea. Il Trattato e la Commissione hanno stabilito modalità di informazione reciproca e di collaborazione tempestiva, per

ridurre nei Paesi membri le conseguenze dell'incidente avvenuto (alimenti in commercio, acque).

2.3. Un altro evento possibile è costituito da un incidente grave a un impianto nucleare di un Paese che non faccia parte della Comunità Europea, dal quale le informazioni possono arrivare non tempestive oppure lacunose. Questa situazione è più difficile da gestire della precedente.

2.4. Un secondo tipo di emergenza riguarda gli incidenti in corso di operazioni su grandi quantità di radioisotopi, su trasporti, su rifiuti radioattivi. Il DPR 185 stabilisce i livelli di contaminazione nell'aria, nel suolo, negli alimenti per i quali si realizzano le condizioni di emergenza: per tale emergenza valgono - per quanto applicabili - le disposizioni del Capo X. Per fare un esempio: i livelli di emergenza per I-131 sono stabiliti, per bambini e per adulti, a:

- 1300 e 3900 Bq/m³ (35 e 105 nCi/m³) di aria, per esposizione di 1 settimana;
- 6180 e 18500 Bq/kg (167 e 500 nCi/kg) di acqua potabile o di cibi, sempre per esposizione di 1 settimana.

Ai valori riportati corrispondono, per esposizione di 1 settimana, 10 annualità di DMA per persone della comune popolazione.

2.5. Ma il campo delle emergenze nucleari non si esaurisce con i tipi di emergenza ora illustrati. Si parla di emergenza anche in certe situazioni di gravissime ricadute (fallout) che seguano ad esplosioni atomiche di prova o accidentali, oppure che seguano a un incidente massimo non contenuto (reattori di passata progettazione, reattori senza doppio contenimento, impianti speciali e militari, ecc.), sopravvenuto in una centrale nucleare anche distante dal nostro paese.

Le ricadute seguono modalità diverse nei due casi:

- a) quando è avvenuta una esplosione nucleare (bomba) in atmosfera vicino al suolo, la colonna termica ascendente

che porta con sé il grosso dei prodotti di fissione raggiunge la stratosfera (oltre 10000 m s.l.m.), rientra poi in troposfera e si deposita al suolo in quantità decrescente nel corso di alcuni anni, a causa dello strato "isolante" rappresentato dalla tropopausa.

Il fallout stratosferico è prevalentemente primaverile-estivo, i prodotti di fissione a vita breve che giungono al suolo risultano ridotti o già scomparsi, l'estensione territoriale è vastissima, ad ampio anello attorno al globo terrestre (fallout globale). Vi è anche ricaduta continentale per i radionuclidi che siano stati innalzati negli strati alti della troposfera senza entrare in stratosfera; essa perdura per settimane.

Vi è ovviamente anche una forte ricaduta nella regione dell'esplosione, per centinaia o migliaia di km² (fallout locale) che avviene subito dopo l'esplosione e continua per molti giorni, dando un inquinamento gravissimo (figura 3);

- b) quando invece si avverasse un incidente massimo non contenuto ad un reattore di potenza (incidente catastrofico, con rilascio di migliaia e più di TBq) i prodotti di fissione rilasciati resterebbero nei bassi strati della troposfera (fino a 500-1000 m s.l.m.), oppure salirebbero in parte anche a 1000-2000 m sul suolo (allorché si realizzasse una fortissima colonna termica ascendente: per es., incendio di grafite). Il rilascio-nube partecipa in quest'ultimo caso alla circolazione atmosferica in funzione delle condizioni meteorologiche sinottiche del momento, ricadendo in parte sul luogo e in parte spostandosi con le masse d'aria anche per centinaia o migliaia di km (si tratta di fallout continentale), con l'inquinamento che ne consegue (figura 3).

Per queste due evenienze (bomba e catastrofe) non vi sono nella normativa italiana indicazioni e procedure. Poiché il fenomeno riguarderebbe l'intero territorio nazionale o una larga frazione di esso, la direzione degli interventi sarebbe assunta dal Ministero della Protezione Civile, opportunamente

assistito da una Commissione Tecnica per il coordinamento dei rilevamenti, e da una Commissione Sanitaria per valutare la situazione e la sua evoluzione, nonché per suggerire tempi e modi delle contromisure.

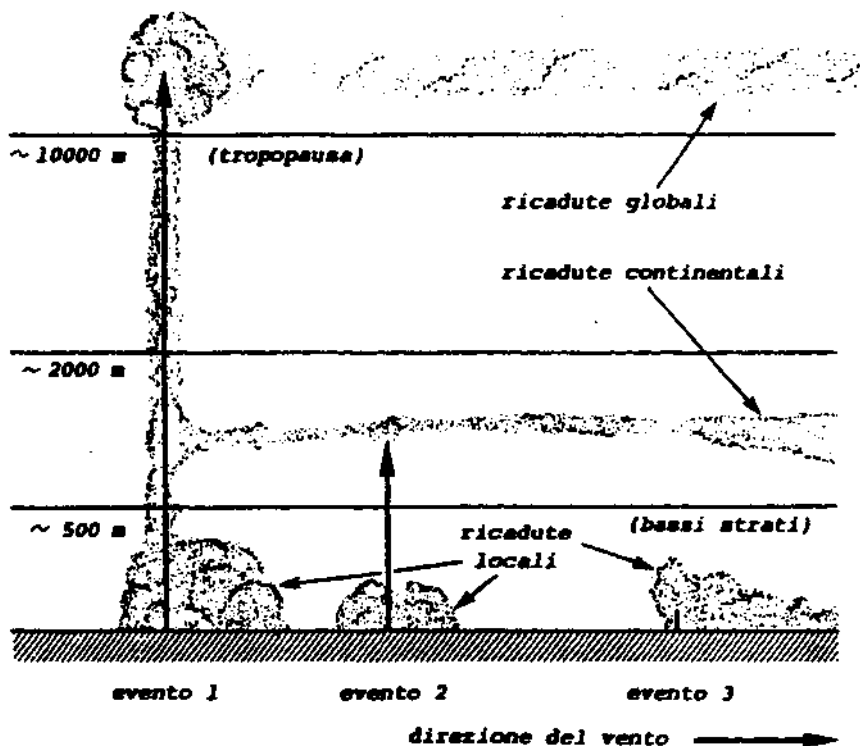


Figura 3. Schema delle ricadute atmosferiche radioattive di vario tipo: evento 1, esplosione nucleare in atmosfera al suolo; evento 2, incidente massimo con fortissima colonna termica ascendente a 1000 m e oltre, che sollevi il grosso dei prodotti radioattivi; evento 3, incidente massimo senza colonna termica di particolare importanza. Figura e disegni non sono in scala. Vedi testo.

Un organo tecnico pubblico di assistenza per tutte

queste situazioni è costituito dallo ENEA, sia per l'esecuzione di molte misure, sia per la raccolta e la valutazione dei dati che affluiscono alla Protezione Civile dalle varie strutture preposte al rilevamento della radioattività.

3. Modalità di irradiazione

3.1. L'inizio e la durata del rilascio che produce l'emergenza da incidente grave sono variabili: possono essere relativamente immediati o brevi nel caso di esplosione, di criticità, di taluni incendi, ma sono non immediati e piuttosto lunghi in altri casi, per i quali valgono le indicazioni della tabella 3. Si noterà che talune irradiazioni cominciano quasi subito dopo l'inizio dell'incidente.

Tabella 3. Indicazioni orientative di inizio e di durata del rilascio a seguito di incidente grave a un impianto elettronucleare LWR di progettazione recente (valori orientativi)

Intervallo tra evento iniziatore e inizio del rilascio	da mezz'ora a 1 giorno
Durata del rilascio	da mezz'ora ad alcuni giorni
Tempo al quale si è verificata la maggior parte del rilascio	da mezz'ora a 1-2 giorni dall'inizio del rilascio
Periodo intercorrente tra l'inizio del rilascio e l'esposizione a 8 km a 16 km	da mezz'ora a 2 ore da 1 ora a 4 ore

3.2. Consideriamo le varie forme o vie di irradiazione (figura 4):

- irradiazione esterna dovuta all'impianto come sorgente

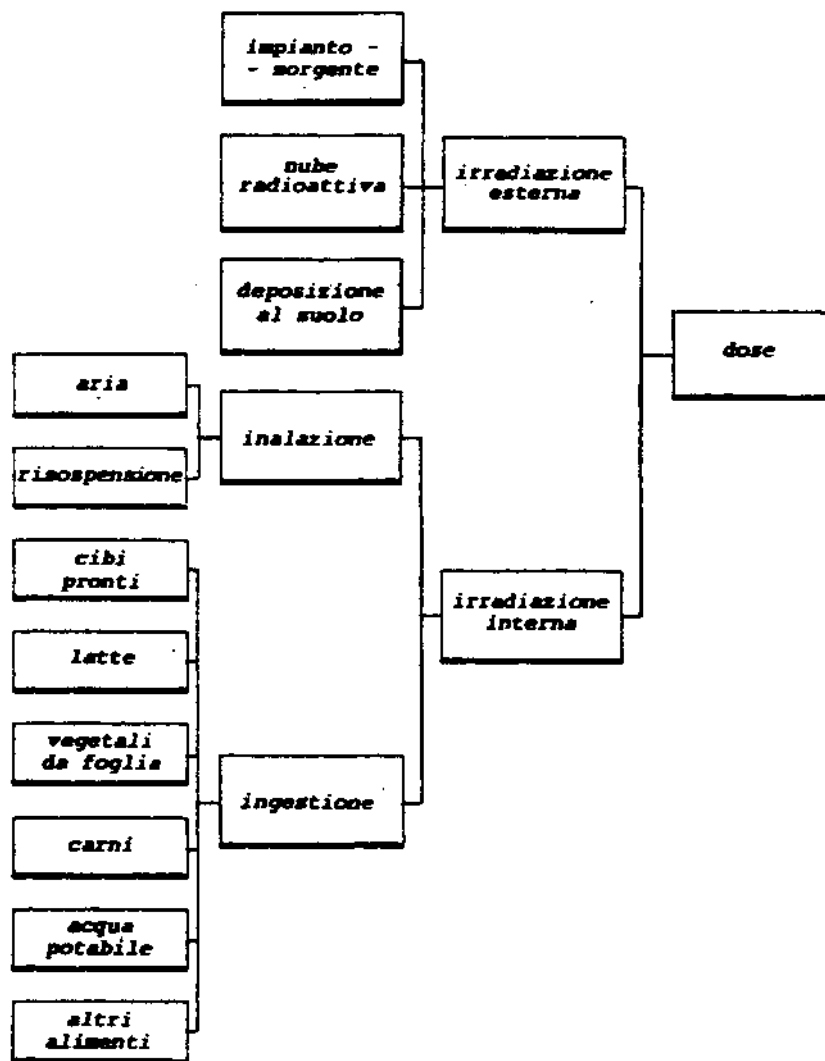


Figura 4. Principali modalità attraverso le quali i radionuclidi rilasciati possono raggiungere le persone della popolazione e dare luogo a irradiazione e a dosi.

esterna. Questa via di esposizione è di regola poco importante per le popolazioni, perchè attorno alla centrale vi è l'area di esclusione di circa 1000 m di raggio con pochi residenti e al di là di questa distanza l'irraggiamento diretto dovrebbe essere di poco momento;

- irradiazione esterna da parte della nube radioattiva (rilascio all'esterno). La nube può irradiare dall'alto individui e popolazioni, oppure può irradiare per sommersione quando lambisca il suolo. Queste modalità di esposizione sono "rapide" (e insidiose) e costituiscono la preminente sollecitudine sanitaria durante la fase iniziale del rilascio. L'esposizione riguarda la cute e il cristallino (radiazioni poco penetranti; radiocriptone, radioxenone) e il corpo intero (radiazioni penetranti; radiocesio, radioiodio e altri). La situazione meteorologica locale del momento è assai importante;

Tabella 4. Fasi temporali d'un incidente grave (schema)

* fase di pre-rilascio	intervallo tra momento di perdita di controllo dell'impianto e inizio del rilascio
* fase iniziale	durata in cui avviene la totalità del rilascio, nei rilasci acuti; intervallo di massimo rilascio nei rilasci cronici
* fase intermedia	durata in cui l'intensità del rilascio si è fatta bassa rispetto alla fase precedente; essa può mancare nei rilasci acuti
* fase di recupero	successiva alla fine del rilascio, fino al ripristino delle normali condizioni di vita nell'ambiente

- irradiazione esterna da suolo contaminato dagli aerosol

radioattivi depositi e da vapori adsorbiti. Questa via può contribuire in maniera rilevante alla dose individuale e collettiva, in funzione del tempo di esposizione, soprattutto nella fase intermedia e in quella di recupero (vedi tabella 4);

- irradiazione interna da inalazione di aeriformi della nube radioattiva e anche di particelle risospese dal suolo contaminato. L'inalazione connessa alla nube radioattiva ha importanza principalmente nel corso della fase iniziale di rilascio (tabella 4). Gli organi interessati sono i polmoni, ma anche altri organi nei quali per ragioni metaboliche vadano ad accumularsi i radionuclidi. La tabella 5 ricorda gli organi critici d'un certo numero di radionuclidi;

Tabella 5. Organi critici per alcuni radionuclidi di rilievo in caso di incidente nucleare grave

radionuclidi	organo critico
radioiodi	tiroide
radiocesi	corpo intero
radiotelluri	ossa
radiostronzi	ossa
aerosol insolubili	polmone, intestino
radiocripti	cute, cristallino
radioxeni	cute, cristallino

- irradiazione interna da ingestione di acqua e di alimenti che sono stati contaminati direttamente dal passaggio della nube (cibi pronti, verdure da foglia, acqua di pozzo a cielo aperto, acque piovane in cisterna);
- irradiazione interna da ingestione di acqua e di alimenti che sono stati contaminati attraverso le "catene" ambientali e alimentari, di cui è detto altrove. Questa eventualità può durare a lungo e questa irradiazione può essere la più importante.

3.3. Come risulta da quanto precede, le analisi previsionali

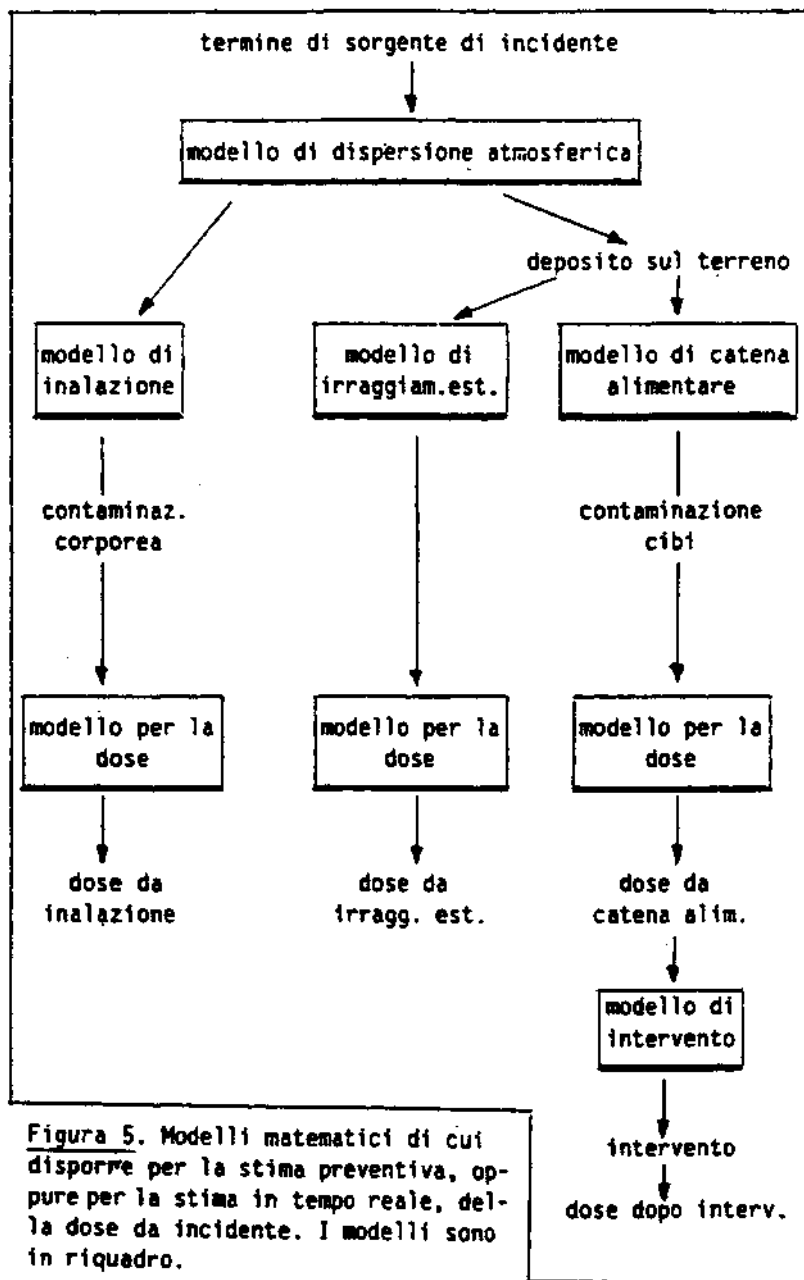


Figura 5. Modelli matematici di cui disporre per la stima preventiva, oppure per la stima in tempo reale, della dose da incidente. I modelli sono in riquadro.

delle conseguenze d'un incidente richiedono la messa a punto e la disponibilità di appropriati modelli matematici mediante i quali calcolare, per le persone abitanti sul territorio circostante al luogo dell'incidente, i valori delle grandezze di significato radioprotezionistico (fino agli equivalenti di dose efficaci e agli equivalenti di dose efficaci collettivi, giornalieri ed impegnati) partendo dai termini di sorgente dell'incidente o dalle misure radiometriche sul terreno. La figura 5 richiama, in parte, numero e varietà dei modelli di cui disporre.

4. Interventi sanitari di emergenza

4.1. In primo luogo hanno importanza le contromisure che possono essere messe in atto direttamente dal singolo individuo su se stesso al fine di evitare o di limitare la contaminazione interna o la irradiazione esterna (autoprotezione). Queste contromisure comprendono, per individui in vicinanza del luogo dell'incidente:

- il riparo in ambiente chiuso (casa di abitazione) durante il passaggio della nube radioattiva, che riduce sia l'irraggiamento esterno che quello da inalazione da aerosol (un aspirapolvere in funzionamento in un locale chiuso riduce ulteriormente il pulviscolo sospeso in aria e può abbassarne l'inalazione anche di un fattore 2 o 3); passata la nube, conviene aprire le finestre e favorire il ricambio dell'aria. Questa contromisura può dare una riduzione del 50% e anche più delle dosi individuali da nube in transito;
- il riparo in casa o in edifici dopo il deposito al suolo di materiali radioattivi da nube, che può ridurre, anche fortemente, l'irraggiamento da suolo;
- il cambio del vestiario, se vi è ragionevole sospetto che possa esser stato contaminato da deposizione o da impatto della nube;
- il lavaggio delle parti corporee non coperte da indumenti (mani, volto, capelli);
- il lavaggio dei pavimenti dopo il passaggio della nube;

- l'uso di guanti nei lavori con oggetti polverosi e con filtri d'aria;
- nei casi più gravi, la protezione delle vie respiratorie mediante l'uso di un fazzoletto (ripiegato in 2 o più strati di tessuto), tenuto fisso davanti alla bocca e al naso; questa precauzione può dare una riduzione degli aerosol e dei prodotti volatili inalati anche superiore al 50%;
- il consumo preferenziale di cibi e di bevande non esposte (cibi in frigorifero, cibi in scatola, latte a lunga conservazione, acqua imbottigliata, acqua di acquedotto);
- il lavaggio accurato delle verdure da foglia che può ridurre a 1/2 e più le sostanze radioattive depositate;
- l'ascolto continuo dei mezzi di informazione per conoscere lo stato e l'evoluzione dell'incidente, la direzione della nube, l'avvenuto passaggio, le istruzioni per la popolazione, ecc.

4.2. Le contromisure di cui al punto precedente si riferiscono alle zone circostanti - vicine e meno vicine - al luogo dell'incidente nucleare. Ma alcune di esse (consumo-esclusione di derrate; ascolto dei mezzi di informazione) valgono anche per zone a grandissima distanza dal luogo dell'incidente, quando questo sia massimo (catastrofico) (vedi 1.4. e 2.5.).

4.3. Mentre iniziano le azioni di autoprotezione, debbono scattare - con la dichiarazione dell'emergenza - i programmi di rilevamento (monitoring) dell'attività nelle varie matrici ambientali: aria, suolo, pascoli, latte, verdure, acque, carni. Alcuni rilevamenti sono subcontinui, altri avvengono con periodicità varia. Si devono riconoscere e misurare (Bq/m³, Bq/m², Bq/kg) i nuclidi presenti (da principio si ritrovano Te-132, I-131, Cs-137, Mo-99, Ru-103, I-132, Cs-134, La-140, ed altri ancora).

Si provvede anche a misurare il rateo di esposizione (mR/ora a 1 m dal suolo). Molto utile può essere la prospezione del terreno su media e vasta scala, dall'alto, misurando il rateo di esposizione mediante elicottero o

piccolo aereo su cui sia installato un contatore a scintillazione o al Ge-Li.

La velocità di avvio del programma di monitoring, l'affidabilità dei risultati normalizzati, il numero stesso delle misure eseguite sono qualità richieste per ottenere un quadro tempestivo e corretto del rilascio e della sua diffusione e trasporto.

I fisici sanitari ambientalisti trovano nel monitoring il massimo impegno, che può durare ininterrotto per giorni (ed anche per settimane e mesi) dopo l'incidente.

In molti casi vengono raccolti campioni di matrici ambientali sui quali non è possibile eseguire subito la misura spettrometrica. Occorre etichettare con cura tali campioni e conservarli - a seconda dei casi - in frigorifero oppure in magazzino, facendo attenzione a possibili contaminazioni incrociate.

La ridondanza delle istituzioni e delle strutture che abbiano la capacità e l'esperienza per eseguire le misure spettrometriche e la ridondanza degli apparecchi entro ciascuna istituzione sono elementi di affidamento del programma di monitoring ambientale d'emergenza.

4.4. Occorre considerare altri tipi di intervento. La iodiopprofilassi (di cui è stato detto in altro capitolo) consiste nella ingestione di iodio stabile e nella conseguente saturazione iodica della ghiandola tiroide, organo di tropismo elettivo per lo iodio e organo critico per il radioiodio. Il provvedimento va discusso quando la dose-nube inalata, raggiunga o possa raggiungere valori dell'ordine di 10^3 Bq.s/m³ (11600 Bq.giorno/m³; circa 0,3 μ Ci.giorno/m³).

La somministrazione all'adulto di 150 mg di KI (170 mg di KI₂) immediatamente prima o immediatamente dopo l'inalazione dello iodio radioattivo può ridurre la dose alla tiroide fino al 99%; la somministrazione dopo 6 ore può ancora ridurre la dose, anche del 50%; la somministrazione dopo 12 ore non ha

quasi efficace.

Per il bambino la somministrazione deve essere ridotta a 100 mg di KI (al di sopra di 1 anno di età) e a 50 mg (al di sotto di un anno di età).

Queste somministrazioni (dosi, in senso farmaceutico) vanno ripetute ogni giorno in quantità dimezzata se l'introduzione di radioiodio continua, ma senza superare la dose di 1 g di I totale (0,5 g nel bambino di età inferiore a 1 anno).

Il preparato farmaceutico (gocce, compresse) contenente KI (oppure KIO_3) può essere tenuto a disposizione in luogo stabilito dal piano di emergenza, oppure presso i farmacisti della zona, oppure presso la centrale nucleare o presso gli stessi abitanti previamente informati. La proposta della somministrazione deve essere suggerita dalla Commissione Sanitaria (v. 2.5.), anche perché in una piccola percentuale di individui l'ingestione di iodio può causare alcuni disturbi.

4.5. La contromisura più energica, impegnativa e rara è costituita dall'allontanamento (evacuazione) della popolazione dall'area interessata. Talvolta si ricorre al trasloco temporaneo e selettivo in fase intermedia e di recupero (relocation). Talvolta si deve invece ricorrere all'evacuazione rapida in fase iniziale di individui, famiglie, gruppi, abitanti di cascin e villaggi, fino a distanze di qualche km (e più) dall'impianto. A seguito di disastri nucleari le aree da cui allontanare la popolazione risultano assai vaste e coinvolgono un grande numero di persone; così è stato a TMI (1979), e così è stato a Chernobyl (1986).

Questi interventi estremi hanno un "costo sanitario" da considerare attentamente: incidenti stradali, morti cardiocircolatorie, morti da malattie che insorgono per condizioni meteorologiche avverse (talvolta si parla di valutazione di congruità, che è poi una forma di "giustificazione"). In effetti l'intervento potrebbe risultare "in passivo" in un'analisi rischi da radioattività-rischi da evacuazione.

4.6. Di diverso significato e prospettiva è invece la interdizione alimentare precauzionale oppure effettuata sulla base di misure eseguite. Si tratta di dare istruzioni rapide su quali alimenti si possono consumare e quali non si possono consumare, dando nel contempo istruzioni su dove e come procurarsi cibi alternativi.

E' necessario informare le unità di produzione agricola e di distribuzione commerciale e bloccare la vendita di talune derrate fino ad accertamenti compiuti che risultino rassicuranti. Il latte fresco di vacche al pascolo, le verdure da foglia (insalate, spinaci, ecc.), l'acqua piovana di cisterne rappresentano gli alimenti ai cui blocco bisogna pensare in primo luogo (radioiodio).

4.7. Queste considerazioni portano a ricordare le limitazioni di entrata e di uscita delle persone dal territorio maggiormente colpito dalla contaminazione radioattiva. Subito dopo l'incidente il territorio sottoposto a limitazioni di accesso avrà forma grosso modo di un cerchio, in attesa di informazioni sullo sviluppo e sulla direzione del rilascio; successivamente la perimetrazione del territorio con limitazioni di accesso sarà effettuata sulla base dei risultati delle misure eseguite sulle varie matrici ambientali e sulla base delle altre informazioni possedute.

Tali limitazioni hanno anche il fine collaterale di garantire il rispetto della proprietà privata e dei beni pubblici qualora si richiedesse l'abbandono delle abitazioni, nonché di favorire lo scorrimento del traffico stradale impegnato negli interventi di emergenza e nei rilevamenti. In genere dovrebbe trattarsi di aree di qualche km di raggio attorno all'impianto.

4.8. Una volta che l'impianto nucleare sia stato riportato sotto controllo e che il rilascio di radioattività sia cessato, occorre effettuare il recupero del territorio e delle abitazioni ai loro fini, nel caso - per altro raro - che per qualche tempo si sia dovuto ricorrere a traslochi, eva-

cuazioni, ecc.

Sovente l'attesa del decadimento fisico dei nuclidi appare l'opzione più conveniente per contaminanti a vita breve (I-131). In alcuni casi può esser necessario ricorrere a processi di decontaminazione onde scendere a valori di attività compatibili con le attività umane (agricoltura, zootecnia, industria) e con la destinazione degli edifici.

Grande importanza può avere l'aratura e il sovescio dei campi, operazioni che realizzano la "diluizione" nel terreno del Cs-137 e del Sr-90, depositati in superficie.

Attenzione sarà portata ai filtri dell'aria degli impianti di condizionamento (e dei filtri dell'aria delle automobili) che possono essere carichi di particelle radioattive e vanno manipolati con cura, dopo monitoring.

Queste operazioni si raggruppano sotto la generica denominazione di decontaminazione del territorio (vedi successivo capitolo).

4.9. Si ricordi che la dichiarazione dello stato di emergenza e l'emissione di istruzioni e di ordinanze sull'interdizione di cibi e sull'eventuale evacuazione di abitazioni possono provocare reazioni psicologiche e ripercussioni patologiche in un certo numero di individui.

A livello di gruppo esse possono dare innesco a fenomeni di panico che potrebbero risultare poi non facilmente controllabili nelle loro manifestazioni, aggravando la colonna del passivo del bilancio delle azioni di intervento per l'emergenza.

Il pubblico può essere investito - durante un'emergenza - da un eccesso di informazioni (dati di misure provenienti da una moltitudine di istituzioni pubbliche e private di varia affidabilità, espressi in differenti unità di misura, trasmessi in forma non normalizzata via radio e televisione nonché attraverso la stampa, con l'aggiunta di valutazioni e di

proiezioni estemporanee di cosiddetti "esperti", non sufficientemente ponderate). Queste informazioni precedono o si affiancano ai bollettini periodici diramati dall'autorità preposta alla gestione dell'emergenza. Anche i comunicati di varie strutture che non siano coordinate tra di loro (unità di misura, tempi, luoghi, medie, ecc.) possono risultare apparentemente contraddittori e sollevare confusione.

Si tenga presente la emotività di una parte del pubblico, portato ad esagerare la percezione dei rischi nucleari; oppure a dimenticarsene troppo facilmente. Le reazioni possono dunque non essere proporzionate e bilanciate, con eccessi e generalizzazioni, ma anche con trascuratezze.

E' comunque difficile sottrarsi e sottrarre il pubblico alla logica del "bianco o nero", a favore della scala dei grigi: dati di nessun significato; dati meritevoli di attenzione; dati per i quali si possono suggerire consigli e forme di cautela; istruzioni; prescrizioni; ordinanze.

L'approccio puramente tecnico alla situazione di emergenza non è dunque sufficiente e richiede di esser completato con un programma di informazione che utilizzi conoscenze di psicologia delle comunicazioni di massa. La correttezza psicologica dei messaggi trasmessi alla popolazione fa parte - e parte importante - del quadro degli interventi sanitari dell'emergenza.

5. Livelli di riferimento

5.1. Da quanto precede sorge la necessità di affrontare la situazione di emergenza con interventi che non siano automatici, ma commisurati caso per caso, considerando il pro e il contro di ogni azione. Le dosi previste sui singoli individui per le quali si debba porre in opera una determinata azione saranno dunque diverse a seconda delle circostanze, delle possibilità operative e delle previsioni di sviluppo dell'incidente (livelli di intervento).

Affermato ciò, non appare d'altra parte realistico pensare che l'organo decisionale, quanto meno nelle prime ore dell'incidente, possa indugiare a compiere scelte ponderate e ottimizzate dei livelli di dose attesi per i quali dare l'ordine di intervenire. Risulta quindi opportuno predisporre valori orientativi di dose per interventi in fase iniziale, mentre sarebbe fuori luogo predisporre valori per interventi in fase intermedia e di recupero, da considerare e decidere caso per caso e momento per momento.

La ICRP non ha fornito valori numerici per interventi in fase iniziale di emergenza. La Comunità Europea nel 1982 ha preparato una Guida con i criteri per tener sotto controllo le dosi ai membri della popolazione in caso di incidenti, in cui sono indicati i valori di dose (attesi o previsti) per i quali si possano o si debbano eseguire determinati interventi (riparo al chiuso, iodoprofilassi, evacuazione) nella fase iniziale dell'emergenza.

5.2. In Italia la Commissione Tecnica del CNEN (oggi ENEA) aveva elaborato fin dal 1966 livelli di riferimento (così erano e sono sovente denominati i livelli di intervento) e il Ministero dell'Interno ha emanato nel 1973 la Circolare 70 che riprende ed elabora i valori della Commissione Tecnica del 1966 (vedi tabella 6). La circolare è ancora in vigore, sebbene superata sotto molti aspetti; in questa sede non la illustreremo perché è più importante conoscere la struttura e i valori della Guida comunitaria, che si diffonderà e sarà applicata nei prossimi anni e che già oggi possiede autorevolezza.

5.3. I livelli generali di riferimento raccomandati nella Guida comunitaria sono dati come fasce di valori di dose previsti, definite da due linee di demarcazione, come è mostrato nella figura 6.

E' possibile stabilire per ogni tipo di intervento:

- un valore inferiore di dose, al di sotto del quale è assai inverosimile che per ragioni di radioprotezione l'intervento

debba esser messo in opera;

- un valore superiore di dose, al di sopra del quale l'attuazione dell'intervento per ragioni di radioprotezione è pressoché necessario.

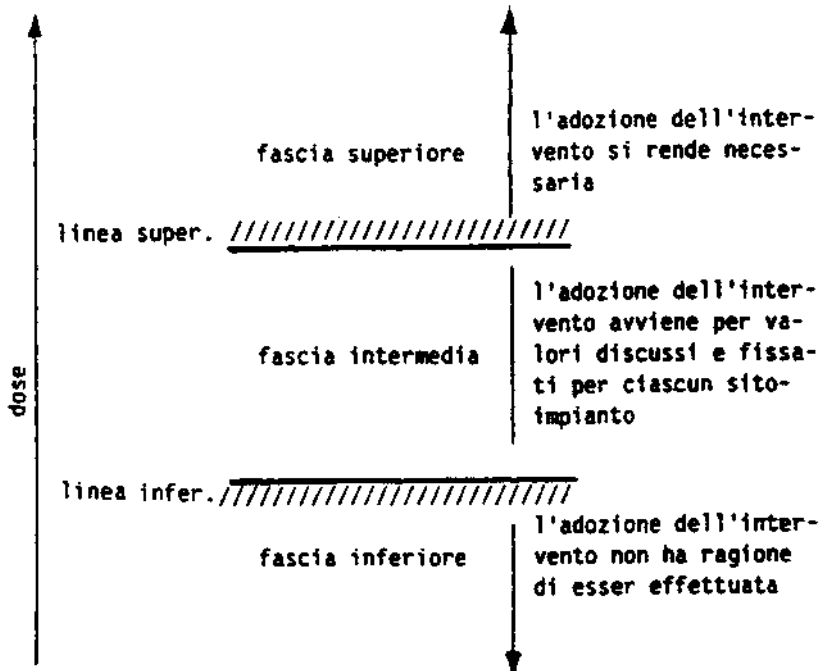


Figura 6. Delimitazione delle fasce di riferimento e d'intervento, in fase iniziale di incidente, in funzione della dose prevista o riscontrata (Comunità Europea, 1982).

Tra i valori suddetti si estende un intervallo di dosi per le quali l'attuazione dell'intervento è lasciata al giudizio di chi ne ha la responsabilità; invero, trattandosi di azioni della fase iniziale in cui può mancare il tempo per riflessioni, la messa in opera avviene senza indugio allorché l'attività liberata nell'ambiente superi determinati valori in precedenza scelti specificamente per la centrale in quel sito. Tali livelli sono necessari all'autorità competente per dichiarare l'emergenza e per dare disposizioni alle varie

strutture operative.

Le fasce dei valori di dose di riferimento per tre tipi di intervento raccomandati dalla CE sono definiti dai valori inferiore e superiore di dose riportati in tabella 7 e in figura 7. Alcuni valori appaiono piuttosto elevati.

5.4. Va notato che l'impostazione comunitaria degli interventi attuabili nelle prime fasi dell'emergenza è riferita a valori di dose individuale e non collettiva. Nelle fasi successive dell'emergenza si dovrà tener conto anche delle dosi collettive.

Tabella 7. Valori di dose assorbita che delimitano le fasce intermedie, proposti dalla Comunità Europea (1982), con riferimento a tre tipi di intervento, in fase iniziale d'incidente (vedi testo).

intervento	dosi (mGy)		
	corpo intero	tiroide	cute
riparo al chiuso	5-25	50-250	50-250
iodio-profilassi	-	50-250	-
evacuazione	100-500	300-1500	1000-3000

La considerazione delle dosi collettive può suggerire livelli di indagine e livelli di azione per dosi individuali che sarebbero in sé trascurabili o insignificanti, ma che possono porre problemi di sanità pubblica per il grande numero di persone irradiate.

5.5. Dai valori dei livelli di riferimento espressi come dosi possono esser ricavati valori espressi in altre grandezze operativamente misurabili in maniera diretta. Si tratta di valori di esposizione in aria (mR/ora), di concentrazione di attività in aria, in acqua, negli alimenti (Bq/kg, Bq/litro), di contaminazioni superficiali (Bq/m²), ecc.

Sono questi i livelli di riferimento derivati, che si basano su modelli rappresentativi dello specifico ambiente considerato e del metabolismo umano normale (adulti e bambini). Questi livelli sono anche denominati *derived intervention level*, DIL. Per orientare chi legge sull'ordine di grandezza di questi livelli di riferimento derivati si rinvia alla pubblicazione IAEA Safety Series no. 81 che in numerose tabelle fornisce livelli per molti radionuclidi. E' ovvio che i dati tabulati si riferiscono ad una data situazione ambientale con determinate abitudini alimentari e di vita; essi pertanto vanno adattati alla concreta, singola situazione per la quale si intendono predisporre livelli di riferimento derivati. Anche la FAO sta predisponendo livelli di riferimento derivati (Bq/kg) riguardanti la contaminazione radioattiva degli alimenti e il loro commercio internazionale, per interventi a seguito di incidente. E' altresì atteso a bre-

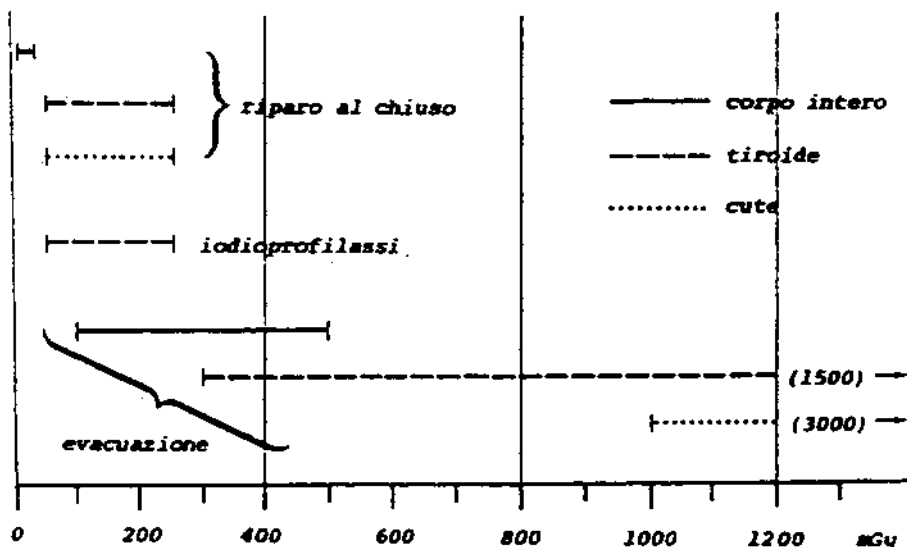


Figura 7. Valori di dose assorbita che delimitano la fascia intermedia, proposti dalla Comunità Europea (1982) (vedi figura 6 e tabella 7), riguardanti a tre tipi di intervento in fase iniziale di incidente (vedi testo).

ve tempo un Regolamento del Consiglio della Comunità Europea sui livelli massimi ammissibili negli alimenti in caso di emergenza.

5.6. A proposito di nomenclatura, si tenga presente che la locuzione livelli di riferimento non è facilmente compresa dal pubblico (che invero vorrebbe conoscere i livelli di sicurezza, nel senso di sicurezza "assoluta", che non esistono, non diversamente da quel che avviene con altri rischi). Sarà bene trasmettere l'informazione utilizzando formule di più facile comprensione come livello di guardia e livello di allerta.

INCIDENTI GRAVISSIMI OCCORSI A REATTORI NUCLEARI

Sembra utile far seguire ai paragrafi precedenti, riguardanti gli infortuni da radiazioni dei lavoratori e le possibili sovraesposizioni della popolazione, una breve illustrazione dei tre più gravi e caratterizzanti incidenti sopravvenuti a reattori nucleari nella intera storia dell'energia nucleare.

Il primo di essi è avvenuto nel 1957 in Gran Bretagna (Windscale) e diede luogo al rilascio di oltre 1000 TBq (decine di migliaia di Ci) di prodotti di fissione (in aggiunta ai gas nobili), con vaste contaminazioni territoriali.

