

ISTITUTO NAZIONALE DI FISICA NUCLEARE

LNF-83/39(P)
6 Giugno 1983

M. Pelliccioni: DOSIMETRIA E CONTAMINAZIONE
NEGLI AMBIENTI DI LAVORO

Relazione su invito presentata al "Convegno
Italo-Francese di Radioprotezione",
Firenze, 30 Maggio - 1 Giugno 1983.

M. Pelliccioni: DOSIMETRIA E CONTAMINAZIONE NEGLI AMBIENTI DI LAVORO

(Relazione su invito presentata al "Convegno Italo-Francese di Radioprotezione",
Firenze, 30 Maggio - 1 Giugno 1983)

1. - INTRODUZIONE.

Com'è noto, in questi ultimi anni, l'ICRP ha introdotto radicali innovazioni nella filosofia generale della radioprotezione, concretizzatesi nel sistema di limitazione delle dosi raccomandato nella Pubblicazione n. 26 del 1977⁽¹⁾. La nuova filosofia ha richiesto tutta una serie di adeguamenti sul piano operativo, in gran parte già delineati nella stessa Pubblicazione n. 26, ma poi sviluppati e meglio precisati anche in alcune delle Pubblicazioni successive⁽²⁻⁵⁾.

L'obbiettivo di questa relazione è quello di fare il punto della situazione, alla luce delle citate Pubblicazioni ICRP e dei vari studi in corso, per quanto concerne gli aspetti operativi legati alla valutazione dell'irradiazione esterna nelle esposizioni lavorative. Non verranno quindi esaminati i principi generali della radioprotezione, ma piuttosto gli strumenti e le metodologie da usare per assicurare operativamente il loro rispetto, e con riferimento alla sola esposizione degli individui nel corso del lavoro.

Convien subito ricordare che la radioprotezione operativa, sia nel caso dell'irradiazione esterna sia in quello dell'irradiazione interna, si articola su diversi standard di protezione, quali i limiti di base, primari e secondari, i limiti derivati e autorizzati, i livelli di riferimento.

I limiti primari sono stabiliti per l'equivalente di dose efficace o nei casi opportuni per l'equivalente di dose impegnato nei vari organi e tessuti dell'individuo irradiato, cioè per quantità di fatto non misurabili. In pratica si è così resa indispensabile l'introduzione di altre quantità, le cosiddette grandezze operative, per le quali sono stati raccomandati ulteriori limiti, detti secondari, il cui rispetto serve ad assicurare quello dei limiti primari.

I limiti derivati sono invece limiti imposti a grandezze diverse da quella per le quali sono stabiliti i limiti di base, ma tali da rispecchiare questi ultimi attraverso ben definiti modelli.

I limiti fissati da un'Autorità competente o dalla Direzione di una istituzione per attività connesse a una determinata pratica sono a loro volta detti "limiti autorizzati". L'ICRP raccomanda che tali limiti siano sempre inferiori ai limiti primari o agli appropriati limiti derivati.

I livelli di riferimento infine servono per determinare la condotta da seguire in determinate circostanze, associate con il loro superamento o con il rischio di un loro superamento. Più in particolare, i livelli di registrazione fissano i valori delle grandezze radioprotezionistiche, sotto i quali i risultati delle misure possono essere considerati uguali a zero ai fini della radioprotezione. I livelli d'indagine stabiliscono le soglie sopra le quali è opportuna l'indagine sulle cause dell'esposizione. I livelli d'intervento, quelle sopra le quali è necessario intervenire per il ripristino delle condizioni di sicurezza.

I problemi pratici posti dall'uso delle grandezze operative adottate dall'ICRP, i criteri di calcolo dei limiti derivati, i criteri di scelta dei livelli di riferimento, in relazione all'irradiazione esterna, saranno gli argomenti trattati in questa relazione.

Le diverse modalità d'esposizione che verranno prese in considerazione riguardano:

- l'irradiazione da sorgenti sigillate e da macchine radiogene;
- la contaminazione di superfici negli ambienti di lavoro;
- la contaminazione della pelle;
- la sommersione in atmosfera contaminata.

2. - LE GRANDEZZE OPERATIVE.

Nel caso dell'irradiazione esterna, l'ICRP ha raccomandato l'uso di due grandezze operative, l'indice di equivalente di dose profondo ($H_{I,d}$) e l'indice di equivalenza di dose superficiale ($H_{I,s}$). Il primo rappresenta il massimo dell'equivalente

di dose a profondità superiori a 1 cm nella sfera ICRU, cioè in una sfera di composizione equivalente al tessuto molle (76.2% ossigeno; 11.1% carbonio; 10.1% idrogeno; 2.6% azoto), densità unitaria e diametro pari a 30 cm, che si suppone centrata nel punto d'interesse. Il secondo, il massimo dell'equivalente di dose nella calotta sferica compresa tra 0.07 mm e 1 cm di profondità. Il valore massimo tra $H_{I,d}$ e $H_{I,s}$ viene detto indice di equivalente di dose (H_T).

