

COMITATO NAZIONALE PER L'ENERGIA NUCLEARE
Laboratori Nazionali di Frascati

LNF-76/22(R)
26 Marzo 1976

M. Pelliccioni : DOSIMETRIA DEI NEUTRONI IN RADIOTERAPIA

M. Pelliccioni: DOSIMETRIA DEI NEUTRONI IN RADIOTERAPIA. -

(Presentato ai Colloqui dell'Istituto del Radio "O. Alberti" 2^a edizione, Brescia, 8-12 Marzo 1976).

1. - INTRODUZIONE. -

La dosimetria dei neutroni, almeno limitatamente alle applicazioni mediche, ha come obiettivo fondamentale la valutazione della dose assorbita nei materiali biologici esposti a fasci di radiazione neutronica. Il conseguimento di tale obiettivo risulta spesso notevolmente complicato dalla concomitante presenza di una componente gamma, il cui contributo alla dose totale deve quindi essere determinato separatamente.

I risultati raggiunti, sia sperimentalmente che mediante calcoli, pur essendo sufficientemente accurati, non possono tuttavia ritenersi ancora completamente esaurienti. Ciò spiega la proliferazione dei tentativi volti ad assicurare soluzioni sempre più soddisfacenti.

Al fine d'inquadrare il problema dal punto di vista dosimetrico, converrà esaminare brevemente le principali caratteristiche dei fasci di neutroni utilizzati in terapia. Come è noto, tali fasci devono avere intensità sufficientemente elevata e buona penetrazione nel tessuto. Deve essere inoltre possibile un'adeguata collimazione^(1,2). Quest'ultima condizione richiede che il campione da irradiare sia posto a una distan

2.

za di almeno 70 cm dalla sorgente⁽¹⁾. Poichè un trattamento terapeutico richiede dosi dell'ordine di 100 rad, ciò significa che le sorgenti devono essere in grado di fornire circa 10 rad/minuto⁽³⁾ a tale distanza. L'energia è di norma scelta nell'intervallo tra 8 e 15 MeV.

Fasci di neutroni, nell'intervallo di energia sopra indicato, possono essere ottenuti con i ciclotroni e con i generatori deuterio-tritio. Questi ultimi, a prescindere dal problema della vita media della targhetta, sarebbero preferibili per motivi di economicità e maneggevolezza, ma producono spesso fasci di intensità insufficiente.

Nella presente relazione saranno illustrati i principali risultati conseguiti nella dosimetria dei neutroni, limitatamente ai campi di radiazione aventi le caratteristiche sopra descritte. Tra le tecniche sperimentali si preferirà di norma presentare quelle che consentono l'uso di dosimetri di dimensioni sufficientemente ridotte, come richiesto nelle applicazioni cliniche. Non verranno invece esaminate le tecniche impiegate per scopi radioprotezionistici.

2. - RISULTATI DEI CALCOLI. -

Le difficoltà sperimentali cui si è accennato possono talvolta essere superate con l'ausilio del calcolo, purchè siano note con precisione tutte le caratteristiche della sorgente. Tra i vantaggi dei calcoli merita menzionare la possibilità di valutare separatamente il contributo dei singoli processi.

Com'è noto, i neutroni interagiscono con la materia soltanto attraverso le forze nucleari che essi esercitano sui protoni e i neutroni dei nuclei. Le particelle cariche messe in moto in tali interazioni sono essenzialmente protoni e, in minor misura, nuclei di rinculo. In particolare, quando il materiale irradiato è un tessuto biologico, il principale contributo alla dose totale è dovuto ai protoni di rinculo prodotti per diffusione elastica dei neutroni con l'idrogeno presente. Poichè tali particelle secondarie hanno percorsi nel tessuto

molto brevi, sono verificate le condizioni di equilibrio delle particelle cariche⁽⁴⁾ e il kerma coincide quindi con la dose assorbita.