Il secondo è occorso nel 1979 negli Stati Uniti (Three Mile Island) in un impianto in cui il sistema di contenimento ridusse molto fortemente il rilascio dei prodotti di fissione (meno di 1 TBq (decine di Ci) in aggiunta ai gas nobili radioattivi) senza contaminazioni territoriali di rilievo. Invero l'incidente di TMI fu gravissimo dal punto di vista tecnologico, ma non fu grave per conseguenze sanitarie e ambientali.

Il terzo incidente è avvenuto nel 1986 in Unione Sovietica (Chernobyl), ed è stato di proporzioni catastrofiche

(anche perchè l'impianto non aveva un adeguato sistema di contenimento), con enormi rilasci (1-2 milioni di TBq, pari a molte decine di MCi in aggiunta ai gas nobili radioattivi) con contaminazioni territoriali gravissime in Ucraina, gravi in aree geografiche vicine e di rilievo in gran parte d'Europa, compresa l'Italia.

1. Incidente di Windscale, UK, 10 ottobre 1957

Reattore a U naturale, moderato a grafite e raffreddato ad aria, di piccola potenza, impiegato nella produzione del Pu. Incidente da surriscaldamento e incendio: la grafite si surriscalda in una operazione periodica, alcune zone di grafite prendono fuoco e alcuni elementi di combustibile sono danneggiati. La combustione dura 4 giorni e buona parte del core viene distrutta.

I rilasci in atmosfera dei prodotti di fissione sono notevoli: 740 TBq (20000 Ci) di I-131; 440 TBq (12000 Ci) di Te-132; 22 TBq (600 Ci) di Cs-137 e 0,074 TBq (2 Ci) di Sr-90.

La colonna termica dovuta all'incendio solleva in alto una parte dei rilasci radioattivi che i venti e le correnti portano lontano, verso SE. Le ricadute riguardano soprattutto la Cumbria, ma lo I-131 è rilevato a Leeds, a Londra, sul Continente, anche in paesi lontani.

E' dichiarata l'emergenza e viene bloccata la distribuzione del latte di produzione locale, in Cumbria e zone limitrofe, su un'area di circa 600 km², per una durata di circa 1 mese. Viene fissato dal Medical Research Council il limite massimo di concentrazione di attività di I-131 nel latte (0,1 µCi/litro).

L'equivalente di dose più elevato alla tiroide è ricevuto da un bambino di Windscale: 160 mSv (16 rem); la media della dose alla tiroide dei bambini della zona è di circa 30 mSv (3 rem). Nell'adulto la più alta dose alla tiroide è stimata attorno a 100 mSv (10 rad).

L'equivalente di dose collettivo alla tiroide è di circa 2.10^4 Sv-persona, per il 95% riguardante gli abitanti del Regno Unito.

Oltre il 60% delle dosi alla tiroide provengono da latte, il 30% da inalazione, il rimanente da cibi vari.

Non si riscontra nessun effetto precoce; si prefigurano una decina di ipotetici effetti stocastici tardivi (tumori).

2. Incidente di Three Mile Island, USA, 28 marzo 1979

Reattore ad acqua in pressione (PWR), a U debolmente arricchito, da 900 MWe. Alcuni malfunzionamenti meccanici nell'impianto sono resi più gravi da una combinazione di successivi errori umani. Incidente da perdita di refrigerante. Si ha la fusione di circa il 20% del nocciolo e lo sviluppo di temperature elevatissime nel reattore. Si forma idrogeno e si temono esplosioni entro il contenitore, che avvengono in misura limitata: l'allarme dura quattro giorni.

Le autorità - dopo contrattempi ed esitazioni - invitano determinati gruppi di popolazione (donne gravide, bambini fino a 6 anni) ad allontanarsi dall'area (raggio di 8 km). Le autorità decidono di non distribuire KI alla popolazione. Paura, angoscia, panico si verificano tra la gente, anche come conseguenza della cattiva gestione dell'informazione. Nella terza giornata dopo l'inizio dell'incidente circa il 50% della popolazione si allontana volontariamente dall'area. Si calcola che si tratti di 150000 persone, che tornano alle loro case dopo circa 5 giorni.

I rilasci in atmosfera sono forti per i gas nobili radioattivi (prevalentemente Xe-133) scarsamente penetranti nel corpo umano: 370000 TBq (10 MCi) e per il resto sono decisamente modesti: 0,60 TBq (circa 15 Ci) di I-131 e centinaia di MBq (decine di mCi) di Cs-137.

Conseguentemente le dosi assorbite sono di poco conto: per irradiazione gamma esterna da gas nobili le persone più esposte hanno ricevuto una dose piccola (corpo intero) attorno a 1 mSv (100 mrem). La dose media è più piccola ancora, di un fattore 1/50.

La dose collettiva gamma nel cerchio di 80 km di raggio attorno al reattore è stata calcolata in circa 30 Sv-persona, con riferimento al corpo intero; al di fuori di tale cerchio si hanno altrettanti Sv-persona.

Ovviamente non si riscontra nessun effetto precoce; è poco probabile che sopravvengano in futuro ipotetici e rari effetti stocastici tardivi (tumori).

3. Incidente di Chernobyl, URSS, 26 aprile 1986

Reattore a ossido di U arricchito moderato a grafite, raffreddato ad acqua leggera, da 1000 MWe. Incidente da escursione di reattività. Adeguate informazioni sono fornite con ritardo, nell'agosto 1986. Le cause che hanno portato al gravissimo evento sono costituite da una sequenza di imprudenze e di trasgressioni alla procedura operativa di sicurezza.

Alcune esplosioni di idrogeno aggravano la situazione e molti focolai di incendio si sviluppano. La grafite si incendia. La temperatura del nocciolo sale a 1600-1800 K e si mantiene assai elevata per molti giorni, con oscillazioni.

L'enorme calore prodotto solleva per "effetto camino" le sostanze radioattive che salgono oltre 1200 m sul suolo. I rilasci massicci perdurano per 10 giorni: l'incidente assume dimensioni catastrofiche. Le masse d'aria cariche di sostanze radioattive sono trasportate lontano da venti e correnti: dapprima in Scandinavia, poi verso l'Europa Centrale, infine verso l'Italia.

L'intero rilascio ha riguardato tutti i gas nobili radioattivi presenti, prevalentemente Xe-133 (ordine di grandezza: $2 \cdot 10^6$ TBq, 50 MCi); l'I-131 (ordine di grandezza: $0,3 \cdot 10^6$ TBq, 8 MCi) ed enormi attività di Te-132, Cs-134 e

Cs-137 e altri isotopi (Mo-99, Zr-95, Ru-103, Ru-106, Ba-140, Ce-141 e Ce-144, Sr-89 e Sr-90, Np-239, Pu, ecc.), per un insieme di $1-2 \cdot 10^6$ TBq ($30-50 \cdot 10^6$ MCi).

Evacuazione di 135000 persone nel raggio di 30 km attorno a Chernobyl. Spedalizzazione di 300 persone. Allarme, paure e fobie in vari Paesi.

La dose collettiva alla popolazione europea dell'Unione Sovietica è stimata provvisoriamente in prima approssimazione $2 \cdot 10^6$ Sv-persona ($200 \cdot 10^6$ rem-persona).

In Italia in un solo mese vengono eseguite circa 100000 determinazioni e misure per tenere sotto controllo la situazione. Un'ordinanza del Ministro della Sanità, riguardante le prime settimane successive all'incidente, vieta la vendita e la somministrazione di verdure fresche a foglia e, in aggiunta, vieta la somministrazione di latte fresco ai bambini fino all'età di 10 anni ed alle donne in gravidanza.

Effetti precoci: 29 morti, in 4 mesi. Si teme che in futuro compaia un numero elevato di ipotetici effetti stocastici tardivi (tumori) in Unione Sovietica e un numero assai più ridotto anche in altri Paesi.

LA PREDISPOSIZIONE DEL PIANO DI EMERGENZA

Come abbiamo accennato, la predisposizione del piano di emergenza per un dato impianto nucleare avviene oggi - seguendo le disposizioni del DPR 185/1964 - a costruzione quasi ultimata dell'impianto stesso, dopo le lunghe fasi della scelta del sito e della edificazione. Per provvedere ad essa, la normativa richiede che si definiscano alcuni incidenti credibili (incidenti di riferimento, che in genere sono al presente abbastanza simili agli incidenti base di progetto; vedi oltre).

La normativa vigente che regola la pianificazione dell'emergenza per incidenti gravi agli impianti nucleari individua due momenti distinti di analisi, tra loro conseguenti: il primo relativo ai presupposti tecnici, il secondo relativo al piano di emergenza esterno. (Ogni centrale prevede e appronta anche un piano di emergenza interno, legato a situazioni di malfunzionamento senza uscita di attività all'esterno degli edifici o comunque del perimetro dell'impianto).

1. I presupposti tecnici

I presupposti tecnici sono preparati dall'esercente e contengono, tra l'altro, le informazioni ambientali e demografiche necessarie per effettuare previsioni delle conseguenze radiologiche a seguito di rilasci da un impianto nucleare nazionale. Essi vengono esaminati dallo ENEA-DISP e sottoposti a parere della Commissione Tecnica dello ENEA.

Il DPR 185/1964 precisa che i presupposti tecnici sono costituiti dalla seguente documentazione:

- rapporto intermedio di sicurezza;
- rapporto tecnico contenente:
 - a) l'esposizione delle condizioni ambientali pericolose per la popolazione, derivanti dai singoli incidenti nucleari credibili;
 - b) la descrizione delle attrezzature predisposte per il rilevamento della radioattività nell'ambiente circostante all'impianto, in caso d'incidente.

Gli incidenti "credibili" di cui alla lettera a) (le parole sono riprese dal DPR 185/1964; vedi famiglie di incidenti, in questo capitolo) sono oggi comunemente chiamati incidenti di riferimento per il piano d'emergenza: col passare degli anni, dal 1964 a oggi, essi sono stati presi sempre più simili agli incidenti base di progetto, di cui è stato detto.

Si chiama, in questo contesto, rapporto di sicurezza l'insieme dei documenti tecnici necessari per l'analisi e per la valutazione dell'installazione e dell'esercizio, dal punto di vista della sicurezza nucleare e della protezione sanitaria dei lavoratori e della popolazione; esso contiene una parte dedicata all'analisi e alla valutazione dei pericoli da radiazioni ionizzanti.

Tabella 8. Esempi di possibili attività rilasciate e di dosi individuali da incidenti di riferimento inseriti in "presupposti tecnici". Le attività sono espresse nella tradizionale unità curie (1 Ci = 37 GBq)

impianto	attività max. del rilascio	durata del rilascio	dose max. individuale
Reattore Caorso	I-131, 300 Ci gas nobili, $4,5 \cdot 10^5$ Ci	30 giorni	18 mSv (tiroide) a 2,5 km
Plutonio, Casaccia	Pu-239, 0,0014 Ci gas nobili, 6000 Ci	istantaneo	230 mSv/a (ossa) a 0,1 km
Eurex, Saluggia	I-131, 0,92 Ci gas nobili, 4900 Ci	istantaneo	30 mSv (tiroide) a 0,3 km

In precedenza si è parlato ripetutamente di analisi di sicurezza e di analisi degli incidenti. Il rapporto di sicurezza è - parlando in termini generali - di tre tipi e compare in tre distinte fasi: rapporto preliminare, riferito al progetto di massima; rapporto intermedio, che precede il rapporto finale; quest'ultimo è riferito al progetto definitivo, nella sua realizzazione.

Si veda la tabella B che riporta esempi di attività rilasciata e di dosi individuali per incidenti di riferimento da considerare per i presupposti tecnici, elaborati per tre impianti nucleari (1982): si noti come i presupposti tecnici riguardino incidenti di riferimento di modesta o media entità o, al più, incidenti "gravi". Gli incidenti gravissimi e massimi - fisicamente possibili, anche se estremamente improbabili - non sono considerati. Una conseguenza di ciò è che i piani di emergenza predisposti in Italia, e dei quali parleremo, sono provinciali o interprovinciali mentre mancano piani interregionali e nazionali. Il piano di emergenza nucleare nazionale avrebbe molta importanza sanitaria anche nel caso di fallout radioattivo massiccio derivante da un'esplosione accidentale di un ordigno nucleare in uno Stato anche a grande distanza dall'Italia (ed anche nel caso di fallout da catastrofe nucleare che accadesse fuori del nostro paese).

2. Il piano di emergenza

2.1. Un apposito Comitato provinciale di emergenza, istituito per legge presso la Prefettura della Provincia in cui ha sede l'impianto nucleare (o presso le Province interessate, in caso di Piano interprovinciale), prepara, in via preventiva, il piano di emergenza, basandosi sui presupposti tecnici. Esso viene inviato allo ENEA-DISP e sottoposto a parere della Commissione Tecnica. Viene poi approvato dal Ministero dell'Interno, distribuito a ciascun ufficio rappresentato nel Comitato provinciale e notificato allo ENEL.

Problemi di radioprotezione e di sanità, come l'adeguamento di talune strutture, la disponibilità di strumentazione, la realizzazione di Centri di raccolta e di decontaminazione per le persone, i piani di controllo degli alimenti, la ricettività ospedaliera, le forme dell'informazione del pubblico vengono affrontati a livello provinciale da gruppi di lavoro ai quali partecipano esperti dello ENEA-DISP.

2.2. A proposito dei Centri di raccolta conviene precisare che essi fanno parte del primo livello d'intervento e di assistenza sanitaria (medica, psicologica, sociale) e sono preposti alla selezione dei pochi casi che necessitassero di un'assistenza ospedaliera specialistica. I Centri vengono attivati se c'è necessità; essi sono logisticamente collocati pro tempore presso strutture già esistenti (scuole, palestre, ecc.), adattate alle seguenti finalità:

- sale di attesa e ambulatori;
- primo rilevamento della contaminazione personale;
- eventuale distribuzione profilattica dello iodio stabile;
- prima assistenza sanitaria (in senso lato).

Il secondo livello d'intervento sanitario è rappresentato dalle strutture ospedaliere regionali che possono offrire un'assistenza multispecialistica agli irradiati e contaminati gravi.

Accanto all'intervento sanitario di primo e di secondo livello, nel piano di emergenza si configura anche un'assistenza di carattere fisico-sanitario ed igienistico-ambientale con interventi diretti (rilevamenti e misure in campo e in laboratorio, fornitura di mezzi e di strumenti, ecc.) ed indiretti (consulenza). Gli organismi preposti a tale tipo di assistenza sono lo ENEA, lo ISS, i Vigili del Fuoco, lo ISPESL, la Sanità Militare, le strutture del Servizio Sanitario Nazionale, ecc.

Nel secondo livello è previsto anche l'intervento del COSME, già illustrato nel paragrafo sugli infortuni ai lavoratori. I laboratori specializzati, ai quali il COSME può fare ricorso, comprendono varie strutture dislocate sul territorio nazionale.

2.3. Dopo la riforma regionale (1969) e la riforma sanitaria (1974) si è dovuta integrare la composizione degli esperti del Comitato provinciale (2.1.), introducendo rappresentanti della Regione e delle USL.

2.4. Il piano di emergenza deve essere inteso e predisposto come un dispositivo piuttosto elastico così da poter essere adattato facilmente e rapidamente alle concrete circostanze. Funzione principale del piano non è tanto la previsione delle azioni di dettaglio da svolgere in caso di incidente, quanto piuttosto l'acquisizione della capacità di mobilitare e render disponibili rapidamente uomini e mezzi che dovranno intervenire, nonché la definizione dei campi di azione, delle linee di responsabilità e del sistema informativo.

Debbono essere eseguite periodiche esercitazioni d'insieme e prove settoriali per verificare l'operatività degli interventi di piano (tempestività, reperimento persone, collegamento, sequenza corretta delle azioni, funzionamento pronto degli strumenti): solamente così si addestra il personale (e il pubblico) e si mettono in evidenza difetti organizzativi e tecnici.

Una caratteristica del piano d'emergenza è quella di "aspettare lungamente ciò che non dovrebbe mai accadere" e questo esige attitudine mentale particolare, costante attenzione, e poi prontezza di decisioni e certezza di risposta delle infrastrutture.

2.5. Oltre alle centrali nucleari, anche i reattori di ricerca hanno il proprio piano d'emergenza, come pure gli impianti di fabbricazione e di ritrattamento del combustibile nucleare. Altri piani riguardano i porti abilitati a ricevere sottomarini e navi a propulsione nucleare. In totale, a fine del 1986, sono predisposti in tutta Italia 24 piani di emergenza.

2.6. Quanto precede (1. e 2.1.-2.5.) si riferisce alla predisposizione dei piani di emergenza secondo il disposto della normativa in vigore (DPR 185/1964). In questi anni è in corso un'evoluzione concettuale piuttosto profonda in materia di piani. Mentre da una parte gli incidenti gravissimi a reattori LWR a doppio contenimento si fanno più improbabili (vedi precedenti paragrafi), il timore di incidenti d'origine non tecnologica (ordigni esplosivi, terrorismo) si fa più sentire, come pure il timore d'una seconda esperienza

nazionale tipo Chernobyl, per incidente gravissimo che avvenga fuori del territorio nazionale.

Per queste ragioni si tende ad integrare (non a sostituire!) i piani provinciali di emergenza con un piano di portata nazionale per emergenze "diffuse" all'intero territorio o a gran parte di esso.

Sul piano operativo sembra indispensabile in questa visione:

- mantenere i piani di portata locale, per incidenti di gravità limitata (come i piani attualmente in vigore) strettamente collegati alle caratteristiche del sito circostante l'impianto;
- predisporre un piano di portata nazionale, per incidenti di gravità maggiore di quelli precedenti, dotato di elevata flessibilità operativa.

Non dovrebbe però trattarsi di un "piano di emergenza nazionale nucleare", ma piuttosto dell'inserimento dell'ipotesi di un gravissimo incidente nucleare nel "piano nazionale generale di emergenza" predisposto, e sempre pronto a scattare, per far fronte ad eventi catastrofici di qualsiasi natura che colpiscano il Paese.

2.7. Vi è anche un altro aspetto della predisposizione dei piani di emergenza che sta subendo un'evoluzione negli anni recenti. Mentre in passato prevaleva l'orientamento di mantenere "riservati" alle autorità ed alle strutture i contenuti dei piani predisposti che non venivano portati a conoscenza del pubblico, oggi si tende a mettere al corrente di tali contenuti la popolazione interessata.

E' pertanto necessario diffondere preliminarmente molte informazioni sull'energia nucleare, sui rischi connessi, sugli aspetti sanitari, sulle azioni e comportamento da tenere in caso di emergenza. Ciò richiede un'operazione culturale di largo respiro a tutti i livelli, scolastici e dei mezzi di informazione.

LA GESTIONE DEL PIANO DI EMERGENZA

1. Nel caso che un incidente grave si avveri o si preannunci come imminente in un impianto nucleare nazionale, la notificazione immediata al Prefetto dell'allarme-scatto dell'emergenza è compito del direttore dell'impianto, come è disposto dalla legislazione in vigore (DPR 185/1964). Il direttore ha inoltre la responsabilità primaria delle successive operazioni sull'impianto e l'obbligo d'inviare subito all'esterno del perimetro dell'impianto alcune squadre radiometriche per il controllo della attività nelle matrici ambientali.

Il Prefetto, ricevuto l'allarme, riunisce d'urgenza presso la Prefettura il Comitato provinciale d'emergenza in precedenza costituito ed assume la direzione delle operazioni per la protezione della popolazione e del territorio. Egli si avvale della collaborazione del Comitato, di quella del Comandante dei Vigili del Fuoco (che nel frattempo avrà costituito, presso il proprio comando, il Centro di controllo dell'emergenza per la raccolta dei dati delle misure effettuate dall'esercente e da squadre di Vigili del Fuoco). I Centri di raccolta delle persone sono affidati alle USL.

I dati delle misure (concentrazioni, esposizioni) effettuate dalle squadre radiometriche inviate all'esterno dal direttore dell'impianto, dalle squadre radiometriche dei Vigili del Fuoco e da eventuali squadre del Servizio Sanitario Nazionale e dello ENEA sono avviati man mano che sono disponibili al Prefetto-Comitato Provinciale.

2. Un sostanziale passo in avanti nella gestione delle situazioni di emergenza è stato fatto di recente realizzando sistemi di calcolo che accoppiano la stima del termine di sorgente con la raccolta e la selezione in tempo reale dei dati meteorologici a scala locale e regionale, mediante l'elaborazione immediata in calcolatore. Ciò consente quanto

segue:

- stima della diffusione atmosferica del rilascio, momento per momento;
- stima immediata della dose per i membri della popolazione in funzione del termine di sorgente, utilizzando modelli validi per quella particolare popolazione in quel luogo e con determinate abitudini alimentari e di vita;
- indicazione di possibili azioni di intervento in funzione delle dosi durante e dopo l'incidente.

In Italia, lo ENEA-DISP ha messo a punto un sistema di questo genere: il sistema ARIES (Accidental Release Impact Evaluation System). La gestione dei problemi dell'emergenza che si ha con ARIES risulta più elaborata e concreta rispetto a quella degli attuali piani di emergenza predisposti per i vari siti: grazie all'afflusso continuo di dati subito disponibili, si ottiene di passare dalla rappresentazione per sequenze temporali puntuali e retrospettive alla rappresentazione dinamico-evolutiva contemporanea ai fenomeni in corso (incidente, territorio). Si riducono così le possibilità di errore negli interventi (improvvisi cambiamenti meteorologici, risposta non adeguata di infrastrutture territoriali).

3. Le considerazioni svolte nel paragrafo sugli interventi sanitari e nel paragrafo sui livelli di riferimento vengono utilizzate nella gestione dell'emergenza, rammentando che per i provvedimenti e per le decisioni di carattere medico e di sanità pubblica l'organo decisionale deve considerare attentamente il parere della componente medica e fisico-sanitaria del Comitato provinciale, perchè nelle scelte devono pesare le competenze specifiche.

A questo proposito conviene in molti casi suddividere gli esperti di cui dispone il Comitato provinciale in due gruppi con differenti incarichi e attribuzioni:

- Gruppo dei rilevamenti, costituito da fisici, chimici, tecnici, operatori vari per il campionamento: riceve,

coordina, normalizza i dati;

- Gruppo delle valutazioni sanitarie, costituito da igienisti medici, da medici esperti delle radiazioni e da fisici sanitari: segue la raccolta dei dati e predispone gli elementi decisionali per gli eventuali interventi sanitari dell'autorità competente.

Delle Commissioni a livello del Ministero della Protezione Civile si è già parlato in precedente paragrafo di questo capitolo.

4. Grande importanza ha la gestione dell'informazione e delle comunicazioni con il pubblico, cui si è già accennato. E' necessario individuare e incaricare alcune persone esperte di preparare i comunicati da diffondere dopo approvazione delle autorità competenti. E' importante evitare i ritardi e le deficienze nell'informazione, sia a livello radiotelevisivo che di giornali quotidiani. Gli aspetti e le previsioni di contenuto sanitario fanno parte delle informazioni maggiormente attese dal pubblico.

Difficoltà sorgono frequentemente per differenze di linguaggio tra tecnici e giornalisti, nel trasferimento dell'informazione, nonché per la sovrapposizione di molte fonti di notizie.

5. Quanto precede (punti 1.-4.) riguarda, come è stato ripetutamente detto, l'emergenza conseguente, in una o poche province, a un incidente grave in un impianto nucleare nazionale (emergenza localizzata).

In precedente paragrafo sono state ricordate anche possibili emergenze d'altro tipo e origine, alcune delle quali possono investire l'intero territorio nazionale (emergenza diffusa). In questo caso la gestione d'insieme dell'emergenza, la diramazione dei bollettini e le decisioni spettano al Ministero della Protezione Civile.

ALCUNE INDICAZIONI BIBLIOGRAFICHE

- Manuale sul primo trattamento medico per incidenti con radiazioni. IAEA Safety Series no. 47. IAEA, Vienna, 1981. Traduzione italiana a cura di G. Palumbo e G. Masi. ENEA, Roma, 1984.
- International Atomic Energy Agency, IAEA. What the general practitioner (MD) should know about medical handling of overexposed individuals. IAEA TECDOC-366. IAEA, Vienna, 1986.
- Aspects médicaux et sanitaires des accidents. Séminaire spécialisé de protection contre les radiations ionisantes (AIRM, Siena, 1985). ENEA, Roma, 1985.
- ENEA-DISP. Proposta organizzativa e operativa per la sorveglianza medica eccezionale di irradiati e contaminati gravi. Doc. DISP/COMIEN/80-2, Rev. 2. ENEA, Roma, 1981.
- International Atomic Energy Agency, IAEA. Safety Series no. 55. Planning for off-site response to radiation accidents in nuclear facilities. IAEA, Vienna, 1982. Traduzione italiana, doc. CNEN-RT/DISP(81)5, Roma, 1981.
- International Atomic Energy Agency, IAEA. Safety Series no. 72. Principles for establishing intervention levels for the protection of the public in the event of a nuclear accident on radiological emergency. IAEA, Vienna, 1985.
- International Atomic Energy Agency, IAEA. Safety Series no. 73. Emergency preparedness exercises for nuclear facilities: preparation, conduct and evaluation. IAEA, Vienna, 1985.
- International Atomic Energy Agency, IAEA. Safety Series no. 75-INSAG-1. Summary Report on the post-accident review meeting on the Chernobyl accident. IAEA, Vienna, 1986.
- International Commission on Radiological Protection, ICRP. Publication 40. Protection of the public in the event of major radiation accidents: principles for planning. Pergamon Press, Oxford, 1984.
- Commissione delle Comunità Europee, Direzione della Sicurezza e Sanità. Radiological protection criteria for controlling doses to the public in the event of accidental releases

- of radioactive materials. CCE, Lussemburgo, 1982.
- International Atomic Energy Agency, IAEA. Safety Series no. 81. Derived intervention levels for application in controlling radiation doses to the public in the event of a nuclear accident or radiological emergency. IAEA, Vienna, 1986.
 - Food and Agriculture Organization of the United Nations, FAO. Recommended limits for radionuclide contamination of foods. FAO, Roma, 1986.
 - US Atomic Energy Commission, USAEC. Theoretical possibilities and consequences of major accidents in large nuclear power plants. Doc. USAEC WASH-740, Washington D. C., 1957.
 - USA NCR. Reactor Safety Study. An assessment of accident risk in US commercial power plants. Doc. WASH-1400, Washington D. C., 1975 (in particolare Doc. NUREG-75/014; traduzione italiana doc. CNEN-RT/DISP(77)4, Roma, 1977).
 - Report to the American Physical Society of the Study Group on radionuclide release from severe accidents at nuclear power plants. Review of Modern Physics, 57, no. 3, Part. II, July 1985.
 - Ministero dell'Interno, Direzione Generale Protezione Civile. Circolare n. 70, Emergenza nucleare esterna. Ist. Poligrafico e Zecca dello Stato, Roma, 1973.
 - Ministero della Sanità. Circolare 53, Aspetti sanitari delle emergenze nucleari. Ist. Poligrafico e Zecca dello Stato, Roma, 1983.
 - CNEN. Guida tecnica n.1 e Supplemento. Contenuto della documentazione: Progetto di massima e rapporto preliminare di sicurezza per centrali elettronucleari di tipo provato, ai sensi degli artt. 37 e 38 del DPR 185/1964. Notiziario CNEN, 21, n. 3, 109, 1975; ENEA-DISP, Sicurezza e Protezione, 1, n. 3, 46, 1983.
 - ENEA-DISP. Interventi di igiene e sanità pubblica nella emergenza nucleare. Doc. DISP/COMIEN-SOCISP/BI-3 Rev. 2. ENEA, Roma, 1982.
 - ENEA-DISP. Il Sistema ARIES. Notiziario ENEA, 29, n. 3, 44, 1983.

- International Atomic Energy Agency, IAEA. Safety Series no. 86. Techniques and decision making in the assessment of off-site consequences of an accident in a nuclear facility. IAEA, Vienna, 1987.
- Associazione Italiana di Protezione contro le Radiazioni, AIRP. Conferenza sull'incidente di Chernobyl. AIRP, Roma, giugno 1986 (Atti in pubblicazione).
- Nuclear Energy Agency, NEA-OECD. The radiological impact of the Chernobyl accident in OECD Countries. NEA, Paris, 1987.
- Acqua e Aria, Mensile di scienze e tecniche ambientali. Fascicolo n. 10 in preparazione, Milano, 1987. (Contributi di vari autori italiani, dopo Chernobyl).
- Brofferio C., Cagnetti P., Ferrara V., Manilia E. Analisi critica dei modelli per i rilasci e per le conseguenze di incidenti ipotetici più gravi dei DBA (incidenti di riferimento per il progetto) nei reattori ad acqua leggera. Rapporto ENEA, RT/DISP(83)1.
- Ilari O., Chamney L. Review of existing international recommendations on intervention levels of dose. Proc. International scientific seminar on foodstuffs intervention levels following a nuclear accident. EUR 11232, CCE, Luxembourg, 1987.
- Levenson M., Rahm F. Realistic estimates of the consequences of nuclear accidents (Report to 1980 Winter Meeting of ANS). Nuclear Technology, 53, no. 2, May 1981.
- Pucciarelli L. Pianificazione dell'emergenza nucleare in Italia. ENEA-DISP, Sicurezza e Protezione, 1, n. 2, 43, 1983.

ASPETTI DI RADIOPROTEZIONE
NELLA GESTIONE DEI RIFIUTI RADIOATTIVI

I n d i c e

	pagina
Inquadramento dell'argomento	675
Esenzioni	677
1. Esenzioni di legge	677
2. Limiti per l'allontanamento incondizionato	679
3. Altri concetti esentativi	680
Classificazione dei rifiuti radioattivi	682
1. Classificazione della UNI	682
2. Altre classificazioni	686
Obiettivi della gestione dei rifiuti radioattivi	690
1. Riduzione delle dosi	690
2. Protezione dell'ambiente	696
3. Controlli di radioprotezione	697
4. Responsabilità verso le generazioni future	699
Le opzioni in ordine allo smaltimento	699
1. Scarico e dispersione	700
2. Contenimento e confinamento	702
3. Il deposito temporaneo prolungato	707
Gestione dei rifiuti radioattivi	709
1. Estrazione mineraria	710
2. Fabbricazione del combustibile	711
3. Esercizio delle centrali nucleari	711
4. Ritratamento del combustibile	713
5. Decommissioning di impianti nucleari	718
6. Accumulo ambientale di radionuclidi particolari	722
7. Impieghi di radioisotopi	723
8. Rilascio di radionuclidi da rifiuti solidi	

in smaltimento	725
La decontaminazione delle superficie	725
1. Ambienti sotto controllo	728
2. Ambienti dopo incidente	729
3. Presidi protettivi	730
4. Indumenti	731
5. Oggetti vari	731
6. Lavoratori	732
Esempi di formule di scarico	735
1. Centrale di Caorso (Piacenza)	735
2. Centro della Casaccia (Roma)	737
Rifiuti radioattivi in Italia: volumi accumulati	740
Alcune indicazioni bibliografiche	741

Nota preliminare. L'argomento riguardante i rifiuti radioattivi è assai vasto e complesso. Comprende aspetti tecnologici ed ingegneristici e aspetti ambientali e sanitari: questi ultimi - e solo questi ultimi - sono di pertinenza della radioprotezione.

L'esposizione che segue, nel dare un quadro di riferimento dell'intera problematica, sarà pertanto rivolta sostanzialmente all'illustrazione ed alla discussione delle questioni sanitarie ed ambientali sollevate dalla gestione dei rifiuti radioattivi. Esse sono di grande importanza, nel senso che la soluzione dei problemi posti dai rifiuti radioattivi è un "pre-requisito" per la concessione delle autorizzazioni all'impiego dei radioisotopi e alla produzione dell'energia elettronucleare. Al presente, ancor più che in passato, i ritardi nella soluzione adeguata, convincente e condivisa della problematica dei rifiuti costituiscono un freno ed un rallentamento ai programmi nucleari.

Dopo l'introduzione di varie questioni generali e definitorie, saranno analizzati gli obiettivi della radioprotezione in materia di rifiuti radioattivi ed illustrati brevemente gli aspetti radioprotezionistici della gestione di tali rifiuti.

Si tenga presente che una sommaria e generica presentazione degli aspetti sanitari della gestione dei rifiuti radioattivi è stata già anticipata nel capitolo sui Settori operativi della radioprotezione, che conviene aver presente prima di passare alla lettura di quanto segue.

INQUADRAMENTO DELL'ARGOMENTO

La definizione più semplice di rifiuto radioattivo è fornita dalla Norma UNI 8614 (febbraio 1984): materiale di scarto che contiene (o è contaminato da) radionuclidi con concentrazioni ed attività maggiori di quelle ritenute come accettabili dalle competenti autorità nei materiali che possono essere rilasciati o maneggiati senza particolari controlli, e che non si prevede che possa essere utilizzato in futuro. E' quest'ultimo connotato che caratterizza il rifiuto: esso esce dal ciclo dell'impiego, dal ciclo della produzione.

Nella Guida Tecnica 26 dello ENEA-DISP la definizione di rifiuti radioattivi è pressoché uguale, con la precisazione che non sono da considerare i radioisotopi delle famiglie dello U e del Th naturalmente presenti nei materiali purché in concentrazioni inferiori a quelle fissate dalla Comunità Europea, né sono da includere tra i rifiuti gli elementi di combustibile irraggiato.

Nel gergo operativo e dei mass-media si parla talora genericamente di scorie radioattive ed anche di residui radioattivi (materiali di risulta dei processi di fabbricazione e di utilizzazione). Si tratta di locuzioni non ben definite, da evitare o da impiegare in casi particolari.

I rifiuti radioattivi possono essere trattiene in deposito per tempi di breve o di lunga durata, prevenendo la loro dispersione, in funzione della strategia di smaltimento definitivo: scarico nell'ambiente quando ciò è possibile, seppellimento in terra ferma o affondamento in mare in altri casi, collocazione in formazioni geologiche isolanti dall'ambiente circostante nelle altre eventualità. Una rappresentazione schematica di queste operazioni è già stata presentata in figura 7 del capitolo sui Settori operativi della radioprotezione. In quel capitolo sono state anche introdotte alcune distinzioni lessicali:

- scarico: immissione intenzionale nell'ambiente, in condizioni controllate, entro limiti autorizzati;
- rilascio: immissione non intenzionale nell'ambiente, in condizioni del tutto o parzialmente fuori controllo, entro o al di sopra dei limiti autorizzati.

In concreto, gli scarichi fanno parte dell'esercizio dell'impianto nucleare o dell'impiego di radioisotopi; i rilasci sono conseguenza di malfunzionamenti o di incidenti e ciò che è rilasciato non è propriamente un rifiuto. E' intuitivo che lo scarico può riguardare solamente attività e concentrazioni che non pongono problemi sanitari: si tratta per lo più di materiali aeriformi o liquidi che vengono immessi nell'atmosfera, o rispettivamente in fognature e corpi d'acqua. Tutto quello che non può essere scaricato è tenuto in deposito dapprima e collocato in formazioni opportune di poi, con l'intento di prevenirne il "ritorno all'uomo".

Il problema dei rifiuti non scaricabili è dunque quello del loro contenimento ed isolamento dall'ambiente idrico e biologico: solo così si evita il "ritorno all'uomo" dei radionuclidi. Questo obiettivo offre varie difficoltà, ma comunque è ben raggiungibile per rifiuti che contengano radionuclidi di tempo di dimezzamento tale da ridursi ad attività trascurabile in qualche decennio o in un secolo, che sono tempi lunghi ma ancora programmabili da una determinata generazione; diventa un obiettivo raggiungibile solo prendendo talune precauzioni molto stringenti e facendo affidamento su un quadro di ipotesi geologiche scientificamente fondate nel

caso di rifiuti che contengano radionuclidi di tempo di dimezzamento secolare o millenario. L'isolamento - a garanzia delle future generazioni - deve essere assicurato in questi casi per tempi lunghissimi, assai superiori all'arco di tempo di una o poche generazioni, addirittura di intere civiltà.

Questo aspetto ha richiamato l'attenzione generale sui rifiuti radioattivi a vita lunga, e a buona ragione. Non si dimentichi che difficoltà del tutto uguali si hanno con tossici chimici (Hg, As, ecc.) che usciti dal ciclo produttivo vengono considerati rifiuti e vanno adeguatamente sistemati e collocati nell'ambiente, per evitare il loro ritorno all'uomo: tanto più che, trattandosi di isotopi stabili, non vi è alcuna forma di decadimento e scomparsa.

Tornando alla definizione di rifiuti radioattivi conviene far notare come questa denominazione abbracci una grande varietà di materiali in diverse forme fisiche e chimiche. Inoltre si possono avere rifiuti radioattivi molto ingombranti (voluminosi) ma di debole attività, come al contrario possono esserci rifiuti di piccolo volume ma di fortissima attività, tanto da sprigionare calore e surriscaldarsi a causa dei fenomeni di decadimento radioattivo in essi particolarmente intensi (concentrazione di attività).

E' bene dunque stabilire chiaramente che l'espressione rifiuti radioattivi si riferisce ad un insieme di prodotti non omogenei e ricopre una gamma di materiali diversi, i quali presentano concentrazioni diverse di attività. Converrà per altro stabilire innanzi tutto quali soglie di attività e di concentrazione dividano i rifiuti comuni da quelli radioattivi.

ESENZIONI

1. Esenzioni di legge

Occorre distinguere due diverse discriminanti:

- il livello di attività totale (Bq), gestita in un qualsiasi

momento, e di concentrazione di attività (Bq/g) al di sopra dei quali si applicano in linea generale le prescrizioni del DPR 185/1964;

- il livello di attività totale da scaricare nel corso di un anno (Bq/anno) e di concentrazione di attività (Bq/cm³; Bq/100 g, nel caso di rifiuti solidi) al di sopra dei quali è necessario ottenere un'autorizzazione allo smaltimento.

1.1. Il primo livello (differenziato per gruppi di radionuclidi di diversa tossicità) determina il "campo di applicazione" del DPR 185, cioè della normativa di radioprotezione contenuta in tale decreto. Questo livello è fissato a valori di attività molto bassi: 0,1, 1, 10, 100 microcurie (3,7, 37, 370, 3700 kBq) rispettivamente per radionuclidi di radiotossicità molto elevata, elevata, moderata, debole; e a valori di concentrazione di 2 nanocurie/g (74 Bq/g) (10 nanocurie/g (370 Bq/g) per le sostanze radioattive naturali). (La normativa italiana è ancora in unità curie).

1.2. Il secondo livello (differenziato per gruppi di radionuclidi in funzione del tempo di dimezzamento fisico) stabilisce l'esonero dall'obbligo di esser autorizzati allo scarico o alla destinazione definitiva di rifiuti radioattivi: questo esonero non si applica per altro ai rifiuti degli impianti nucleari. Il rapporto numerico delle attività tra questo secondo ed il primo livello è 1000 volte per nuclidi con $T < 30$ giorni, 100 con $T \geq 30$ giorni, 10 per nuclidi alfa emettitori, 1 per U_{nat} e Th_{nat} .

Le concentrazioni esenti (in congiunzione con il non superamento dell'attività totale scaricata in un anno solare) sono pari o inferiori alle CMA dei lavoratori (esposizione continua) quando lo scarico dell'effluente avviene nell'ambiente; a 10 volte tanto quando lo scarico dell'effluente liquido avviene in un sistema dinamico di fognature. Per i rifiuti solidi si considera la concentrazione in 100 g di rifiuti: 1 nCi/100 g (37 Bq/100 g) per i radionuclidi di radiotossicità molto elevata; 10, 100, 1000 nCi/100 g (370, 3700, 37000 Bq/100 g) per quelli di radiotossicità elevata,

moderata, debole (vedi i gruppi di radiotossicità in tabella 5 del capitolo sugli aspetti operativi della radioprotezione).