I limiti secondari raccomandati dalla Commissione per $H_{I,d}$ (50 mSv/anno) e $H_{I,s}$ (500 mSv/anno) servono rispettivamente a garanzia dei limiti primari raccomandati per l'equivalente di dose efficace e per l'equivalente di dose alla pelle.

Quando un lavoratore è contemporaneamente esposto al rischio di irradiazione esterna e interna, la Commissione raccomanda che siano simultaneamente verificate le seguenti condizioni:

$$\frac{H_{I,d}}{H_{E,L}} + \sum_J \frac{I_J}{I_{J,L}} \leq 1 \quad (1)$$

$$\frac{H_{I,s}}{H_{sk,L}} \leq 1 \quad (2)$$

dove $H_{E,L}$ è il limite annuale per l'equivalente di dose efficace, $H_{sk,L}$ quello per la pelle, I_J l'introduzione annuale del radionuclide J e $I_{J,L}$ il corrispondente valore di ALI.

Le grandezze indici non rappresentano però una novità assoluta dell'ICRP, giacchè se ne trova traccia nelle Pubblicazioni ICRU fin dal 1971⁽⁶⁾, anche se solo dal 1976 nell'attuale formulazione^(7,8). Sebbene si tratti di grandezze introdotte da diversi anni, esse erano state di fatto ignorate nella pratica di radioprotezione. Soltanto dopo la loro adozione da parte dell'ICRP^(1,2), si è cominciato a studiarne più accuratamente le proprietà, ciò che ha provocato una serie di discussioni e di contrasti tuttora in attesa di una definitiva composizione.

Si proverà a riassumere qui di seguito la situazione, in parte ripetendo argomenti già illustrati in occasione di un precedente Convegno AIRP⁽⁹⁾.

La maggior critica che viene mossa all'uso delle grandezze indici riguarda, come è ormai ben noto, la loro caratteristica di non additività rispetto alle componenti del campo di radiazione nel tempo, nell'angolo solido e nell'energia⁽¹⁰⁾. Ciò comporta che, soltanto in alcune semplici geometrie d'irradiazione, le due grandezze rappresentano una ragionevole stima cautelativa dell'equivalente di dose efficace e dell'equivalente di dose alla pelle⁽¹¹⁾. In generale, il loro uso finisce invece per introdurre

inaccettabili fattori di sopravvalutazione nella stima delle grandezze radioprotezionistiche. Quando infatti, nella calibrazione degli strumenti impiegati per la misura, si adottano adeguate cautele per tener conto della citata caratteristica di non additività, si finisce per pervenire a sovrastime che, in talune situazioni, come ad esempio nel caso dei campi di radiazione isotropi o multidirezionali, possono effettivamente risultare eccessive ai fini di una corretta ottimizzazione della radioprotezione.

Dette sovrastime sono state recentemente giudicate inopportune anche per gli inaccettabili errori sistematici che potrebbero introdurre nell'interpretazione delle dosi ricevute in termini di studi epidemiologici⁽¹²⁾.

L'uso dell'indice di equivalente di dose superficiale sembra poi del tutto inutile in pratica, in quanto gli organi protezionisticamente significativi situati a profondità inferiori a 1 cm sono soltanto la pelle e il cristallino, due organi cioè per i quali è agevole determinare direttamente l'equivalente di dose alle loro effettive profondità⁽¹³⁾.

Un'ulteriore critica riguarda la circostanza che le due quantità di cui trattasi non sono definibili in tutti i punti dello spazio, ma bensì soltanto in quelli ove sia possibile collocare la sfera ICRU. Ciò rappresenta indubbiamente una limitazione in alcune situazioni pratiche.

La sfera ICRU, infine, non sempre può essere considerata come un adeguato fantoccio antropomorfo e certamente non lo è nel caso dei campi di radiazione neutronica, a causa della sua troppo modesta massa⁽¹²⁾, o nel caso di alcune irradiazioni parziali (per es. alle estremità).

L'ICRP tuttavia, anche nella sua recentissima Pubblicazione n. 35⁽⁵⁾ del 1982 conferma l'uso delle grandezze indici (paragr. 101), pur ammettendone certe limitazioni (paragr. 50) e soprattutto pur riconoscendone l'iperconservatorismo nel caso dei campi di radiazione isotropi o multidirezionali (paragr. 50 e 101). Ne raccomanda l'uso anche in dosimetria personale, ove la determinazione dovrebbe essere effettuata con più dosimetri (paragr. 84), sebbene si ammetta che ciò possa comportare difficoltà pratiche, giudicate peraltro non insormontabili (paragr. 99).

Alla luce dei risultati di alcuni recenti studi sembra tuttavia che il problema della misura degli indici di dose possa essere semplificato con profitto in numerose situazioni pratiche.