Nel caso di neutroni monoenergetici, il kerma in un certo materiale è dato da⁽⁵⁾:

$$(1) \quad K_n = \phi \sum_i \sum_j N_i \sigma_{ij}(E_n) T_{ij}(E_n)$$

dove ϕ è la fluenza dei neutroni di energia E_n , N_i è il numero di nuclei dell'isotopo i per unità di massa del materiale considerato, $\sigma_{ij}(E_n)$ è la sezione d'urto per il processo di tipo j nell'isotopo i e $T_{ij}(E_n)$ è l'energia cinetica media delle particelle cariche prodotte.

Vari autori hanno pubblicato risultati di calcoli di kerma per unità di fluenza in funzione dell'energia dei neutroni per diversi materiali. Nella Fig. 1 sono mostrati i risultati di uno dei calcoli più recenti⁽⁶⁾, relativo ad un tessuto avente la seguente composizione in peso: H(10%), C(12%), N(4%), O(74%). Nel ricavare i dati di cui alla Fig. 1 si è fatta l'ipotesi che i neutroni fossero tutti monoenergetici

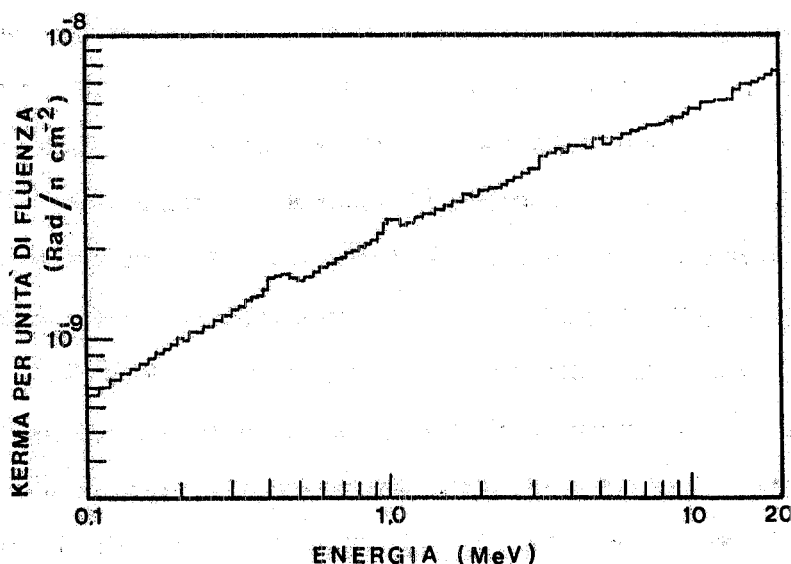


FIG. 1 - Fattore di conversione kerma-fluenza in funzione dell'energia dei neutroni in un tessuto della seguente composizione in peso = 10% H, 12% C, 4% N, 74% O.

nel punto d'interesse, indipendentemente dalle dimensioni del tessuto irradiato. Essi potranno perciò essere utilmente impiegati solo nel caso di oggetti di dimensioni sufficientemente piccole da non perturbare significativamente il campo neutronico.

La curva di Fig. 1, nelle condizioni di cui sopra, permette di risalire da misure di fluensa al kerma e quindi alla dose assorbita. Ciò, sia nel caso di neutroni monoenergetici, sia, mediante una semplice integrazione, nel caso di spettri di neutroni più complessi, purchè ben conosciuti.

Calcoli molto accurati, nei quali si tiene conto anche delle dimensioni del bersaglio, sono stati eseguiti, con il metodo di Montecarlo, da Auxier et al. ⁽⁷⁾. Tali autori hanno ricavato la dose in varie regioni di un fantoccio antropomorfo realizzato per mezzo di un cilindro circolare retto di raggio 15 cm e altezza 60 cm, contenente H, C, N e O nelle stesse proporzioni dell'uomo standard, e irradiato unilateralmente con un fascio di neutroni paralleli e monoenergetici. Naturalmente, i risultati così ottenuti rappresentano un limite superiore per i casi di fasci di dimensioni finite. Essi mostrano che la dose assorbita totale è dovuta principalmente ai neutroni veloci, in quanto il contributo dei neutroni termici è inferiore all'1%, mentre quello dei gamma è di norma minore del 10% del totale, valore che può essere superato di rado e solo in qualche punto. L'andamento della dose prodotta dalla componente dei neutroni veloci in funzione della profondità nel fantoccio è mostrata nella Fig. 2. Come si può notare la capacità di penetrazione del fascio aumenta con l'energia fino a 10 MeV, mentre sembra diminuire leggermente a 14 MeV. La probabile spiegazione di questo effetto va ricercata nel fatto che le sezioni d'urto del C, N e O aumentano nell'intervallo tra 10 e 15 MeV più di quanto diminuisca quella dell'idrogeno. Naturalmente, sopra a 14 MeV, è previsto che la penetrazione torni ad aumentare con l'energia.