2. Limiti per l'allontanamento incondizionato

E' interessante considerare un particolare livello operativo, di natura e significato amministrativo differente da quelli ora esposti, che riguarda i limiti autorizzati (dall'autorità competente) derivati (da limiti di base) in termini di concentrazione e di contaminazione per l'allontanamento incondizionato di materiali solidi debolmente attivati (attivazione neutronica) e/o contaminati, provenienti dallo smantellamento di reattori nucleari. Proprio in questi anni il tema dello smantellamento (decommissioning) sta diventando anche in Italia di attualità e le operazioni connesse esigono che sui luoghi stessi di smantellamento si possa eseguire la cernita tra ciò che va considerato "attivo" e gestito di conseguenza (eventualmente come rifiuto radioattivo) e ciò che non è da considerare "attivo" e può essere gestito come materiale qualsiasi (eventualmente come rifiuto industriale, rifiuto urbano).

Si potrebbe pensare che il primo dei due livelli sopra illustrati (quello che definisce il campo di applicazione del DPR 185/1964) possa servire allo scopo. Ma esso in realtà è troppo stringente perché accanto a un livello di concentrazione stabilisce un livello di attività totale, che finisce con l'esser fortemente limitante per materiali di grande massa e grandi dimensioni e di piccola o piccolissima concentrazione.

Per questa ragione si pensa che le autorità competenti suggeriranno di fissare, per l'allontanamento incondizionato senza vincoli sulla destinazione e sul riutilizzo di materiali solidi debolmente attivati e/o contaminati preventivamente controllati che provengano dal decommissioning di impianti nucleari, livelli massimi ad hoc di concentrazione volumica e di contaminazione superficiale (densità areale di attività) al momento dell'allontanamento.

Facendo ricorso ad una modellistica prudente ma realistica sulla movimentazione, destinazione e contatto umano dei materiali solidi in questione e orientandosi su una dose media individuale annua di 10 microSv e una dose collettiva di 1 Sv/anno, risulterebbero proponibili i seguenti limiti autorizzati derivati:

- 0,1 kBq/kg (2,7 picocurie/kg) stimati su masse intorno a 10-100 kg;
- 1 kBq/m² (27 nanocurie/m²) stimati su superficie dell'ordine del m².

Questo valore di concentrazione massica è nettamente inferiore al valore di concentrazione massica per il quale si entra nel campo di applicazione del DPR 185/1964, che è di 0,002 microCi/g = 74 Bq/g. I limiti vanno divisi per 10 nel caso in cui i radionuclidi contaminanti siano emettitori alfa.

3. Altri concetti esentativi

Pariando di esenzioni e di limiti autorizzati per la libera circolazione di materiali, viene naturale presentare altri due concetti che hanno connessione con questi argomenti ed ai quali si fa ricorso in analisi riguardanti i rifiuti e gli scarichi. Un primo concetto è quello di valori minimi, sottratti - o sottraibili - in linea generale o in singoli casi all'analisi di radioprotezione: per essi si parla di de minimis (dal latino: "de minimis non curat lex"), cioè di entità insignificante per l'individuo, una sorta di estremo inferiore delle varie grandezze (esposizione, dosi, attività, concentrazioni) le quali sono le componenti rilevanti di ogni giudizio di radioprotezione.

Un caso particolare di de minimis è indicato con la locuzione cut-off (taglio) ed è rappresentato dal minimo valore di dose individuale da considerare nel calcolo della dose collettiva, con lo scopo di escludere dal computo le dosi individuali inferiori ad esso. L'adozione di un valore di cut-off equivale in pratica a considerare irrilevanti, nel

giudizio radioprotezionistico, dosi collettive che derivino da contributi inferiori al taglio, indipendentemente dal valore di esse. In alcuni contesti si parla di truncation (of doses) in luogo di cut-off.

Mentre il concetto di de minimis è da tempo entrato in varie disposizioni della normativa (livelli per il campo di applicazione, livelli di esenzione, ecc.) il concetto di cut-off trova resistenze forti perché il suo accoglimento mette in discussione l'ipotesi cautelativa di base secondo la quale vi è linearità senza soglia tra dose e probabilità di effetti stocastici: in questa ottica non esistono dosi così piccole da poter essere "tagliate", perché se esse sono molto numerose contribuiscono a formare una dose collettiva (e connesso rischio sanitario) che non può essere ignorata. In aggiunta a quanto detto, l'introduzione del cut-off altera la valutazione della dose in una popolazione esposta a molteplici sorgenti di radiazione, in quanto piccole dosi individuali non correlate nello spazio e nel tempo potrebbero cumularsi in singoli individui, anche al di fuori di gruppi critici conosciuti.

Per altro si può ammettere che, nell'ambito di processi decisionali definiti e finalizzati, si possa arrestare il computo della dose collettiva quando i valori di dose individuale scendano a valori bassissimi, per i quali vi sono incertezze di stima $> 100\%$.

Inoltre l'operazione è legittima per confronti tra dosi collettive di soluzioni alternative d'un determinato problema, per analisi in cui una corretta modellistica dimostri che la "coda" dell'integrale di dose collettiva verso le dosi piccolissime tagliate non costituisce - poniamo - più del 10% del valore dell'integrale infinito. Allo scopo di orientare chi legge sul livello numerico che potrebbe esser preso in considerazione in varie evenienze per un possibile cut-off, ricordiamo che prudenzialmente è stato suggerito l'intervallo 1-10 microSv di equivalente di dose efficace individuale.

Un altro concetto di taglio - sui tempi e non sulle dosi - è rappresentato dalla truncation (on time), termine con cui si indica, nel calcolo di dosi collettive impegnate, l'arresto dell'integrale temporale a quell'epoca in cui le susseguenti contribuzioni sono eguali o quasi nelle varie alternative considerate, cosicchè non v'è ulteriore differenza tra opzioni. Per molte opzioni di destinazione finale di determinati rifiuti, le code a lungo termine dei ratei di dose collettiva non sono distinguibili e possono pertanto essere ignorate. Il tempo di truncation va ricercato caso per caso e non è fissabile una volta per tutte. Un'altra ragione per adottare la truncation è - qui come sopra - la grande incertezza dei valori stimati, per epoche situate nel futuro remoto.

Sembra dunque possibile - nel quadro delle condizioni ricordate - utilizzare il concetto di truncation, purchè le considerazioni di ordine etico, sociale ed economico a fronte dei rischi e dei possibili detrimenti nelle generazioni future siano sempre tenute in corretta valutazione.

CLASSIFICAZIONE DEI RIFIUTI RADIOATTIVI

Le classificazioni dei rifiuti radioattivi invalse tra gli operatori del settore sono molteplici e più volte sono state riformulate nel corso degli anni, in funzione degli scopi ai quali erano destinate. In effetti non avrebbe molto senso una classificazione unica e generale: essa non potrebbe risultare di pratica utilità per i tanti aspetti di sistemazione concettuale e per le varie esigenze della gestione dei rifiuti.

1. Classificazione della UNI

1.1. Rifiuti aeriformi. Comprendono sostanze radioattive allo stato gassoso, allo stato di vapore e/o particelle in veicolo

gassoso (aerosol). Sono classificati (norma UNI 8614/1984) in tre categorie, in base alla concentrazione volumica di sostanze radioattive, vedi tabella 1.

La presenza di nuclidi emettitori alfa deve essere espressamente evidenziata con indicazione della concentrazione di tali emettitori; in assenza di menzione, si ritiene trascurabile e non significativa la loro presenza.

1.2. Rifiuti liquidi. Comprendono vari tipi di rifiuti:

- tipo A, liquidi acquosi (soluzioni e/o sospensioni);
- tipo B, liquidi non acquosi (solventi, oli; soluzioni e/o sospensioni);
- tipo C, fanghi;
- tipo liquidi biologici, materiali escreti e macerati (da impieghi biologici e medici).

Tabella 1. Categorie di rifiuti radioattivi aeriformi secondo la classificazione UNI

categoria	concentrazione, C	
	Bq/m ³	µCi/m ³
1	$C \leq 3,7$	$C \leq 0,1 \cdot 10^{-3}$
2	$3,7 < C \leq 37 \cdot 10^3$	$0,1 \cdot 10^{-3} < C \leq 1$
3	$37 \cdot 10^3 < C$	$1 < C$

I rifiuti di tipo A, B, C sono ulteriormente classificati in 4 categorie in base alla concentrazione volumica di sostanze radioattive, vedi tabella 2.

Anche per i rifiuti liquidi la presenza e la concentrazione di emettitori alfa deve essere espressamente menzio-

nata.

Tabella 2. Categorie di rifiuti radioattivi liquidi secondo la classificazione UNI

categoria	concentrazione, C	
	Bq/m ³	µCi/m ³
1	$C \leq 37 \cdot 10^3$	$C \leq 1$
2	$37 \cdot 10^3 < C \leq 37 \cdot 10^6$	$1 < C \leq 10^3$
3	$37 \cdot 10^6 < C \leq 37 \cdot 10^9$	$10^3 < C \leq 10^6$
4	$37 \cdot 10^9 < C$	$10^6 < C$

1.3. Rifiuti solidi. Sono ripartiti in due classi:

- classe a, rifiuti condizionati;
- classe b, rifiuti non condizionati.

Per condizionamento si intende quel complesso di operazioni che trasformano i rifiuti dispersibili in rifiuti non dispersibili, adatti al trasporto, al deposito e allo smaltimento. Si tratta cioè di processo di inglobamento effettuato con l'impiego di un agente solidificante (cemento, bitume, resine) all'interno di un contenitore, allo scopo di produrre un manufatto nel quale i rifiuti radioattivi sono immobilizzati in una matrice solida. Trattamento e condizionamento dei rifiuti sono argomenti tecnologici più che argomenti di protezione sanitaria e non vengono illustrati in questa sede.

I rifiuti condizionati (classe a) sono ripartiti ulteriormente in:

- classe a1, idonei allo smaltimento marino;
- classe a2, non idonei allo smaltimento marino.

Per smaltimento marino si intende l'affondamento in oceano, secondo i criteri stabiliti dalla DECD-NEA. Anche per i rifiuti solidi, come per i precedenti rifiuti, deve esser dichiarata l'eventuale presenza e concentrazione di emettitori alfa.

I rifiuti non condizionati (classe b) sono ripartiti come segue:

- combustibili comprimibili (carta, cartone, stracci, ecc.);
- combustibili non comprimibili (legno, plastica, ecc.);
- incombustibili comprimibili (scatole, vetrerie, ecc.);
- incombustibili incomprimibili (pezzi metallici, ceramiche, ecc.);
- resine scambiatrici di ioni e materiali semisolidi;
- solidi di grandi dimensioni (parti di impianti, macchine, ecc.);
- altri rifiuti (tra cui carcasse di animali contaminati).

I rifiuti solidi sono ulteriormente classificati (norma UNI citata) in base al rateo di equivalente di dose misurato alla superficie del rifiuto, vedi tabella 3.

Tabella 3. Categorie di rifiuti radioattivi solidi secondo la classificazione UNI

categoria	rateo di equiv. di dose (max), \dot{H}	
	Sv/h	rem/h
1	$\dot{H} \leq 0,5 \cdot 10^{-3}$	$\dot{H} \leq 0,05$
2	$0,5 \cdot 10^{-3} < \dot{H} \leq 2 \cdot 10^{-3}$	$0,05 < \dot{H} \leq 0,2$
3	$2 \cdot 10^{-3} < \dot{H} \leq 20 \cdot 10^{-3}$	$0,2 < \dot{H} \leq 2$
4	$20 \cdot 10^{-3} < \dot{H}$	$2 < \dot{H}$

Vedi testo per raggugli.

2. Altre classificazioni

Appare manifesto che la classificazione adottata dalla UNI è piuttosto complessa e vedremo negli anni prossimi se si diffonderà nell'uso comune: occorre comunque rendersi conto che i rifiuti radioattivi sono un universo molto articolato, non riducibile a pochi generi schematici. La classificazione UNI non introduce la variabile T_{fis} , forse per non complicare ulteriormente le cose; ma per il protezionista il valore o i valori di T_{fis} sono molto importanti per la valutazione del rischio e per le eventuali azioni di sorveglianza.

2.1. In effetti vi è una maniera diretta di connotare un rifiuto radioattivo, che per altro richiede una certa conoscenza dei processi lavorativi. Essa si basa su pochi qualificanti elementi di informazione: origine del rifiuto, denominazione e descrizione merceologica, volume e peso, attività totale e dei nuclidi principali con particolare attenzione a quelli con $T_{fis} > 5$ anni, data di riferimento. In un certo senso si rinuncia alla classificazione del rifiuto, ma si punta ad una descrizione breve e abbastanza completa.

2.2 Poiché per valutare in modo corretto i vari sistemi di smaltimento è necessario stabilire la durata del deposito temporaneo e la durata del contenimento-confinamento (vedi oltre) nella collocazione definitiva a cui debbono esser sottoposti i rifiuti, una classificazione in uso è la seguente:

- rifiuti a vita breve: sono costituiti da radionuclidi con T_{fis} inferiore a una decina di giorni (N-13, O-19, A-41, Na-24, Xe-133, I-131); per essi sono sufficienti - a seconda dei casi - circuiti di ritardo di ore o di giorni oppure immagazzinamento di qualche mese o poco più, se lo scarico immediato non è possibile;
- rifiuti a vita media: sono costituiti da radionuclidi con T_{fis} tra una decina di giorni e qualche anno (Mn-54, Co-60, Sr-89, Zr-95, Ru-106, Ba-140) per i quali è richiesto un immagazzinamento o deposito temporaneo fino a qualche decina

di anni, se lo scarico non è subito possibile;

- rifiuti a vita lunga: sono costituiti da radionuclidi con T_{fis} compreso tra 10 e 30 anni circa (H-3, Kr-85, Sr-90, Cs-137) per i quali - se lo scarico non è possibile - è richiesto un deposito di qualche secolo, con requisiti tecnici di buona ingegneria conservativa, con previsioni di controllo transgenerazionale; il caso dello H-3, assai poco tossico, può esser trattato a parte;
- rifiuti a vita lunghissima: sono costituiti da radionuclidi con T_{fis} di secoli o di millenni (Ra-226, Am-241, Pu-239, C-14) per i quali - se lo scarico non è possibile - è richiesta la collocazione geologica sicura per proprie caratteristiche intrinseche per decine di migliaia di anni, senza controllo transgenerazionale.

Una classificazione di questo tipo è adottata dallo ENEA-DISP nella recente Guida Tecnica 26.

2.3. In talune pubblicazioni, anche internazionali, si utilizza la classificazione in categorie di rifiuti della tabella 4 che è particolarmente utile con riferimento allo smaltimento.

2.4. Una diversa ed elementare classificazione (la prima utilizzata, in ordine di tempo) distingue i rifiuti di bassa attività dai rifiuti di media attività, dai rifiuti di alta attività e dai rifiuti alfa.

I rifiuti di bassa attività provengono da ospedali, da laboratori di ricerca scientifica, da operazioni minerarie (presenza di nuclidi naturali emettitori alfa in bassa concentrazione), da impianti industriali, da impianti nucleari; i rifiuti di media attività consistono nei rifiuti di processo di centrali nucleari e di altri impianti (resine scambiatrici di ioni, cartucce filtranti, concentrati di evaporazione); i rifiuti di alta attività provengono dal primo ciclo di estrazione nel riprocessamento del combustibile irraggiato, e comprendono i manufatti solidi nei quali sono stati trasformati (trattamento e condizionamento) gli origina-

li rifiuti liquidi di processo; i rifiuti alfa provengono dagli impianti di fabbricazione del combustibile nucleare e dagli impianti di riprocessamento (guaine e parti strutturali degli elementi di combustibile).

Tabella 4. Categorie di rifiuti, con riferimento allo smaltimento

categoria	sigla	caratteristiche
alto livello rifiuti alfa	HLW W TRU PCM	da primo ciclo d'estrazione, nel riprocessamento; esotermici emettitori alfa; transuranici; materiali contenenti Pu; da fasi del riprocessamento; da fabbricazione del combustibile
livello intermedio basso livello	ILW LLW	resine di circuiti refrigeranti primari di LWR contenenti quantità trascurabili di nuclidi a vita lunga
gassosi		da reattori, da riprocessamento (H-3, C-14, Kr-85, I-129)
U-mining e U-mill tailings		nuclidi radioattivi naturali; grandi masse e volumi
decommissioning		vedi le prime 4 categorie

(Fonte: IAEA, Radioactive Waste Management: a Status Report, Vienna 1985).

Non esiste una definizione unificata in termini di concentrazione volumica per queste categorie; comunque si può dire che i rifiuti a bassa attività presentano concentrazioni fino a $\sim 0,37 \text{ kBq/cm}^3$ ($\sim 10^{-2}$ microCi/cm³); i rifiuti di

media attività presentano concentrazioni fino a $\sim 3,7 \text{ MBq/cm}^3$ ($\sim 100 \text{ microCi/cm}^3$); i rifiuti di alta attività presentano concentrazioni assai più elevate. Gli ingombri (volumi) di queste categorie di rifiuti sono mostrati nella figura 1.

rifiuti a tempo di decadimento breve 95%

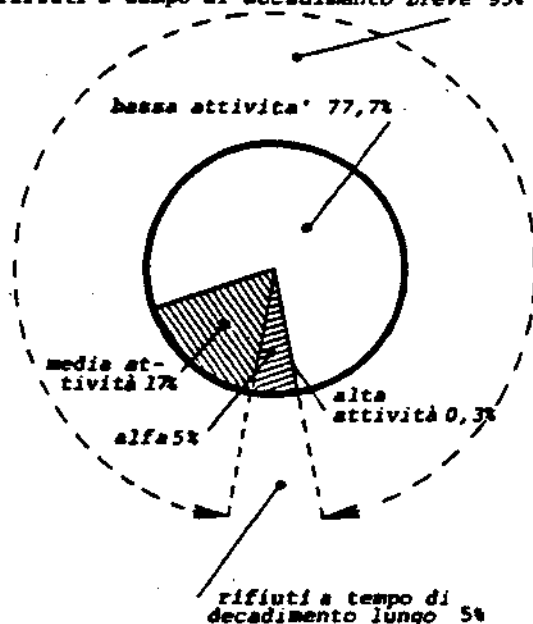


Figura 1. Ripartizione percentuale del volume dei rifiuti radioattivi solidi di varie categorie, nella Comunità Europea (1984) (fonte: CE)

Concludendo queste informazioni sulle classificazioni possibili dei rifiuti radioattivi, si può osservare che sono state proposte varie forme di classificazione, che nessuna è del tutto soddisfacente e che la varietà della casistica mal si presta a incasellamenti semplificativi.

OGGETTIVI DELLA GESTIONE DEI RIFIUTI RADIOATTIVI

1. Riduzione delle dosi

1.1. Riduzione della dose individuale. Nel breve termine temporale ("breve periodo") quando siano fissate le condizioni di sorgente (scarico) continuo o subcontinuo e le caratteristiche dell'ambiente e sia costruito il relativo modello per il calcolo delle dosi agli individui, la probabilità che un individuo riceva una determinata dose entro un dato intervallo di tempo è pari a 1 o è prossima all'unità. Com'è noto, per un individuo della popolazione il limite massimo di equivalente di dose efficace, fissato dalla ICRP, è di 5 mSv/anno per esposizioni di uno o pochi anni e di 1 mSv/anno per esposizioni pluriennali.

Nel lungo termine temporale ("lungo periodo") si considerano invece scenari caratterizzati da probabilità annuali di esposizione individuale piccole e piccolissime, con dosi per altro che possono essere diverse anche per ordini di grandezza. Questi scenari possono rendersi reali in caso di eventi distruttivi delle barriere anti-dispersione, predisposte attorno ai rifiuti.

La stima della probabilità annuale di tali eventi distruttivi è difficile, così come la stima delle dosi annuali che ne derivano. Per la loro rarità manca la possibilità di fare riferimento a frequenze di accadimento e bisogna affidarsi alle "stime migliori" (best estimates) effettuate da tecnici competenti (giudizi tecnici, engineering judgements). Si tratta dunque di apprezzamenti soggettivi, che assegnano un valore numerico alla verosimiglianza che un dato evento distruttivo sopravvenga.

Occorre in ogni caso distinguere tra probabilità dell'evento distruttivo $P(E)$ e probabilità che ne segua una certa dose a singoli individui $P(D)$. Si aggiungano le

difficoltà di conoscenze incomplete, di incertezze sui parametri e loro distribuzione, di costruzione di modelli e si intenderà come l'apprezzamento di $P(E)$ e $P(D)$ sia difficile.

Si va comunque affermando la tendenza a definire un limite di rischio di detrimento futuro agli individui della popolazione, da smaltimento di rifiuti radioattivi. In questo quadro il rischio R è definito come il prodotto della probabilità di avveramento dell'evento distruttivo $P(E)$ per la probabilità $P(D)$ che tale evento conduca alla dose D , per la probabilità p (effetti/ D) di conseguenti effetti stocastici (rischio biologico):

$$R = P(E) P(D) p(\text{effetti}/D)$$

Sui limiti concettuali dell'adozione del prodotto di probabilità piccole e piccolissime come espressione della probabilità d'insieme sono state espresse considerazioni e riserve in precedente capitolo.

Nella gestione dei rifiuti radioattivi il limite di rischio individuale annuale R_a può esser proposto pari a 10^{-5} nel caso di esposizioni al rischio prolungate per molti anni. Ciò significa che per eventi con probabilità 1 in un anno il limite di dose è 10^{-5} Sv/anno (poiché, come sappiamo, si ipotizzano 10^{-2} effetti stocastici/Sv); ma che per eventi con probabilità 10^{-2} in un anno il limite di dose può salire a 10^{-1} Sv/anno, mantenendo invariato $R_a = 10^{-5}$ /anno.

Questa proposta trova un limite quando le dosi attese siano dell'ordine del Sv, perchè allora compaiono gli effetti non stocastici cioè non probabilistici. L'interesse della proposta di definire un rischio limite di detrimento futuro agli individui della popolazione consiste nel poter valutare dal punto di vista radioprotezionistico oltre che le evenienze attese con probabilità ~ 1 /anno (routine) anche le evenienze rare o incerte (eventi gravi distruttivi) con probabilità < 1 /anno e anche $\ll 1$ /anno.

Si osservi la figura 2. Per dosi individuali $< 10^{-3}$

Sv/anno si ammette che il rischio annuo R_a possa esser pari a 1 (tratto a della curva). Per dosi tra 10^{-3} e 10^{-5} Sv/anno il valore di R_a è inversamente proporzionale: da 1 a 10^{-3} (tratto b): è questo l'intervallo di dosi che possono dare effetti stocastici ma non possono dare effetti non stocastici.

Per dosi individuali tra 1 e 10 Sv/anno il valore di R_a decresce disegnando una curva sigmoide da 10^{-3} a 10^{-5} (tratto c). Questa sigmoide è speculare della curva dose-effetti non stocastici presentata in un precedente capitolo: tali effetti sono più rari per dosi più piccole (che consentono R_a più elevato) e sono più frequenti per dosi più grandi (che esigono R_a più piccolo).

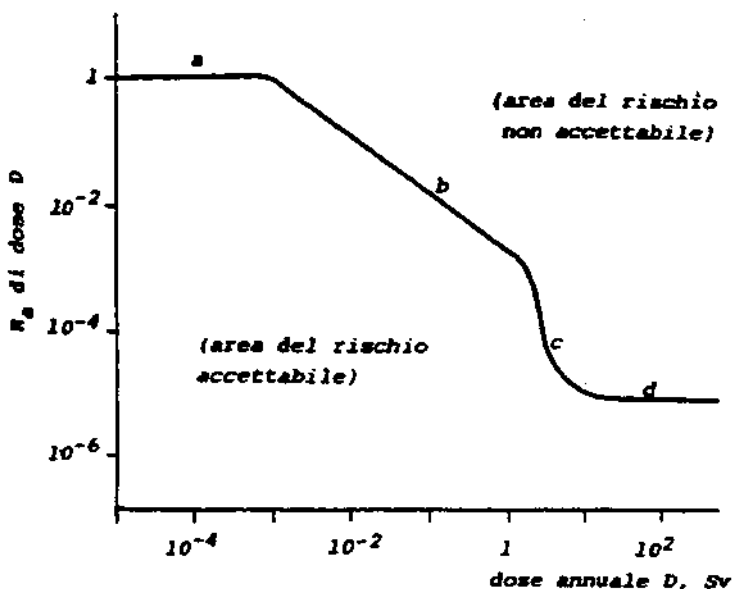


Figura 2. Curva-criterio che corrisponde al limite di rischio individuale annuale ("vincolo") di 10^{-5} effetti gravi, dovuto a qualsiasi evento con irradiazione corporea (vedi testo).

Per dosi individuali superiori a 10 Sv/anno il valore di R_a è di 10^{-5} /anno (tratto d). A queste dosi vi è morte

dell'irradiato e questa prospettiva non deve superare, come sopra è detto, 10^{-5} /anno.

1.2. Massimale da sorgente; apporzionamento. A proposito di dosi individuali, può esser utile ricordare che vi è tendenza ad utilizzare - in atti amministrativi e in programmi di protezione - il massimale da sorgente (source upper bound) in termini di equivalente di dose efficace agli individui di riferimento (gruppo critico) della popolazione. Questo massimale è scelto assai piccolo (per esempio 10^{-2} - 10^{-3} mSv/anno), così da esser certi che l'individuo in questione, anche se esposto ad altre sorgenti e ad altre dosi (vedi figura 3), resti assai al di sotto dei limiti forniti dalla ICRP.

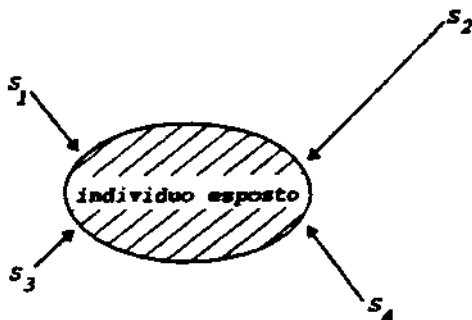


Figura 3. Dose totale all'individuo (people related dose) derivante da più sorgenti S, per ciascuna delle quali è fissato un massimale da sorgente.

Ricordiamo anche che da sempre si è fatto ricorso a procedure di apporzionamento dei contributi al limite di dose tra le varie sorgenti presenti in un territorio, le quali diano esposizione ai residenti (vedi figura 4). Quando è inverosimile che un gruppo possa ricevere simultaneamente dosi significative da rifiuti radioattivi derivanti da una pluralità di sorgenti, non è necessario adottare l'apporzionamento, né è necessario limitare fortemente il massimale da sorgente.

E' intuitivo pensare che come si apporzionano i

contributi di dose tra le sorgenti, si operi anche appor-
zionando la ricettività d'un ambiente tra scarichi multipli
insistenti su di esso.

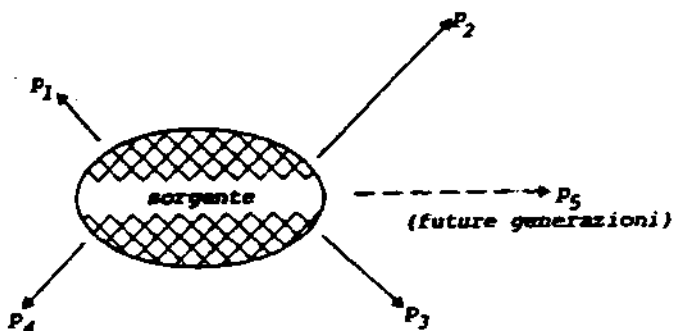


Figura 4. Dose collettive alla popolazione costituita da vari
gruppi p (source related dose), dovuta ad una determinata
sorgente.

1.3. Riduzione della dose collettiva. Questo è il campo in cui
si esplica più precisamente il principio della ottimizzazione
che considera - come si ricorderà - le dosi collettive e i
relativi costi. Nel settore dei rifiuti radioattivi l'ottimiz-
zazione si può applicare a vari livelli:

- confronti tra differenti scelte di smaltimento;
- confronto tra alternative progettuali di una determinata
scelta (option) di smaltimento (disposal);
- studi integrati di gestione (condizionamento, deposito,
smaltimento);
- studi di ottimizzazione dell'altezza dei camini, dell'impie-
go di filtri, dello spessore di barriere, di contenitori,
ecc.

E' chiaro che questo genere di operazioni rende
operanti non solamente i principi e le esigenze della

radioprotezione, ma introduce altre esigenze e principi di ordine sociale, economico, tecnologico; e perfino questioni di mera opportunità.

L'analisi di ottimizzazione di radioprotezione può esser condotta in diverse maniere. La prima modalità, detta dei costi e benefici marginali (differential cost-benefit analysis), è già nota al lettore dal capitolo sui settori operativi di radioprotezione. L'idea centrale è che la società che riceve un effetto benefico (beneficio) da una determinata impresa o programma è disposta a pagare un costo tecnologico e un costo sanitario; e d'altra parte essa intende pagare il costo totale più basso compatibile con l'acquisizione del beneficio. Si tratta allora, come sappiamo, di esaminare le varie alternative, con differenti costi di protezione (costo tecnologico) e costi di detrimento (proporzionali alla dose collettiva) (costo sanitario) e scegliere l'alternativa il cui costo totale, o costo somma, sia più contenuto.

La dose collettiva corrispondente a tale alternativa è considerata ottimizzata per quella data attività umana o sorgente. Non può esser fissata una dose collettiva ottimale valida per ogni situazione: essa va determinata caso per caso.

La seconda maniera o modalità di analisi è detta multifattore (multi attribute) e consiste nel costruire un sistema di punteggio di merito per varie alternative e scegliere l'alternativa che ottiene il più alto punteggio. Per far questo occorre identificare i "fattori" di rilievo per le analisi che compaiono nelle varie alternative o quanto meno i più significativi e nell'attribuire un punteggio massimo di merito ai vari fattori in funzione della loro riconosciuta importanza (questa operazione è assai delicata).

Va riconosciuto che l'analisi costi-benefici marginali non valorizza adeguatamente gli aspetti sociali, politici, di opportunità, dato che essa richiede di esprimere in termini monetari i costi in gioco. L'analisi multifattore è capace invece di valorizzare ogni genere di fattori, ma il peso relativo di essi rimane fortemente questionabile (soggettività

di giudizio).

1.4. Bilanciamento tra impatto radiologico-sanitario sui lavoratori e impatto sui membri della popolazione. Le varie opzioni di gestione comportano differenti ripartizioni di dosi collettive tra lavoratori addetti e popolazioni insediate sul territorio. In termini di rischio biologico stocastico e del relativo detrimento, 1 Sv-persona a lavoratori ha circa le stesse implicazioni di 1 Sv-persona a individui della popolazione (la differenza è data dalla composizione per età e per sesso). In termini di radioprotezione le due esposizioni non si equivalgono, in quanto l'esposizione lavorativa è conosciuta e accettata dagli interessati (che hanno garanzie di controllo e assicurative) mentre l'esposizione comune è meno conosciuta e non chiaramente accettata dagli interessati (su di essi i controlli sono meno stringenti, non personali, e le garanzie assicurative meno precise e tutelanti).

Per queste ragioni vi è in genere pregiudizio favorevole a spostare la ripartizione della dose nel senso di alleggerire la dose collettiva alla popolazione, a sua maggior tutela. Nel far ciò agisce la considerazione che il lavoratore trae personale beneficio dalla occupazione che lo riguarda, mentre l'individuo della popolazione può non aver alcun beneficio personale dall'attività che genera rifiuti ed esposizioni (pur esistendo anche per lui il beneficio di appartenenza alla società di cui fa parte, con i relativi vantaggi economici e sociali).

2. Protezione dell'ambiente

Si ammette abitualmente che le precauzioni prese per proteggere la salute dei singoli individui della specie umana assicurino nel contempo una protezione adeguata delle specie animali e vegetali naturali, anche se tale protezione non sia di necessità garantita per tutti gli individui delle varie specie. Quello che conta come obiettivo della protezione ambientale è che non vi siano minacce di estinzione o di compromissione grave per ogni specie particolare.

Può rendersi necessaria la sorveglianza attenta di carattere naturalistico per determinare effetti che si producano sulle specie, assicurando che la stabilità a lungo termine dell'ecosistema non sia turbata.

3. Controlli di radioprotezione

Ad essi abbiamo accennato ripetutamente, ma conviene qui brevemente farne riassunto:

- misure sugli effluenti aeriformi e liquidi (in continuo; su campioni periodici; per campionamento randomizzato): attività, concentrazione, grado di uniformità della concentrazione, rateo di esposizione a determinata distanza; analisi spettrometrica dei nuclidi presenti; analisi per separazione chimica dei nuclidi presenti;
- misure sui rifiuti radioattivi solidi e solidificati, immagazzinati, come sopra; periodiche revisioni vanno condotte sullo stato di buona chiusura e tenuta dei fusti metallici in deposito temporaneo, in cui sono stati sistemati rifiuti di bassa e talora di media attività: sono da temere fenomeni di corrosione e di perforazione della parete metallica;
- verifica attenta del rispetto della formula di scarico (aeriformi e liquidi contaminati).
- misure sull'ambiente circostante ai magazzini e ai depositi di rifiuti solidi e sull'ambiente circostante al punto di scarico degli effluenti aeriformi e liquidi (indicatori, catene critiche, ecc.)

Dei rilevamenti si terrà registrazione, conservata a disposizione dell'autorità. Questa potrà effettuare azioni di vigilanza che comprenderanno anche misure di attività, concentrazione, spettrometria, a riprova della correttezza della sorveglianza e del rispetto della formula di scarico. Talvolta - nella moltitudine delle attribuzioni amministrative - avviene che su un medesimo rifiuto o su un medesimo

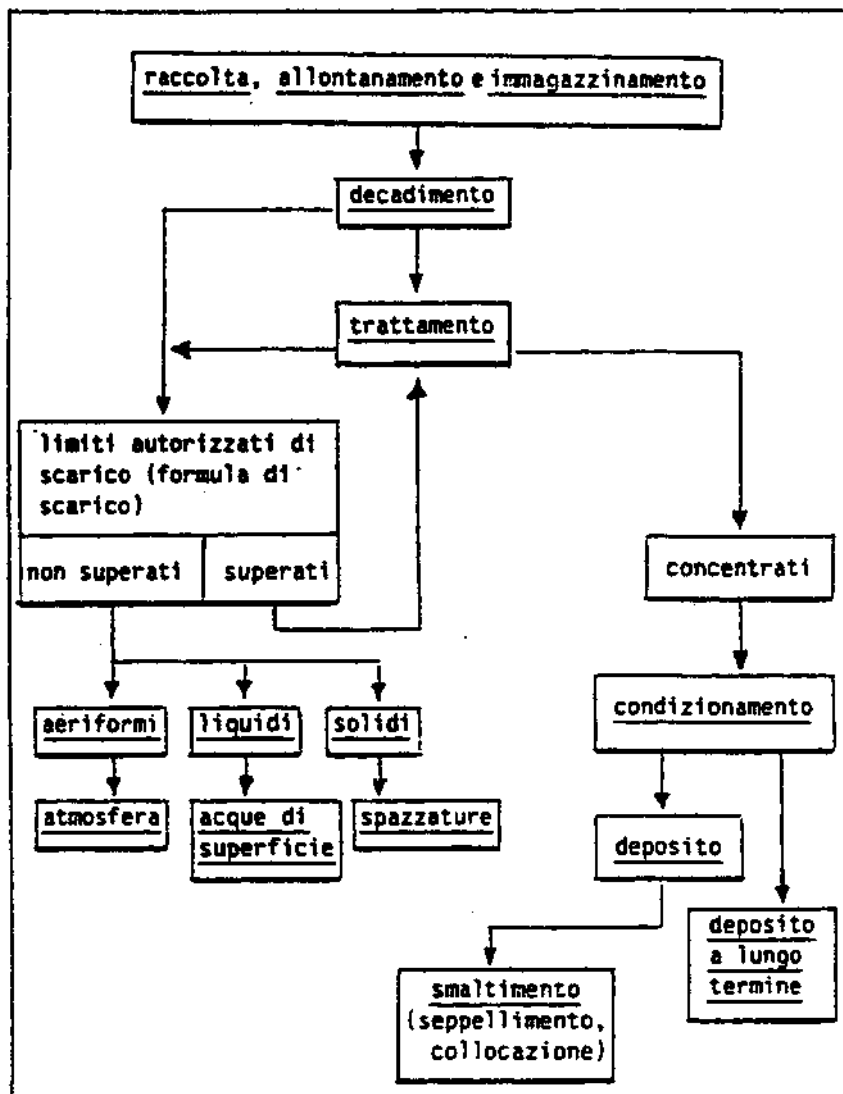


Figura 5. Azioni di sorveglianza nelle varie fasi della gestione dei rifiuti radioattivi. Le fasi che esigono sorveglianza (misure, analisi) sono contrassegnate da sottolineatura.

comprensorio territoriale più autorità esercitino la vigilanza, con dispendio di uomini e di mezzi, con doppioni, lacune e qualche interferenza.

La figura 5 mostra come quasi tutte le operazioni di gestione dei rifiuti di impianti richiedano azioni di sorveglianza fisica.

Alla base dei controlli di radioprotezione restano sempre la conoscenza dell'impianto (e, per i radioisotopi, delle modalità di impiego) e la conoscenza dell'ambiente (comprensorio) di scarico, di deposito temporaneo, di collocazione. Nello studio specifico dell'ambiente, caso per caso, è necessario possedere occhio naturalistico esercitato e mentalità sanitaria che sappiano sceverare le cose importanti dagli elementi non influenti.

4. Responsabilità verso le generazioni future

Si è già parlato di questo argomento nel capitolo sui principi della radioprotezione, al quale si rimanda, e in questo stesso capitolo. Un riferimento è stato fatto illustrando il concetto di truncation on time. La responsabilità verso le generazioni future, che potrebbero ricevere dosi e aver detrimento dallo smaltimento di rifiuti operati dalla presente generazione, rimane un fattore importante nella ricerca delle soluzioni tecniche, tenendo conto dell'entità dei possibili danni e delle risorse disponibili. Si ammette in generale che la odierna società deve sforzarsi di consegnare alle generazioni future condizioni di vita che siano migliori o uguali (e comunque non peggiori) di quelle che essa accetta per se stessa.

LE OPZIONI IN ORDINE ALLO SMALTIMENTO

Abbiamo già visto come il confronto tra opzioni di

smaltimento (definito come l'insieme delle operazioni di scarico oppure di collocazione definitiva d'un rifiuto, in generale senza possibilità di ricupero) rappresenta uno dei campi di applicazione del principio di ottimizzazione in radioprotezione. Conviene ora esaminare queste opzioni, riassunte nella tabella 5.

Tabella 5. Modalità di smaltimento di rifiuti radioattivi

<u>scarico e dispersione</u>	}	scarico di effluenti in aria e in acqua] sistemi passivi e sist. a sorveglianza perpetua
		scarico di effl. liquidi in fogne dinamiche	
<u>contenimento e confinamento</u>	}	scarico di rifiuti solidi nei rifiuti urbani] sistemi passivi e sist. a sorveglianza perpetua
		seppellimento superf. terrestre	
		affondamento in oceano	
		collocaz. in miniere fuori uso	
		collocaz. profonda terrestre	
		collocaz. al di sotto del fondo oceanico	

In taluni contesti si dice che il confronto e la comparazione tra opzioni deve condurre ad adottare la migliore opzione ambientale fattibile (the best practicable environmental option).

1. Scarico e dispersione

Diluire, scaricare e disperdere è la principale modalità di smaltimento degli effluenti di debole concentrazione di materie radioattive che contengano nuclidi a breve periodo di dimezzamento. Lo scarico avviene nel rispetto di una "formula" (nel caso di aeriformi si parla anche di "standard di emissione"), di cui si è già parlato in precedenza e di cui daremo esempi alla fine del capitolo.

Questa modalità presuppone buona conoscenza sia dell'ambiente in cui avviene lo scarico, sia della ricettività (concetto già introdotto nel capitolo sui settori operativi, vedi) ed esige che la sorveglianza prima dello scarico, sullo scarico stesso e nelle matrici ambientali critiche sia effettuata misurando l'attività totale e quella dei nuclidi più rilevanti.