E' noto infatti che la International Electrotechnical Commission (IEC) ha proposto come sufficiente per molti propositi pratici la stima dell'equivalente di dose alle profondità di 7 mg/cm^2 e 1 g/cm^2 nella sfera ICRU. Queste determinazioni, almeno nel caso di fotoni e particelle β di energia non superiore ai 4 MeV, fornirebbero cioè sufficienti informazioni in termini di equivalente di dose alla pelle, di equivalente

di dose efficace, di indice di equivalente di dose profondo e quindi di confronto con i limiti raccomandati. In qualche caso, si ammette tuttavia che potrebbe essere necessario aggiungere una terza determinazione dell'equivalente di dose a 300 mg/cm^2 di profondità al fine di assicurare il rispetto del limite del cristallino. Le due nuove quantità sono state denominate in sede IEC "equivalente di dose alla pelle" e "equivalente di dose profondo"⁽¹³⁾.

In base alle suddette considerazioni, la stessa IEC ha proposto uno strumento standard da utilizzare per la determinazione dell'equivalente di dose e del rateo di equivalente di dose in campi di radiazione β , X e γ ⁽¹⁴⁾. Lo studio di detto standard è stato recentemente esteso anche a fotoni di energie più elevate di 4 MeV, e si è così trovato che esso può di fatto essere utilizzato fino a 10 MeV, giacché le eventuali sottostime delle dosi varierebbero tra il 3% a 6 MeV e il 12% a 10 MeV⁽¹⁵⁾.

Per fini di dosimetria personale, la stessa ICRP, nella sua già citata Pubblicazione n. 35⁽⁵⁾, finisce per accogliere la proposta IEC e suggerisce la stima dell'equivalente di dose in superficie e a 10 mm di profondità (paragr. 102). Tali determinazioni vengono riconosciute nella maggior parte dei casi sufficienti per fini radioprotezionistici e tali da evitare iperstime delle dosi ricevute nei vari organi e tessuti, salvo naturalmente il caso dell'esposizione a radiazioni poco penetranti (paragr. 102 e 106).

Si riconosce anche che questo criterio potrebbe non garantire il limite per il cristallino nel caso di esposizione a particelle beta di alta energia, ma si aggiunge che in tal caso la corretta applicazione del principio di ALARA (uso di idonei occhiali protettivi nella circostanza specifica) dovrebbe bastare per rendere improbabile un superamento del predetto limite (paragr. 106).

Per quanto riguarda la dosimetria protezionistica dei neutroni, la situazione non si presenta molto diversa da quella preesistente alla Pubblicazione n. 26 e tuttora in atto. Il procedimento abitualmente seguito in pratica consiste infatti nel determinare un valore massimo di equivalente di dose a partire da misure di fluenza, facendo uso di fattori di conversione derivati in corrispondenza del massimo delle curve di penetrazione dei neutroni in fantocci piani o cilindrici di materiale equivalente al tessuto molle. Tali fattori sono stati in passato raccomandati da diverse organizzazioni internazionali (ICRP⁽¹⁶⁾, NCRP⁽¹⁷⁾, ANSI⁽¹⁸⁾).

La quantità così determinata, cui talvolta si dà il nome di MADE (maximum dose equivalent), è quindi anch'essa una grandezza "tetto" e, come tale, non presenta sostanziali differenze dall'indice di dose, dal massimo cioè della dose nel fantoccio ICRU.

Un confronto tra le due quantità è mostrato, a titolo d'esempio, in Tabella I, nel

TABELLA I - Confronto tra MADE e Indice di Dose.

Energia (MeV)	(ICRP) $\frac{H_I - H_{MAX}}{H_I} \times 100$ (%)	(NCRP) $\frac{H_I - H_{MAX}}{H_I} \times 100$ (%)
2.5×10^{-8} (th)	- 6.4	- 7.3
1×10^{-6}	- 3.1	- 5.1
1×10^{-5}	- 8.8	- 6.9
1×10^{-4}	- 12.8	- 9.1
1×10^{-3}	- 6.5	- 7.3
1×10^{-2}	- 4.2	- 4.2
1×10^{-1}	34.3	37
5×10^{-1}	- 40.4	- 8.3
1	- 8.9	2.6
5	- 17	- 10.2
10	0	0
20	- 43	3

caso di fasci paralleli di neutroni di varie energie.

I dati relativi agli indici di dose sono stati desunti da recenti calcoli effettuati con il metodo di Montecarlo^(19, 20). Quelli relativi al MADE sono stati ricavati sulla base dei diversi coefficienti di conversione fluenza-equivalente di dose raccomandati dall'ICRP e dall'NCRP.

Come si può notare, gli scarti tra le due quantità risultano in genere piuttosto contenuti, specie quando il confronto è fatto sulla base dei coefficienti raccomandati dall'NCRP.