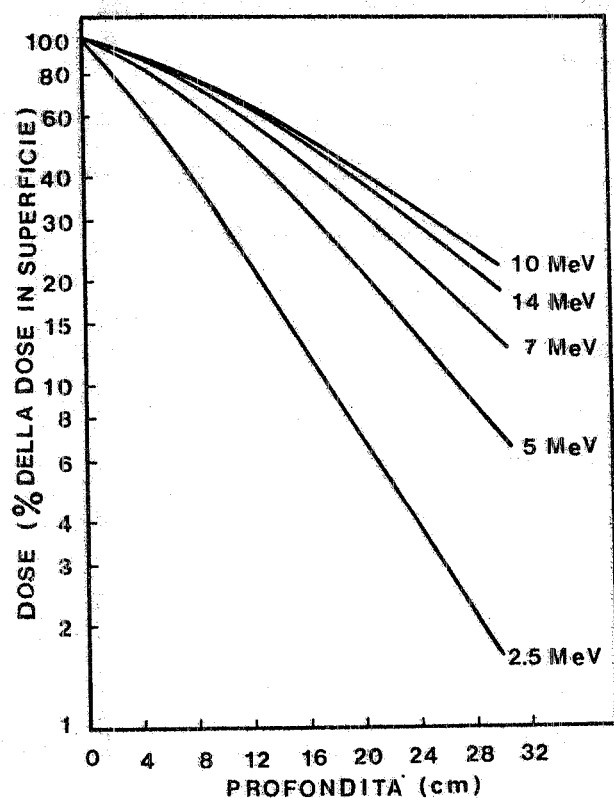


FIG. 2 - Curve teoriche di dose da neutroni in funzione della profondità in un fantoccio (diametro 30 cm; altezza 60 cm) irradiato con fasci paralleli di neutroni di varie energie. I valori delle dosi, dai quali è escluso il contributo dei raggi gamma, sono stati normalizzati a quelli in superficie.

3. - TECNICHE SPERIMENTALI. -

3.1. - Metodi calorimetrici. -

Poichè il metodo concettualmente più diretto per la misura della dose assorbita è quello calorimetrico, si ritiene opportuno iniziare la rassegna delle tecniche sperimentali dai calorimetri. Va tuttavia precisato che questi strumenti trovano in pratica scarsa applicazione per via delle dimensioni relativamente grandi, della scarsa sensibilità e della lentezza nella risposta. Sono però spesso impiegati nella calibrazione degli altri strumenti, in quanto, con metodi elettronici, possono essere calibrati in modo assoluto senza alcun riferimento a fasci di radiazione. Deve inoltre essere messa in risalto la loro grande precisione: è stato riferito che 10 esposizioni a 100 rad possono dare una deviazione standard soltanto dell'1%⁽⁸⁾.

6.

Il materiale ideale per realizzare l'elemento sensibile di un calorimetro dovrebbe avere lo stesso kerma del tessuto e "difetto termico" (frazione dell'energia assorbita non trasformata in calore) trascurabile. Un plastico tessuto equivalente soddisfa la prima condizione, ma non completamente la seconda. Per neutroni di energia fino a 15 MeV, il "difetto termico" può essere stimato dell'ordine del $(4+2)\%$ ⁽⁸⁾.

Un calorimetro realizzato con un plastico tessuto equivalente misura sia la dose dei neutroni che quella dei gamma, il cui contributo deve pertanto essere valutato separatamente.

La precisione totale che si riesce ad ottenere è dell'ordine del 4-5%.