Un'evenienza particolare si presenta quando lo scarico avviene, anziché in un corpo d'acqua all'aperto, nel sistema dinamico di fognature. Questo caso è tipico di molti ospedali e laboratori. Le misure di attività debbono esser effettuate in pozzetto di raccolta precedente al punto di scarico e poi nella corrente di fogna, sui limi e fanghi e sul corpo d'acqua ricevente. (Per esempio il fiume Po a valle di Torino e il fiume Tevere a valle di Roma mostrano, per molti mesi all'anno, piccolissime concentrazioni di I-131 proveniente da scarichi in fogna di effluenti liquidi degli ospedali delle due città).

Alcune pratiche correnti sollevano di tempo in tempo delle critiche che non sono rivolte tanto al principio della dispersione quanto piuttosto al fatto che certe vie possibili di ritorno all'uomo non sono ancora ben studiate e rimangono di difficile valutazione.

Lo scarico di rifiuti solidi radioattivi assieme ai rifiuti urbani e ai rifiuti industriali è consentito nei limiti delle esenzioni in vigore. Anche in questo caso la sorveglianza fisica (monitoring) deve essere rigorosa, come pure la registrazione conservata in archivio.

La modalità dello scarico-dispersione trova raramente limiti in preoccupazioni di dose individuale (sovente assai piccola), ma piuttosto in considerazioni di dose collettiva a gruppi di popolazione o alla popolazione nel suo insieme.

2. Contenimento e confinamento

Il contenimento e il confinamento (isolamento) consistono nel porre barriere attorno ai rifiuti con lo scopo di limitare la liberazione e la dispersione dei radionuclidi e nel collocare i rifiuti in ambiente "chiuso", nel senso di ambiente isolato dalla idrosfera e dalla biosfera. In effetti per confinamento si intende la segregazione dei radionuclidi dalla biosfera, con limitazione del loro rilascio nel tempo in quantità e concentrazioni ritenute accettabili.

Le barriere possono essere naturali (geologiche) e artificiali e un sistema adottato può possederne dell'uno o dell'altro tipo. Un sistema multibarriera dà maggiori garanzie di contenimento e dunque maggiori garanzie che il tasso di fuoriuscita delle sostanze radioattive verso l'ambiente in un dato intervallo di tempo sia estremamente esiguo.

Mentre nel caso della dispersione intenzionale dei rifiuti l'esposizione delle persone e degli organismi naturali si produce per la massima parte subito dopo o poco dopo il momento di scarico, dato anche che si tratta per lo più di nuclidi a vita breve, nel caso del contenimento e del confinamento di nuclidi a vita lunga la liberazione dell'attività avverrà - se avverrà - con ritardo e la stima dei suoi effetti è difficile per le incertezze di previsione degli avvenimenti futuri.

Nel contenimento e nel confinamento di rifiuti di vita media lunga si deve pensare ad un impegno di sorveglianza che duri nei secoli fino a banalizzazione del rifiuto per decadimento; oppure si deve pensare a modalità e garanzie strutturali che non richiedano un impegno di durata illimitata, ma si affidino alla capacità di isolamento del confinamento naturale o artificiale per millenni (cosiddette soluzioni "passive"). Questa seconda alternativa deriva dalla quasi impossibilità di controlli (e di registrazioni) al di là di 100 o 200 anni. Va detto che i metodi passivi godono al presente di molto interesse e sono oggetto di numerosi studi e ricerche.

Si discute non di rado sulla possibilità di ricupero (retrieval) di un rifiuto smaltito. E' ovvio che se si sceglie la dispersione, ci si affida a un processo largamente irreversibile che non permette il ricupero. Invece talune soluzioni di confinamento possono essere progettate lasciando una qualche possibilità di ricupero in tempi futuri; altre soluzioni di confinamento sono invece senza questa possibilità. Tenendo conto che vi potranno essere miglioramenti tecnici importanti di trattamento e di condizionamento nei prossimi decenni, si può intendere l'interesse a lasciar aperta in molti casi la possibilità di ricupero di rifiuti condizionati e confinati.

2.1. Seppellimento terrestre in superficie (deposito superficiale oppure subsuperficiale). Si effettua sotto terra, alla profondità di pochi metri o decine di metri, scavando ampie trincee e riempendole di rifiuti solidi sfusi oppure condizionati e ricoprendoli con uno strato di terra. Il condizionamento più comune è costituito dalla sistemazione in fusti metallici chiusi da 200 litri, la cui tenuta nel tempo è limitata sovente da fenomeni di corrosione delle pareti. E' una tecnica che presuppone un'adeguata conoscenza geologica del sito e riguarda rifiuti di bassa e media attività e di vita non lunga, sovente voluminosi e ingombranti, senza emettitori alfa in quantità apprezzabile. Durante il periodo di decadimento quasi completo dell'attività dei rifiuti il sito abbisogna di sorveglianza e manutenzione.

Il problema ambientale più importante è quello idrologico (falda acquifera): sono progettabili varie soluzioni con isolamento dalla falda sottostante o con dispersione lenta e conosciuta verso la falda, in funzione del sito in cui viene scavata la trincea e del programma di radioprotezione.

In altri casi lo smaltimento si effettua sopra il piano di campagna, ammassando i rifiuti solidi in piccole collinette e provvedendo alla copertura con 2-3 m di terra, seguita da perimetrazione, recinzione e sorveglianza.

depositi superficiali sono utilizzati in molti paesi, tra cui USA, Francia e Gran Bretagna. In alcuni paesi sono allo studio anche depositi superficiali "ingegneristici" (bunkers).

Un problema da tener presente è quello della cosiddetta possibile "intrusione" umana dall'esterno nel deposito, in un remoto futuro (dopo, poniamo, 1-3 secoli). Questa intrusione metterebbe allo scoperto i rifiuti (costruzione di strade, scavo di fondamenta, perforazione di pozzi, ecc.) nei quali per altro sarà avvenuto il fenomeno del decadimento radioattivo.

Nel futuro remoto, quando la sorveglianza non può essere garantita, lo scenario radioprotezionistico è dominato dai nuclidi a vita lunga eventualmente presenti nei rifiuti seppelliti, in particolare da nuclidi emettitori alfa. Per questa ragione la presenza di emettitori alfa a vita lunga nei rifiuti da seppellire non deve superare determinati valori; in via orientativa, non deve superare 10-1000 Bq/g (1-100 Bq/g nel caso del Ra-226) quando il ricoprimento di terra è di 1-3 m; e non deve superare concentrazioni 10 volte maggiori quando il ricoprimento è di oltre 3 m.

2.2. Affondamento e collocazione sul fondo oceanico (sea dumping disposal; disposal on ocean floor). Si tratta di condizionare (confezionare) i rifiuti in modo che raggiungano integri il fondo oceanico nel punto prescelto e registrato, a profondità di 2000-4000 m.

Un certo grado di ritardo nelle vie di ritorno all'uomo è assicurato dal condizionamento (blocchi di cemento, fusti metallici chiusi, da 200 litri) ma per un tempo limitato (qualche decina d'anni). In prosieguo di tempo avviene la progressiva dissoluzione dei materiali presenti nei contenitori, ottenendosi in definitiva una dispersione e diluizione molto grande nelle acque oceaniche profonde.

Si smaltiscono così rifiuti solidi di bassa e media attività, con ridotta presenza di emettitori alfa. I reattori

nucleari, gli ospedali, i centri di ricerca sono luoghi di formazione di rifiuti adatti all'infustamento e all'affondamento.

Questa modalità è oggetto di normativa internazionale, a termini della Convenzione di Londra sulla prevenzione dell'inquinamento dei mari (1972). La Convenzione esclude che possano essere affondati rifiuti di alta attività. E' escluso l'affondamento in mari interni, come il Mar Mediterraneo.

La IAEA e la OECD-NEA hanno elaborato raccomandazioni per l'applicazione della Convenzione di Londra ed hanno suggerito modelli di contenitori particolarmente adatti. La OECD-NEA ha ripetutamente effettuato studi e calcoli, su modello, dell'impatto radiologico derivante da tali affondamenti in oceano e susseguente dispersione.

Il metodo sembrerebbe "passivo", ma alcune voci si sono levate contro questo modo di vedere, richiedendo forme di sorveglianza dell'ambiente oceanico, anche per comprendere meglio il destino di questi rifiuti affondati. La OECD-NEA ha effettuato controlli e rilevamenti sui siti atlantici di fatto usati per affondamento.

2.3. Collocazione in formazioni geologiche continentali. Questa modalità di smaltimento si presenta sotto due differenti forme di deposito definitivo:

- collocazione in formazioni di varia profondità, con contenimento e isolamento assicurati dalle strutture geologiche (eventualmente integrate con barriere artificiali); la situazione è tenuta sotto controllo e il monitoring è protratto fino a decadimento quasi completo dell'attività (sorveglianza protratta); può esistere una certa possibilità di recupero dei rifiuti, almeno nei primi anni dopo la collocazione, purché il deposito sia non sigillato;
- collocazione in formazioni profonde (500-1000 m sotto il livello di campagna) esenti da circolazione di acque sotterranee (isolamento dalla idrosfera), geologicamente molto stabili nel futuro prossimo e remoto (fino a 10⁵

anni); una volta completate le operazioni di collocazione, la struttura ricevente viene sigillata con materiali geologicamente idonei; non sono previsti controlli, né monitoring; non vi è possibilità di ricupero dei rifiuti.

La prima forma o tipo utilizza miniere fuori uso, gallerie ferroviarie abbandonate, cavità in formazioni gessose e saline, nonché cavità scavate per altri scopi, purché abbiano caratteristiche adeguate all'impiego per smaltimento. Essa ben si presta per i rifiuti di bassa e media attività. Questi sono collocati nella cavità dopo condizionamento-confezionamento che in genere è meno stringente e oneroso di quello richiesto per l'affondamento in oceano. In Germania sono in uso miniere profonde non più in coltivazione (Asse, Konrad).

La seconda forma o tipo di smaltimento utilizza cavità appositamente scavate in formazioni geologiche previamente studiate e trovate idonee (isolamento dalla idrosfera). Essa è specificamente proposta per i rifiuti di alta attività e vita lunghissima, preventivamente solidificati in una matrice ad alta stabilità (vetri speciali, ceramiche) e rivestiti di una spessa guaina di acciaio. I manufatti vengono collocati in sito secondo varie tecniche ancora oggi allo studio. Al presente vi sono molte ricerche di sviluppo e dimostrazione (fattibilità, affidabilità), ma non vi sono ancora importanti realizzazioni operative di questa forma di smaltimento (per il quale la stima di impatto radiologico è affetta, come è ovvio, da molte incertezze). Tra i problemi da risolvere nel caso dei rifiuti di alta attività solidificati e condizionati vi è quello dello smaltimento del calore prodotto dal decadimento radioattivo.

La collocazione in salgemma dà garanzie di isolamento dalla idrosfera e la plasticità del sale provvede a chiudere le fessure che si formano nelle operazioni e manovre. La collocazione in opportune formazioni argillose isola dalle acque in circolazione, nel senso che il movimento dell'acqua entro le argille è lentissimo e le argille hanno alto potere di scambio ionico. La collocazione in rocce cristalline (graniti) molto profonde isola dalle acque in circolazione

perchè le grandi pressioni e l'infiltrazione di minerali provvedono a "chiudere" le fessure che esistono nelle rocce e nelle quali circolerebbe l'acqua.

E' stato fatto notare che queste varie forme di smaltimento per nuclidi a vita lunghissima non possono essere precedute da sperimentazioni sufficientemente lunghe, e che dunque si devono basare su capacità previsionali scientificamente solide.

2.4. Collocazione al di sotto del fondo oceanico (sub-seabed disposal). Si tratta dei rifiuti che, pur esclusi dalla Convenzione di Londra dall'affondamento e collocazione sul fondo oceanico, potrebbero trovare collocazione non "su" ma "sotto" il fondo oceanico, nei sedimenti sottostanti. Gli studi per questa soluzione non sono ancora conclusi e occorrerà del tempo per giudicare la fattibilità concreta di questa modalità di smaltimento.

3. Il deposito temporaneo prolungato

Quando la possibilità di scarico e dispersione sia preclusa ed anche la possibilità di smaltimento con contenimento e confinamento non possa essere temporaneamente praticata, non resta che attrezzare depositi sicuri per i rifiuti ove essi siano custoditi pro tempore, a termine, sotto controllo e monitoring (interim storage; con brutto neologismo si parla talora di stoccaggio), rimandando lo smaltimento a un tempo successivo.

In questa accezione "deposito" è operazione diversa e più elaborata del semplice "immagazzinamento" che può seguire alla raccolta dei rifiuti (vedi figura 5). Tale deposito è detto anche "intermedio", tra immagazzinamento e smaltimento, e avviene in dispositivi ingegneristici o naturali.

Ecco alcuni tipi di rifiuti e di situazioni operative che richiedono di ricorrere al deposito temporaneo, talora prolungato nel tempo:

- liquidi di processo chimico del reprocessing, che hanno necessità di decadimento per anni, prima di esser solidificati;
- rifiuti di alta attività solidificati in vetri o in ceramiche, in attesa (10-50 anni) che vi sia in essi una rilevante riduzione dell'attività e della produzione di calore; e altresì in attesa che nel frattempo sia reso praticabile e operativo lo smaltimento profondo di cui è stato detto, a tutt'oggi non realizzato;
- rifiuti radioattivi vari, tra cui rifiuti di bassa e media attività condizionati in fusti (per es. presso centrali nucleari) che possono sostare in deposito temporaneo anche pluriennale in attesa di essere trasportati al sito di smaltimento.

Anche il combustibile irraggiato, quando non si consideri l'opzione del reprocessing oppure quando si è in attesa del reprocessing, richiede la disponibilità di adeguati depositi prolungati da tenere sotto sorveglianza (vasche di decadimento, nelle quali gli elementi di combustibile irraggiato vengono lasciati in acqua finché l'attività in essi presente decada a un livello prestabilito; sinonimi e quasi sinonimi: piscina di immagazzinamento; deposito di combustibile; cooling pit, cooling pond; sono stati proposti e realizzati anche silos di cemento per deposito a secco, con ventilazione forzata e contenitori schermati singoli con ventilazione naturale).

Nella progettazione e nella gestione dei depositi per rifiuti radioattivi l'attenzione e l'azione del radioprotezionista devono esser portate sui punti seguenti:

- selezione del sito, dopo adeguato esame dell'ambiente esterno e delle strutture aziendali;
- ventilazione dei locali;
- ispezionabilità (riduzione delle esposizioni; protezione antincendio);
- cartelli e segnalazioni per l'identificazione di ogni

manufatto nel deposito, con le principali caratteristiche e attività;

- registrazione di ogni manufatto e di ogni rifiuto in deposito;
- mantenimento dell'integrità del condizionamento, evitando ogni forma di degrado;
- disponibilità di mezzi di decontaminazione di aree, oggetti, persone;
- rilevamenti (monitoring) della esposizione e delle contaminazioni gassose, liquide, di superficie, dell'ambiente esterno.

GESTIONE DEI RIFIUTI RADIOATTIVI

Come abbiamo già fatto osservare (e come risulta dalla considerazione dello schema che si trova nel capitolo sui settori operativi della radioprotezione) buona parte della gestione dei rifiuti radioattivi è materia tecnologica ed è materia sanitaria solo nelle finalità e nei controlli. Questo discorso vale in particolare per il trattamento e il condizionamento, che sono tecnologie di carattere chimico, termico e meccanico, che vanno affidate a specialisti.

Si può per altro riconoscere una differenza operativa tra le situazioni connesse con gli impieghi dei radioisotopi (medicina, ricerca, industria) e quelle connesse con gli impianti nucleari. Nel primo caso il radioprotezionista ha sovente l'incarico, entro l'azienda, di sovrintendere ed eventualmente dirigere le operazioni di gestione dei rifiuti: dalla raccolta al deposito, allo scarico, alla sorveglianza relativa. Nel secondo caso il radioprotezionista si limita ai compiti che gli sono propri (controlli in tutte le fasi; "commessa protezionistica", ossia obiettivi e modalità di gestione, rapporti e previsioni di dose, a previsioni di ricupero del materiale, ad esigenze di possibili controlli)

(vedi figura 5).

Esaminiamo alcuni punti di interesse della radioprotezione in materia di rifiuti radioattivi provenienti da vari ambienti di lavoro.

1. Estrazione mineraria

I rifiuti sono costituiti innanzi tutto dalle acque di miniera contenenti U, Th, Ra; queste acque, se avviate allo scarico, debbono talvolta essere trattate chimicamente per alzare il pH e precipitare gli ioni metallici ed altri composti.

Vi sono poi i residui di miniera (detriti della macinazione e fanghi di estrazione), che formano volumi imponenti (circa 50.000 m³ per l'estrazione e raffinazione dei minerali di U necessari all'esercizio annuale di una centrale da 1000 MWe) di materiale contenente gli elementi sopra ricordati e i loro discendenti radioattivi, tra cui il gas nobile Radon che dai detriti e fanghi si libera in atmosfera.

La concentrazione di U nella roccia può raggiungere qualche per cento in peso. Nei residui il Ra-226 è il nuclide più pericoloso. L'ordine di grandezza della concentrazione di attività totale nei residui è di 0,37 GBq/m³ (0,01 Ci/m³).

Occorre prender provvedimenti contro la polvere da risospensione (vento), bagnando con acqua i detriti o ricoprendoli di terra; i fanghi sono convogliati in bacini artificiali di riempimento, poi ricoperti di terra. Occorre prestare attenzione alle acque di ruscellamento da pioggia e alla falda acquifera locale.

La preoccupazione relativa alla liberazione di Radon è molto minore per residui accumulati in fosse aperte e ben aerate in confronto a residui accumulati sul terreno.

Il più importante obiettivo di radioprotezione consi-

ste nel sistemare i residui in maniera tale da ridurre al minimo ogni forma di sorveglianza nel futuro remoto. Se è possibile conviene collocare i residui all'interno della stessa miniera esaurita.

Si deve evitare l'utilizzazione dei residui come materiali da costruzione destinati a immobili e abitazioni perché ciò potrebbe portare a concentrazioni sensibili o elevate di Radon e discendenti in luoghi chiusi.

2. Fabbricazione del combustibile

Le attività e gli ingombri di rifiuti solidi in questa fase del ciclo del combustibile sono di poco conto se si tratta di combustibile a UO_2 ; se si tratta invece di combustibile UO_2 - PuO_2 , i rifiuti, sempre poco importanti per i volumi, sono assai pericolosi perché contenenti alcuni hg o kg di Pu/anno, per ogni ricarica di 500-700 kg. Questi rifiuti vanno conservati in deposito (contabilità del Pu) e per essi va ricercata una collocazione in formazioni geologiche adeguate, previo condizionamento.

3. Esercizio delle centrali nucleari (ad acqua leggera, LWR).

Alcuni effluenti aeriformi sono richiamati nella tabella 6, in ordine di T_{fis} crescente.

Nel reattore ad acqua bollente (BWR) di 1000 MWe si ha lo scarico annuale di circa 260000 GBq (7000 Ci) di gas nobili; 1850 GBq (50 Ci) di H-3; 11 GBq (0,3 Ci) di I-131, salvo accorgimenti e dispositivi speciali che abbattano questi valori.

Nel reattore ad acqua in pressione (PWR) di 1000 MWe si ha scarico annuale di circa 480000 GBq (13000 Ci) di gas nobili, 44400 GBq (1200 Ci) di H-3, 1,1 GBq (0,03 Ci) di I-131, salvo accorgimenti e dispositivi speciali.

Tabella 6. Alcuni radionuclidi che possono esser presenti negli effluenti aeriformi d'una centrale nucleare, in ordine crescente di T_{fis}

nuclide	T_{fis}
N-16	7 s
O-19	27 s
N-13	10 min
Ar-41	1,8 h
Xe-133	5,3 g
I-131	8 g
Kr-85	11 anni
H-3	12 anni

Tabella 7. Volumi indicativi (m^3) dei rifiuti radioattivi solidi/(impianto elettronucleare 1000 MWe.anno)

tipo	secchi	umidi	totale
BWR	prima del tratt.	120	520
	dopo trattamento	310	510
PWR	prima del tratt.	80	330
	dopo trattamento	200	320
metodo di trattamento	compresione	in calcestr. o in bitume	-

Nota: i valori riportati hanno - a seconda delle tecniche adottate - un intervallo di variazione che va dalla metà al doppio. Nel "totale" sono inclusi i volumi del cemento e/o del bitume di condizionamento.

Gli effluenti liquidi delle centrali sono costituiti

da circa 1850 GBq (50 Ci) di H-3 nel caso di BWR; da circa 9250 GBq (250 Ci) di H-3 nel caso di PWR), nonché da altri nuclidi (si ricordino i prodotti di attivazione neutronica) che tutti insieme formano un migliaio di GBq/anno (qualche decina di Ci/anno), in entrambi i tipi di reattore.

I volumi dei rifiuti solidi annui dei due tipi di centrale da 1000 MWe sono riportati in tabella 7 che mostra i volumi di tali rifiuti, in parte di bassa e in parte di media attività: l'attività totale associata può variare da 10000 a 100000 GBq/anno (da qualche centinaia ad alcune migliaia di Ci/anno) e quella prodotta da reattori BWR è in generale maggiore di quella prodotta da reattori PWR.

4. Ritrattamento del combustibile

Oltre a rifiuti di bassa e media attività provenienti da pulizie, manutenzioni, controlli, gli impianti di ritrattamento producono rifiuti di alta attività e rifiuti alfa. La tabella 8 richiama alcuni dei prodotti di fissione significativi dei rifiuti di alta attività e la tabella 9 i nuclidi alfa più rappresentativi. L'attività si riferisce al momento del ritrattamento, che si suppone che avvenga 150 giorni dopo la estrazione del combustibile dal reattore, sulla base di un irraggiamento medio di 33000 MWh/day/tonn., con potenza specifica di 30 MW/tonn. e una massa di combustibile ritrattato di 33 tonnellate. Nel caso dei nuclidi alfa si ipotizza che nei rifiuti vi sia lo 0,5% di U e di Pu e il 100% degli altri emettitori alfa.

Le tabelle mostrano che si tratta di attività enormi di prodotti di fissione e di attività cospicue di emettitori transuranici. Ma volumi e pesi sono decisamente modesti (vedi tabella 10), perchè si hanno concentrazioni estremamente elevate. Questi rifiuti sono esotermici per molti anni e ciò costituisce un problema aggiuntivo, e non piccolo, nella gestione e nello smaltimento. Le condizioni di irraggiamento sono quelle già ricordate. Alla massa degli attinidi dà forte contributo l'Uranio (90%).

Tabella 8. Attività di alcuni prodotti di fissione presenti nei rifiuti di alta attività da ritrattamento, in ordine crescente di T_{fis}

nuclide	T_{fis} anni	attività	
		Ci	GBq
Zr-95	0,18	$9,4 \cdot 10^6$	$350 \cdot 10^6$
Ce-144	0,8	$2,6 \cdot 10^7$	$960 \cdot 10^6$
Ru-106	1	$1,4 \cdot 10^7$	$520 \cdot 10^6$
Cs-134	2,1	$7,2 \cdot 10^6$	$270 \cdot 10^6$
Sr-90	29	$2,6 \cdot 10^6$	$96 \cdot 10^6$
Cs-137	30	$3,6 \cdot 10^6$	$130 \cdot 10^6$
Tc-99	$2 \cdot 10^5$	$4,7 \cdot 10^2$	$170 \cdot 10^2$
I-129	$1,6 \cdot 10^7$	1,2	44

Vedi testo per alcune specificazioni. Valori in Bq arrotondati.

I rifiuti alfa - di cui si è detto nel paragrafo sulla classificazione - contengono i medesimi attinidi dei rifiuti di alta attività, in proporzioni parzialmente diverse.

E' interessante considerare l'andamento decrescente dell'attività (decadimento) nel tempo futuro, prossimo e remoto, dei prodotti di fissione e degli attinidi che si trovano nei rifiuti di alta attività e considerare per confronto l'attività a uguali tempi del combustibile irraggiato ma non ritrattato. La tabella 11 serve allo scopo e mostra come dopo 1000 anni i prodotti di fissione siano ridotti molto fortemente; ciò avviene solo dopo 10000 anni per gli attinidi. Se si considera il combustibile irraggiato e non ritrattato, la riduzione fortissima dell'attività da attinidi si ha

solamente oltre i 100000 anni.

Tabella 9. Attività di alcuni nuclidi transuranici presenti nei rifiuti di alta attività da ritrattamento, in ordine crescente di T_{fis}

nuclide	T_{fis} anni	attività	
		Ci	GBq
Pu-241	14	$1,7 \cdot 10^4$	$630 \cdot 10^3$
Am-241	$4,3 \cdot 10^2$	$5,1 \cdot 10^3$	$190 \cdot 10^3$
Pu-240	$6,6 \cdot 10^3$	79	$2,9 \cdot 10^3$
Am-243	$7,4 \cdot 10^3$	$5,9 \cdot 10^2$	$22 \cdot 10^3$
Pu-239	$2,4 \cdot 10^4$	54	$2,0 \cdot 10^3$
Np-237	$2,1 \cdot 10^6$	11	$0,41 \cdot 10^3$

Vedi testo per alcune specificazioni. Il Pu-241 è emettitore beta. Valori in Bq arrotondati.

Tabella 10. Caratteristiche dei rifiuti annuali di alta attività derivanti dal funzionamento di un reattore LW da 1000 MWe

prodotti di fissione, tonnellate	1,15
attinidi, tonnellate	0,18
volume, come liquidi, m ³	10-20
volume, dopo solidificazione, m ³	3

La considerazione della riduzione temporale dell'attività ha forte rilievo di radioprotezione, per valutare il rischio e il detrimento alle generazioni future. Esaminiamo le

figure 6 e 7. La figura 6 mostra la riduzione nel tempo dell'attività dei nuclidi guida e dell'attività totale: si nota come Cs-137 e Sr-90 siano nuclidi dominanti nei primi 100 anni, seguiti da Am-241 fino al millennio, mentre tra 10^4 e 10^6 anni sono dominanti altri nuclidi.

Tabella 11. Riduzione dell'attività nel tempo nei rifiuti di alta attività e nel combustibile irraggiato, espressa in TBq, per 1 tonnellata di elementi combustibili originali

tempo trascorso anni	p.f. nei rifiuti di alta attività o nel comb.irragg. TBq	attinidi e disc. nei rifiuti di alta attività TBq	attinidi e disc. nel combustibile irraggiato TBq
10^1	12000	120	2700
10^2	1300	33	230
10^3	0,8	8,3	57
10^4	-	0,94	16
10^5	-	-	1,4
10^6	-	-	0,5

Vedi testo per alcune specificazioni. Valori arrotondati (Fonte: OECD-NEA).

La figura 7 mostra la riduzione nel tempo della tossicità relativa dovuta alla attività di cui alla precedente figura. Si intende per tossicità relativa il rapporto tra l'attività presente e i Limiti Annuali di Introduzione (ALI) per l'ingestione raccomandati dalla ICRP. Si nota che la tossicità relativa totale incontra la tossicità relativa del minerale d'uranio (allo 0,17% in U) poco prima di 20000 anni; dopo tale tempo essa si fa minore della tossicità del minerale. A 10 anni la tossicità relativa dei rifiuti di alta attività è circa 1000 volte quella del minerale. I nuclidi dominanti col passare del tempo sono dapprima Sr-90 e Cs-137,

poi gli Americi 241 e 243 e infine, dopo i 50000 anni, il Np-237.

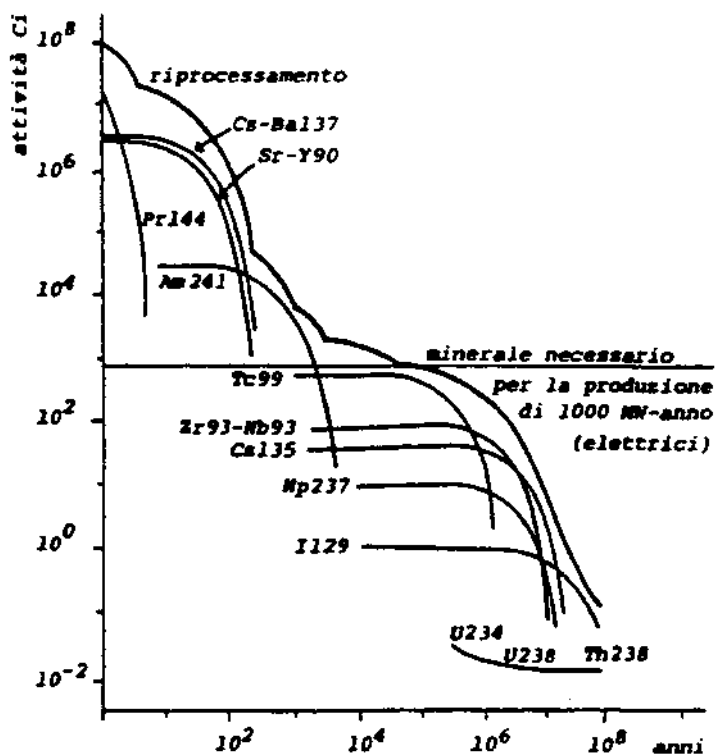


Figura 6. Attività totale e dei nuclidi determinanti nei rifiuti di alta attività risultanti dalla produzione di 1000 MWe-anno in un reattore LW (Fonte: OECD-NEA).

Per un paragone della tossicità di alcuni tossici chimici nei confronti dei rifiuti di alta attività vetrificati si veda la figura 8: le righe orizzontali indicano il volume di acqua in cui 1 m^3 del materiale deve essere disperso per raggiungere il livello accettabile di potabilità.

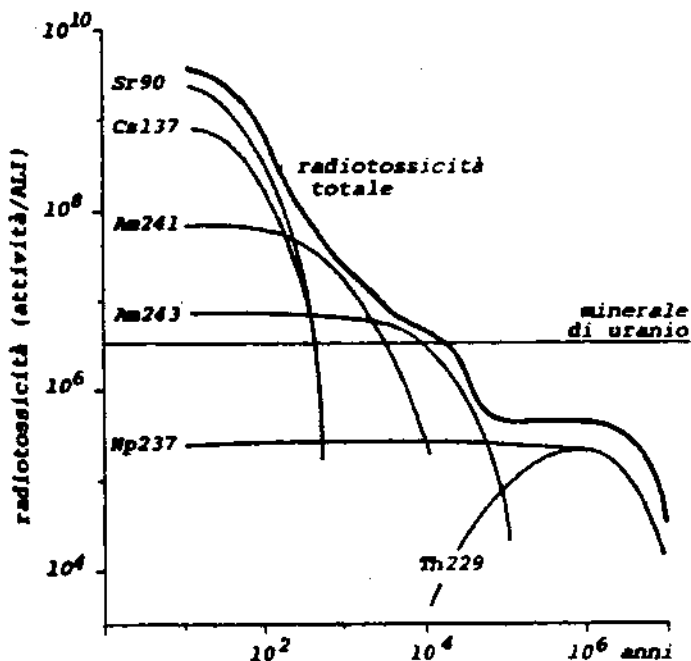


Figura 7. Radiotossicità totale e dei nuclidi determinanti nei rifiuti di alta attività risultanti da 1 tonnellata di combustibile irraggiato (Fonte: OECD-NEA).

5. Decommissioning di impianti nucleari

Il decommissioning (dopo esercizio) è costituito dall'insieme delle azioni intraprese a seguito della cessazione dell'esercizio dell'impianto nucleare. Esso ha varie finalità: la protezione della popolazione e dell'ambiente; l'eventuale recupero di componenti; la disponibilità del sito per altre destinazioni. L'impegno operativo (sorveglianza) dei radioprotezionisti nel campo del decommissioning sarà in aumento negli anni prossimi (programmazione, esecuzione, riscontri) e per questa ragione è opportuno dare qualche ragguaglio generale su tale argomento.

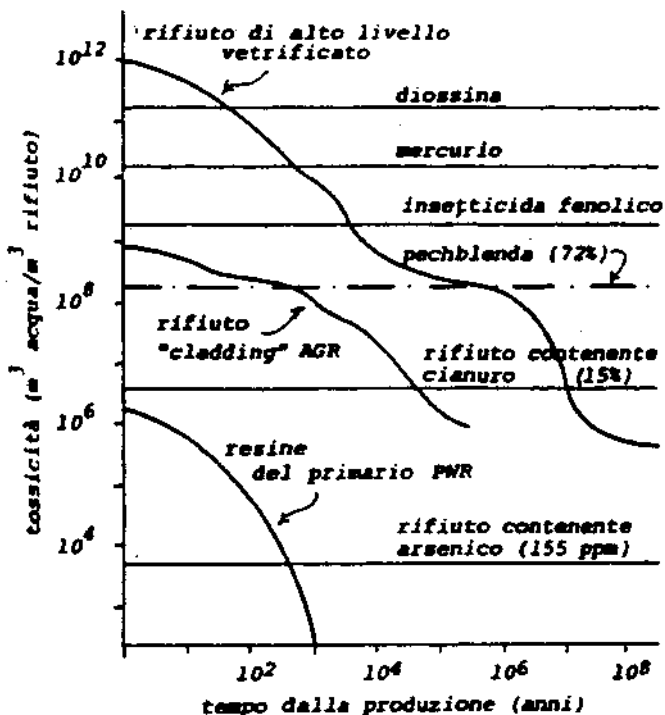


Figura 8. Tossicità di varie sostanze e materiali col trascorrere del tempo (vedi testo).

Vi sono varie fasi del dopo esercizio, tra cui:

- chiusura e sorveglianza dell'impianto e del sito;
- chiusura ermetica di quanto contenuto entro lo schermo biologico;
- decontaminazione e smaltimento di componenti esterni allo schermo biologico;
- demolizione parziale o totale (smantellamento) di quanto contenuto dentro lo schermo biologico;

- demolizione degli edifici e delle strutture;
- restituzione del sito alle condizioni precedenti alla costruzione dell'impianto.

Si usa distinguere tre stadi di decommissioning, riferiti principalmente alla sorveglianza sul sito e alla sua ulteriore destinazione:

- stadio 1, chiusura dell'impianto con continuazione della sorveglianza (storage with surveillance); dopo l'ultimo funzionamento dell'impianto si provvede ad un certo numero di azioni tra cui:
 - . allontanamento del combustibile dal nocciolo del reattore o dall'impianto;
 - . se possibile, allontanamento del combustibile dal sito;
 - . allontanamento dei fluidi di processo e dei componenti e materiali contaminati o attivati di più facile rimozione, compresi i rifiuti solidi.

La sorveglianza e il monitoring continuano ed è mantenuto il controllo di accesso al sito.

- stadio 2, uso del sito con limitazioni (restricted site use); si provvede ad un insieme di azioni più incisive delle precedenti:
 - . allontanamento del combustibile dal sito;
 - . decontaminazione di aree;
 - . allontanamento di gran parte dei componenti e materiali contaminati attivati.

La sorveglianza e il monitoring continuano con un programma meno impegnativo; è mantenuto il controllo di accesso alle aree ancora contaminate; parti dell'impianto e del sito possono essere destinate a nuovi usi.

- stadio 3, uso del sito senza limitazioni (unrestricted site use): si provvede a completare il decommissioning in ogni suo aspetto, provvedendo tra l'altro a quanto segue:

- . ogni materiale contaminato ancora presente viene allontanato dal sito (smantellamento, demolizione);
- . una campagna finale di rilevamenti deve mostrare che la presenza di attività residua è entro i limiti autorizzati per considerare terminate le operazioni di decommissioning.

Non vi è ragione per ulteriore sorveglianza e monitoring; il sito e quanto rimane dell'impianto sono utilizzabili senza restrizioni di sorta.

Ciascuno stadio richiede l'opera del protezionista, sia nel predisporre i programmi delle varie azioni ed interventi, con lo scopo di ridurre le dosi ai lavoratori e alle popolazioni; sia effettuando un grande numero di misure e di riscontri. In particolare le operazioni di decontaminazione (vedi oltre), che tanto forte rilievo hanno in vari stadi del dopo esercizio, esigono attenta programmazione e stringenti controlli.

Come sappiamo, la sorveglianza fisica è diretta verso vari gruppi di radionuclidi:

- prodotti di attivazione neutronica a vita lunga presenti entro componenti irraggiati da flussi neutronici (Co-60, Fe-55, Ni-63, Nb-94, Eu-152, ecc.);
- prodotti di attivazione provenienti dai componenti suddetti, mobilizzati a seguito di fenomeni di corrosione e trasportati in vari punti dell'impianto;
- prodotti della fissione nucleare;
- attinidi (Uranio e transuranici).

Sono soprattutto i prodotti di attivazione che creano problemi alla radioprotezione nel dopo esercizio, salvo che questo segua ad incidente con fuoriuscita di prodotti di

fissione.

A seconda del tempo trascorso dalla cessazione dell'esercizio, l'attenzione del radioprotezionista si porta su radionuclidi diversi, di sempre maggiore T_{fis} . Particolare attenzione va riservata ai filtri e alle resine di scambio ionico dei circuiti dell'impianto, perchè ovviamente in questi dispositivi si è accumulata attività.

Le varie operazioni del dopo esercizio portano alla produzione di rifiuti di bassa, di media, di alta attività e a rifiuti alfa. Molti materiali e componenti assai debolmente attivi potranno esser considerati comuni rifiuti industriali senza vincoli di destinazione e di riutilizzazione, come è stato accennato nel paragrafo sulle esenzioni.

6. Accumulo ambientale di radionuclidi particolari

Vi sono quattro nuclidi che si ritrovano nei rifiuti radioattivi del ciclo del combustibile nucleare, che vengono scaricati nell'ambiente e che per la loro vita lunga o lunghissima si accumulano in esso su vasta e vastissima scala e potranno dare problemi di radioprotezione in futuro. Essi sono H-3, C-14, Kr-85, I-129, che si ritrovano in varie proporzioni negli effluenti aeriformi e liquidi dei reattori e degli impianti di ritrattamento. La tabella 12 fornisce, con riferimento a 1000 MWe-anno prodotti in LWR, l'impegno di equivalente di dose collettivo efficace per ciascuno di essi.

Nel caso del Kr-85 la dose è esterna ed è sostanzialmente cutanea (due ordini di grandezza al di sopra della dose ai tessuti sottostanti). Nel caso dello H-3 la dose è interna ed è ubiquitaria entro l'organismo (acqua tritiata). Il discorso vale anche per il C-14. Per lo I-129 l'organo critico è la tiroide, ma la bassissima attività specifica connessa con la vita lunghissima provoca ratei annuali di dose individuale insignificanti.

Per i prossimi 40 anni questi nuclidi non dovrebbero

costituire una questione sanitaria d'un qualche rilievo. In seguito occorrerà vedere quale sarà l'espansione dell'energia nucleare e le tecniche di esercizio di essa. Va detto che sono in via di sviluppo e di realizzazione tecniche di estrazione, raccolta e conservazione del radioiodio e del radiokriptone negli impianti di riprocessamento.

Tabella 12. Impegno di equivalente di dose collettivo efficace per effluenti aeriformi da funzionamento di un reattore LW da 1000 MWe-anno

nuclide	T_{fis} anni	imp.equiv.dose collett.effic., Sv-persona
Kr-85	10,8	0,003
H-3	12,3	0,3
C-14	5730	44
I-129	$1,6 \cdot 10^7$	1400

Vedi testo per alcune specificazioni.

7. Impieghi di radioisotopi

7.1. Ospedali. Rifiuti radioattivi costituiscono il risultato inevitabile dell'impiego di radionuclidi non sigillati. Essi rappresentano $\sim 2/3$ della produzione di rifiuti solidi di bassa attività in Italia (~ 1400 m³/anno, 1984).

Vi sono due metodi principali per trattare i rifiuti che così si formano. Nel primo metodo la maggior parte del materiale radioattivo contenuto nei rifiuti viene immagazzinata in condizioni controllate fino a che l'attività sia decaduta a livelli che ne permettano lo scarico (far decadere e scaricare). Nel secondo metodo (diluire e scaricare) le attività vengono scaricate nell'ambiente in modo che i processi naturali consentano il ritorno all'uomo solamente in

quantità e concentrazioni tali che - pur associate ad altre sorgenti di radiazioni - provochino dosi compatibili con la normativa e con le raccomandazioni internazionali.