Considerazioni analoghe valgono per le altre geometrie d'irradiazione.

Come l'indice di dose, anche il MADE non è additivo rispetto alle distribuzioni in energia e angolo della radiazione incidente.

Entrambe le quantità tendono infine a sopravvalutare piuttosto pesantemente l'equivalente di dose efficace nella regione delle energie intermedie. Facendo uso del fantoccio MIRD per la valutazione di quest'ultima grandezza, si è infatti trovato che, tra 10 keV e 1 MeV, le due quantità considerate possono sovrastimare la dose efficace da 2 a 6 volte⁽²¹⁾. Se si tiene poi conto degli ulteriori fattori di cautela che in tale

regione s'introducono in pratica, quando ad esempio si determina il MADE con un comune rem-counter, si può finire per pervenire a sovrastime della dose efficace anche maggiori di un fattore 20.

Ma, pur a prescindere dalle considerazioni sopra riportate, la determinazione di quantità come il MADE, l'indice di dose, o altre simili, sembra costituire un passaggio del tutto superfluo nel processo di confronto tra quantità effettivamente misurate, la fluenza dei neutroni nei casi qui esaminati, e limiti raccomandati. Tutte queste grandezze cosiddette "operative", non essendo direttamente misurabili, finiscono dunque per mancare proprio di quel requisito di "operatività" che dovrebbe in ultima analisi rappresentare l'unica giustificazione alla loro introduzione.

Numerosi sono naturalmente gli studi in corso per individuare più adeguate grandezze operative⁽²²⁾. Parte delle considerazioni sopra esposte non sono altro che risultati di questi studi. Merita però ancora aggiungere che la tendenza in atto è quella di respingere comunque l'uso di grandezze "tetto"⁽¹²⁾ e che, per molti aspetti, in parte già considerati, potrebbe essere auspicabile, anziché l'introduzione di nuove grandezze radioprotezionistiche, il ricorso a una grandezza fisica, per es. la fluenza, cui eventualmente imporre un limite derivato nelle varie condizioni di irradiazione⁽²³⁾.

3. - LIMITI DERIVATI.

Come si è già accennato, i limiti derivati sono limiti che vengono imposti a grandezze diverse da quelle per le quali sono raccomandati i limiti di base, e servono a garantire il rispetto di questi ultimi attraverso appropriati modelli. Nel loro calcolo si suole in genere introdurre un certo numero di ipotesi cautelative che finiscono per renderli quasi sempre iper-restrittivi.

L'uso di limiti derivati non è in verità molto diffuso nel caso dell'irradiazione esterna da sorgenti sigillate o macchine radiogene, ad eccezione di quelli imposti al rateo delle quantità d'interesse.

Molto più frequente invece il loro impiego nel caso della contaminazione e quindi quando i rischi di irradiazione esterna si associano a quelli di irradiazione interna. Al fine di mostrare come in tali circostanze si possa pervenire a stabilire valori numerici per i limiti derivati, si considereranno separatamente i due casi della contaminazione di superfici e/o della pelle e quello della sommersione in atmosfera contaminata.

3.1. - Contaminazione delle superfici e della pelle.

E' ben noto che in generale non vi è una chiara correlazione tra contaminazione superficiale in un ambiente di lavoro ed esposizione dei lavoratori. Non è quindi possibile ricavare rigorosamente valori numerici per i limiti derivati di contaminazione superficiale a partire dalle raccomandazioni ICRP. In pratica questo tipo di calcoli viene condotto introducendo tutta una serie di fattori arbitrari e cautelativi, scelti in modo tale che quando la contaminazione ambientale risulta inferiore ai limiti così ricavati si possono ritenere superflue altre vie di monitoraggio (per es. quello individuale).

Ancora più complesso si presenta il caso della contaminazione della pelle, giacchè le incertezze con le quali si ricava l'equivalente di dose a partire dai risultati del monitoraggio possono raggiungere in certe condizioni anche i due ordini di grandezza.

L'ICRP, salvo casi particolari non fornisce valori numerici per i limiti derivati di contaminazione superficiale, che in passato sono stati raccomandati da altre organizzazioni internazionali (per es. IAEA)⁽²⁴⁾. Una revisione generale di tali limiti, alla luce delle nuove raccomandazioni dell'ICRP è stata ultimamente effettuata dall'NRPB^(25, 26), tenendo conto delle più recenti informazioni disponibili sui valori numerici dei fattori di risospensione dell'attività superficiale e sul metabolismo dei radionuclidi nell'uomo.

Mentre si rimanda alle pubblicazioni originali dell'NRPB^(25, 26) per i dettagli del calcolo, se ne riportano qui di seguito gli aspetti di maggior rilevanza.

Le possibili vie d'esposizione che vengono prese in considerazione sono: l'irradiazione della pelle, l'inalazione e l'ingestione di radioattività.