Si ricorda che un calorimetro, prima dell'utilizzazione, deve essere pre-irradiato per eliminare l'ossigeno presente che altrimenti, sotto irradiazione, reagirebbe con il plastico liberando calore addizionale.

3.2. - Camere a ionizzazione. -

Le camere a ionizzazione consentono la misura diretta della dose totale (gamma e neutroni) assorbita nei materiali biologici, tramite l'applicazione del principio di Bragg-Gray. Poichè il percorso dei secondari carichi generati dai neutroni nelle pareti è molto breve, con viene usare camere omogenee, cioè con pareti e gas di riempimento della stessa composizione, coincidente con quella del materiale biologico d'interesse.

In particolare per simulare il tessuto molle, le pareti della camera vengono realizzate con un plastico tessuto equivalente. Naturalmente, l'equivalenza tra plastico e tessuto non è perfetta a tutte le energie. Tuttavia, nel uso del tessuto muscolare, i valori misurati per il kerma, e quindi per la dose assorbita, non differiscono più del 5%⁽¹⁸⁾. Come gas di riempimento si usa una miscela di CH₄, CO₂ e N₂. Con tale miscela, di fatto, si sostituisce parte dell'ossigeno del tessuto con carbonio, ma, alle basse energie, ciò non comporta gravi errori in quanto il 90% dell'energia ceduta dai neutroni è dovuta ad interazioni con l'idrogeno.

Sebbene la camera tessuto equivalente possa essere usata come strumento primario, in pratica, si suole quasi sempre effettuare la calibrazione per mezzo di un fascio di fotoni di caratteristiche note. La dose depositata dai neutroni in un certo punto del tessuto, in presenza di un campo misto di radiazione, può essere allora ricavata da⁽⁸⁾:

$$(2) \quad D_n = \frac{W_n}{W_\gamma} \frac{K_n}{K_\gamma} \frac{S_n}{S_\gamma} \left(\frac{D_x}{Q_x} Q_t - D_\gamma \right)$$

dove W è l'energia necessaria per creare una coppia di ioni, K il rapporto del kerma tra tessuto e materiale tessuto equivalente, S il rapporto dei poteri frenanti, Q_t la ionizzazione misurata, D_x/Q_x il rapporto della dose alla ionizzazione misurata con il fascio di calibrazione e D_γ la dose depositata nel tessuto dalla componente gamma.

Nel complesso la camera tessuto equivalente sembra essere ancora attualmente lo strumento più preciso per la misura della dose in un materiale biologico. Le maggiori incertezze dipendono dall'accuratezza con la quale sono noti i valori dei rapporti W_n/W_γ e S_n/S_γ .

Nella Fig. 3 è mostrato in funzione dell'energia dei neutroni l'andamento del rapporto W_n/W_γ in gas tessuto-equivalente, desunto da una recente pubblicazione⁽⁸⁾. Come si può notare, alle energie più basse, specie sotto 1 MeV, esistono alcune discrepanze tra i valori di diversi autori. Ad energie superiori a 10 MeV l'accordo tra i vari

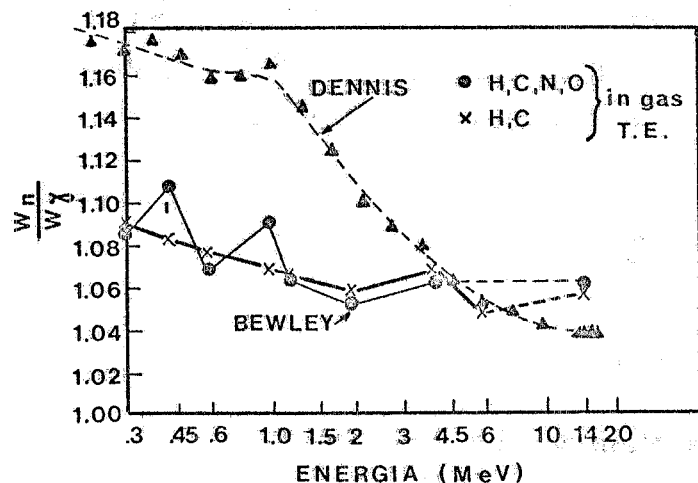


FIG. 3 - Valori di W_n/W_γ in funzione dell'energia dei neutroni in gas tessuto equivalente.