Vi sono infine dei casi in cui, per attività, per concentrazione, per tempo di dimezzamento, i due metodi non sono praticabili e allora occorre tener in deposito temporaneo i rifiuti e consegnarli per lo smaltimento a un ente o società che vi provveda in forma adeguata e sicura (conservare e consegnare) (vedi anche paragrafi precedenti).

In generale il lavoro con radioisotopi in campo clinico non solleva problemi di difficile soluzione per quanto concerne i rifiuti. Le attività e i radionuclidi sono conosciuti e la maggior parte dei nuclidi ha breve tempo di dimezzamento, inferiore a 1 mese. Pertanto può essere ammesso lo smaltimento-scarico immediato (eventualmente diluendo i rifiuti liquidi con molta acqua corrente) oppure si effettua l'immagazzinamento per tempi relativamente brevi prima di provvedere allo scarico.

Esplosioni o incendi possono comportare l'imprevista dispersione di radionuclidi. E' utile stabilire regole per eventuali situazioni di incidente, sull'accesso delle persone, sulle comunicazioni alle autorità, sui primi interventi da compiere.

Per i rifiuti solidi che non possono esser smaltiti con i rifiuti urbani è necessario che anche in Italia si sviluppino servizi di prelievo sui luoghi di produzione e immagazzinamento, che provvedano allo smaltimento con modalità adeguate. Tutto questo deve essere debitamente autorizzato dall'autorità competente e da essa vigilato.

Un caso particolare di sorgenti sigillate che richiedono un'attenta conservazione e la consegna a servizi appositi è costituito dai preparati di Ra-226, di Co-60, di Ir-191, ecc. che abbiano esaurito la loro utilizzazione e non vengano ritirati dalle ditte fornitrici.

7.2. Industrie e laboratori. Molti problemi sono gli stessi che sono stati considerati per gli ospedali; altri sono propri degli impieghi industriali e di ricerca. Negli impieghi delle sorgenti non sigillate la varietà dei nuclidi e il lungo periodo di dimezzamento di alcuni di essi debbono essere considerati dal radioprotezionista. Questi rifiuti costituiscono $\sim 1/3$ della produzione di rifiuti solidi di bassa attività in Italia ($\sim 700 \text{ m}^3/\text{anno}$, 1984).

Negli impieghi delle sorgenti sigillate occorre che le autorizzazioni contengano prescrizioni rigorose in materia di conservazione dei preparati e delle sorgenti fino a consegna a imprese di smaltimento allo scopo autorizzate, ricordando che taluni degli incidenti connessi con lo smarrimento di sorgenti sono stati causa di morti tra la popolazione civile in vari paesi e in certi casi hanno creato problemi assai complessi di controllo e di bonifica.

8. Rilascio di radionuclidi da rifiuti solidi in smaltimento

Vi sono molteplici modalità, d'ordine fisico, chimico e biologico, attraverso le quali i rifiuti solidi in fase di smaltimento (condizionamento, isolamento, collocazione geologica, deposito prolungato) possono talora - al di fuori di ogni previsione ed attesa di progetto - rilasciare quantità di radionuclidi non trascurabili nell'ambiente, col rischio di conseguente irradiazione delle persone.

Questi possibili rilasci sono in parte già stati accennati nei paragrafi che precedono e se ne dà nella tabella 13 un elenco incompleto riassuntivo. Sono ovvi l'interesse e l'attenzione di radioprotezione su queste eventualità.

LA DECONTAMINAZIONE DELLE SUPERFICIE

Pur non facendo parte della gestione dei rifiuti

Tabella 13. Alcune modalità di rilascio di attività da parte di rifiuti solidi in smaltimento

in fase operativa	in fase post-operativa
<ul style="list-style-type: none"> - (radiazione diretta) - contaminazione di superficie - risospensione in aria - danneggiamento di contenitori - perdita di sigillatura - fuoco; esplosione 	<ul style="list-style-type: none"> - lisciviazione e trasporto idrico - captazione da parte di organismi viventi - decomposizione gassosa e fuga - eventi naturali distruttivi - rottura di barriere - "intrusione" umana

radioattivi, la decontaminazione delle superficie (operazione mediante la quale si riduce o si elimina la contaminazione radioattiva, trasferendo le sostanze radioattive da una superficie ad un altro materiale, sia esso solido, liquido o gassoso) può essere ricordata in questo capitolo in quanto sovente i tecnici di rifiuti radioattivi sono addetti ad essa, assieme ai fisici sanitari. Le informazioni che seguono sono riprese in parte da articoli di S. Gagliardi. Rispetto ad altri paragrafi del testo, queste informazioni sono un poco più dettagliate: ma una certa difficoltà di reperire sintetiche illustrazioni dell'argomento ha giustificato questa scelta e questa dissimmetria redazionale. Invero le operazioni di decontaminazione occupano un posto di rilievo nella radioprotezione operativa.

Azioni di decontaminazione si effettuano quotidianamente negli ambienti di lavoro dove sono manipolate sorgenti non sigillate: allorché i rilevamenti (monitoring) mostrano attività eccessiva sulle superficie di lavoro (tavoli, banchi), sugli strumenti e sui pavimenti si provvede ad azioni di pulizia (in cui si producono rifiuti radioattivi, da gestire opportunamente), per lo più eseguite dagli stessi operatori oppure da personale di fisica sanitaria.

La decontaminazione è anche un aspetto importante di molti programmi di manutenzione e di riparazione degli impianti e dei laboratori: prima di entrare in locali contaminati e durante la permanenza in essi, possono essere necessarie operazioni di riduzione dell'attività nell'aria e sulle superficie (come pure l'allontanamento di materiali assai attivi, di residui attivi di lavorazioni, ecc.).

Anche dopo incidenti e in tutto il decommissioning le operazioni di decontaminazione sono di grande rilievo e impegno. Le relative incombenze sono affrontate da fisici sanitari adeguatamente preparati e da squadre di tecnici di appositi servizi. Si noti come anche in questa evenienza si producano rifiuti radioattivi (da decontaminazione) che vanno gestiti secondo le regole della radioprotezione.

Quando la contaminazione è dovuta ad un singolo radionuclide, la decontaminazione è in genere più semplice che nel caso di una miscela di radionuclidi con vario comportamento chimico e fisico: si ricorre sovente in quest'ultima evenienza a più cicli di decontaminazione.

Allo scopo di ridurre la necessità di effettuare frequenti azioni di decontaminazione, occorre che la progettazione di laboratori e di impianti, di utensili e di strumenti, di pavimenti e di arredi sia eseguita con mentalità protezionistica, utilizzando - tra l'altro - materiali e vernici non porosi, facilmente lavabili senza danneggiamento.

Il fattore o indice di decontaminazione (decontamination factor) è il rapporto tra l'attività di una superficie e quella della medesima superficie dopo che essa è stata sottoposta a trattamento di decontaminazione; il valore del rapporto può essere solo di qualche unità ma in genere è alto, anche rappresentato da una elevata potenza di 10.

In qualsiasi operazione di decontaminazione si debbono tener fermi gli obiettivi seguenti:

- abbassare l'attività fino a valori che rispettino i livelli

di riferimento derivati per le superficie (Bq/cm^2);

- non alterare le caratteristiche della superficie, considerando successive possibili decontaminazioni;
- produrre la quantità minima di rifiuti compatibile con l'operazione di decontaminazione.

Nella prevenzione della contaminazione svolgono un ruolo importante le scatole a guanti (glove boxes) già ricordate in vari capitoli. Sono dispositivi usati per ottenere il completo confinamento dinamico (corrente d'aria e filtri assoluti) delle polveri e aerosol radioattivi in un ristretto ambito spaziale, specie in lavorazioni con materiali emettitori alfa. La scatola è un parallelepipedo con spigoli di qualche decimetro, a parete anteriore in perspex o altro materiale trasparente, ed è connessa con una canna fumaria dotata di ventola di aspirazione e di filtri assoluti. Si opera infilando mani e avambracci in guanti di gomma applicati stabilmente (a tenuta d'aria) a due fori praticati sulla parete anteriore della scatola. L'ambiente interno è tenuto in depressione di qualche cm di acqua dalla ventola di aspirazione. Una cassetta con sportelli a interlock permette l'introduzione di oggetti nella scatola a guanti. Com'è ovvio la scatola stessa e il suo contenuto pongono problemi di periodica decontaminazione.

1. Ambienti sotto controllo

Negli ambienti sotto controllo, la eventuale contaminazione interessa per lo più zone conosciute e circoscritte, la situazione radiometrica è sorvegliata e non vi è in genere pericolo di estensione della contaminazione a zone ed a locali limitrofi. Le azioni da compiere sono schematicamente le seguenti:

- rilevamenti iniziali (monitoring);
- stima della estensione e della trasferibilità (contaminazioni rimovibili e contaminazioni fisse, vedi altro capitolo);

- rimozione delle contaminazioni rimovibili, a mezzo di aspiratori muniti di filtri assoluti;
- uso di pinze, di nastri adesivi, di carta bibula, di sacchi di plastica;
- smontaggio e chiusura in sacchi sigillati ed allontanamento di parti e di pezzi, da decontaminare come oggetti (vedi oltre);
- lavaggio con acqua o con vapore, con addizione di soluzioni detergenti;
- valutazione della contaminazione residua;
- rimozione meccanica (raschiatura, taglio, sverniciatura, ecc.) su aree in cui la contaminazione ha resistito alle operazioni suddette; verniciatura;
- rilevamenti finali.

2. Ambienti dopo incidente

Negli ambienti contaminati a seguito di incidente, la contaminazione può essere poco conosciuta, diffusa e non circoscritta; vi è pericolo di estensione di essa a locali limitrofi. Le azioni da compiere sono schematicamente le seguenti:

- contenimento delle sostanze radioattive negli ambienti contaminati (divieto di accesso, sigillatura di porte e finestre (uso di bande autoadesive);
- rilevamenti prudenti ed orientativi, badando a non contaminare persone e a non estendere la contaminazione;
- decontaminazione delle aree esterne mediante aspirazione, fissazione, eliminazione meccanica;
- decontaminazione delle aree interne (dove è avvenuto l'incidente), con le precauzioni necessarie, tenendo l'ambiente in lieve depressione rispetto agli ambienti circostanti.

3. Presidi protettivi

Nei casi che precedono è per lo più necessario utilizzare presidi protettivi degli addetti alle operazioni. (Si chiama presidio protettivo un mezzo protettivo specifico atto a prevenire un determinato rischio operativo; si chiama assetto protettivo l'insieme di più presidi):

- tute, copricapo, stivali, guanti (permeabili e impermeabili);
- maschere antigas, munite di filtri per gas e per aerosol fini;
- autorespiratori;
- scafandri a tenuta completa, di vario tipo, opportunamente ventilati;
- assetti protettivi di massima protezione, di cui i più elaborati prevedono che l'operatore si introduca nello scafandro mediante apposito dispositivo che garantisce il contenimento della contaminazione sia in entrata che in uscita dal locale contaminato.

Alcuni tipi di scafandri e i loro accessori sono denominati in inglese frog suit e coloro che li indossano frog-men (uomini-rana). Gli assetti protettivi con scafandro offrono garanzie di efficienza di radioprotezione anche quando si è in presenza di elevato rischio di contaminazione dovuta a nuclidi particolarmente pericolosi.

Per talune operazioni in ambiente contaminato che esponcano i lavoratori addetti a dosi di radiazioni, si fa ricorso a dispositivi e accessori particolari. Si chiamano manipolatori a distanza (remote handling systems) dispositivi che permettano di operare su oggetti, strumenti, superficie senza avvicinarsi ad essi. I più semplici manipolatori sono costituiti da pinze di varia foggia e lunghezza; i più elaborati consistono in robot (master slave hand manipulators)

azionati a distanza, capaci di complesse operazioni. Le "celle calde" sono attrezzate con vari manipolatori a distanza. E' manifesta l'importanza di questi apparecchi e di queste tecniche per la radioprotezione e per la riduzione delle dosi e delle contaminazioni. E' ovvio che la tecnica della manipolazione a distanza non riguarda solamente la decontaminazione radioattiva ma molte lavorazioni nucleari.

4. Indumenti

La decontaminazione degli indumenti di lavoro per la loro riutilizzazione esige che al termine dell'uso essi siano chiusi in sacchi sigillati e impermeabili, che vengano avviati a lavanderie espressamente progettate e realizzate (talvolta denominate lavanderie calde), con rilevamenti sui liquidi di risulta del lavaggio (ed eventuale adeguato smaltimento). Con nuclidi a vita molto breve conviene attendere il tempo sufficiente per il quasi totale decadimento, prima di operare la lavatura. Negli altri casi è opportuno che la lavatura sia fatta subito, per evitare che le sostanze radioattive aderiscano fortemente al tessuto. In generale si richiede che la decontaminazione sia spinta fino ad ottenere che l'attività residua presente sull'indumento sia dello stesso ordine di grandezza del fondo naturale di radiazioni. Gli agenti decontaminanti impiegati nel lavaggio sono: complessanti, polifosfati, detergenti, saponi, solventi e loro combinazioni.

5. Oggetti vari

La decontaminazione degli oggetti di lavoro avviene in edifici appositi, costituiti da sezioni separate, che ospitano gli impianti di decontaminazione: nel caso di inagibilità d'una sezione (per eccesso di contaminazione o altro) le altre sezioni dell'edificio continuano ad operare. Il sistema di ventilazione dell'edificio deve essere autonomo.

Gli oggetti contaminati arrivano in involucri impermeabili sigillati; dopo monitoring sono avviati al trattamento

più idoneo:

- abrasione meccanica mediante sabbiatura, granigliatura, iniezione di vapore, strofinio a mano o con pulitrici meccaniche.
- attacco chimico, con acidi, polifosfati, complessanti, detersivi e solventi;
- attacco elettrochimico che consente di raggiungere anche elevati coefficienti di decontaminazione; questa tecnica è limitata ad oggetti metallici;
- fusione termica, riservata a oggetti di piombo; le scorie, attive e inattive, restano in superficie, sono schiumate e trattate come rifiuti radioattivi;
- fissazione con opportune vernici; questa tecnica è particolarmente utile nel caso di contaminazioni di emettitori di radiazioni di modesta capacità di penetrazione; sono disponibili vernici strappabili;
- impiego di ultrasuoni, che provocano vibrazioni meccaniche di alta frequenza entro soluzioni a base di detersivi e di solventi e rimuovono la contaminazione.

La tabella 14, fornita dal dott. S. Gagliardi, sintetizza i provvedimenti adottabili nei confronti di alcuni materiali di più largo impiego, che risultino contaminati.

6. Lavoratori

Quando la decontaminazione riguardi la cute e il corpo di lavoratori e non richieda semplici lavature con acqua o acqua e sapone, occorre che intervenga il medico autorizzato o persona adeguatamente addestrata. Il cambio degli abiti contaminati deve essere eseguito dopo aver umidificato gli abiti stessi, per evitare la diffusione di polveri radioattive (vedi informazioni in altro capitolo).

Una considerazione finale appare opportuna: le tecni-

Tabella 14. Provvedimenti adottabili nei confronti di alcuni materiali contaminati di più largo impiego

materiale	tipo di provvedimento
acciaio al carbonio	a) dapprima trattare la superficie con sgrassante fosforico, quindi trattare con acido nitrico 1-5%, sciacquare con abbondante acqua; oppure b) smerigliare
acciaio inox	dapprima sgrassare con tricloroetilene, poi trattare con acido nitrico 1%; aumentare la concentrazione, ad ogni successivo trattamento, fino al 33%; sciacquare
asfalto	sostituire e mettere tra i rifiuti radioatt.
bronzo	agire alternativamente con acido nitrico concentrato ed acido cloridrico addizionato con acqua ossigenata; sciacquare energicamente
cemento	a) spargere una sostanza complessante assieme a segatura umida (il cui impiego è opportuno per evitare la cristallizzazione del complessante che renderebbe in seguito impossibile la decontaminazione), lasciare questo impasto per parecchie ore mantenendolo umido e rivoltandolo frequentemente; se non si riesce così a bonificare la superficie bisognerà scalpellarla finché necessario; oppure b) trattare con una soluzione al 33% di acido cloridrico; sciacquare
ceramica	a) trattare con acidi inorganici o con citrato d'ammonio o con fosfato trisodico, sciacquare; oppure b) sostituire e mettere tra i rifiuti radioattivi

(continua)

Tabella 14. (seguito) Provvedimenti adottabili nei confronti di alcuni materiali contaminati di più largo impiego

materiale	tipo di provvedimento
gomma	a) trattare con una soluzione di comune detergente o, con parsimonia, utilizzare un solvente tipo tricloroetilene per sciogliere le macchie grasse; oppure b) sostituire e mettere tra i rifiuti radioatt.
legno	a) piallare la superficie contaminata; oppure b) sostituire e mettere tra i rifiuti radioatt.
linoleum polietilene cloruro di polivinile plastica in genere	a) dapprima lavare con soluzioni acquose di acido citrico o di sale bisodico dell'acido etilendiaminotetracetico (EDTA) allo 0,1-1%, poi con soluzioni di normali detergenti, quindi sciacquare; oppure b) sostituire e mettere tra i rifiuti radioatt.
piombo	a) trattare con soluzioni di acido nitrico a circa 5%, sciacquare; oppure b) fondere ed eliminare le scorie
tessili	a) lavare con soluzione acquosa di detergente per indumenti addizionato con acido citrico o EDTA allo 0,1-1%; sciacquare; oppure b) sostituire e mettere tra i rifiuti radioatt.
vernici	a) lavare con soluzioni di acido nitrico al 5-10%, quindi sciacquare; oppure b) eliminare la pellicola di vernice mediante raschiatura, con l'ausilio di uno sverniciante
vetro	a) trattare con soluzioni di acido cromatico, sciacquare; oppure b) trattare con soluzioni al 2% di bifloruro di ammonio; sciacquare

che nucleari di decontaminazione si sono sviluppate all'insegna della protezione sanitaria e della sicurezza del lavoro contro le radiazioni e sono disponibili per esser trasferite - con le necessarie modifiche e adattamenti - a tutte quelle lavorazioni convenzionali in cui si incontrino problemi di rimozione di sostanze tossiche.

ESEMPI DI FORMULE DI SCARICO

Sembra utile dare concretezza ai discorsi dei precedenti paragrafi prendendo in esame la formula di scarico (limite di scarico) d'una centrale nucleare (Caorso) e quella di un centro di ricerca (Casaccia), espresse in unità curie ($1 \text{ Ci} = 37 \text{ GBq}$), nonché gli scarichi di fatto effettuati.

1. Centrale di Caorso (Piacenza)

La tabella 15 riporta la formula per gli scarichi liquidi della Centrale elettronucleare di Caorso, valida per il primo periodo di esercizio. Si noti che il limite viene fissato per tre intervalli di tempo: l'anno, il trimestre, il giorno. Ciò permette una buona flessibilità, evitando per altro scarichi brevi (di picco) in quantità superiore a 1/10 dello scarico (attività) limite annuale. I coefficienti (1/3, 10) tengono conto della tossicità dei nuclidi in questione. Nel 1981 gli scarichi liquidi di fatto effettuati hanno rappresentato circa lo 1% della formula: un valore decisamente modesto.

La tabella 16 riporta la formula per gli scarichi aeriformi della stessa centrale; si osservi che anche in questo caso vi sono limiti in funzione degli intervalli di tempo. Nel 1981 gli scarichi aeriformi effettuati hanno rappresentato le seguenti frazioni percentuali della formula di scarico: gas nobili 1,5%, iodio 0,8%, particolati 0,3%, che sono valori assai modesti.

Tabella 15. Limiti autorizzati di scarichi liquidi (formula di scarico) per la Centrale di Caorso

$$H-3/10^3 + 10\beta + 10\alpha + \beta,\gamma \leq \begin{cases} 5 \text{ Ci/anno} \\ 2,5 \text{ Ci/trimestre} \\ 0,5 \text{ Ci/giorno} \end{cases}$$

dove β è l'attività in Ci di emettitori beta puri, espressa in termini di P-32 equivalente.

α è l'attività in Ci di emettitori alfa espressa in termini di Pu-239 equivalente.

β,γ è l'attività in Ci di emettitori beta-gamma, espressa in termini di Cs-134 equivalente

Doc. DISP-ARA-SCA/45/1984. 1 Ci=37.10³ MBq.

Per quanto riguarda i rifiuti solidi, alcuni tipi vengono condizionati (resine Powdex esaurite; resine anioniche e cationiche esaurite; filtri vari, fanghi e depositi dei serbatoi) ed altri tipi vengono compattati (rifiuti comprimibili, come stracci, carta, plastica).

I rifiuti condizionati mediante plastificazione con urea-formaldeide vengono infusati in bidoni da circa 200 litri, incamiciati di vetroresina o di plastica. Nei bidoni il plastificante costituisce il 50% in volume del contenuto; l'attività è dovuta grosso modo per il 50% a Co-58, per il 25% a Cr-51 e Co-60, per il rimanente a Mn-54, Cu-64, Zn-65, Ni-65. Nel 1984 sono stati prodotti ~1200 fusti di materiale solido condizionato di attività media per fusto tra 1 e 10 mCi.

I rifiuti compattati sono disposti anch'essi in fusti metallici da 200 litri circa e presentano un rateo massimo di esposizione di 1 mR/ora a 1 m di distanza. Nel 1984 sono stati prodotti ~600 fusti di materiale vario compattato.

Tabella 16. Limiti autorizzati di scarichi aeriformi (formula di scarico) per la Centrale di Caorso

$Q_0 + 0,2 Q_{60} + 0,1 Q_{75} \leq$	
gas nobili	$\leq \begin{cases} 5000 \text{ Ci/anno} \\ 2500 \text{ Ci/trimestre} \\ 500 \text{ Ci/giorno} \end{cases}$
alogeni	$\leq \begin{cases} 100 \text{ mCi/anno} \\ 50 \text{ mCi/trimestre} \\ 10 \text{ mCi/giorno} \end{cases}$
particolati	$\leq \begin{cases} 8 \text{ mCi/anno} \\ 4 \text{ mCi/trimestre} \\ 0,8 \text{ mCi/giorno} \end{cases}$
<p>dove Q_0 è l'attività rilasciata a zero metri</p> <p>Q_{60} è l'attività rilasciata a 60 m sul suolo (camino del reattore)</p> <p>Q_{75} è l'attività rilasciata a 75 m sul suolo (camino principale)</p>	

Documento già citato. * 1 mCi = 37 MBq.

2. Centro della Casaccia (Roma)

Passiamo ora a considerare la formula di scarico del Centro della Casaccia, già ricordata in parte in precedente capitolo. La tabella 17 riporta la formula per gli scarichi liquidi: si noti come essa sia più articolata di quella di Caorso, dato che in un centro di ricerca con laboratori e reattori vi è ampia diversità di nuclidi prodotti e/o impiegati. Si noti l'alto coefficiente (100) per il Pu-239, dovuto alla elevatissima tossicità del nuclide. Il coefficiente 1/50 per gli emettitori alfa si riferisce all'Uranio.

L'attività dei rifiuti liquidi scaricati nel 1981 dal

Centro della Casaccia è mostrata nella tabella 18; essa rappresenta circa il 5% del limite annuale fissato dalla formula per gli scarichi liquidi di tale Centro.

Tabella 17. Limiti autorizzati di scarichi liquidi (formula di scarico) per il Centro della Casaccia

$$\text{Sr-90} + \text{I-131} + \text{Cs-137}/10 + \beta, \gamma /50 + \alpha/50 + 100 \text{ Pu} \leq$$

$$\leq \begin{cases} 10 \text{ mCi/anno} \\ 5 \text{ mCi/trimestre} \\ 1 \text{ mCi/giorno} \end{cases}$$

dove ogni addendo riporta l'attività del nuclide o dei nuclidi menzionati

Documento già citato. 1 mCi=37 MBq.

Tabella 18. Scarichi liquidi del Centro della Casaccia (1981) (attività scaricata/anno)

nuclide	attività µCi/anno
Sr-90	50
Cs-137	1500
β, γ	2000
α	200
Pu-239	0,4

Documento già citato. 1 µCi=37.10³ Bq.

Non è stata definita una formula di scarico per i rifiuti aeriformi del Centro a causa della loro esiguità: la tabella 19 riporta l'attività degli aeriformi scaricati nel 1981. Essa rappresenta una minuscola frazione della ricettività ambientale ai vari nuclidi per il sito della Casaccia, che è stata presentata in un precedente capitolo.

Tabella 19. Scarichi aeriformi del Centro della Casaccia (1981) (attività scaricata/anno)

nuclide	attività Ci/anno
Ar-41	< 10
Kr-85	< 4
Kr-88	< 50
I-131	< $2 \cdot 10^{-3}$
β, γ	< $2 \cdot 10^{-4}$
Pu-239	< $1,5 \cdot 10^{-5}$

Documento già citato. 1 Ci = $37 \cdot 10^3$ MBq.

Per effettuare i controlli sull'ambiente circostante ai punti di scarico è stata realizzata una rete di stazioni di prelievo (10 all'interno e 10 all'esterno del Centro). In ogni stazione di prelievo vi è una capannina che contiene un dosimetro a termoluminescenza, un film-badge beta-gamma e due penne dosimetriche. All'interno del Centro vi sono inoltre 3 stazioni di rilevamento in continuo del rateo di esposizione, a camera di ionizzazione. Sulle matrici ambientali sono effettuati prelievi con varia frequenza: la tabella 20 riporta il numero di punti di prelievo dei campioni nelle stazioni intorno al Centro.

I rifiuti solidi prodotti presso i singoli laboratori del Centro sono raccolti in sacchi di polietilene e divisi all'origine in combustibili e incombustibili. Una volta pieni, i sacchi di polietilene sono chiusi e prelevati mediante furgone. I sacchi sono quindi immessi in fusti di acciaio da 200 litri di vario colore a seconda del contenuto. I fusti sono immagazzinati in appositi capannoni entro il Centro.

Tabella 20. Rete locale di sorveglianza ambientale del Centro della Casaccia: matrici e numero dei punti di prelievo

matrice	n.stazioni	matrice	n.stazioni
aria	4	latte	5
acqua Fossetto	3	pesce	2
acqua potabile	3	sedimenti	3
vegetali da foglia	5	terreno	2
cereali	5		

Documento già citato.

Il numero di fusti prodotti nel 1984 è stato di circa 280 (56 m³) non contenenti elementi transuranici e di circa 100 (20 m³) contenenti transuranici in piccola quantità. Ai fusti si aggiungono per lo stesso anno un centinaio di manufatti condizionati di vario volume e rifiuti solidi incombustibili costituiti da materiali vari di grandi dimensioni collocati in vasche, per circa 55 m³. Si tenga presente che la produzione varia di anno in anno, trattandosi di un centro di ricerca.

RIFIUTI RADIOATTIVI IN ITALIA: VOLUMI ACCUMULATI

Sono presentati nella tabella 21 alcuni dati orientativi, sul volume (m³) dei rifiuti radioattivi solidi (e solidificabili) accumulati negli anni, fino al 1984, nei siti nucleari italiani. L'informazione è fornita per dimensionare l'entità del fenomeno, come ingombro e movimentazione. Le caratteristiche intrinseche dei rifiuti sono assai varie e dunque la tabella non può servire per un discorso sul rischio di questi depositi.

Tabella 21. Dati orientativi sul volume (m^3) dei rifiuti solidi e solidificabili accumulati fino al 1984 sui siti nucleari italiani

sito	non infustati	infustati	condizionati
Latina	350	800	190
Garigliano	1600	1600	
Trino V.	60	2600	60
Caorso		960	1800
Eurex	230	320	30
Trisaia	1200	100	
Casaccia	550	1400	130
Ispra			550
Camen			2200
altri		160	
Totale, m^3	~ 4000	~ 8000	~ 5000

ALCUNE INDICAZIONI BIBLIOGRAFICHE

- International Commission on Radiological Protection, ICRP. Publication 46. Radiation protection principles for the disposal of solid radioactive waste. Pergamon Press, Oxford, 1985.
- Nuclear Energy Agency, NEA-OECD. Objectives, concepts and strategies for the management of radioactive waste arising from nuclear power programmes. Report of a Group of Experts. NEA, Paris, 1977. Traduzione italiana a cura di W. Bocola, A. Donato, C. Polizzano, G. Lenzi, L. Sensi, E. Tassoni. Notiziario del CNEN, gennaio e aprile 1978.

- Nuclear Energy Agency, NEA-OECD. Disposal of radioactive waste. An overview of the principles involved. NEA, Paris, 1982.
- Nuclear Energy Agency, NEA-OECD. Long-term radiation protection objectives for radioactive waste disposal. NEA, Paris, 1984.
- Nuclear Energy Agency, NEA-OECD. Long-term radiological aspects of management of wastes from uranium mining and milling. NEA, Paris, 1984.
- Nuclear Energy Agency, NEA-OECD. Guidelines for sea disposal packages of radioactive waste. NEA, Paris, 1974.
- Nuclear Energy Agency, NEA-OECD. Co-ordinated research and environmental surveillance programme related to sea disposal of radioactive waste. Progress report at the end of 1983. NEA, Paris, 1984.
- Nuclear Energy Agency, NEA-OECD. Interim oceanographic description of the NE Atlantic site for the disposal of low-level radioactive waste. NEA, Paris, 1983.
- Nuclear Energy Agency, NEA-OECD. Evacuation des déchets radioactifs en formations géologiques. Panorama de l'état actuel des connaissances. NEA, Paris, 1984.
- Nuclear Energy Agency, NEA-OECD. Etat des connaissances océanographiques relatives au site d'immersion de déchets radioactifs de faible activité dans l'Atlantique Nord-Est. NEA, Paris, 1986.
- Nuclear Energy Agency, NEA-OECD. Shallow land disposal of radioactive waste. Reference levels for the acceptance of long-lived radionuclides. NEA, Paris, 1987.
- Gera F. Radioactive waste disposal, environmental and radiological impacts: present and future. UNESCO/IAEA Meeting on geo-environment and waste disposal. IAEA, Vienna,

1983.

- ENEA. Rapporto annuale 1981 sulla radioattività ambientale in Italia, Vol. II, Reti locali. Doc. DISP-ARA-SCA/45/1984. ENEA, Roma, 1984.
- ENEA-DISP. Guida Tecnica n. 26, Gestione dei rifiuti radioattivi. Sicurezza e Protezione, 5, n. 14, 1987.
- IAEA-INFCE (International nuclear fuel cycle evaluation). Waste management and disposal. IAEA, Vienna, 1980.
- International Atomic Energy Agency, IAEA. Vari fascicoli della Safety Series (no. 51, 52, 53, 54, 56, 58, 59, 60, 61, 62, 63, 64, 65, 66, 68, 74, 77, 78, 85), dei Nuclear Safety Standards (NUSS) e della Technical Report Series. IAEA, Vienna.
- Caporossi G., Gagliardi S., Rossi M. La protezione individuale dell'uomo in ambienti ostili. ENEA, Sicurezza e Protezione, 2, n. 2, 1984.
- Gagliardi S. Decontaminazione degli ambienti, degli indumenti e degli oggetti di lavoro. CESNEF, Milano, Dispense di lezioni.
- Ragusa S. Contaminazione radioattiva. ENPI, Roma, 1964.
- ENEA, Commissione Tecnica. La situazione dei rifiuti radioattivi e del combustibile irraggiato in Italia. Un fascicolo di 22 pagine. ENEA, Roma, 1986.

Parte quarta

PROFILO DELLA LEGISLAZIONE VIGENTE
DI RADIOPROTEZIONE

PROFILO DELLA LEGISLAZIONE VIGENTE (1986)
DI RADIOPROTEZIONE

I n d i c e

	pagina
Introduzione	748
Funzioni delle autorità competenti	754
Obblighi degli esercenti e degli utilizzatori	755
Esperto qualificato e medico autorizzato	757
Autorizzazioni, denunce, comunicazioni	762
1. Miniere	762
2. Fabbricazione del combustibile nucleare	765
3. Impianti nucleari di potenza	766
4. Impianti nucleari di ricerca	775
5. Impianti di riprocessamento	776
6. Impianti speciali	777
7. Detenzione di sostanze radioattive	777
8. Commercio di sostanze radioattive	778
9. Impiego di sostanze radioattive	779
10. Rifiuti radioattivi	780
11. Trasporto di sostanze radioattive	783
Adempimenti vari	784
Alcune indicazioni bibliografiche	788

Nota preliminare. E' stato fatto notare in un precedente capitolo che la radioprotezione può esser suddivisa, dal punto di vista sistematico, in vari settori: radioprotezione generale, tecniche di radioprotezione, radioprotezione operativa (organizzazione e metodi; programmi), normativa di radioprotezione. Quest'ultimo argomento è vasto perché in Italia si è sviluppata in oltre venti anni un'ampia disciplina della sicurezza nucleare e della protezione sanitaria.

Non è possibile in questa sede illustrare tale disciplina e neppure esaminare tutti gli adempimenti di legge che vanno osservati nelle varie attività ed imprese con radiazioni o con radioisotopi. E' invece opportuno richiamare qualche elemento storico-evolutivo ed esaminare alcuni tra i più importanti obblighi riguardanti la radioprotezione nelle varie fasi delle attività nucleari.

Del resto, nei capitoli che precedono sono già state presentate, all'occasione, molte questioni inerenti alla normativa, e dunque in questo capitolo si faranno - per brevità - rinvii alle materie già trattate.

Vi è stato qualche dubbio se dare maggiori ragguagli sulla complessa procedura autorizzativa di un impianto elettronucleare. Considerando i destinatari di queste pagine, si è ritenuto opportuno inserire alcuni diagrammi a blocchi per fornire un'idea abbastanza completa di questo argomento.

INTRODUZIONE

Le finalità generali della normativa di radioprotezione sono sostanzialmente le seguenti:

- raggiungere determinati obiettivi di prevenzione delle dosi da radiazioni ionizzanti nei lavoratori, negli individui della popolazione e nella popolazione nel suo insieme;
- assicurare uniformità di garanzie prevenzionistiche a tutti i cittadini, in funzione del loro lavoro e della loro collocazione nel territorio;
- consentire alle autorità competenti di conoscere, momento per momento, la situazione (dislocazione, rischiosità) degli impianti nucleari, delle sorgenti di radiazioni e dei radioisotopi, così da favorire la vigilanza su di essi;
- raggiungere determinati obiettivi di tutela dell'ambiente naturale e antropizzato;

- sanzionare i comportamenti trasgressivi.

Come abbiamo visto in un precedente capitolo, esistono stretti legami tra alcuni aspetti della sicurezza nucleare e alcuni aspetti della protezione sanitaria: per questa ragione la legge fondamentale in materia, il DPR 185/1964 (di cui è in corso la revisione e l'aggiornamento) si intitola alle due discipline; ma all'interno di esso è facile distinguere le norme con finalità prevalentemente ingegneristica (sicurezza) dalle norme con finalità prevalentemente sanitaria (protezione), queste ultime assai numerose.

Il ben noto DPR 185/1964 prese origine dalla delega legislativa al Governo, contenuta nella precedente Legge sull'impiego pacifico dell'energia nucleare 1860/1962, che faceva obbligo di recepire nell'ordinamento giuridico italiano le "direttive di base" della Comunità Europea, CE, (emanate nel 1959). In seguito le direttive sono state più volte integrate e modificate dalla Comunità (le più recenti sono del 1984), ma l'Italia, purtroppo, fino ad oggi non ha provveduto all'aggiornamento, per conformità, della propria legislazione, che resta modellata essenzialmente sulle direttive del 1959 e 1966.

In un precedente capitolo si è fatto notare che questo mancato aggiornamento dà luogo ad inconvenienti per la difformità esistente tra il dettato delle più recenti direttive e il testo della normativa vigente. Ciò obbliga l'operatore nucleare e colui che impiega radiazioni e radioisotopi ad una sorta di doppio compito: in primis, l'osservanza della normativa vigente che non può esser disattesa anche se di vecchia data; e in aggiunta, un'opportuna considerazione dei contenuti tecnici delle più recenti direttive comunitarie. Queste costituiscono infatti il presente "stato dell'arte" e dunque, in conformità ad un principio giuridico generalissimo, non possono esser ignorate.

Conviene per altro far notare che le direttive comunitarie non sono "leggi" dirette al cittadino: esse si rivolgono agli Stati membri della Comunità, i quali sono tenuti a trasferirle (attuazione, recepimento) nell'ordinamento giuridico positivo di ciascun Paese.

A loro volta le direttive comunitarie nacquero e sono state tenute aggiornate facendo riferimento alle "raccomandazioni" che organismi internazionali specializzati esprimono periodicamente in materia di radioprotezione. Tra questi organismi primeggia la International Commission on Radiological Protection (ICRP) che è stata ripetutamente nominata in precedenti capitoli.

Importanti sono anche i rapporti predisposti dalla International Commission on Radiological Units and Measurements (ICRU) in materia dosimetrica, e le serie di pubblicazioni della International Atomic Energy Agency (IAEA), queste ultime rivolte agli sviluppi applicativi delle raccomandazioni della ICRP.

In vari settori è attiva la Nuclear Energy Agency (NEA), emanazione della Organization for Economic Co-operation and Development (OECD); mentre la World Health Organization e lo International Labour Office hanno piuttosto funzioni di fiancheggiamento nello sviluppo di queste materie.

Un posto a parte ha un organismo delle Nazioni Unite denominato United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR) che ha l'obbligo di pubblicare rapporti periodici sullo stato della radioattività ambientale del globo terrestre nonché di passare in rassegna critica le osservazioni scientifiche e gli esperimenti rilevanti per la comprensione e la valutazione degli effetti biologici delle radiazioni. Questo comitato non emana - come è ovvio - raccomandazioni; ma per l'autorevolezza delle sue pubblicazioni agisce da supporto tecnico-scientifico e da termine di riferimento alle organizzazioni internazionali più direttamente rivolte allo sviluppo e regolamentazione della radioprotezione.

Su un piano diverso si collocano le normative tecnico-industriali (particolarmente riguardanti strumenti ed apparecchi) che in Italia sono sviluppate dalla Unificazione Italiana (UNI) e dal Comitato Elettrotecnico Italiano (CEI) in raccordo (e in genere in armonia) con le normative tecniche

internazionali predisposte dalla International Standard Organization (ISO) e dallo International Electrotechnical Institute (IEC). Le norme tecniche UNI non fanno parte delle leggi dello Stato, ma di fatto è opportuno attenersi ad esse perchè hanno valore di "regole di buona tecnica", importante garanzia nel caso di contenzioso. Le norme CEI hanno anch'esse la stessa caratteristica, sanzionata da un'apposita legge che ne stabilisce portata e validità.

Lo ENEA-DISP (Comitato Nazionale per la ricerca e per lo sviluppo dell'Energia Nucleare e delle Energie Alternative - Direzione Sicurezza nucleare e Protezione sanitaria) emana dal 1975 Guide Tecniche su vari argomenti, alcune delle quali sono di interesse per la radioprotezione. La Guida tecnica è un documento regolamentare nel quale lo ENEA-DISP stabilisce i criteri e le metodologie con cui intende svolgere la sua azione di controllo (vigilanza) e che definisce le procedure di attuazione delle disposizioni di legge. In qualche caso la Guida potrà aver carattere di semplice "raccomandazione" per la preparazione da parte del richiedente di documenti necessari per l'autorizzazione. La Guida tecnica n. 1 riguarda la documentazione da predisporre relativa al sito e all'impianto nucleare. La Guida tecnica n. 26 riguarda la gestione tecnica dei rifiuti radioattivi.

La figura 1 rappresenta in uno schema a blocchi le principali istituzioni internazionali che sono attive nel campo della radioprotezione.

Di altro genere sono le Associazioni che riuniscono per scopi scientifici professionali gli esperti di radioprotezione di un determinato Paese, come ad esempio l'Associazione Italiana di Protezione contro le Radiazioni (AIRP) affiliata alla International Radiation Protection Association (IRPA) che cura l'interconnessione delle varie Società a livello mondiale.