Nel caso della contaminazione superficiale di un ambiente di lavoro, quest'ultima via viene però trascurata, in quanto l'ingestione può essere ritenuta estremamente improbabile quando si usino adeguati indumenti protettivi ed appropriate procedure di lavoro. Basta quindi considerare l'irradiazione della pelle e l'inalazione di attività risospesa.

Se si ammette cautelativamente che la pelle del lavoratore esposto resti a contatto con la superficie contaminata per l'intero orario di lavoro (2000 ore/anno), tenuto conto che il limite raccomandato per tale organo ai fini della prevenzione degli effetti stocastici è 0.5 Sv/anno, il limite derivato cercato coinciderà con l'attività superficiale (Bq/cm^2) che provoca un rateo di equivalente di dose allo strato sensibile della pelle di 0.25 mSv/h. Si ha perciò:

$$DL_{sup} = \frac{0.25}{D_1} \quad (3)$$

dove D_1 rappresenta il valore medio del rateo di equivalente di dose a una profondità in tessuto compresa tra 50 e 100 μm per unità di attività superficiale ($\text{mSv h}^{-1} \text{Bq}^{-1} \text{cm}^2$).

Per quanto riguarda invece l'inalazione di attività risospesa si può scrivere:

$$DL_{\text{sup}} = \frac{\text{DAC}}{\text{RF}} \times 10^{-4} \quad (4)$$

dove DAC è la più restrittiva concentrazione in aria per i lavoratori esposti (Bq m^{-3}) e RF il fattore di risospensione in aria (m^{-1}).

Quando la contaminazione riguarda un'area di almeno 10 m^2 , si possono assumere per il fattore di risospensione i seguenti valori numerici: $5 \times 10^{-6} \text{ m}^{-1}$ per i radionuclidi di bassa attività specifica e $5 \times 10^{-5} \text{ m}^{-1}$ per gli altri. Se la contaminazione superficiale è meno estesa i DL così calcolati risulteranno iperconservativi.

Il valore più restrittivo di DL che si ricava dalle (3) e (4) è il limite derivato di contaminazione superficiale cercato. L'analisi dei valori numerici che così si ottengono porta a concludere che per la maggior parte dei radionuclidi la via di esposizione limitante è l'irradiazione della pelle. Fanno eccezione il ^3H , ^{63}Ni , ^{90}Sr , ^{109}Cd , ^{125}I e gli emettitori alfa.

Per la contaminazione della pelle si può procedere in modo del tutto analogo. In questo caso le più importanti vie d'esposizione sono di norma l'irradiazione esterna della pelle stessa e l'ingestione di parte della contaminazione.

Se si assume cautelativamente che la contaminazione persista per l'intero anno, anziché soltanto per qualche ora o pochi giorni, come avviene in pratica, la limitazione per l'irradiazione esterna viene espressa da:

$$DL_{\text{sk}} = \frac{0.057}{D_1} \quad (5)$$

Per quanto riguarda l'ingestione, se si assume pessimisticamente che ogni giorno lavorativo venga ingerita tutta la contaminazione presente su 10 cm^2 di pelle, il relativo limite derivato sarà dato dall'attività su 10 cm^2 che produce un'introduzione pari all'ALI del radionuclide considerato:

$$DL_{\text{sk}} = \frac{\text{ALI}}{5 \times 50 \times 10} \quad (6)$$

Anche in questo caso, il valore più restrittivo ricavato dalle (5) e (6) rappresenta il limite derivato cercato. L'osservazione dei valori numerici che così si ottengono porta a concludere che anche questa volta la via limitante di esposizione è per la mag

TABELLA II - Limiti derivati di contaminazione superficiale proposti dall'NRPB.

Superficie contaminata	Attività superficiale (Bq cm ⁻²)					
	Estensione della contaminazione (m ²)	Classe I	Classe II	Classe III	Classe IV	Classe V
Ambiente di lavoro, apparecchi, oggetti, etc. in zone controllate	≤ 1	3	3 x 10 ¹	3 x 10 ¹	3 x 10 ²	3 x 10 ³
	> 1	3 x 10 ⁻¹	3			
Corpo umano		3 x 10 ⁻¹	3 x 10 ⁻¹	3 x 10 ⁻¹ (emettitori α) 3 (altri)	3 x 10 ¹	3 x 10 ²