8.

risultati è invece migliore del 2%. Sarebbe certamente auspicabile che nuove misure venissero ripetute nell'intervallo tra 0,1 e 10 MeV.

Per quanto riguarda il rapporto dei poteri frenanti, va rilevato che se gas e pareti fossero rigorosamente equivalenti, esso sarebbe uguale ad 1. Le composizioni che si riescono a fare in pratica comportano differenze dall'unità dell'ordine soltanto di qualche per mille. Più importante è invece valutare l'entità delle differenze nei valori dei poteri frenanti tra le due fasi, liquida e gassosa, di uno stesso materiale. Risultati esaurienti a questo riguardo non esistono. Sembra comunque che il rapporto in questione, se posto uguale a 1, possa portare al più ad una valutazione per difetto della dose nelle pareti della camera dell'ordine del 5%⁽⁸⁾.

Per quanto riguarda la misura di D_γ , il contributo alla dose totale della componente gamma, si possono seguire varie strade. La più ovvia è quella di far uso di un qualsiasi strumento insensibile ai neutroni (per es. pellicole fotografiche), quantunque sia poi discutibile la possibilità di reperire strumenti che verifichino completamente tale condizione.

Un secondo metodo, peraltro assai diffuso, consiste nel ricorrere all'impiego di un'altra camera a ionizzazione, di geometria identica a quella tessuto equivalente, ma costruita con materiali privi di idrogeno e quindi con scarsa sensibilità ai neutroni. Esempi di questo genere sono le camere con pareti in carbonio o teflon riempite di anidride carbonica. Se si indicano rispettivamente con a_1 e a_2 la sensibilità ai gamma delle due camere, e con b_1 e b_2 quella ai neutroni, la ionizzazione misurata nelle due camere è data da⁽¹⁾:

$$(3) \quad I_1 = a_1 D_\gamma + b_1 D_n$$

$$(4) \quad I_2 = a_2 D_\gamma + b_2 D_n$$

da cui è possibile ricavare separatamente i due contributi:

$$(5) \quad D_n = \frac{a_2 I_1 - a_1 I_2}{a_2 b_1 - a_1 b_2}$$

$$(6) \quad D_\gamma = \frac{b_1 I_2 - b_2 I_1}{a_2 b_1 - a_1 b_2}$$

In questo modo è possibile valutare D_n con una precisione certamente migliore del 10%. Meno accurata è invece la valutazione di D_γ sul cui valore pesa maggiormente l'incertezza con cui è nota b_2 (sensibilità ai neutroni della camera non idrogenata). Tuttavia ciò non costituisce un problema in quanto D_γ rappresenta di norma soltanto una frazione di D_n inferiore al 10%.

Il metodo sopra esposto è stato perfezionato nelle cosiddette camere compensate costituite da due camere, una con pareti idrogenate e quindi sensibile a gamma e neutroni, l'altra senza idrogeno e quindi sensibile soltanto ai gamma. I volumi possono essere regolati in modo tale che la ionizzazione prodotta dai gamma sia la stessa dalle due parti. Unendo gli elettrodi di raccolta tra loro e collegando gli altri a polarità opposte la ionizzazione dovuta ai gamma viene cancellata e la corrente che si misura è dovuta soltanto alla ionizzazione prodotta dai neutroni.

Un altro metodo per discriminare il contributo della componente gamma è stato proposto da Attix et al. ⁽⁹⁾ che hanno usato insieme alla camera tessuto equivalente due dosimetri a termoluminescenza ($\text{CaF}_2:\text{Mn}$ e ${}^7\text{LiF}$) sfruttando la diversa sensibilità dei due fosfori ai neutroni.