Interessa anche ricordare - a conclusione di questi cenni sulle istituzioni che provvedono alla formazione dei

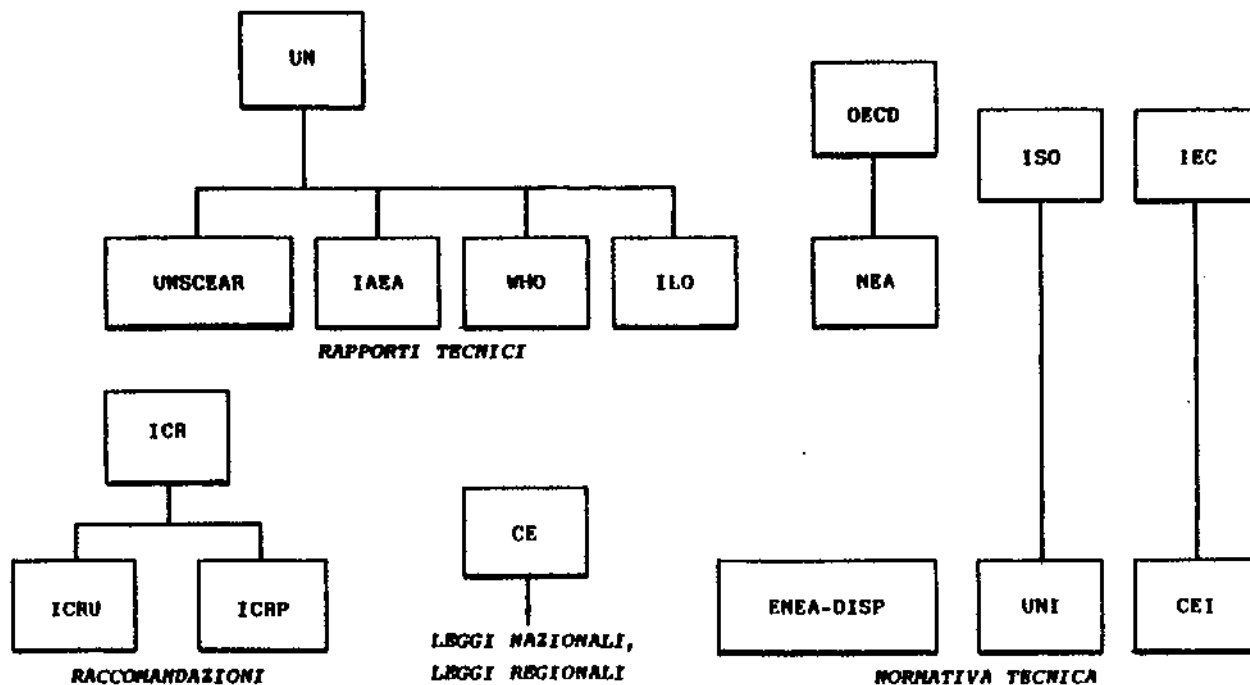


Figura 1. Istituzioni internazionali e sovranazionali (CE) che sono attive nel campo della radioprotezione (raccomandazioni, direttive, guide tecniche, ecc.). La spiegazione delle sigle si trova nel testo; ICR: International Congress of Radiology.

contenuti della normativa - le prescrizioni autorizzative che si ritrovano sia negli atti concernenti gli impianti nucleari, sia negli atti riguardanti l'impiego delle radiazioni e dei radioisotopi sia negli atti relativi a scarichi e depositi di rifiuti radioattivi. Le prescrizioni autorizzative sono un insieme di limiti e di condizioni che l'autorità competente inserisce nell'atto di autorizzazione o di nulla osta (di cui ai vari casi esaminati in successivo paragrafo) o, in taluni casi, di concessione, con l'obbligo del rispetto dei loro contenuti. Com'è intuitivo, una prescrizione è quasi sempre più stringente, più limitante e puntuale del dettato di legge.

Si chiamano prescrizioni tecniche ai sensi del DPR 185/1964 l'insieme dei limiti e delle condizioni concernenti i dati e i parametri relativi alle caratteristiche e al funzionamento di un impianto nucleare, di rilievo per la sicurezza nucleare e per la protezione sanitaria. La stessa locuzione è applicabile anche alle attività con radiazioni diverse dall'esercizio degli impianti nucleari.

Tabella 1. Nomenclatura generale riguardante la normativa

categoria	fonte
. raccomandazioni internazionali	ICRP
. direttive agli Stati membri	CE
. leggi e decreti	Stato e Regioni
. circolari ministeriali	Ministeri
. regolamentazione emanata dagli organi di vigilanza	ENEA-DISP, SSN
. norme tecnico-industriali	UNI, CEI
. prescrizioni autorizzative	autorità competente
. prescrizioni tecniche	autorità comp.

La Tabella 1 elenca termini e nomenclatura riguardanti la normativa.

FUNZIONI DELLE AUTORITA' COMPETENTI

E' funzione dello Stato, attraverso le istituzioni e le strutture competenti, provvedere a quanto segue:

- formare ed adeguare la legislazione mediante la "legge quadro" (nel nostro caso, il DPR 185/1964 e l'attesa sua revisione) e le leggi e i decreti "in cascata", vale a dire previsti nella legge quadro per determinati argomenti e settori;
- aggiornare periodicamente taluni elementi procedurali della legislazione (in funzione della esperienza acquisita), ed aggiornare i valori numerici in essa contenuti, che debbono essere allineati con le conoscenze tecniche e scientifiche in sviluppo;
- rilasciare le autorizzazioni (con eventuali prescrizioni) su richiesta degli operatori e secondo quanto previsto dalla legislazione, predisponendo strutture pubbliche di analisi e riscontro per esaminare le richieste e istruire le pratiche; lo ENEA-DISP è una di queste strutture, la più importante nel campo degli impianti nucleari;
- fissare - nei casi opportuni - i limiti derivati autorizzati in materia di scarichi (formula di scarico, vedi precedente capitolo) e di esposizione di gruppi particolari di popolazione;
- effettuare i controlli della radioattività ambientale sul territorio nazionale a scopo confermativo e documentario, nonché a scopo sanitario in particolari condizioni e circostanze (fallout di test nucleari sperimentali, incidenti gravi);
- predisporre e aggiornare il piano di emergenza esterna per ogni impianto nucleare, in base ai presupposti tecnici forniti dall' esercente;
- stabilire i limiti di dose collettiva da determinate sorgenti;

- eseguire la stima periodica della dose genetica alla popolazione;
- effettuare valutazioni di "giustificazione" di talune attività e/o pratiche in uso o proposte per introduzione, anche sulla base di perizie tecnico-sanitarie predisposte dagli organismi di vigilanza;
- effettuare valutazioni e suggerimenti in ordine all'applicazione del principio di "ottimizzazione", onde favorire una certa uniformità dei valori dei parametri utilizzati;
- provvedere alla vigilanza sulle attività e imprese con rischio di radiazioni e/o con presenza di radioisotopi, mediante le istruttorie che precedono gli atti amministrativi (autorizzazioni), mediante sopralluoghi, ispezioni e riscontri delle prescrizioni in corso di esercizio.

Della vigilanza si è già parlato in precedente capitolo, facendo osservare tra l'altro che essa è svolta, in Italia, da diversi organismi e strutture, con qualche duplicazione e qualche appesantimento operativo. Anche nel campo dei controlli della radioattività esistono ridondanze (controlli regionali, di comprensorio) rispetto al dispositivo di controllo gestito dalle autorità centrali e regionali. Talune duplicazioni e quasi sovrapposizioni sono prudenti ed utili, altre disturbano l'operatività, fanno sorgere nella gente comune il sospetto di pericolo là dove non vi sono che insignificanti rischi, dissipano risorse altrimenti destinabili considerando il quadro generale dei bisogni della società. La figura 2 mostra in uno schema a blocchi le strutture pubbliche che esercitano la vigilanza nelle varie forme.

OBBLIGHI DEGLI ESERCENTI E DEGLI UTILIZZATORI

La responsabilità primaria della radioprotezione risiede in chi mette in opera le attività con rischio di radiazioni, cioè negli esercenti, negli utilizzatori, nei

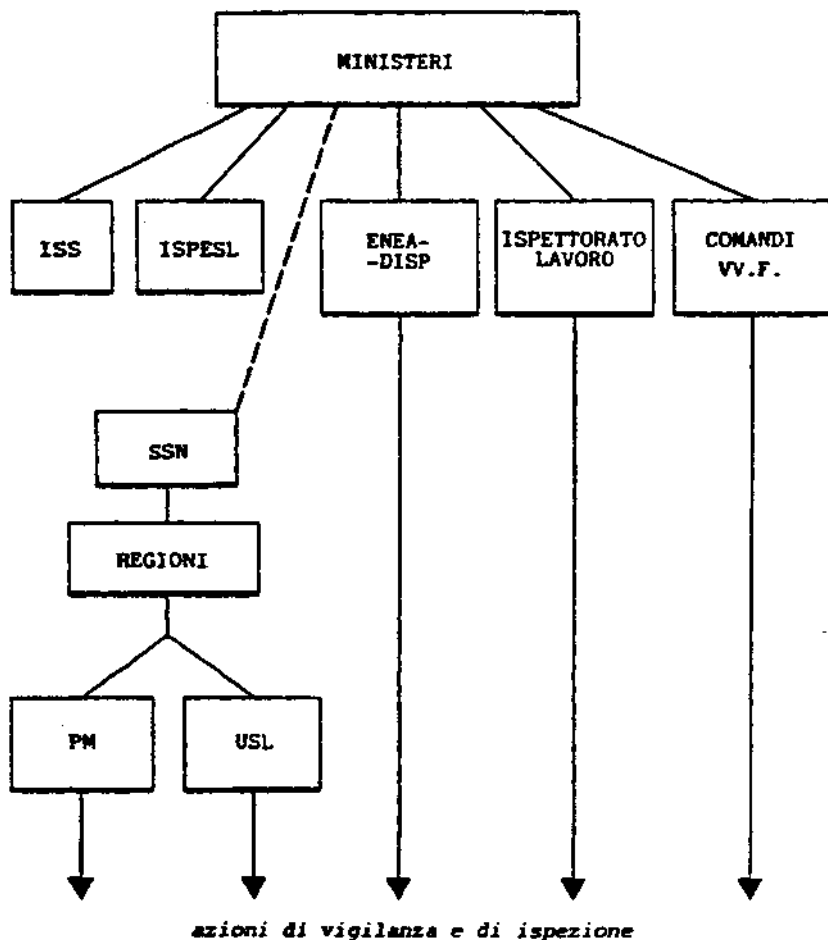


Figura 2. Schema a blocchi che mostra le strutture pubbliche con compiti di vigilanza sulla radioprotezione, ciascuna nell'ambito fissato dalla legge. Sigle: ISS, Istituto Superiore di Sanità; ISPESL, Istituto Superiore Prevenzione e Sicurezza del Lavoro; VV.F., Vigili del fuoco; SSN, Servizio Sanitario Nazionale; PM, Presidi multizonali; USL, Unità Sanitarie Locali.

datori di lavoro e nei dirigenti.

E' dovere degli esercenti e degli utilizzatori provvedere a quanto prescritto dalla legge ed in particolare di essere in regola sui punti seguenti:

- richiedere ed ottenere le varie autorizzazioni previste dalla normativa (autorizzazione a costruire e ad esercire un impianto nucleare; ad impiegare radiazioni e radioisotopi; a trasportare materie radioattive; a smaltire rifiuti radioattivi, ecc.);
- osservare le prescrizioni allegate alle autorizzazioni;
- assicurare la sorveglianza fisica della protezione e la sorveglianza medica dei lavoratori;
- più genericamente, garantire la protezione sanitaria dei lavoratori e delle popolazioni in tutte le situazioni che rientrino nel campo di applicazione della legge: ciò avviene allorchè siano raggiunti o superati determinati valori - piuttosto piccoli - fissati dalla normativa per le sostanze radioattive e per le macchine radiogene.

Per avere un quadro più completo degli obblighi dei datori di lavoro (e dei dirigenti) si veda la tabella 2, ricavata dal DPR 185/1964. Simmetricamente, nella tabella 3, che ha la stessa fonte, si leggono gli obblighi dei lavoratori.

ESPERTO QUALIFICATO E MEDICO AUTORIZZATO

In qualsiasi azienda o istituzione pubblica o privata con rischio di radiazioni la legge fa carico al datore di lavoro di assicurare la sorveglianza fisica e medica rispettivamente mediante un esperto qualificato e un medico autorizzato.

Tabella 2. Obblighi dei datori di lavoro e dei dirigenti

(obblighi generali)

- . Attuazione delle cautele di protezione e di sicurezza.
- . Predisposizione di adeguate norme interne agli ambienti di lavoro.
- . Esposizione, o comunque disponibilità per consultazione, di dette norme interne nei luoghi frequentati dai lavoratori.
- . Fornitura ai lavoratori dipendenti dell'azienda o dipendenti da terzi o autonomi, ma con compiti aziendali, dei necessari mezzi di protezione.
- . Fornitura ai lavoratori dipendenti dell'azienda o dipendenti da terzi o autonomi, ma con compiti aziendali, dei necessari mezzi di sorveglianza dosimetrica.
- . Illustrazione ai lavoratori dipendenti dell'azienda o dipendenti da terzi o autonomi, ma con compiti aziendali, di quanto segue:
 - rischi specifici a cui sono esposti;
 - modalità di esecuzione del lavoro;
 - norme interne di protezione;
 - norme generali e specifiche di protezione;
 - importanza di attenersi alle prescrizioni mediche.
- . Richiesta ai singoli lavoratori di quanto segue:
 - osservanza delle modalità di esecuzione del lavoro;
 - osservanza delle norme interne di protezione;
 - utilizzazione dei mezzi di protezione.
- . Delimitazione e segnalazione delle zone controllate mediante applicazione di appositi contrassegni.
- . Comunicazione ai lavoratori autonomi o dipendenti da terzi, ma con compiti aziendali, della dose assorbita, all'atto del loro allontanamento dai luoghi con rischio di radiazioni.
- . Non adibire i minori di anni 18 e le donne gestanti alle mansioni proprie dei lavoratori esposti alle radiazioni; nè le donne che allattano al seno ai lavori comportanti rischi di contaminazione e di irradiazione elevata.

(segue)

Tabella 2. continuazione

- . Limitazione dell'esposizione dei lavoratori alle radiazioni ionizzanti.
- . Provvedimenti idonei per evitare il superamento nei lavoratori delle dosi massime ammissibili.
- . Provvedimenti idonei per evitare il superamento nei lavoratori delle dosi massime accumulabili.
- . Provvedimenti idonei per evitare il superamento nei lavoratori della dose massima per intervallo di tempo.
- . Provvedimenti idonei a garantire il non superamento delle concentrazioni massime ammissibili.
- . Rispetto dei criteri di computo delle dosi in irradiazioni eccezionali.

(sorveglianza dei lavoratori)

- . Assicurare la sorveglianza fisica della protezione e la sorveglianza medica dei lavoratori.
- . Comunicare all'Ispettorato medico centrale del lavoro i nominativi degli esperti qualificati e dei medici autorizzati prescelti.
- . Fornitura all'esperto qualificato di mezzi e condizioni necessari all'espletamento dei propri compiti.
- . Ordine di servizio che stabilisca la frequenza delle valutazioni dell'esperto, in base alle indicazioni fornite dallo stesso esperto.
- . Provvedere affinché l'esperto qualificato istituisca, tenga aggiornati e conservi i documenti previsti dalla normativa.
- . Consegna di tali documenti all'Ispettorato medico centrale del lavoro in caso di cessazione dell'impresa prima del compimento dei servizi fissati dalla normativa.
- . Provvedere affinché i lavoratori siano sottoposti a visita medica da parte del medico autorizzato, prima di esser destinati ad attività che li esponga professionalmente alle radiazioni ionizzanti, nonché in seguito provvedere a controlli periodici.

(segue)

Tabella 2. continuazione

- . Rendere edotto il medico autorizzato, all'atto della visita medica, della destinazione e dei rischi dei lavoratori.
- . Non adibire ad attività che esponga professionalmente alle radiazioni ionizzanti i lavoratori risultati non idonei alla visita medica.
- . Disporre la prosecuzione della sorveglianza medica, per il tempo ritenuto opportuno dal medico autorizzato, dei lavoratori trasferiti ad attività che non espongano professionalmente ai rischi di radiazioni.
- . Provvedere affinché il medico autorizzato fornisca al lavoratore eventuali indicazioni mediche, nel caso di cessazione del rapporto di lavoro.
- . Ricorrere a lavoratori indicati dal medico autorizzato per le operazioni che comportano rischio di irradiazione eccezionale concordata.
- . Provvedere affinché i lavoratori che hanno subito una contaminazione, siano sottoposti a decontaminazione.
- . Provvedere affinché i lavoratori che hanno subito una contaminazione accidentale o una irradiazione elevata siano sottoposti a visita e sorveglianza medica eccezionale.

(sorveglianza della popolazione)

- . Disporre le misure necessarie al fine di evitare che la popolazione sia esposta al rischio di assorbire dosi di radiazioni superiori alle dosi massime ammissibili e che l'aria e le acque potabili siano contaminate con sostanze radioattive per valori superiori alle concentrazioni massime ammissibili.
- . Prendere tutti i provvedimenti per eliminare il pericolo di ulteriori contaminazioni e di danno alle persone, qualora nelle operazioni con sostanze radioattive si verifichi una contaminazione dell'ambiente.
- . Disporre le misure necessarie affinché la raccolta, l'allontanamento e lo smaltimento dei rifiuti radioattivi

(segue)

Tabella 2. continuazione

solidi, liquidi o gassosi avvengano in modo da evitare pericolo o danno diretto o indiretto agli individui e alla popolazione.

- . Predisporre gli opportuni mezzi di rilevamento e di sorveglianza riguardanti lo smaltimento dei rifiuti radioattivi atti ad assicurare il rispetto delle disposizioni della normativa.
- . Registrare e comunicare, se richiesti, alla struttura competente del SSN, all'ispettorato del lavoro e allo ENEA-DISP i risultati dei rilevamenti.
- . Informare immediatamente il Prefetto e la struttura competente del SSN di ogni evento che possa comportare rilevante contaminazione dell'aria, delle acque e del suolo di zone non controllate, verificatosi nel corso di operazioni di impiego delle sostanze radioattive e di quelle relative alla raccolta, all'allontanamento ed allo smaltimento di rifiuti radioattivi; nelle medesime eventualità prendere tutte le misure atte a ridurre al minimo possibile la contaminazione radioattiva delle zone non controllate, ad evitare pericolo o danno indiretto per gli individui e per la popolazione, e ad osservare le eventuali disposizioni impartite dalla struttura competente del SSN.
- . Provvedere alla sorveglianza fisica sulle zone sorvegliate.

La presentazione di queste figure tipiche dell'ordinamento di radioprotezione è già stata fatta in precedente capitolo (sistema dei controlli). In questa sede è opportuno riportare, mediante le tabelle 4 e 5, l'elenco delle mansioni attribuite per legge all'esperto qualificato e al medico autorizzato (DPR 185/1964). Queste mansioni non sono rinunciabili da parte dell'esperto e del medico né sono revocabili da parte del datore di lavoro.

Tabella 3. Obblighi dei lavoratori

- . Rispetto delle norme del Capo VIII del DPR 185/1964.
- . Rispetto delle disposizioni impartite dal datore di lavoro o dai suoi incaricati ai fini della protezione e sicurezza.
- . Uso accurato e corretto dei dispositivi di sicurezza, dei mezzi di protezione, dei mezzi di sorveglianza dosimetrica.
- . Segnalazione delle deficienze dei detti dispositivi e mezzi.
- . Segnalazione delle eventuali situazioni di pericolo di cui vengano a conoscenza.
- . Non rimuovere né modificare dispositivi, mezzi di sicurezza, di segnalazione, di protezione, di misurazione.
- . Non compiere operazioni o manovre non di competenza o che possono compromettere la protezione o la sicurezza.
- . Da parte delle lavoratrici: notificazione al datore di lavoro dello stato di gestazione.

Ad esse possono aggiungersi - e di fatto si aggiungono - altre mansioni affidate per incarico dal datore di lavoro all'esperto oppure al medico, se questi sono d'accordo, riguardanti l'esecuzione di vari adempimenti tecnici e la preparazione di vari adempimenti amministrativi dei quali la legge fa carico al datore di lavoro.

AUTORIZZAZIONI, DENUNCE, COMUNICAZIONI

1. Miniere

Il permesso di ricerca e la concessione di coltivazione sono regolati dalla legge 1443/1927. Il DPR 185/1964, assorbendo precedenti norme di polizia delle miniere e delle

Tabella 4. Mansioni attribuite per legge all' esperto qualificato

- . Effettuazione della delimitazione delle zone controllate e applicazione dei relativi contrassegni.
- . Effettuazione dell'esame e del controllo dei dispositivi di protezione.
- . Esame preventivo dei progetti di impianti che comportano pericoli di irradiazioni e della loro ubicazione nello stabilimento.
- . Esame preventivo delle modifiche agli impianti stessi le quali implicano sostanziali trasformazioni delle condizioni, dell'uso e della pericolosità della sorgente, e rilascio del relativo benessere.
- . Prima verifica di nuovi impianti.
- . Prima verifica delle sostanziali modifiche apportate agli stessi.
- . Controllo dell'efficacia dei dispositivi tecnici di protezione.
- . Controllo delle buone condizioni di funzionamento degli strumenti protezionistici di misura e del loro impiego corretto.
- . Valutazione dell'esposizione nei luoghi in cui sussista il rischio da radiazioni.
- . Determinazione della dose di esposizione, della dose misurata in aria o del flusso.
- . Valutazione delle contaminazioni, nonché la determinazione della loro attività e concentrazione volumetrica e superficiale.
- . Valutazione della dose individuale, assorbita dai lavoratori professionalmente od occasionalmente esposti, effettuata su tutto l'organismo e su parti di esso, secondo le modalità di irradiazione.
- . Raccolta e conservazione dei documenti relativi alla sorveglianza fisica.

Tabella 5. Mansioni attribuite per legge al medico autorizzato

- . Studio dei rischi professionali connessi alla destinazione lavorativa.
- . Scelta e programmazione di opportune indagini specialistiche e di laboratorio, atte a valutare lo stato degli organi che possano essere maggiormente danneggiati dalle radiazioni.
- . Visite mediche preventive; periodiche e straordinarie; eccezionali, in caso di contaminazioni o irradiazioni accidentali di grado elevato.
- . Formulazione del giudizio sull'idoneità al lavoro specifico con rischio da radiazioni.
- . Prosecuzione della sorveglianza, durante il periodo giudicato più opportuno, sul personale trasferito ad attività senza rischio da radiazioni.
- . Indicazioni al lavoratore, in caso di cessazione del rapporto di lavoro, delle eventuali prescrizioni mediche da osservare.
- . Indicazioni al datore di lavoro del personale che può essere adibito ad operazioni con rischio di irradiazione eccezionale concordata.
- . Consulenza al datore di lavoro per la predisposizione di tempestivi provvedimenti sanitari di decontaminazione.
- . Trattamenti terapeutici d'urgenza, controllo clinico, scelta e programmazione degli esami necessari in caso di contaminazioni o irradiazioni accidentali di grado elevato.
- . Decisioni sull'eventuale allontanamento o isolamento del lavoratore accidentalmente irradiato o contaminato.
- . Segnalazioni, in caso di sorveglianza medica eccezionale, al competente Ispettorato del lavoro e alla competente struttura del SSN, e tempestiva notifica al datore di lavoro, al fine dei relativi adempimenti.

(segue)

Tabella 5. (continuazione)

- . Notifica tempestiva al datore di lavoro dei casi di malattie professionali da radiazioni, al fine dei relativi adempimenti di competenza.
- . Istituzione, aggiornamento e conservazione di un documento sanitario personale, per ciascun lavoratore sottoposto a sorveglianza medica, contenente tutti i pertinenti dati di carattere clinico, lavorativo, dosimetrico.
- . Consegna all'Ispettorato medico centrale del lavoro dei predetti documenti sanitari, in caso di cessazione dell'impresa o di risoluzione del rapporto di lavoro.

cave del 1959, aggiunge a quanto previsto nella legge 1443 una serie di obblighi in materia di radioprotezione, che non differiscono, nella sostanza, da quelli che lo stesso DPR enuncia in altri capitoli per altre attività industriali.

La trattazione separata dell'argomento nel DPR è derivata dall'opportunità di evidenziare e raccogliere in uno speciale capitolo ciò che riguarda l'attività mineraria. Non è specificamente trattato l'argomento dei residui di miniera e dei rifiuti radioattivi, e questo non giova all'applicazione corretta della radioprotezione in questo campo (vedi oltre).

2. Fabbricazione del combustibile nucleare

Gli impianti per la preparazione e per la fabbricazione delle materie fissili speciali e dei combustibili nucleari seguono la procedura autorizzativa per l'ubicazione, la costruzione e l'esercizio che saranno illustrate per gli impianti nucleari di potenza. Ciò vale anche per lo smaltimento dei rifiuti, per il controllo dell'attività nell'ambiente circostante all'impianto e per la predisposizione del piano di

emergenza esterna.

3. Impianti nucleari di potenza

Si tratta di reattori nucleari aventi per scopo l'utilizzazione dell'energia o delle materie fissili prodotte a fini industriali-elettrici. Data la vastità dell'argomento, è necessario esaminare separatamente gli adempimenti legislativi delle varie fasi di realizzazione e di esercizio dell'impianto.

3.1. La localizzazione dell'impianto. Una volta che la Regione abbia indicato le aree per la localizzazione (vedi figura 3), il Ministero dell'Industria autorizza lo ENEL alle indagini sul terreno necessarie per l'accertamento dell'idoneità tecnica delle aree stesse e per la determinazione del luogo (sito) ove collocare la centrale. In precedente capitolo è già stato discusso questo argomento.

Entro 12 mesi da questa prima autorizzazione di accesso alle aree (vedi figura 4), lo ENEL trasmette al Ministero dell'Industria e allo ENEA-DISP un rapporto sulle caratteristiche tecniche e ambientali delle aree esaminate. Lo ENEA-DISP ha 8 mesi per fornire al Ministero e alle Regioni interessate il proprio parere sull'idoneità dei siti proposti.

Il parere dello ENEA-DISP viene elaborato sulla base del parere della Commissione Tecnica per la sicurezza nucleare e per la protezione sanitaria dello ENEA, che tiene conto delle osservazioni dei Ministeri dell'Interno, del Lavoro, della Sanità e di altri ancora.

3.2. La costruzione della centrale. A localizzazione avvenuta, lo ENEL predispone il progetto di massima della centrale e delle infrastrutture, l'analisi preliminare di sicurezza e di protezione (con riferimento ai tempi di progettazione, di costruzione e di esercizio dell'impianto) e trasmette tale documentazione al Ministero dell'Industria e allo ENEA-DISP per istruttoria ed approvazione. Ottenuto il parere positivo

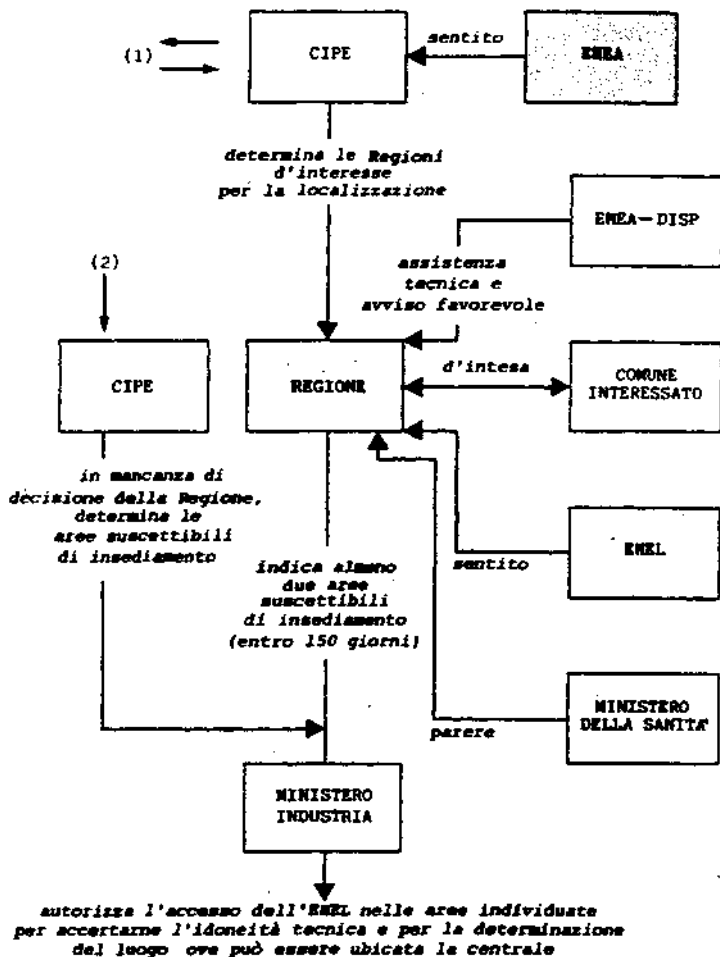


Figura 3. Procedura per l'autorizzazione alle indagini tecniche per la localizzazione di un impianto elettronucleare; (1) d'intesa con la Commissione consultiva interregionale; (2) su proposta del Ministero dell'Industria, di concerto con il Ministero del Bilancio. In questa e nelle successive figure gli stadi o "blocchi" che interessano più specificamente la sicurezza nucleare e/o la radioprotezione sono retinati.

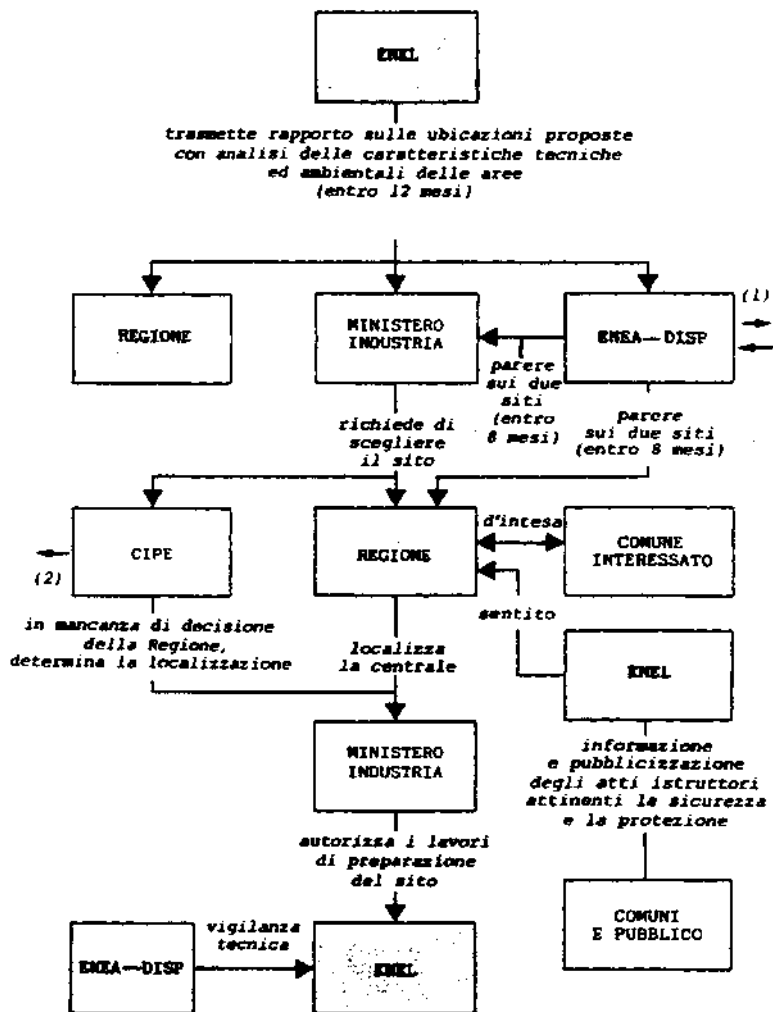


Figura 4. Procedura per l'autorizzazione dei lavori di preparazione del sito di un impianto elettronucleare; (1) ENEA-DISP prepara relazione tecnica che il Ministero dell'Industria invia ai Ministeri dell'Interno, Lavoro, Sanità, Beni Culturali e Ambientali, Marina Mercantile, Lavori Pubblici; questi esprimono parere e lo inviano a ENEA-DISP, che su di essi raccoglie parere della Commissione Tecnica ENEA; (2) CIPE notifica il suo intervento alla Regione e ai Comuni.

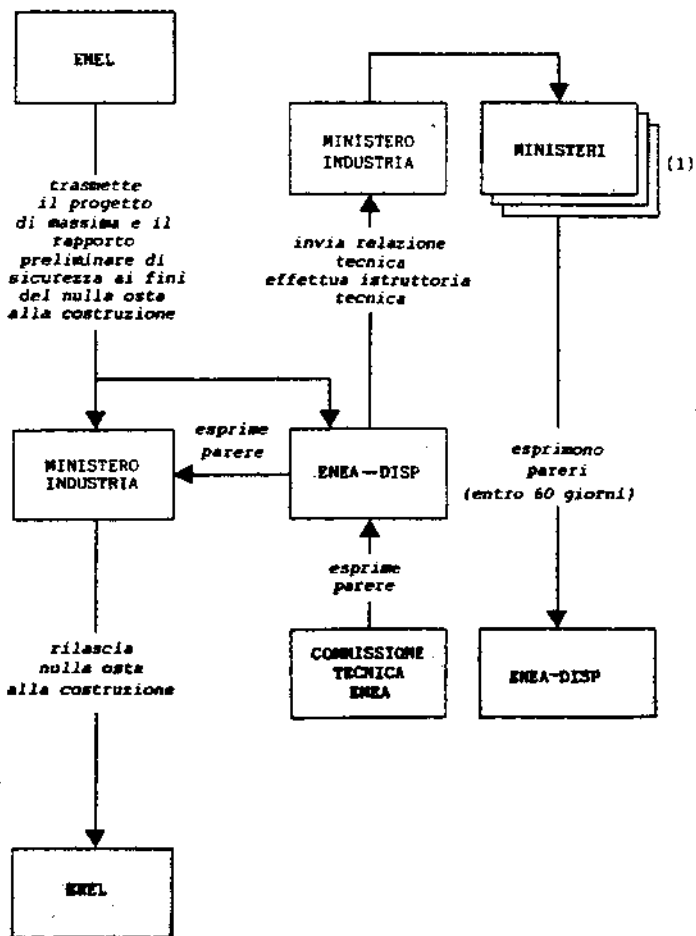


Figura 5. Procedura per il nulla osta alla costruzione di un impianto elettronucleare; (1) Ministeri dell'Interno, Lavoro, Sanità, Beni Culturali e Ambientali.

dello ENEA-DISP (elaborato con procedura analoga a quella seguita per la localizzazione) il Ministero rilascia l'autorizzazione e il nulla osta alla costruzione. Lo schema a blocchi di figura 5 illustra questi stadi e passaggi.

Si tenga altresì presente che l'autorizzazione edilizia per l'apertura del cantiere e la costruzione degli edifici deve esser concessa dal Comune sul cui territorio viene collocato l'impianto.

3.3 Prove e licenza di esercizio. Allorchè la costruzione è avviata, la legge prevede procedure particolari per l'approvazione dei progetti particolareggiati, per i programmi di prove non nucleari e nucleari, e poi per l'approvazione di queste stesse prove. Si vedano in proposito i diagrammi a blocchi delle figure 6 e 7.

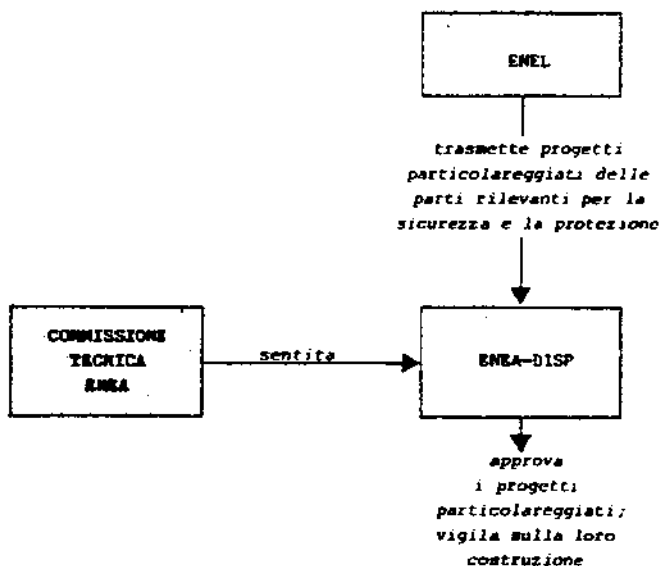


Figura 6. Procedura per l'approvazione dei progetti particolareggiati, nel corso della costruzione di un impianto elettro-nucleare.

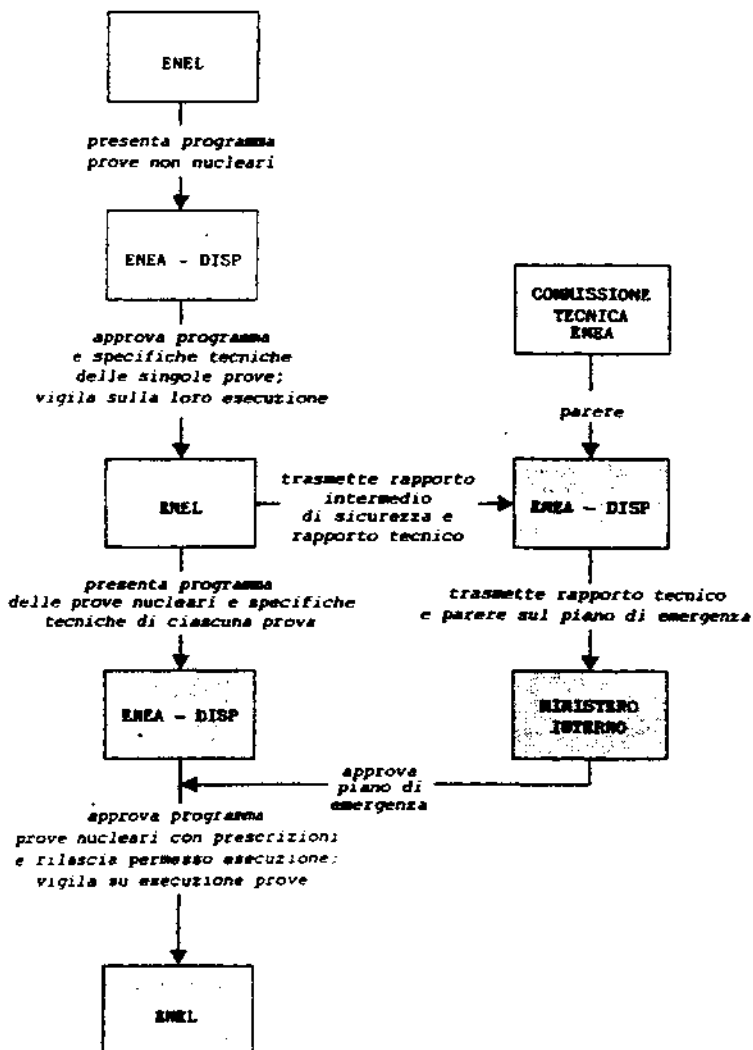


Figura 7. Procedura per l'approvazione delle prove non nucleari e nucleari, nel corso della costruzione d'un impianto elettronucleare. Vedi figura 9 per le procedure inerenti al piano d'emergenza.

Superate le prove nucleari comincia l'ultima fase, rivolta all'ottenimento della licenza di esercizio della centrale. Il diagramma a blocchi di figura 8 illustra questa parte finale dell'intera procedura. La licenza di esercizio include anche l'autorizzazione all'immagazzinamento e/o al deposito in loco di rifiuti solidi nonché la formula di scarico degli effluenti liquidi e gassosi radioattivi.