Classificazione dei radionuclidi

Classi	Radionuclide
I	²²⁷ Ac, ²²⁸ Th, ²³⁰ Th, ²³² Th, Th-nat, ²³¹ Pa, ²³² U, ²³³ U, ²³⁴ U, ²³⁶ U, emettitori α con Z > 92
II	¹⁴⁷ Sm, ²¹⁰ Pb, ²²⁷ Th, ²³⁵ U, ²³⁸ U, U-imp. U-nat, U-arric, ²⁴¹ Pu
III	Radionuclidi non indicati nelle altre classi
IV	¹⁴ C, ³⁵ S, ⁵⁴ Mn, ⁵⁷ Co, ⁶⁵ Zn, ⁶⁷ Ga, ⁷⁵ Se, ⁷⁷ Br, ⁸⁵ Sr, ^{99m} Tc, ¹⁰⁹ Cd, ¹²³ I, ¹²⁵ I, ¹²⁹ Cs, ¹⁹⁷ Hg
V	³ H, ⁵¹ Cr, ⁵⁵ Fe, ⁶³ Ni, ¹³¹ Cs

gior parte dei radionuclidi l'irradiazione esterna. Solo per ^3H , ^{63}Ni , ^{109}Cd , ^{125}I , ^{210}Pb , ^{210}Po e per gli altri elementi più pesanti, la via limitante è l'ingestione.

Il modello descritto per la contaminazione della pelle non si applica naturalmente quando diventano importanti altre vie di esposizione, come ad esempio l'assorbimento percutaneo per alcuni composti del tritio.

Sulla base dei limiti derivati così calcolati, l'NRPB ha proposto una riclassificazione generale per classi dei radionuclidi e, per ciascuna classe, limiti derivati applicabili sia alla contaminazione superficiale di aree di lavoro sia alla contaminazione della pelle, come si desidera per ragioni pratiche. I risultati dello studio sono mostrati nella Tabella II.

Si fa notare che l'uso dei dati riportati in Tabella II potrebbe risultare troppo restrittivo quando si abbia a che fare soltanto con radionuclidi di bassa tossicità, come avviene spesso in numerosi laboratori di ricerca: in questi casi è preferibile applicare gli appropriati limiti per i singoli radionuclidi direttamente desumibili dalle equazioni (3), (4), (5) e (6). Il confronto tra i limiti così ricavati per alcuni radionuclidi, scelti a titolo d'esempio, e i limiti generali attribuiti alle relative classi di appartenenza sono mostrati nella Tabella III.

TABELLA III - Confronto dei limiti derivati di contaminazione superficiale (Bq cm^{-2}) per alcuni radionuclidi di bassa tossicità.

Radionuclide	DL _{superficie}		DL _{pelle}	
	Calcolato	Class. gen.	Calcolato	Class. gen.
^3H (composti solidi)	1.6×10^6	3×10^3	1.2×10^6	3×10^2
^{14}C	8.6×10^2	3×10^2	2.0×10^2	3×10^1
^{35}S	7.9×10^2	3×10^2	1.8×10^2	3×10^1
^{54}Mn	4.3×10^3	3×10^2	9.8×10^2	3×10^1
^{55}Fe	2.0×10^4	3×10^3	4.5×10^3	3×10^2
^{57}Co	2.9×10^3	3×10^2	6.6×10^2	3×10^1
^{63}Ni	4.0×10^4	3×10^3	1.2×10^5	3×10^2
^{65}Zn	2.8×10^3	3×10^2	6.4×10^2	3×10^1
$^{99\text{m}}\text{Tc}$	9.5×10^2	3×10^2	2.2×10^2	3×10^1
^{125}I	2.0×10^3	3×10^2	4.0×10^2	3×10^1

3.2. - Sommersione in atmosfera contaminata.

In alcuni casi, come ad esempio per i gas inerti, il principale rischio per gli individui esposti deriva non già dalla quantità di radioattività incorporata, ma bensì dall'irradiazione esterna del corpo intero. La stessa ICRP ha indicato la via da seguire per ricavare il relativo limite derivato e cioè la concentrazione in aria derivata per sommersione (DAC-sommersione)⁽⁴⁾.

Assumendo al solito un orario lavorativo di 2000 ore annue, il limite cercato coincide con un duemillesimo dell'integrale della concentrazione in aria del radionuclide considerato, che produrrebbe al lavoratore esposto una dose pari al limite raccomandato:

$$\text{DAC (sommersione)} = \frac{1}{2000} \int_0^{1 \text{ anno}} C(t) dt \quad \text{Bq} \cdot \text{m}^{-3}. \quad (7)$$

La contaminazione in aria $C(t)$ del radionuclide considerato espressa in $\text{Bq} \cdot \text{m}^{-3}$ deve soddisfare le seguenti disequaglianze:

$$\sum w_T \dot{H}_T \int_0^{1 \text{ anno}} C(t) dt \leq 0.05 \text{ Sv}, \quad (8)$$

$$\dot{H}_T \int_0^{1 \text{ anno}} C(t) dt \leq 0.5 \text{ Sv}, \quad (9)$$

$$\dot{H}_{\text{crist}} \int_0^{1 \text{ anno}} C(t) dt \leq 0.15 \text{ Sv}, \quad (10)$$

dove \dot{H}_T ($\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1} \text{Bq}^{-1} \text{m}^3$) è il rateo di equivalente di dose per sommersione in ciascun tessuto T (pelle inclusa) per concentrazione unitaria in aria del radionuclide considerato e \dot{H}_{crist} è il corrispondente valore per il cristallino.

La disequaglianza (8) serve per la limitazione degli effetti stocastici, le (9) e (10) per la prevenzione di quelli non stocastici.

I valori di \dot{H}_T e \dot{H}_{crist} vengono in genere ricavati considerando il lavoratore esposto in una nube radioattiva seminfinita, ciò che costituisce un'approssimazione per eccesso che potrebbe essere facilmente rimossa considerando modelli più realistici⁽²⁷⁾.

4. - LIVELLI DI RIFERIMENTO.

I livelli di riferimento devono essere scelti in funzione del programma, del tipo di monitoraggio considerato e dei relativi obiettivi. Non si possono cioè dare valori numerici validi in tutte le circostanze. Qui di seguito ci si limiterà, pertanto, a esaminare brevemente i criteri di scelta per alcune delle più abituali situazioni che s'incontrano in pratica.

4.1. - Livelli d'indagine.

I livelli d'indagine, i livelli cioè sopra ai quali è opportuno indagare sulle cause dell'esposizione, dovrebbero essere stabiliti sulla base della conformità dei risultati dei rilevamenti sui luoghi di lavoro ai valori attesi nelle condizioni abituali (ICRP n. 26, paragr. 180). I valori più idonei dovrebbero quindi derivare dall'esperienza maturata in rapporto alla situazione di ciascun impianto. Una buona norma è quella di effettuare sempre indagini quando si verificano variazioni rispetto alle condizioni abituali. In molte situazioni quindi, specie laddove lo standard di radioprotezione è molto buono, il livello d'indagine potrebbe anche coincidere con il fondo strumentale.

Per quanto concerne il monitoraggio individuale, l'ICRP suggerisce, in condizioni normali, un livello pari ai tre decimi dell'appropriato limite, o meglio, alla frazione di tre decimi dell'appropriato limite corrispondente alla frazione di anno sulla quale si effettua la determinazione del rilevamento individuale ($3/10 \frac{DL}{n}$) (ICRP n. 26, paragr. 178).

Si tratta, ad avviso di chi scrive, di un valore che, se assunto indiscriminatamente, potrebbe risultare troppo elevato in molte circostanze.

In occasione di rilevamenti speciali, la stessa ICRP (paragr. 179) suggerisce però valori più modesti, da stabilire sulla base della previsione del numero di volte in cui eventi simili a quello su cui s'indaga possano ripetersi in un anno. Nell'ipotesi di una frequenza di sei eventi all'anno del tipo considerato, trova conferma un valore corrispondente a 1/20 dei limiti annuali di equivalente di dose, già raccomandato a suo tempo nella Pubblicazione n. 10⁽²⁸⁾ per problemi di contaminazione interna.

4.2. - Livelli di registrazione.

L'utilità di introdurre dei livelli di registrazione è legata all'opportunità di non dover registrare e conservare dati dosimetrici privi di significato radioprotezionistico. Tale esigenza è chiaramente avvertita, com'è noto, da tutti i fisici sanitari operativi per quanto concerne la sorveglianza fisica individuale. In questo campo, l'Italia, a causa della carenza di precise indicazioni in proposito, è probabilmente l'unico Pae

se al mondo nel quale si continuano ad attribuire ancora ai lavoratori sorvegliati anche i fondi strumentali, giustificando tale scelta con inconsistenti motivi di cautela. Val la pena quindi di soffermarsi brevemente anche su questo problema.

L'ICRP (n. 26, paragr. 181), proprio per scopi di dosimetria personale, suggerisce l'introduzione di un livello di registrazione pari a un decimo del corrispondente limite raccomandato. Un tale valore sembra però francamente eccessivo. La sua assunzione potrebbe infatti comportare la cancellazione di un gran numero di dosi individuali prossime ai 5 mSv/anno, livello quest'ultimo che, anche alla luce dei fattori di rischio assunti nella stessa Pubblicazione n. 26, non sembra essere del tutto privo di significato radioprotezionistico.

E' probabile che l'adozione di un livello di registrazione più modesto, pari ad esempio soltanto al fondo strumentale o a due volte tale valore, sarebbe già sufficiente per risolvere molti dei problemi che s'incontrano nella routine di radioprotezione.

Esso infatti, nella maggior parte delle situazioni, consentirebbe di eliminare un'altissima percentuale di registrazioni praticamente inutili, quando non addirittura prive di significato o fuorvianti.

4.3. - Livelli d'intervento.

La scelta di un livello d'intervento dipende da un gran numero di parametri e non può prescindere né dal particolare tipo d'impianto cui ci si riferisce né dal contesto nel quale si opera. Si deve quindi procedere caso per caso sulla base dell'esperienza specifica maturata e delle stime di rischio collegate con il superamento di prefissati valori di dose.