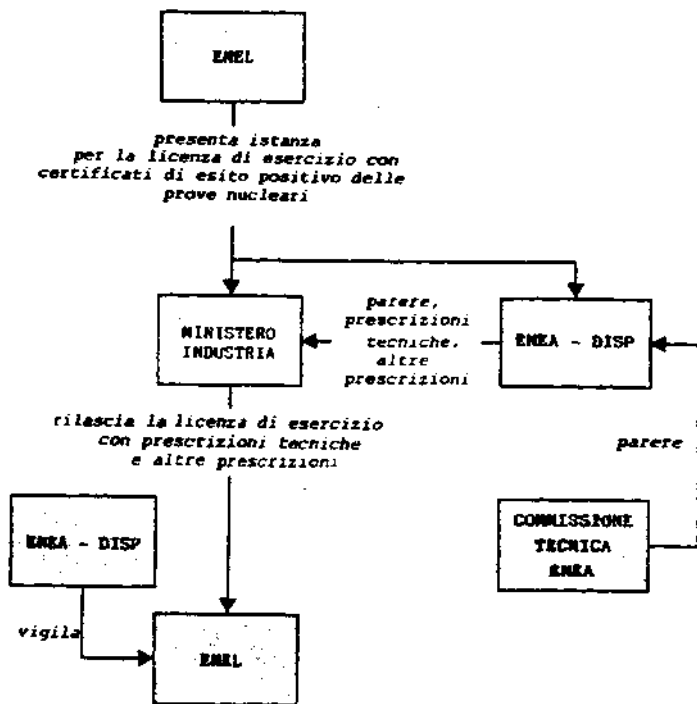


Figura 8. Procedura per l'ottenimento della licenza di esercizio di un impianto elettronucleare.

Una procedura a parte deve intanto esser stata iniziata e conclusa per l'approvazione del piano di emergenza

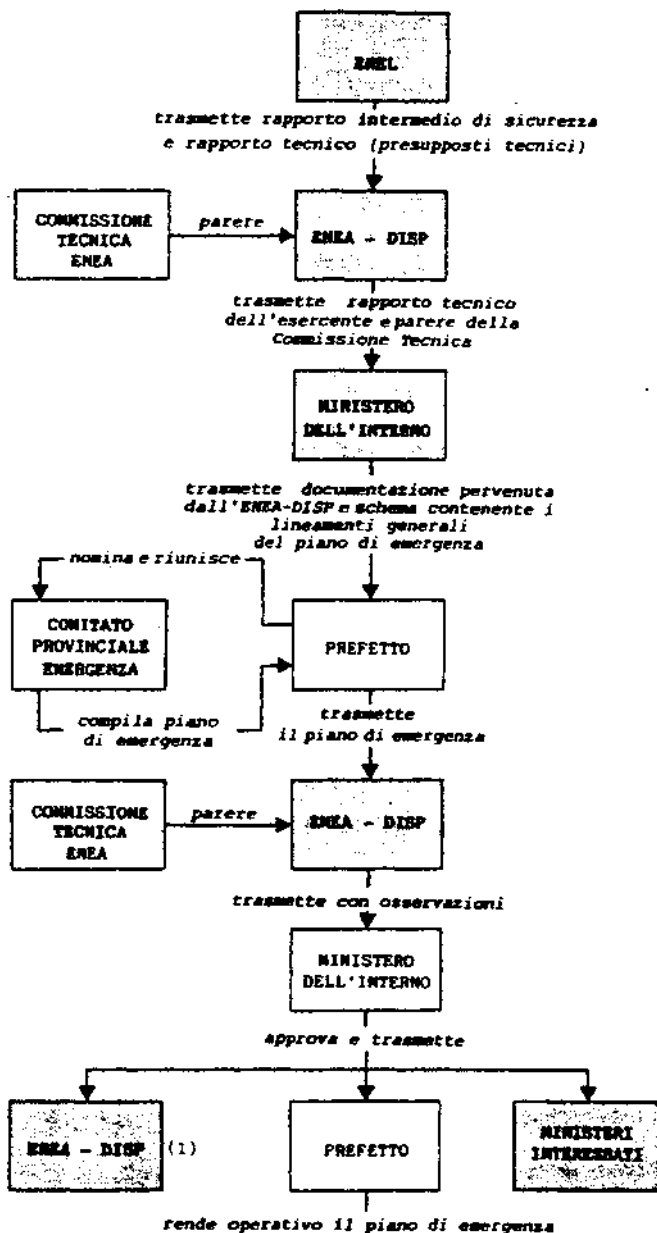


Figura 9. Procedura per la compilazione e trasmissione del piano di emergenza per un impianto elettronucleare. (1) Lo ENEA-DISP inoltra il piano alla Comunità Europea per gli adempimenti previsti.

esterna: di questo argomento è stato detto in un precedente capitolo, a cui si rimanda; qui si illustrano, con il diagramma a blocchi di figura 9, le procedure inerenti alla formazione del piano.

3.4. Commissione Tecnica dello ENEA. E' stata menzionata la Commissione Tecnica dello ENEA, prevista dal DPR 185/1964: conviene presentarne la composizione e le finalità (tabella 6),

Tabella 6. Alcune informazioni sulla Commissione Tecnica dello ENEA e sulla sua composizione

- . La Commissione Tecnica esprime il proprio parere:
 - nei casi previsti dalla legge;
 - su richiesta delle Amministrazioni.
- . E' composta da:
 - 10 membri designati dalle Amministrazioni (Interno, Industria, Lavoro, Lavori Pubblici, Sanità);
 - 2 membri designati dal Ministero della Marina Mercantile, per determinati impianti;
 - 4 membri designati dallo ENEA;
 - può essere integrata con esperti designati da altre Amministrazioni (p. es. designati da Regioni).
- . E' presieduta da un consigliere di amministrazione dello ENEA.
- . Costituisce un momento di confronto delle istanze di sicurezza e protezione delle diverse Amministrazioni e assicura organicità alle posizioni espresse in materia di sicurezza e protezione.
- . Ha sede presso lo ENEA.
- . Si è riunita 388 volte, dal 1965 al 1985, e ha emesso 723 pareri tecnici.
- . I pareri sono stati sinora presi all'unanimità

i casi previsti dalla legge per i quali è richiesto il suo "parere" (tabella 7) e le modalità di formazione d'un parere-tipo (tabella 8).

4. Impianti nucleari di ricerca

Si tratta di reattori nucleari in cui l'energia o le materie fissili prodotte non sono utilizzate a fini industriali. Procedure ed obblighi per l'autorizzazione sono uguali a quelli dei reattori di potenza nel caso di reattori che abbiano potenza ≥ 100 kW termici, ma la documentazione da allegare per ottenere l'autorizzazione è meno dettagliata. Smaltimento dei rifiuti, controlli dell'attività nell'ambiente

Tabella 7. Casi previsti dalla legge per i quali è richiesto parere della Commissione Tecnica dello ENEA

- . Reattori nucleari, impianti di fabbricazione del combustibile e di materie fissili speciali e impianti per il ritrattamento del combustibile irraggiato:
 - idoneità del sito;
 - nulla osta alla costruzione;
 - progetti particolareggiati di costruzione;
 - prove nucleari;
 - regolamento di esercizio;
 - licenza di esercizio.
- . Reattori di ricerca (potenza superiore a 100 kW termici):
 - autorizzazione.
- . Depositi di combustibile irraggiato:
 - autorizzazione.
- . Piani di emergenza:
 - presupposti tecnici;
 - piano compilato dal Comitato Provinciale.

e piano di emergenza esterna seguono le procedure indicate per i reattori di potenza.

Per i piccoli reattori di ricerca, che abbiano potenza

< 100 kW, il rilascio dell'autorizzazione alla costruzione avviene, con procedura semplificata, da parte del Ministero dell'Industria: questo richiede parere allo ENEA-DISP, che lo rilascia sentita la Commissione Tecnica.

Tabella 8. Schema di preparazione d'un parere da parte della Commissione Tecnica dello ENEA

- . Richiesta dello ENEA-DISP alla Commissione Tecnica.
- . La Commissione nomina tra i propri membri il Gruppo di lavoro Referente, eventualmente integrato da esperti esterni.
- . La DISP raccoglie e mette a punto gli atti che includono: la documentazione di base, i commenti e le proposte di prescrizioni tecniche.
- . Il Gruppo Referente si incontra con i funzionari della DISP per l'esame degli atti.
- . Il Gruppo Referente si riunisce per predisporre:
 - la relazione di sicurezza nucleare;
 - la relazione di protezione sanitaria.
- . La DISP e il Gruppo Referente presentano rispettivamente gli atti e le proprie relazioni in Commissione Tecnica.
- . La Commissione Tecnica procede alla discussione generale ed esamina la bozza di parere.
- . La Commissione Tecnica approva il parere con eventuali emendamenti.
- . Il parere approvato è trasmesso al Presidente dello ENEA.

5. Impianti di riprocessamento

Si tratta di impianti per il trattamento di materiali contenenti combustibili nucleari irradiati.

La procedura di autorizzazione di questi impianti è

simile a quella delle centrali: istruttoria tecnica sulla ubicazione e sulle caratteristiche dell'impianto, nulla osta alla costruzione, approvazione dei progetti particolareggiati, approvazione delle prove, licenza di esercizio (comprensiva di autorizzazione al deposito di rifiuti solidi e di formula di scarico per effluenti liquidi e aeriformi).

6. Impianti speciali

Sono comunemente detti impianti speciali destinati a scopo industriale o di ricerca scientifica quegli impianti che contengono importanti sorgenti radioattive oppure macchine radiogene di notevole potenza, i quali non siano considerati in altre disposizioni del DPR 185/1964.

Si tratta per esempio degli impianti industriali di irraggiamento (10^5 - 10^6 Ci, cioè 3700-37000 TBq), degli acceleratori di particelle, ecc. Anche gli impianti di smaltimento definitivo dei rifiuti solidi radioattivi fanno parte degli impianti speciali.

L'autorizzazione è concessa dal Ministero dell'Industria di concerto coi Ministeri dell'Interno, del Lavoro e della Sanità, sentito lo ENEA-DISP. Nel decreto di autorizzazione possono essere inserite prescrizioni, sull'osservanza delle quali lo ENEA-DISP effettua la vigilanza.

Il richiedente deve preparare un rapporto di sicurezza e protezione adeguato alle caratteristiche dell'installazione di cui chiede l'autorizzazione.

7. Detenzione di sostanze radioattive

7.1 Detenzione senza impiego. La regolamentazione vigente prevede la richiesta, in determinati casi, di nulla osta alla struttura competente del Servizio Sanitario Nazionale (SSN)

che è subentrata all'antico Ufficio del Medico provinciale (per lo più è la USL, in talune Regioni il Presidio multizonale, in altre gli Uffici regionali).

Inoltre è obbligatoria la denuncia al Ministero dell'Industria (e al Ministero della Pubblica Istruzione per gli istituti universitari) qualora l'attività totale sia superiore ai valori fissati da apposito decreto; a questa denuncia iniziale fanno seguito gli aggiornamenti e l'obbligo di tenuta contabile delle sostanze radioattive.

7.2. Detenzione con impiego. L'utilizzatore deve procurarsi l'autorizzazione pertinente (vedi oltre), deve altresì provvedere alla comunicazione di detenzione alla struttura competente del SSN e in più deve effettuare la denuncia al Ministero dell'Industria e al Ministero della Pubblica Istruzione nei casi e per le attività accennate a 7.1.

7.3. Questa complicata costruzione legislativa della detenzione, con obblighi che si accavallano e si ripetono, può forse esser stata originata dalla diversa finalità di talune obbligazioni (le denunce al Ministero dell'Industria avrebbero fini di riscontro amministrativo, le comunicazioni alle strutture sanitarie avrebbero fini di prevenzione e di protezione).

Ma resta l'auspicio che la prossima revisione della normativa sfoitisca e alleggerisca gli adempimenti formali in materia di detenzione.

8. Commercio di sostanze radioattive

Il commercio di sostanze radioattive è autorizzato dal Ministero dell'Industria e Commercio. In aggiunta, a fini radioprotezionistici, si richiede:

- per gli esercizi che commerciano quantità inferiori a determinati valori e mantengono integri i contenitori di trasporto: nulla osta del Prefetto del luogo ove è collocato

l'esercizio;

- per gli esercizi che commerciano quantità superiori ai detti valori o aprono o comunque manomettono i contenitori di trasporto si richiede il nulla osta del Ministero dell'Industria e Commercio. Il nulla osta riguarda l'idoneità dei locali, delle attrezzature, del personale addetto ed altro ancora. La normativa fa obbligo di trascrizione su apposito registro delle operazioni commerciali effettuate.

9. Impiego di sostanze radioattive

9.1. Istituti universitari di ricerca. La legge 1860/1962 esenta questi istituti dalla autorizzazione del Ministero dell'Industria e Commercio, quando l'impiego è rivolto solamente a scopi scientifici, ma prevede l'autorizzazione di tale Ministero quando l'impiego è per scopi didattici o per scopi medico-sanitari (vedi oltre).

La esenzione suddetta non sottrae gli istituti dal nulla osta prefettizio ai fini della protezione sanitaria, secondo le condizioni fissate dalla legge per questo adempimento.

9.2. Impieghi industriali e agricoli. Il nulla osta a questi impieghi deve esser ottenuto dal Prefetto. È prevista inoltre l'autorizzazione da parte del Ministero dell'Industria e Commercio, che la concede di concerto con altri Ministeri interessati, per i casi in cui l'attività in gioco è superiore a determinati valori (vedi altresì il punto 6.).

9.3. Impieghi per scopi terapeutici e diagnostici. L'autorizzazione a questi impieghi deve esser ottenuta, per tutti i casi, dalla struttura competente del SSN rappresentata per lo più dalla USL, in talune Regioni dal Presidio multizonale, in altre Regioni da Uffici regionali. In aggiunta a questa autorizzazione, l'esercente deve munirsi di autorizzazione del Ministero dell'Industria e Commercio allorché l'attività impiegata superi determinati valori, diversi per sorgenti sigillate e non sigillate e per gruppi di radiotossicità dei

nuclidi.

10. Rifiuti radioattivi

Si è già detto che l'autorizzazione all'immagazzinamento e/o al deposito in loco di rifiuti solidi radioattivi e l'autorizzazione allo scarico di effluenti liquidi e gassosi radioattivi fanno parte dell'autorizzazione all'esercizio degli impianti nucleari di cui ai paragrafi 2. 3. 4. 5.

Gli impianti, le aziende e gli enti che lavorano su materiali radioattivi oppure che utilizzano radioisotopi danno luogo anch'essi a produzione di rifiuti radioattivi (estrazione e lavorazione di minerali radioattivi, impianti speciali, impiego industriale, scientifico, medico di sostanze radioattive, ecc.).

Vi è infine il problema della collocazione definitiva dei rifiuti radioattivi solidi a bassa e media attività che si formano nelle centrali nucleari, nell'industria, negli ospedali, nelle università e che vengono immagazzinati o provvisoriamente depositati in loco e debbono essere poi avviati alla sistemazione definitiva (affondamento in oceano, collocazione superficiale o profonda sul continente).

10.1. Rifiuti da attività minerarie. La legislazione non prevede norme particolari per i rifiuti delle miniere di Uranio o di altre miniere nei quali i livelli di attività richiedano la sorveglianza di radioprotezione (v. paragrafo 1.). Tali rifiuti hanno proprie caratteristiche (grandi volumi e grandi masse, piccole attività specifiche, presenza di emettitori alfa, formazione di gas Radon e discendenti).

La normativa pone per altro un limite alla concentrazione di attività riscontrabile nelle "acque di miniera" e allo scarico di queste acque, che deve avvenire in luoghi ove la presenza di attività aggiuntiva a quella naturale non provochi inconvenienti sanitari.

A questi rifiuti si applicano le norme che prevedono l'autorizzazione da parte del Prefetto agli smaltimenti derivanti da attività industriali diverse dagli impianti nucleari (vedi 10.2.). Le dimensioni e caratteristiche del fenomeno potrebbero per altro suggerire, nella futura legislazione, un'autorizzazione centralizzata nei casi di maggior rilievo.

Nell'istruttoria che precede l'autorizzazione deve essere effettuata la "valutazione di impatto ambientale", VIA, della quale è stato detto in altro capitolo.

10.2. Rifiuti da impiego di radioisotopi. Nel caso di istituzioni mediche l'autorizzazione allo smaltimento è data dalla struttura competente del SSN, rappresentata per lo più dalla USL, in talune Regioni dal Presidio multizonale, in altre Regioni da Uffici regionali.

Nel caso di impiego di radioisotopi nella ricerca scientifica e nelle attività industriali, l'autorizzazione allo smaltimento è data dal Prefetto su parere favorevole della struttura competente del SSN.

Le autorizzazioni vengono concesse in funzione della ricettività dell'ambiente e del numero e caratteristiche delle autorizzazioni previste nel comprensorio territoriale considerato.

10.3. Depositi definitivi dei rifiuti solidi. I rifiuti solidi radioattivi a vita non brevissima, dopo un iniziale immagazzinamento ed eventuale deposito temporaneo sul luogo di produzione o di condizionamento, debbono esser collocati in depositi definitivi, garantiti sotto l'aspetto radioprotezionistico.

Non vi è nella vigente normativa una procedura particolare per la ricerca, l'identificazione e la scelta di uno o più depositi nazionali ai quali far affluire detti rifiuti. La valutazione di impatto ambientale assume ovviamente particolare rilievo.

Fino ad oggi (1986) sono state fatte in Italia alcune ricerche piuttosto preliminari, ma è mancata l'identificazione e la scelta di adeguati depositi definitivi sul territorio nazionale; l'opposizione dei Comuni ad aprire un discorso in materia fa tardare alcune decisioni che avrebbero già dovuto esser prese, per non lasciare per troppo tempo e in troppo grande quantità i rifiuti (condizionati o non condizionati) sui luoghi di produzione, con situazioni non sempre soddisfacenti a medio e lungo termine.

10.4. Esenzioni dalla autorizzazione allo smaltimento. Salvo il caso di rifiuti da impianti nucleari (regolati dalla formula di scarico che fa parte della licenza di esercizio) la normativa prevede l'esenzione dall'autorizzazione per i casi in cui ricorrano congiuntamente due condizioni (vedi capitolo sui rifiuti radioattivi):

- attività totale annuale smaltita (Bq/anno) inferiore a determinati valori fissati in funzione del periodo di dimezzamento degli isotopi in causa;
- concentrazione volumetrica o ponderale (Bq/cm³; Bq/g; Bq/100g nel caso di rifiuti solidi) pure inferiore a valori fissati rispettivamente per i rifiuti aeriformi, per i rifiuti liquidi e per i rifiuti solidi in funzione della radiotossicità.

Queste esenzioni riducono il numero di casi che debbono richiedere ed ottenere l'autorizzazione, ma non esimono l'esercente esentato dal tenere sotto sorveglianza la situazione dal punto di vista radioprotezionistico, nè dalla registrazione dei valori di scarico.

La sorveglianza è obbligatoria quando materiali, sostanze, rifiuti presentino caratteristiche tali da cadere entro il campo di applicazione del DPR 185/1964: ciò avviene allorchè l'attività complessiva è uguale o superiore a valori assai piccoli, fissati in funzione della radiotossicità dei vari nuclidi; oppure quando l'attività specifica o la concentrazione ponderale è uguale o superiore a valori

definiti separatamente per le sostanze radioattive solide naturali e per le altre sostanze radioattive.

10.5. Materiali solidi debolmente attivi o debolmente contaminati in superficie. Vi sono evenienze in cui si ha a che fare con materiali solidi assai debolmente attivi (bassissima concentrazione di attività) oppure assai debolmente contaminati in superficie, ma presenti in quantità ponderali assai elevate. In questi casi l'attività totale (pur essendo ridottissima la concentrazione) può superare i valori per i quali si entra nel campo di applicazione del DPR 185/1964 e può superare altresì l'attività massima di esenzione dall'autorizzazione allo smaltimento (v. 10.4.). D'altra parte, per le loro caratteristiche, queste situazioni e questi materiali non sollevano problemi di radioprotezione e dovrebbero poter esser manipolati, trasportati, riutilizzati, scaricati liberamente.

Vi è oggi un certo orientamento tecnico e amministrativo a considerare senza vincoli l'allontanamento, la destinazione e lo scarico di tali materiali solidi debolmente attivi e/o contaminati in superficie (vedi capitolo sui rifiuti radioattivi). Questo orientamento non è ancora stato accolto formalmente dall'ordinamento giuridico e regolamentare italiano.

11. Trasporto di sostanze radioattive

La matrice principale della normativa sul trasporto consiste in un volumetto di raccomandazioni periodicamente aggiornato, edito dalla IAEA; nè la ICRP nè la Comunità Europea hanno emanato raccomandazioni o direttive. Questa separazione dell'argomento dei trasporti rispetto agli altri settori interessati dalla radioprotezione è rispecchiata anche nel DPR 185/1964, che non menziona i trasporti nel suo campo di applicazione. Per essi occorre rifarsi alla legge 1860/1962 e alle modifiche successive che ne disciplinano gli aspetti autorizzativi. Gli aspetti operativi di sicurezza e di protezione sono invece per lo più considerati in circolari

emanate dai Ministeri competenti, a seconda dei modi di trasporto (strada, ferrovia, aria, mare).

L'autorizzazione permanente al trasporto è data dal Ministero dell'Industria di concerto col Ministero dei Trasporti, sentito lo ENEA-DISP in merito all'adeguatezza tecnica del richiedente. L'adempimento più complesso riguarda il riconoscimento di idoneità dei mezzi su strada che è affidato all'Ispettorato alla motorizzazione civile.

Singoli trasporti occasionali di moderate quantità di radioisotopi (per lo I-131 la quantità massima è fissata in 300 mCi (11,1 GBq) sono consentiti anche senza autorizzazione permanente, purchè venga data comunicazione del trasporto, almeno 48 ore prima dell'effettuazione, al Prefetto e alle autorità sanitarie del luogo di inizio e fine del trasporto stesso.

Altre informazioni sul trasporto di materie radioattive sono state fornite nel capitolo sugli aspetti operativi della radioprotezione. L'autorità che approva i colli di tipo B è il Ministero dell'Industria, sentito lo ENEA-DISP.

Gli obblighi per il trasporto di sostanze radioattive sono illustrati sinteticamente in tabella 9, ripresa dalla normativa vigente.

La figura 10 mostra i tre tipi di etichetta che deve essere fissata alla superficie esterna del collo di trasporto per indicare la categoria del contenitore di trasporto: I-bianca, II-gialla, III-gialla.

ADEMPIMENTI VARI

Senza intenzioni di completezza, si ricordano altri adempimenti tra i molti contenuti nella normativa, perchè sono di più frequente riscontro.

Tabella 9. Obblighi per il trasporto di sostanze radioattive

- . Nel caso di trasporti "singoli occasionali" di materie radioattive (ossia trasporti non a più riprese nè sistematici o programmati) in quantità non superiori ai livelli determinati da Decreto del Ministero dell'Industria:
 - comunicazione al Prefetto ed alle competenti strutture del SSN nelle quali ha inizio e termine il trasporto, 48 ore prima dell'esecuzione del trasporto.
- . Nel caso di trasporto di materie radioattive in quantità superiori ai livelli determinati da Decreto:
 - autorizzazione al trasporto del Ministero dell'Industria.
- . Modalità per la richiesta dell'autorizzazione (al trasporto stradale) sono fornite con Circolare del Ministero dell'Industria. Le condizioni tecniche per i trasporti su strada e per le caratteristiche dei relativi veicoli sono fornite dal Ministero dei Trasporti e dal Ministero dell'Interno.
- . In tutti i trasporti di sostanze radioattive è assai opportuno tenere comunque presenti le raccomandazioni dell'Agenzia Internazionale dell'Energia Atomica di Vienna che rappresentano la buona tecnica di sicurezza e protezione in questo argomento.

- Per l'esercizio di talune attività (direttore di impianto, operatore di reattore nucleare, tecnico di radiologia, esperto qualificato, medico autorizzato) è necessario ottenere apposita abilitazione mediante prove ed esami.
- Il datore di lavoro deve provvedere alla assicurazione obbligatoria per gli infortuni e per le malattie professionali da radiazioni dei lavoratori professionalmente esposti.

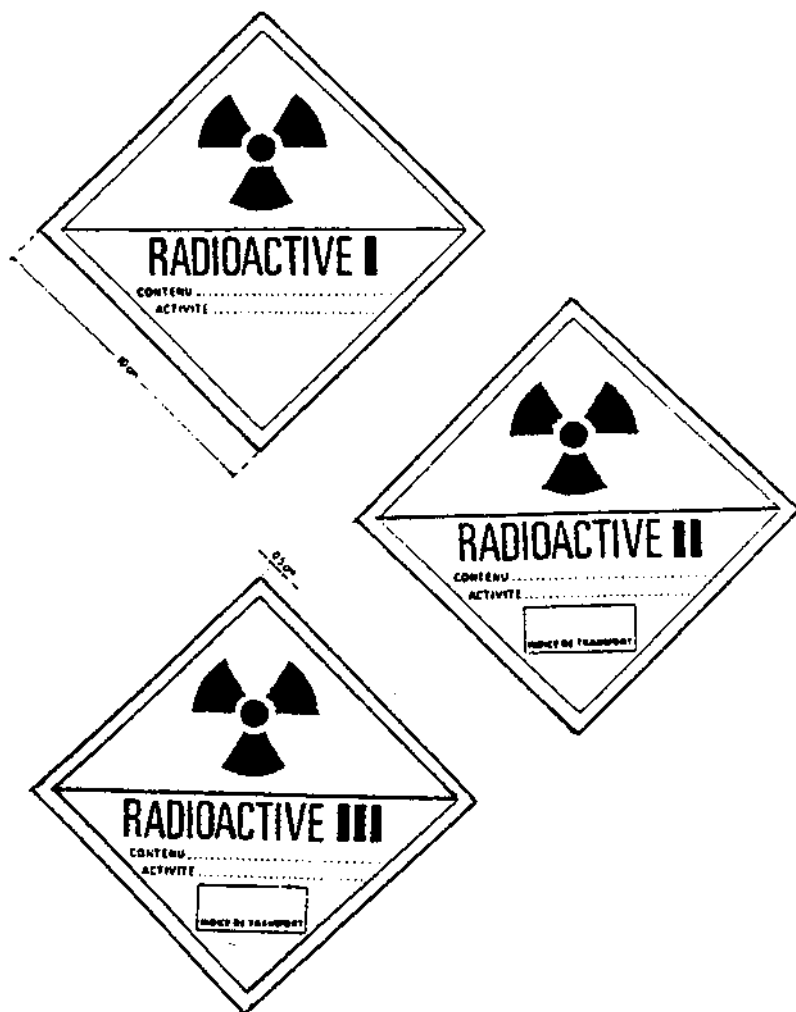


Figura 10. Etichette per colli in trasporto (materie radioattive) (semplificate). I numeri romani sono in colore rosso, e indicano, in crescita, la rilevanza del collo sotto il profilo della sicurezza e protezione. La metà superiore delle etichette II e III è colorata di giallo.

I, bianca: $\leq 0,5$ mrem/h ($\leq 0,005$ mSv/h) alla superficie esterna

II, gialla: ≤ 50 mrem/h ($\leq 0,5$ mSv/h) alla superficie esterna

III, gialla: ≤ 200 mrem/h (≤ 2 mSv/h) alla superficie esterna

Per altre informazioni, vedi pubblicazione IAEA.

- Il regolamento di esercizio di un impianto nucleare (documento che specifica l'organizzazione e le funzioni in condizioni normali ed eccezionali del personale addetto) è approntato dall'esercente ed approvato dallo ENEA-DISP, sentita la Commissione Tecnica.
- Il manuale di operazione di un impianto nucleare (documento che illustra disposizioni e procedure operative di esercizio e di manutenzione, nonché le istruzioni per le situazioni eccezionali) è approntato dall'esercente.
- L'esercente è tenuto ad assicurare la permanenza (presenza continuata) sull'impianto nucleare del personale indispensabile ai fini della sicurezza nucleare e della protezione sanitaria: il personale in turno non può abbandonare il posto di lavoro senza preavviso e senza avvenuta sostituzione.
- Il titolare dell'autorizzazione di ciascun impianto nucleare deve costituire il Collegio dei delegati alla sicurezza: di esso fa parte l'esperto qualificato. Il collegio ha funzioni consultive e di revisione critica, nonché di assistenza al direttore responsabile.
- Il titolare dell'autorizzazione o del nulla osta e l'esercente sono tenuti a provvedere alle attrezzature per la sorveglianza dell'attività dell'atmosfera, delle acque, del suolo e degli alimenti nelle zone limitrofe all'impianto nucleare (sorveglianza locale dell'attività ambientale, più comunemente detta sorveglianza ambientale da parte dell'esercente).
- Lo smarrimento o la perdita di sostanze radioattive debbono essere immediatamente comunicati alla USL competente per territorio, al Comando Provinciale dei Vigili del Fuoco e al più vicino Comando di

Pubblica Sicurezza.

- Il datore di lavoro ha l'obbligo di effettuare la denuncia, corredata di certificato medico, allo INAIL di ogni infortunato per il quale sia prevedibile un'inabilità superiore a 3 giorni, e di ogni caso di malattia professionale.
- I sanitari che somministrano radionuclidi a scopo terapeutico o diagnostico in attività superiore a quella indicata in un particolare decreto (per esempio, 1 microcurie di I-131 (37 kBq)) devono tenerne nota in appositi registri.

ALCUNE INDICAZIONI BIBLIOGRAFICHE

- Il regime giuridico dell'impiego pacifico dell'energia nucleare, I. Normativa nazionale. (VII edizione). ENEA, Roma, 1986.
- SIRMN. Guida agli adempimenti di radioprotezione negli impieghi medici delle radiazioni ionizzanti. Radiographica, Milano, 1972.
- Ministero della Sanità, Direzione Generale dei Servizi dell'Igiene Pubblica. Circolare n. 73 (1977), Impiego delle sorgenti di radiazioni ionizzanti in medicina (diagnostica e terapia radiologica, medicina nucleare, analisi chimico-cliniche). Osservanza delle norme di cui al R. D. 28.1.1935, n. 145 artt. 4 e 7 e del DPR 13.2.1964, n. 185. Ist. Poligrafico dello Stato, Roma, 1978.
- Ministero dell'Industria, Commercio e Artigianato. Centrali nucleari: inserimento nel territorio. Procedure autorizzative per le centrali elettronucleari: scelta delle aree, ruolo degli enti locali, contributi per lo sviluppo delle aree. Edizione ENEA, Roma, gennaio 1983.

- Nocera F. Regolamentazione italiana per la detenzione, il commercio, l'impiego di sostanze radioattive. CNEN, Roma, RT/PROT(70)18, 1970.
- Polvani G. M., Chioldi P. L. Schede per le lezioni di legislazione di radioprotezione. Corso di specializzazione in fisica sanitaria. Università degli Studi di Bologna, 1982.
- Esposito L., Di Loreto A. La Commissione Tecnica per la sicurezza nucleare e la protezione sanitaria dalle radiazioni ionizzanti (1965-1985). ENEA, Notiziario, 31, n. 3, 41, 1985.
- International Atomic Energy Agency, IAEA. Regulations for the safe transport of radioactive material. 1985 Edition, Safety Series no. 6, IAEA, Vienna, 1985.
- International Atomic Energy Agency, IAEA. Schedules of requirements for the transport of specified types of radioactive material consignments. Safety Series no. 80, IAEA, Vienna, 1986.

INDICE DI TERMINI, LOCUZIONI E ACRONIMI
DI USO RADIOPROTEZIONISTICO

INDICE DI TERMINI, LOCUZIONI E ACRONIMI
DI USO RADIOPROTEZIONISTICO

L' Indice riporta quei termini, locuzioni e acronimi di interesse radioprotezionistico che compaiono nel testo. Non sono elencati i termini comuni delle scienze di base, nè è riportata la terminologia scientifica generale. I numeri si riferiscono alle pagine degli Elementi.

A (attività, vedi)
Abilitazioni all'esercizio, 308, 312, 785
ABCC (Atomic Bomb Casualty Commission, vedi)
Acceleratori di particelle, 20, 544
Accertamenti medici, 350, 351, 618, 621
Accesso (vedi anche: disposizione dei locali di lavoro), 396, 514, 526
Accidental Release Impact Evaluation System (ARIES), 668
Accumulo corporeo, 105, 261
Accumulo nell'ambiente (radionuclidi), 134, 160, 261, 722
Adattamento visivo all'oscurità, 541
Adsorbimento, 132, 167
Adsorption, 169
Affidabilità di un impianto (reliability), 327
Affondamento in mare (sea dumping), 356, 685, 704
After-loading (tecniche di, vedi)
AIRP (Associazione Italiana di Protezione contro le Radiazioni, vedi)
Agenti chelanti (DTPA), 355, 620
ALARA (As Low As Readily Achievable, vedi)
Albi nazionali, 305
ALI (Annual Limits of Intake; Limiti annuali di introduzione, vedi)
Allarme di criticità, 490
Allontanamento dei rifiuti, 353
Allontanamento della popolazione, 647

Allontanamento incondizionato (rifiuti non o debolmente attivi), 679
Alta attività (rifiuti), 687, 706, 714
Analisi degli incidenti, 292, 314, 625, 627, 642
Analisi dei costi e dei benefici, 242, 249, 252, 254, 320, 695
Analisi dei costi marginali, 241, 243, 695
Analisi del rischio, 249, 287-289, 314, 631, 642
Analisi del sito, 339, 600
Analisi di radioprotezione, 296, 313, 328, 491, 590, 600, 632, 642, 766
Analisi di riscontro (prevenzione), 283
Analisi di sicurezza, 290, 291, 631, 766
Analisi multifattori (multi-attribute), 695
Analizzatore multicanale, 465
Andamento della dose assorbita nel tessuto cutaneo, 55
Annual Limit of Intake (ALI; limiti annuali di introduzione, vedi)
Apparecchiatura protettiva, 326
Apporzionamento (dei contributi di dose), 693
Area di decontaminazione, 496
Area di esclusione, 594, 597
ARIES (Accidental Release Impact Evaluation System, vedi)
As Low As Readily Achievable (ALARA), 241
Assetto protettivo (rifiuti), 730
Assicurazione infortuni e malattie professionali, 289, 785
Associazione Italiana di Protezione contro Le Radiazioni (AIRP), 751
Assunzione metabolica (uptake), 169
Atomic Bomb Casualty Commission (ABCC), 231
Attachment (aderenza al pulviscolo), 479
Attività (A), 19
Attività indotta, 570
Attività specifica (A), 19, 163
Aumento della distanza sorgente-corpo, 363
Autoprotezione (emergenza), 644
Autorizzazioni, 304, 678, 754, 766, 775-777
Autorizzazioni interne (fisica sanotaria), 336
Azioni di sorveglianza, 283, 288, 307, 309, 312, 318, 349, 504, 698, 720
Azioni di vigilanza, 284, 288, 307, 313-315, 347, 756

Azioni ispettive, 314, 315, 756

background (in spettrometria; rumore di fondo, vedi)

Bambino-tipo, 153

Barriera-ostacolo (laboratori), 516

Bassa attività (rifiuti), 687, 706

Bassi strati (atmosfera), 137

becquerel (Bq), 19, 334

BIA (Bilancio di Impatto Ambientale, vedi)

Bilancio di Impatto Ambientale (BIA), 322

Bilancio di impatto radiologico ambientale, 323

Bilancio idrico (corporeo), 101

Bilancio respiratorio, 101

Blocco tiroideo, 355, 646

Broad beam geometry (cattiva geometria, vedi)

Build up factor (fattore di accumulazione, vedi)

Buona geometria, 25, 64, 371

Bunkers, 396, 397, 524, 537, 552, 704

Burial (seppellimento rifiuti), 356, 703

C (concentrazione di attività, vedi)

Calcolo di schermature, 397

Calorimetri, 425

Camera a cavità, 419

Camera ad aria libera, 418

Camera a ionizzazione, 415

Camera a pareti sottili, 416

Camera a pareti spesse, 416

Camera aria-equivalente, 418

Camera di irradiazione, 512

Camera tessuto-equivalente, 416, 446

Camere gemelle, 446

Cammino medio libero di rimozione (schermature), 391

Campagne tematiche, 316, 335

Campi misti, 393, 441, 564

Campo di radiazioni, 17, 23, 62, 335, 365, 394, 562

Capacità ambientale limite, 340

Capacità di penetrazione delle radiazioni nei tessuti corporei, 50

Cappe (fabbricazione combustibile), 485

Carichi massimi ammissibili, 270
Carico genetico, 219, 254
Carta nazionale dei siti, 587, 590, 592, 595, 599
Carte tematiche (siti), 599
Casi di abitazione (irradiazione esterna), 75, 124
Casseforti (sorgenti), 504, 526
Categorie dei rifiuti radioattivi, 683-685, 688
Categorie di stabilità (atmosfera), 145
Catena critica (vedi anche: catene ambientali), 135, 339
Catena rapida (vedi anche: catene alimentari), 176
Catene alimentari, 133, 163, 174-180
Catene ambientali, 133, 136, 154, 163, 174-180
Cattiva geometria, 64, 372, 375-6, 398
Cavità grande, 409
Cavità omogenea, 409
Cavità piccola, 407
CE (Comunità Europea, vedi)
CEI (Comitato Elettrotecnico Italiano, vedi)
Centro Operativo di coordinamento della Sorveglianza Medica nelle Emergenze nucleari (COSME), 621, 664
Cernita dei rifiuti, 357
Chimica radiotossicologica (misure), 334
Classificazione dei laboratori, 514, 516
Classificazione dei rifiuti radioattivi (vedi anche: categorie dei r. r.), 682, 686
Clearance (rimozione, vedi)
CMA (Concentrazioni Massime Ammissibili, vedi)
Coagulazione (in acque marine), 167
Coefficiente di assorbimento di energia, 376
Coefficiente di assorbimento di energia massico, 28, 373-4, 377
Coefficiente di attenuazione lineare, 26, 371, 382
Coefficiente di attenuazione massico, 25, 27, 371, 373-4, 382
Coefficiente di trasferimento di energia massico, 27
Coefficiente di trasporto (C.T.) nell'ambiente, 161
Collegio dei delegati di sicurezza, 292, 787
Collocazione (disposizione, lay-out degli strumenti, vedi)
Collocazione definitiva dei rifiuti solidi, 702-706
Collocazione dei rifiuti in formazioni geologiche (geological disposal), 356, 705, 706
Collocazione dei rifiuti in oceano (sea dumping), 356, 704

Comitato Elettrotecnico Italiano (CEI), 325, 751
 Comitato provinciale di emergenza, 663, 667
 Commercio sostanze radioattive, 778
 Commessa di radioprotezione, 296, 611
 Commissione Tecnica ENEA, 297, 314, 616, 651, 663, 774-776
 Compattamento rifiuti solidi, 736
 Composti insolubili (contaminazione corporea), 98, 355, 484
 Composti solubili (contaminazione corporea), 98, 484
 Comunicazioni all'Autorità, 762
 Comunità Europea (CE), 330, 635, 651, 655, 689, 752
 Concentrazione di attività nell'aria a livello del suolo, 145, 147, 335
 Concentrazione di attività (C), 104-108, 115
 Concentrazioni di nuclidi in aria (DAC, vedi anche: limiti derivati), 274, 324, 482, 487
 Concentrazioni massime ammissibili (CMA, vedi anche: limiti derivati), 269, 271, 481
 Condizionamento rifiuti radioattivi, 357, 684, 703, 736
 Confinamento nell'impianto, 291
 Contaminazione ambientale, 131, 514
 Contaminazione corporea, 334, 354, 484, 487, 514, 532, 620, 642
 Contaminazione fissa, 519
 Contaminazione radioattiva, 334-335, 553
 Contaminazione rimovibile (trasferibile, asportabile), 519, 553, 728
 Contatore (monitore, rivelatore), 463, 562
 Contatore di Andersson-Braun (ram-counter, vedi)
 Contatore di Geiger, 417, 462, 566
 Contatore di Hurst, 447
 Contatore di Rossi, 450
 Contatore Lungo, 443
 Contatore per il corpo umano intero (WBC; HBC), 115, 334, 473, 576, 578
 Contatore proporzionale a protoni di rinculo, 444
 Contatore proporzionale con moderatore, 442
 Contatori fissi, 463
 Contatori portatili, 463
 Contatori proporzionati, 472
 Contenimento dei rifiuti radioattivi, 702