Nelle Pubblicazioni ICRP non è stato finora raccomandato alcun valore numerico per i livelli d'intervento.

BIBLIOGRAFIA

- (1) - ICRP Publication n. 26, Recommendations of the ICRP, Annals of the ICRP Vol. 1, n. 3 (1977).
- (2) - Statement from the 1978 Stockholm Meeting of the ICRP, Annals of the ICRP Vol. 2, n. 1 (1978).
- (3) - Statement and Recommendations of the 1980 Brighton Meeting of the ICRP, Annals of the ICRP Vol. 4, n. 3/4 (1980).
- (4) - ICRP Publication n. 30, Limits for Intakes of Radionuclides by Workers, Annals of the ICRP Vol. 2, n. 3/4 (1979); Vol. 3 (1979); Vol. 4, n. 3/4 (1980); Vol. 5 (1981); Vol. 6, n. 2/3 (1981); Vol. 7 (1982); Vol. 8, n. 1-3 (1982); Vol. 8, n. 4 (1982).
- (5) - ICRP Publication n. 35, General Principles of Monitoring for Radiation Protection of Workers, Annals of the ICRP, Vol. 9, n. 4 (1982).
- (6) - ICRU Report 19, Radiation Quantities and Units (1971).
- (7) - ICRU Report 25, Conceptual Basis for the Determination of Dose Equivalent (1976).
- (8) - ICRU Report 33, Radiation Quantities and Units (1980).
- (9) - M. Pelliccioni, Grandezze usate in radioprotezione, Convegno Nazionale CAMEN-AIRP su "Direttive CEE 1980 e Aggiornamento della Legislazione Italiana in materia di radioprotezione", S. Piero a Grado (Pisa), 1981.
- (10) - S.R. Wagner, Is the Dose Equivalent Index a Quantity to be Measured? 5th Intern. Congress of the IRPA, Jerusalem, Book of the papers, Vol. 1, pag. 163 (1978).
- (11) - R. Kramer and G. Drexler, Practical Implications of the Concept of Dose Equivalent Index, IAEA, Proceedings of a Seminar, Vienna 5-9 March 1979, pag. 451.
- (12) - K. O'Brien, Dosimetric Quantities and the Radiation Field, Rad. Prot. Dos. Vol. 3, n. 1/2 (1981).
- (13) - D.F. White, The IEC skin and depth-dose concepts, Proceedings of the European Seminar held at Braunschweig, October 13-15, 1980.
- (14) - International Electrotechnical Commission, Beta, X and gamma dose equivalent and dose equivalent rate meters for use in radiation protection, Report of Sub-Committee 45B, in preparazione.
- (15) - M. Hoefert, G. R. Stevenson and C. Yamaguchi, On the determination of dose equivalent for photons of energies between 4 and 10 MeV, HS-RP/092/PP (1982).
- (16) - ICRP Publication n. 21, Data for protection against ionizing radiation from external sources (1971).
- (17) - NCRP, Protection against neutron radiation, Report n. 38 (1971).
- (18) - ANSI, Neutron and gamma-ray flux-to-dose-rate factors, ANSI/ANS-6.1.1, (1977).

- (19) - S. Y. Chen and A. B. Chilton, Calculation of fast neutron depth-dose in the ICRU standard tissue phantoms and the deviation of neutrons fluence-to-dose index conversion factors, *Rad. Res.* 78, 335 (1979).
- (20) - Yeong-Long Shiue and A. B. Chilton, Calculation of low-energy neutron dose indices and depth doses in the ICRU tissue sphere, *Rad. Res.* 93, 421 (1983).
- (21) - G. Burger, A. Morhart, P. S. Nagarajan and A. Wittmann, Effective dose equivalent and its relationship to operational quantities for neutrons, Proceedings of the European Seminar held at Braunschweig, October 13-15, 1980.
- (22) - Radiation Protection Quantities for External Exposure, Proceedings of the European Seminar held at Braunschweig, October 13-15, 1980.
- (23) - T. E. Burlin, The relevance of fluence data to radiation protection, Proceedings of the European Seminar held at Braunschweig, October 13-15, 1980.
- (24) - IAEA, Safety Series n. 1, Safe Handling of Radionuclides (1973).
- (25) - A. D. Wrixson, G. S. Linsley, K. C. Birms and D. F. White, Derived Limits for Surface Contamination, NRPB-DL 2 (1979).
- (26) - A. D. Wrixson and G. S. Linsley, Derived Limits for Surface Contamination, Supplement to Report NRPB-DL 2 (1982).
- (27) - Radiological Safety Aspects of the operation of electron linear accelerators, IAEA Technical Reports Series n. 188 (Vienna, 1979).
- (28) - ICRP Publication n. 10, Evaluation of Radiation Doses to Body Tissues from Internal Contamination due to Occupational Exposure (1967).