Contenitori per il trasporto di materie radioattive, 554
Contenitori per sorgenti, 400, 503, 508, 510
Contrassegni (etichette), 504, 507, 511, 786
Controllare e proteggere (prevenzione), 281
Controlli radioattività ambientale, 347, 637-639, 696, 754
Controlli di radioprotezione, 286, 288, 289, 303, 307, 344, 697, 698, 761
Controllo di qualità, 319
Cooling pit (vasche di decadimento, vedi)
Cooling pond (vasche di decadimento, vedi)
COSME (Centro Operativo di coordinamento della Sorveglianza Medica nelle Emergenze nucleari, vedi)
Costante gamma specifica (Γ), 20, 41, 62
Cristalli al Ge(Li) e Si(Li), 468, 471
Criteri ambientali, 597
Criteri demografici, 592
curie (Ci), 19, 334
Curva di luminescenza (dosimetria), 434
Cute dei radiologi, 191
Cut-off (taglio; vedi anche: valore minimo misurabile), 680

D (dose assorbita, vedi)
D (rateo o intensità di dose, vedi)
DAC (concentrazione di nuclidi in aria, vedi)
Danni genetici, 118, 220, 223, 224
Danni somatici, 185, 218, 224
Decommissionamento (decommissioning), 328, 501, 679, 718
Decontaminazione, 466, 495, 496, 514-516, 519, 649, 721, 728, 731, 733, 734
Decontaminazione dei laboratori, 514, 620, 732
Decontaminazione del territorio, 649
Decreto Presidente della Repubblica n. 185/1964 (DPR), 281, 295, 587, 635, 660, 661, 665, 667, 678, 749, 761
De minimis (valore minimo misurabile, vedi)
Densità areale di attività (contaminazione), 336, 519
Densità di fluensa (flusso) di energia, 23-24, 442, 563, 570
Densità ottica, 455
Densitometro, 455
Denunce, 787-788
Deposito rifiuti radioattivi (storage), 356, 703, 705, 707,

- Deposito di energia (dosimetria)*, 33
Deposizione asciutta (aerosol), 150, 154
Deposizione umida (aerosol), 150, 154
Derived Air Concentrations (DAC; concentrazioni di nuclidi in aria, vedi)
Dermatite acuta, 189
Dermatite cronica, 191
Destino delle sostanze radioattive (in atmosfera, suolo, acque), 135, 153, 163
Detenzione sostanze radioattive, 777
Determinazione delle aree (siti), 590
Detrimento sanitario, 73, 244, 287
Difesa in profondità (sicurezza reattori), 291
Difetti dello sviluppo organico (effetti biologici), 225, 226
Differential cost-benefit analysis (analisi dei costi marginali, vedi)
Diffusione in atmosfera, 137, 635, 637, 638
Diffusione delle radiazioni (ground-shine), 550; (sky-shine), 367, 397, 550
Diluizione (in acqua), 167, 356, 723; (in atmosfera), 137, 356; (nel suolo), 356
Diluizione isometabolica (contaminazione ambientale), 159
Diluizione isotopica (contaminazione ambientale), 158, 167
Dimessamento biologico, 104
Dimessamento effettivo, 105
Dimessamento fisico, 105
Direttive Comunità Europea, 47, 286, 330, 651, 749
Dispersione nell'ambiente, 134, 701
Disposal (vedi anche: smaltimento rifiuti), 126, 356, 358
Dispositivi di salvaguardia (fail-safe), 326
Dispositivi fissi e mobili (fisica sanitaria), 313
Dispositivo di interblocco, 326, 525, 537, 544
Disposizione dei locali di lavoro (lay-out), 326, 328, 396, 486, 489, 495, 514, 530
Distribuzione spaziale della dose, 208
Distribuzione spaziale dell'energia, 30
Distribuzione temporale della dose, 209
DMA (Dosi Massime Ammissibili, vedi)
Dopo esercizio (decommissioning), 718

Doppio livello (controlli), 307
Doppio scrutinio (controlli), 307
Dose assorbita (D), 17, 34, 55, 63, 65, 67, 187, 200, 213, 335, 406, 424, 426, 446, 486, 630, 654
Dose collettiva (S; dose di gruppo), 211, 216, 238, 244, 320, 344, 491, 543, 589, 596, 611, 654, 681, 694, 754
Dose-effetto, 186, 197, 203, 205, 209, 213, 221, 224, 226, 630, 692
Dose da incidente, 640-643
Dose efficace, 187
Dose di raddoppio (genetica), 223
Dose di tolleranza, 234
Dose genetica, 223, 755
Dose individuale, 223, 333, 344, 589, 662, 690
Dose letale mediana, 199
Dose media all'organo, 79, 209
Dose media pro capite, 80, 127-129
Dose-nube, 149-153, 646
Dose-soglia, 187, 200, 201, 210
Dose totale all'individuo (people related dose), 693
Dosi Massime Ammissibili (DMA), 215, 237, 265, 271, 365, 484, 538, 636
Dosi piccole e piccolissime, 210, 214, 236
Dosimetria, 63, 403, 461
Dosimetria biologica, 197, 350
Dosimetria dei neutroni, 440, 449
Dosimetria di criticità, 570
Dosimetria esterna, 65, 404
Dosimetria interna, 115, 344
Dosimetri acquosi, 427
Dosimetri a integrazione, 430, 563
Dosimetri a radiofotoluminescenza, 430, 432, 567
Dosimetri a stato solido, 429, 431, 437
Dosimetri a termoluminescenza, 333, 433, 436, 567
Dosimetri con scintillatori, 438
Dosimetri a film-badge, 333, 454, 567
Dosimetri non acquosi, 429
Dosimetri personali, 333, 452, 535, 566-571
Dosimetro di Fricke, 427
DPR 185/1964 (Decreto del Presidente della Repubblica, vedi)

DTPA (agenti chelanti, vedi)
 Duplicazione (strumenti, sistemi), 327, 552

 Ecocicli (ecosistemi), 133, 260, 321, 338, 597
 E^{eff} (energia efficace, vedi)
 Effetti casuali, 202
 Effetti differiti, 201
 Effetti ereditari, 185, 218
 Effetti genetici, 218, 220, 224, 254, 286
 Effetti graduati, 186
 Effetti immediati, 185, 187
 Effetti non graduati, 201
 Effetti non stocastici, 186
 Effetti precoci, 185
 Effetti probabilistici, 201-202
 Effetti somatici, 185, 218, 224
 Effetti statistici, 202
 Effetti stocastici, 202, 226, 273
 Effetti sull'embrione e sul feto, 224, 286
 Effetti tardivi, 191, 194, 201, 212, 222, 226
 Effetti teratologici, 225, 286
 Effetto cielo (sky-shine; diffusione delle radiazioni, vedi)
 Effetto di massa (isotopi), 158
 Efficienza di picco, 470
 Effluenti (vedi anche: rifiuti radioattivi), 126, 340, 356, 612, 712, 722
 EIS (Environmental Impact Statement; valutazione di impatto ambientale, vedi)
 Elettroni, 51, 68, 567
 Eliminazione (corporea), 101
 Emergenza nucleare, 634-655, 669
 ENEA-DISP, 315, 347, 589, 611, 621, 629, 639, 663, 668, 675, 751-752
 Energia alfa potenziale (miniare), 480
 Energia ceduta, 25
 Energia ceduta localmente al mezzo, 31
 Energia di soglia (attivazione), 444
 Energia efficace (E^{eff}), 116
 Energia efficace spettrific^{eff} (SEE), 118
 Energia presente nel campo di radiazioni, 62

Energia trasportata, 62
Ente Italiano di Unificazione (UNI), 325, 675, 682, 751
Environmental Impact Statement (EIS), 322
EPC (Equilibrio di particelle cariche, vedi)
Epidemiologia, 209, 211-213, 607
Equilibrio di particelle cariche (EPC), 38, 40, 406
Equilibrio radioattivo, 460
Equilibrium Equivalent Radon (Radon equivalente all'equilibrio, vedi)
Equivalente di dose (H), 42, 45, 67, 69, 118, 128, 210, 446, 448, 566
Equivalente di dose collettivo, 73, 122, 216, 612
Equivalente di dose collettivo efficace, 126, 723
Equivalente di dose di ambiente, 70
Equivalente di dose direzionale, 71
Equivalente di dose efficace, 46, 81, 121, 129, 258, 611
Equivalente di dose impegnato, 120
Equivalente di dose impegnato efficace, 122
Equivalente di dose individuale, 71-72, 127
Eritema, 189
Erogazione normalizzata (tubi RX; output), 21, 22
Esami clinici (medicina del lavoro), 350, 619
Esclusione di siti, 591-592
Esenzioni, 271, 677-682, 782
Esperto qualificato, 305, 308, 487, 560, 757, 763
Esposizione (X), 37, 66, 188, 200, 215, 239, 354, 418, 478, 505, 508, 512, 526, 533, 553
Esposizione di lavoratrici, 259
Esposizioni programmate, 259
Etichette (contrassegni, vedi)
Evacuazione (della popolazione), 647

Fabbricazione del combustibile nucleare (impianti di, vedi)
Fading (affievolimento lettura dosimetrica), 432, 435, 453, 456, 459, 565
Fail-safe (dispositivi di salvaguardia, vedi)
Fallout (ricadute radioattive, vedi)
Fasce di valori di dose, 651
Fascio primario, 539
Fattore di accumulazione (build up factor), 377, 391, 399

Fattore di concentrazione (F.C.), 169-173, 179, 180
Fattore di concentrazione osservato, 170
Fattore di concentrazione reale, 170
Fattore (o indice) di decontaminazione, 727
Fattore di distribuzione (K_d), 157, 168, 504
Fattore di equilibrio (Radon), 481
Fattore di occupazione (sorgenti), 365
Fattore di ponderazione (w_T), 121, 258
Fattore di qualità (Q), 42, 44, 210, 564
Fattore di qualità approssimato (\bar{Q}), 45
Fattore di qualità efficace, 43
Fattore di rischio, 257
Fattore di sicurezza (schermature), 365
Fattore uomo (errore umano operativo), 293, 318, 566, 624
Fattori correttivi (equivalente di dose), 42
Fattori di conversione tra unità di misura, 47
Fattori di correzione sulle attività manipolabili, 517-518
Fattori di peso della popolazione (site population factors), 592-596
F.C. (fattore di concentrazione, vedi)
Film-badge (dosimetro; sviluppo chimico e lettura di), 333, 454-459
Filtrazione (Raggi X), 20-22
Filtri assoluti, 488, 354
Filtri metallici, 457
Filtro aggiuntivo (Raggi X), 540
Fisica sanitaria operativa (vedi anche: radioprotezione operativa), 329, 478, 646
Fisici sanitari (health physicists), 297, 309, 329
Flash di criticità (incidente di criticità, vedi)
Fluenza di energia delle particelle, 24,
Fluenza di particelle, 23
Flusso dell'energia, 370
Fondo continuo di uno spettro, 466
Fondo della pellicola, 455
Fondo naturale di radiazioni (natural background), 50, 75, 80, 84, 127, 259
Formula di scarico, 340, 497, 612, 700, 735
Fotoni, 52, 60, 68, 370, 454, 566
Frazionamento della dose, 43, 188-189

Frog-man (uomo rana, vedi)
Frog-suit (scafandro, vedi)
Full Energy Peak Efficiency (spettrometria), 470
Full Width at Half Maximum (FWHM; spettrometria), 469
Full Width at Tenth Maximum (FWTM; spettrometria), 469
Fumigazione (vedi anche: diffusione in atmosfera), 144
Funzione di diffusione atmosferica, 594
Funzioni delle Autorità competenti, 754

Γ (costante gamma specifica, vedi)
Gamma camera, 530
Gammagrafia, 506
Garanzia di qualità, GQ (Quality Assurance, QA), 292, 319, 332
Geologic disposal (rifiuti radioattivi), 356, 705
Geometria dell'irradiazione, 63
Gestione dei rifiuti radioattivi, 356, 708-725, 675, 690-699
Gestione dell'informazione, 649, 669
Gestione del piano di emergenza, 667
Giustificazione (principio di), 242, 248, 755
Glove boxes (scatole a guanti, vedi)
Glow curve (curva di luminescenza, vedi)
GQ (garanzia di qualità, vedi)
Gradi dell'esperto qualificato, 309
Gradiente adiabatico (atmosfera), 138
Gradiente di inversione (atmosfera), 142
Gradiente superadiabatico (atmosfera), 139
Gradiente verticale (atmosfera), 138, 143
Grado di probabilità (vedi anche: incidenti), 298
Grandezze caratteristiche delle interazioni radiazioni-materia, 24
Grandezze di campo (vedi anche: campo di radiazioni), 23
Grandezze di sorgente, 18
Grandezze dosimetriche, 17, 32
Grandezze fisiche, 16-18
Grandezze non stocastiche, 33
Grandezze operative (ICRU), 566
Grandezze radiometriche, 18
Grandezze relative al deposito di energia, 33
Grandezze relative al trasferimento di energia, 35
Grandezze stocastiche, 33

gray (Gy), 34, 65, 67, 333
 Ground-shine (diffusione delle radiazioni, vedi)
 Gruppi particolari della popolazione, 268
 Gruppo critico della popolazione, 133, 135, 175, 339
 Gruppo di riferimento (popolazione), 339, 611
 Guida tecnica ENEA-DISP, 675, 687, 751

H (equivalente di dose, vedi)
 Ĥ (rateo o intensità di equivalente di dose, vedi)
 Health physicists (fisici sanitari, vedi)
 High Level Waste (HLW), 687-688
 HLW (High Level Waste, vedi)
 Hot spots (punti caldi, vedi)
 Human Body Counter (HBC; contatore per il corpo umano intero, vedi)

IAEA (International Atomic Energy Agency, vedi)
 ICRP (International Commission on Radiological Protection, vedi)
 ICRU (International Commission on Radiological Units and Measurements, vedi)
 Idoneo al lavoro con radiazioni, 352
 Idoneità lavorativa, 312, 350-352, 764
 IEC (International Electrotechnical Commission, vedi)
 Igiene del lavoro, 329
 Igiene della popolazione, 338
 ILO (International Labour Office, vedi)
 ILW (Intermediate Level Waste, vedi)
 Impatto ambientale (vedi anche: valutazione di impatto ambientale), 321, 586, 696
 Impatto dell'impianto, 586, 598
 Impatto radiologico (sanitario), 323, 589, 592, 611, 696
 Impatto territoriale, 598
 Impegno di equivalente di dose, 77, 120, 723
 Impianti di fabbricazione del combustibile nucleare, 483, 613, 711, 765
 Impianti di riprocessamento, 497, 613, 713, 776
 Impianti nucleari di potenza, 585, 617, 766, 787
 Impianti nucleari di ricerca, 775, 787
 Impianti speciali, 777

Impiego di sorgenti (industria), 79, 124-127, 502, 504, 513, 520, 524, 523, 777, 779, 781
Impiego di sorgenti (medicina), 79, 127, 523, 538, 723, 777, 779, 781
INAIL (Istituto Nazionale per l'Assicurazione contro gli Infortuni sul Lavoro, vedi)
Inalazione, 99, 135, 152, 175, 336, 355, 480, 485, 487, 642
Incidente base di progetto, 625, 661
Incidente di criticità, 489, 623
Incidenti di riferimento, 314, 661
Incidenti nucleari gravi, 298, 624, 633, 635, 641
Incidenti nucleari gravissimi, massimi, 627, 629, 635, 645, 656-660
Incidenza spontanea, 213
Incorporazione acuta, 109, 618
Incorporazione cronica, 105
Indagini tecniche (infortuni, incidenti), 338
Indicatori (contaminazione ambientale) 168, 172
Indicazioni dell'esperto qualificato, 310
Indice di decontaminazione (fattore di decontaminazione, vedi)
Indice di equivalente di dose profondo, 68, 71
Indice di equivalente di dose superficiale, 68, 72
Individui della popolazione, 268
Infortuni, 487, 618-623, 788
Ingegneria di radioprotezione, 325, 491
Ingestione, 135, 175-180, 488, 642
Integratori (misura delle radiazioni), 563
Intensità di dose assorbita (D; vedi: rateo di dose assorbita)
Intensità di equivalente di dose (H; vedi: rateo di equivalente di dose)
Intensità di esposizione (X; vedi: rateo di esposizione)
Intensità di kerma (K; vedi: rateo di kerma)
Interdizione idrica e alimentare (emergenza), 648
Interim storage, 707
Intermediate Level Waste (ILW), 687
International Atomic Energy Agency (IAEA), 171, 516, 655, 705, 750, 783
International Commission on Radiological Protection (ICRP), 18, 67, 108, 116-121, 220, 222, 234, 238, 242, 246, 255, 264, 275, 324, 330, 481, 651, 750

International Commission on Radiological Units and Measurements (ICRU), 18, 67, 70, 566, 750
 International Electrotechnical Commission (IEC), 750
 International Labour Office (ILO), 750
 International Radiation Protection Association (IRPA), 751
 International Standard Organization (ISO), 751
 Interventi sanitari, 619-621, 644-646, 664, 669
 Introduzione da ferita, 97, 355, 487, 619
 Introduzione da inalazione, 98, 108, 119, 135, 153, 355, 484, 487, 618
 Introduzione da ingestione, 98, 108, 119, 135, 484, 619
 Iodoprofilassi, 355, 646, 529
 Ionizzazione, 16, 31
 Ionizzazione specifica (J_G), 412, 421
 Inventario sorgenti, 504, 526
 IRPA (International Radiation Protection Association, vedi)
 Irradiazione acuta (protratta), 187-200, 210, 354
 Irradiazione cronica, 212
 Irradiazione esterna, 49, 60, 74, 78-80, 128, 135, 186, 188, 333, 405, 484, 486, 536, 538, 561
 Irradiazione esterna grave, 199, 353, 489, 619, 639-641
 Irradiazione interna, 84, 113, 122, 128, 135, 152, 354, 482, 487, 561, 639-642
 Irraggiamento (industriale), 511
 ISO (International Standard Organization, vedi)
 Isolamento (rifiuti radioattivi), 356
 Istituto Curie (infortunati gravi), 622
 Istituto Nazionale per l'Assicurazione contro gli Infortuni sul Lavoro (INAIL), 354, 788

 J_G (ionizzazione specifica, vedi)
 \dot{K} (rateo o intensità di kerma, vedi)
 K_d (fattore di distribuzione, vedi)
 kerma (K), 35

 L_{∞} (potere frenante lineare da collisione, vedi)
 Labirinti (schermature), 387, 396
 Laboratori di tipo A (Classe I), 514
 Laboratori di tipo B (Classe II), 514

Laboratori di tipo C (Classe III), 516
Laboratorio caldo, 531
Lavanderia (decontaminazione), 496
Lavanderia calda, 731
Lavoratori non professionalmente esposti ("occasionalmente"), 267, 271, 331
Lavoratori professionalmente esposti, 265, 271, 331, 538
Lavori di riparazione (impianti), 494
Lay-out (collocazione, disposizione di locali e strumenti, vedi)
Legislazione (radioprotezione), 264, 284, 325, 347, 587, 597, 615, 748
Lesioni cutanee (Plutonio), 487
LET (Linear energy transfer; trasferimento lineare di energia, vedi)
Limite autorizzato, 324, 680
Limite di dose, 255, 259, 510, 538
Limite di dose individuale, 238, 246, 248, 255, 259, 538
Limite di rischio di detrimento, 257, 691
Limite inferiore di rivelazione (detection limit), 565
Limiti Annuali di Introduzione (ALI), 108, 119, 122, 274, 324, 482, 716
Limiti autorizzati di scarico (liquido; aeriforme), 612, 736-738
Limiti dell'equivalente di dose efficace, 259
Limiti di base, 324
Limiti derivati, 269, 324, 612, 680, 754
Limiti per effetti non stocastici, 256
Limiti per effetti stocastici, 256
Limiti primari, 269, 324
Limiti secondari, 269, 324
Linea di responsabilità, 308, 310, 312, 755-762
Linear Energy Transfer (LET; trasferimento lineare di energia, vedi)
Linearità della relazione dose-effetto, 205, 221
Linearità senza soglia, 210, 221, 236, 257, 344
Livelli base di progetto, 611
Livelli di emergenza (esposizione), 636
Livelli di riferimento, 324, 651-655
Livelli massimi di contaminazione di superficie, 270, 520

Livelli massimi di escrezione urinaria, 270
Livello di indagine, 324, 654
Livello di intervento, 324, 650, 653, 654
Livello di registrazione, 324
LLW (Low Level Waste, vedi)
Locali di lavoro (disposizione locali di lavoro, vedi)
Localizzazione (ubicazione degli impianti nucleari, vedi)
Logica dei percorsi, 326, 396, 531
Lotta al rischio indebito, 207, 237
Low Level Waste (LLW), 687-688

Macchine radiogene, 20, 533
Male da raggi, 200
Malformazioni, 221, 223, 225
Manipolatori a distanza (remote handling systems), 730
Manipolazioni in presenza di Plutonio, 486
Manuale di operazione, 787
Mappa delle dosi, 305, 501
Mappe di rischio lavorativo, 337
Margini di sicurezza, 319
Massa critica, 490
*Massimale da sorgente (source upper bound; vedi: apporzona-
mento dei contributi di dose)*
*Massimo carico corporeo ammissibile (maximum permissible body
burden), 487*
Massimo Incidente Credibile (MIC), 626
Materiali fissili, 95
Materiali schermanti, 379, 392
Media attività (rifiuti), 687, 706
Medicina del lavoro con radiazioni, 79, 127, 349, 618
Medicina nucleare, 127, 528
Medico autorizzato, 305, 308, 311, 349, 487, 757, 764
Mezzo equivalente (irradiazione esterna), 409
MIC (Massimo Incidente Credibile, vedi)
*Miniere (aspetti operativi e legislazione), 126, 478, 710,
762, 780*
Ministro della Protezione Civile, 637
Misura delle radiazioni, 561-571
Misure di attivazione, 444
Misure di attività, 335, 462, 562, 571-578

Misure dirette, 334, 561
Misure indirette, 334, 561
Modello a compartimenti (organismo umano), 101, 103
Molecola marcata (tracciante), 520, 522, 528
Monitori per mani e piedi, 334, 577
Monitoring (rilevamenti, vedi)
Mutazioni (mutation rate), 218, 219

Narrow beam geometry (buona geometria), 371
Natural background (fondo naturale di radiazioni, vedi)
NEA-OECD (Nuclear Energy Agency, vedi)
Neutroni, 386, 411, 440, 491, 568
Neutroni di fissione, 57, 386
Neutroni lenti, 57, 458
Neutroni termici, 441, 445
Neutroni veloci, 56, 445, 458
Normativa di radioprotezione, 748
Norme tecniche, 325, 751, 753
Noxae (fattori di nocività), 232, 261, 285, 287, 350
Nube radioattiva, 52, 63, 135, 151-152, 175, 638, 641
Nuclear Energy Agency (NEA-OECD), 705, 750, 752
Nuclear accident (incidente con gravi conseguenze), 635
Nuclear incident (incidente con modeste conseguenze), 635
Nuclidi cosmogenici, 74, 76, 123
Nuclidi critici (catena ambientale), 339
Nuclidi transuranici, 95, 714

Obblighi (datore di lavoro), 306, 310, 312, 758-761, 785, 787;
(lavoratori), 306, 762
Officina calda, 495, 496
Operatore di reattore nucleare, 785
OR (Observed Ratio; rapporto osservato, vedi)
Organo critico, 160, 194, 197, 272, 535, 642
Ospedale (infortuni), 621
Ottimizzazione (principio di), 243, 244, 247, 319, 359, 613,
 690, 694, 755
Output (erogazione normalizzata, vedi)

Particelle alfa, 51, 113, 462
Particelle beta, 51, 114, 454, 462

Particelle direttamente ionizzanti, 16, 25
Particelle non direttamente ionizzanti, 16, 29
People related dose (dose totale all'individuo, vedi)
Perdita della sigillatura, 527
Perdita di energia per collisione, 29
Perdita di energia per irraggiamento, 29
Perdita di sorgenti, 787
Permanentemente non idoneo (lavoratore), 353
Piano di emergenza esterna, 590, 598, 634, 660, 667, 754, 773
Piano di emergenza interna, 338, 661
Piano nazionale generale di emergenza, 663, 666
Picco di fuga, 467
Piscina di immagazzinamento (elementi di combustibile), 498
Planned releases (scarichi programmati), 133
Plate-out (aderenza alle superficie), 480
Popolazione nel suo insieme, 269
Porte schermanti, 395
Potere frenante lineare da collisione (L_{eff}), 31, 43
Potere frenante lineare ristretto da collisione, 30
Potere frenante massico, 29
Precipitazione (in corpi d'acqua), 167
Presidi protettivi, 730
Prescrizione autorizzativa, 678, 753
Prescrizione tecnica, 753
Presupposti tecnici (rapporto di sicurezza), 661
Prevenire e controllare (prevenzione), 281
Prevenzione (tecnico-sanitaria), 241, 280, 529, 542, 625, 748
Prevenzione negli ambienti di lavoro, 482, 486, 488, 490, 494, 496, 500, 507, 514, 518, 521, 522, 542
Primo strato emivalente (I SEV), 22
Principi generali di radioprotezione, 241
Principio di limite, 237
Principio di tendenza, 237
Procedure (ottenimento autorizzazioni, nulla osta, license), 767-775
Prodotti di attivazione, 90, 721
Prodotti di consumo (irradiazione), 76, 125
Prodotti di fissione, 86, 714
Produzione di energia nucleare, 78, 126, 491
Profondità di tessuti e organi, 57-59

Progettazione di un impianto (radioprotezione), 290, 491, 500
Progetto Unificato Nucleare (PUN), 611
Programma di radioprotezione, 318
Protezione del paziente, 527-528, 531-532, 538, 540, 541, 543-544
Protezione sanitaria contro le radiazioni (Radioprotezione, vedi)
Prove nucleari e non nucleari, 770
Punti caldi, 208
Punto zero (situazione iniziale), 605, 608

\bar{Q} (fattore di qualità approssimato, vedi)
Q (fattore di qualità, vedi)
Qualificazione degli operatori, 305
Qualificazione tecnico-ambientale del sito, 591, 600, 602
Qualità della radiazione, 20, 21
QA (Quality Assurance; garanzia di qualità, vedi)

Raccolta dei rifiuti radioattivi, 357, 514
rad, 34, 65, 67, 333
Radiazione diffusa, 394, 539
Radiazione di frenamento (Bremsstrahlung), 27, 366, 369, 376, 534, 549
Radiazione dispersa, 394
Radiazione ionizzante, 16
Radiazione parassita, 394, 535
Radiazione policromatica, 54
Radiazione primaria (diretta), 55, 366, 394
Radiazione secondaria (indiretta), 55, 366, 394
Radiazione terrestre, 75
Radiazione utile, 394
Radiazioni di fuga (spurie, di disturbo), 533
Radioattività ambientale, 74, 347, 604
Radioattività indotta, 80, 90, 551
Radiodermite, 354
Radiometria, 461, 508
Radionuclidi (comportamento chimico-fisico e metabolico), 84, 154, 157, 163
Radioprotezione (protezione sanitaria contro le radiazioni), 230, 260, 281, 293-296, 503, 513, 518, 528, 530, 549, 589

Radioprotezione generale, 294
Radioprotezione operativa, 294, 318, 326, 478, 526, 537, 543, 697, 709
Radiotossicità, 513, 517
Radon (miniere), 479, 574, 710
Radon equivalente all'equilibrio, 481
Raggi beta, 68, 151
Raggi cosmici, 74, 76, 119, 123
Raggi delta, 30
Raggi gamma 114, 462, 405, 491
Raggi X, 54, 56, 79, 381, 405, 422, 534-540
Rapporto di sicurezza, 662
Rapporto osservato (OR, Observed Ratio; vedi anche: contaminazione ambientale), 159, 175
Rapporto picco/Compton, 466, 469
Rateo di dose assorbita (\dot{D}), 35, 65
Rateo di esposizione (\dot{X}), 20, 22, 38, 41, 61, 76-77, 79, 536, 553, 645
Rateo di equivalente di dose (\dot{H}), 45, 66
Rateo di fluensa di energia, 24
Rateo di fluensa di particelle, 23, 66
Rateo di kerma (\dot{K}), 36
Rateo di scambio, 104
Rateometri, 563, 573
Reattori intrinsecamente sicuri, 634
Reattori nucleari (aspetti operativi e legislativi), 491, 711, 766, 775
Reazione lineare senza soglia (radiobiologia), 206, 221
Reazioni psicologiche (emergenza), 649
Recupero rifiuti (retrieval), 703
Recupero del territorio (emergenza), 648
Registrazione misure (rilevamenti), 697
Registri nazionali delle dosi assorbite, 214
Regolamento di esercizio, 336, 787
Regolamento interno (fisica sanitaria), 336, 787
Relazione di Bragg-Gray, 407, 412
Relazione tra attività d'una sorgente di fotoni e rateo di esposizione, 41
Relazione tra dose assorbita e kerma, 39
Relazione tra dose assorbita ed esposizione, 40

Relazioni tra le grandezze dosimetriche, 38
Reliability (affidabilità, vedi)
Relocation (emergenza), 647
rem, 45, 67, 333
rem-counter, 449, 569
Remote handling systems (manipolatori a distanza, vedi)
Remotizzazione dei siti, 590
Residui di miniera, 710
Residui radioattivi, 356, 675
Responsabilità (sicurezza nucleare), 283, 292
Responsabilità (radioprotezione), 283, 308, 310-315, 755
Responsabilità verso le generazioni future, 220-222, 252-254, 699
Reti locali, 347, 740
Reti nazionali, 347
Ricadute radioattive (fallout), 77, 125, 148, 152, 154, 636-638
Ricettività ambientale, 340, 612
Ricettività ambientale limite, 340
Ricettività termica, 610
Ricognizione delle sorgenti in ambienti di lavoro, 337
Ridondanze (duplicazioni), 319, 327, 552, 646
Riduzione dell'esposizione (ottimizzazione, vedi)
Rifiuti alfa, 688, 713
Rifiuti di alto livello (HLW), 687, 706, 714
Rifiuti di basso livello (LLW), 687, 706
Rifiuti di livello intermedio (ILW), 687, 706
Rifiuti radioattivi, 252, 356, 612, 675, 689, 725, 740, 780
Rilascio, 132-133, 153, 343, 345, 662, 676
Rilascio acuto (di breve durata), 133, 147, 639
Rilascio cronico (di lunga durata), 134, 147, 639
Rilascio in aria, 133, 356, 623, 626, 629, 635-639
Rilascio-nube, 637-638
Rilevamenti, 332, 343, 357, 559, 645, 668, 697, 720, 728
Rilevamenti orientati, 343
Rilevamenti sistematici, 343
Rilevamenti nell'ambiente di lavoro, 335, 357, 508, 553, 560, 570, 572
Rilevamenti nell'ambiente esterno, 343, 357, 561, 645
Rilevamenti sulle persone, 333, 357, 561, 572

Rimozione (clearance) 100; (neutronica) 388
Ripartizione benefici e rischi, 252
Rischi di criticità, 489
Rischi lavorativi, 257, 285, 485, 492, 498, 503, 507, 510, 528, 533
Rischi societari, 250, 257
Rischio, 284
Rischio accettabile, 250
Rischio ambientale, 286, 338
Rischio biologico (sanitario), 286, 532
Rischio di detrimento, 250, 287
Rischio genetico, 254
Rischio indebito, 237
Rischio professionale, 285
Rischio residuo di incidente, 627, 631
Rischio tecnologico, 285
Risk analysis (analisi del rischio, vedi)
Risk assesment (stima del rischio, vedi)
Risoluzione in energia, 466, 469
Ritenzione corporea, 109
Ritorno all'uomo (di sostanze radioattive), 133, 136, 676
Rivelatore al Germanio intrinseco, 470
Rivelatori in funzione dell'energia, 457
Rivelatori integratori, 482
Rivelatori a tracce, 459
roentgen (R), 37
Rumore di fondo (background), 467

̄, 413
S (dose collettiva), 73, 211, 244, 320
Salatura (sedimentazione), 167
Sangue dei radiologi, 194
Scafandro (frog-suit), 730
Scanning (scansione; radiodiagnostica), 530
Scarico di rifiuti aeriformi e liquidi (discharge), 20, 133, 153, 339-340, 356, 676, 701, 723, 735, 738, 740
Scarico acuto, 133
Scarico cronico, 134
Scarico in aria, 137, 147, 356, 740
Scarico termico, 597

Scatole a guanti (glove boxes), 326, 329, 485, 487, 529, 728
Scelta del sito, 589, 590, 614
Schermature, 313, 326, 364, 422, 505, 510, 524, 535, 537, 550
Schermature primarie, 395
Schermature secondarie, 395
Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR), 222, 232, 750
Scintillatori, 438, 447, 450, 462, 465
Scintillatori liquidi, 468
Scorie radioattive, 356, 675
Sea dumping (affondamento in mare, vedi)
Sedimenti, 157, 166-168
SEE (Energia efficace specifica, vedi)
Segnaletica, 336, 337, 537, 552
Segregazione radionuclidi nel nocciolo (sicurezza del reattore), 291
Semiconduttori, 462, 468
Seppellimento terrestre (burial), 356, 703
Servizio medico d'impianto, 621
Servizio Sanitario Nazionale (SSN), 347, 664, 667
SEV (strato emivalente, vedi)
Sfera ICRU, 68, 70-71
Sezione d'urto macroscopica di rimozione (schermature), 385, 388
SI (Sistema Internazionale delle Unità di Misura, vedi)
Sicurezza nucleare, 285, 290
Sicurezza operativa, 292
Sicurezza tecnologica, 281, 290
sievert (Sv), 45, 67, 333
Silos di decadimento, 708
Sindrome acuta da radiazioni, 198
Sindrome ematologica o midollare, 198
Sindrome intestinale, 200
Sindrome neurologica, 200
Sistema degli standard, 323
Sistema dei controlli (controlli di radioprotezione, vedi)
Sistema di limitazione delle dosi, 247
Sistema Internazionale delle Unità di Misura (SI), 19, 23-25, 28, 29, 31, 34, 37, 45, 47
Sistema multibarriera per i rifiuti, 702

Sistemi di allarme, 490, 552
Sistemi di protezione (sicurezza tecnologica), 291
Site population factors (fattori di peso della popolazione, vedi)
Sistemi di trattamento dei rifiuti, 497, 684
Sky-shine (effetto cielo, vedi)
Smaltimento dei rifiuti, 126, 356, 678, 685, 688, 700, 724-726, 781
Smarrimento di sorgenti, 787
Smear test (prova di strofinamento, vedi)
Soglia di dose (effetti delle radiazioni), 187
Somma dei costi, 321
Somma dei rischi, 20
Sommersione (atmosfera), 52, 63, 135, 151-152
Sorgente, 60, 365
Sorgenti naturali, 74, 123
Sorgenti naturali modificate, 75, 124
Sorgenti non sigillate, 503, 513, 527
Sorgenti radioattive, 19, 335, 365, 503
Sorgenti sigillate, 503, 524, 724
Sorveglianza, 307, 697
Sorveglianza ambientale, 347, 787
Sorveglianza fisica, 307, 309, 345, 348, 560, 702, 763
Sorveglianza locale (ambientale), 341, 347, 787
Sorveglianza medica, 207, 311, 764
Sostanze radioattive naturali, 93
Source related dose (vedi anche: dose collettiva), 694
Source upper bound (approssimazione; massima da sorgente, vedi)
Specific effective energy (SEE), 118
Spessore di dimezzamento (strato emivalente, SEV, vedi)
Spessore di equilibrio, 421
Spettrometria, 451, 464, 571
Spogliatoi, 496, 514
Stadi del decommissionamento, 502, 720-721
Standard man (uomo tipo, vedi)
Standard primario, 269, 323
Standard secondario, 269, 323
Stato dell'arte (radioprotezione), 750
Stilodosimetri, 423, 567

Stima del rischio (risk assessment), 287, 313, 690
Stime di dose, 66, 116
Stoccaggio, 707
Storage (deposito temporaneo e controllato), 356, 357
Strato corneo (cute), 55, 58
Strato emivalente (SEV), 22, 53, 57, 375, 539
Strato germinativo (cute), 58
Strumenti portatili in fisica sanitaria, 559, 579-582
Struttura operativa dei controlli (controlli di radioprotezione, vedi)
Studio ambientale (vedi anche: valutazione di impatto ambientale), 339, 343, 590
Sviluppo residenziale controllato, 608
Sviluppo residenziale sorvegliato, 608
Sviluppo storico della radioprotezione, 233, 295

Taglio (cut-off, valore minimo misurabile, vedi)
Taratura degli strumenti, 70-72, 562
Tecniche after-loading, 527
Tecniche di radioprotezione, 294, 507, 514, 518, 521, 523, 525, 540, 542
Tecnico di radiologia, 785
Tempo di dimezzamento biologico, 104, 151
Tempo di dimezzamento effettivo, 105, 151, 175, 178
Tempo di dimezzamento fisico, 86, 97, 105, 175, 551
Temporaneamente non idoneo (lavoratore), 352
Teorema di Fano, 410
Termine di sorgente, 611, 628
Tessuto-sorgente, 119
Tossicità (sostanze e materiali vari), 517, 716-719
Tossicità relativa, 716
Tracciante (molecola marcata, vedi)
Trasferimento lineare di energia (LET), 30, 427, 451
Trasferimento di energia, 27, 35, 376
Traslocazione dei cromosomi, 219
Trasporto delle materie radioattive, 553, 783, 785, 786
Trasporto di radionuclidi nell'ambiente, 132, 156, 338
Trattamento dei rifiuti, 357, 497
Trattamento del combustibile (impianti di riprocessamento, vedi)

Truncation on time (dose collettiva), 682
Truncation of doses (cut-off; valore minimo misurabile, vedi)
Turnover rate (rateo di scambio), 104, 159

Ubicazione degli impianti nucleari (insediamento, localizzazione; vedi anche: carta nazionale dei siti), 588, 599, 766
UNI (Ente Italiano di Unificazione, vedi)
Unità di misura (vedi anche: Sistema internazionale delle), 16, 18
Unplanned releases (rilascio, scarico nell'ambiente) 133
UNSCEAR (Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, vedi)
Uomo rana (frog-man), 730
Uomo tipo, 101, 108, 116, 153
Uptake (assunzione metabolica, vedi)
Uscite di sicurezza, 326

Valore minimo misurabile (de minimis; cut-off; truncation of doses), 585, 680, 681
Valori di progetto, 365
Valutazione di congruità (emergenza), 647
Valutazione di Impatto Ambientale (VIA), 322, 590, 600, 603, 609, 781
Valutazione di impatto radiologico, 611
Valutazione di Impatto Sanitario (VIS), 589, 592, 611
Vasche di decadimento (elementi di combustibile), 708
Velocità di deposizione (v), 149
Ventilazione (sistemi di), 326, 482, 486, 488, 495, 514, 515, 551, 552
VIA (Valutazione di Impatto Ambientale, vedi)
Via critica, 135
Vie di eliminazione, 101
Vie di fuga (incidenti), 491
Vie di introduzione, 10, 97
Vie di ritorno (all'uomo), 135, 174, 180, 339
Vigilanza, 307, 313, 749
Vincoli naturalistici, 598
VIS (Valutazione Impatto Sanitario, vedi)
Vita media fisica, 105, 175
Vita media biologica, 106, 151

\bar{W} , 31, 402, 414, 420

\bar{W}_G , 414

w_T (fattore di ponderazione, vedi)

WHO (World Health Organization), 750

WBC (Whole Body Counter; contatore per il corpo umano intero, vedi)

Working Level (WL), 480, 574

Working Level Month (WLM), 481

X (esposizione, vedi)

\dot{X} (rateo o intensità di esposizione, vedi)

Zona controllata, 309, 312, 329, 330, 520, 537

Zona sorvegliata, 330, 331, 520

Zona attorno agli impianti nucleari, 698