Le risposte dei tre rivelatori in un campo misto di gamma e neutroni sono date rispettivamente da:

$$(7) \quad R_{\text{TE}} = A_1 D_\gamma + B_1 D_n$$

$$(8) \quad R_{\text{CaF}_2:\text{Mn}} = A_2 D_\gamma + B_2 D_n$$

10.

$$(9) \quad R_{7\text{LiF}} = A_3 D_\gamma + B_3 D_n$$

dove A_1, B_1, A_2, A_3 sono note attraverso esposizioni di calibrazione e i rapporti B_2/A_2 e B_3/A_3 sono legati dalla relazione sperimentale:

$$(10) \quad \left(\frac{B_2}{A_2}\right)_{\text{CaF}_2} = (0.57 \pm 0.10) \left(\frac{B_3}{A_3}\right)_{7\text{LiF}}$$

Si noti che il valore del rapporto $\left[\frac{(B/A)_{\text{CaF}_2}}{(B/A)_{7\text{LiF}}}\right]$ dovrebbe in generale variare con l'energia dei neutroni, ma tra 8 e 15 MeV la variazione risulta trascurabile in quanto in tale intervallo si mantiene approssimativamente costante il rapporto delle sezioni d'urto totali per unità di massa $\left[\frac{(\sigma_T)_{\text{CaF}_2}}{(\sigma_T)_{7\text{LiF}}}\right]$.

Le equazioni (7, 8, 9) e (10) costituiscono un sistema dal quale è possibile determinare separatamente D_γ e D_n .

3.3. - Dosimetri a termoluminescenza. -

Il problema della dosimetria dei neutroni in campi misti può essere risolto anche utilizzando dosimetri a termoluminescenza. È stato, infatti, mostrato che l'uso di una coppia di dosimetri al $\text{CaF}_2:\text{Mn}$, l'uno schermato con materiale idrogenato e l'altro con un materiale pesante, permette di determinare separatamente i valori di D_γ e D_n (10).

A titolo d'esempio, nella Fig. 4 è presentata, in funzione della dose da neutroni, la risposta in campo misto di due dosimetri al $\text{CaF}_2:\text{Mn}$ a forma di dischi (diametro 6 mm e altezza 0,13 mm), l'uno schermato con spessori di 2 mm di politene (R_p), e l'altro con 0,3 mm di piombo (R_L). L'esposizione è riferita a neutroni prodotti in un ciclotrone e aventi un'energia media di 7,5 MeV. La dipendenza di R_p dall'energia dei neutroni è mostrata in Fig. 5.

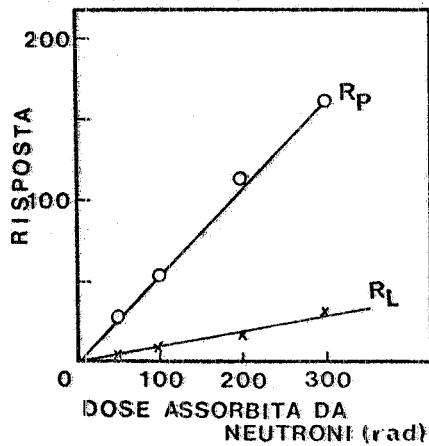
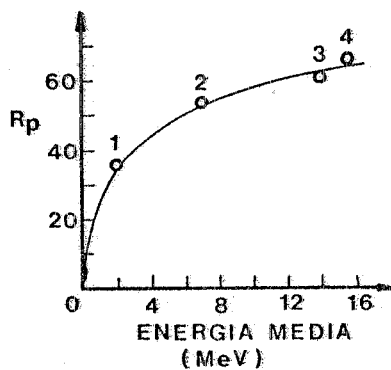


FIG. 4 - Risposta di dosimetri a termoluminescenza $\text{CaF}_2:\text{Mn}$ in campi misti di gamma e neutroni in funzione della dose da neutroni in tessuto (kerma). La risposta dei dosimetri è espressa in dose equivalente di raggi gamma. R_p si riferisce al dosimetro schermato con politene, R_L a quello schermato con piombo.



1 VAN DE GRAAF BERSAGLIO DI Be	2 MeV
2 CICLOTRONE	7.5 MeV
3 GENERATORE DT	14 MeV
4 VAN DE GRAAF BERSAGLIO DI TRIZIO	15.5 MeV

FIG. 5 - Risposta di un dosimetro a termoluminescenza $\text{CaF}_2:\text{Mn}$ schermato con politene in campi misti di gamma e neutroni per diverse energie medie dei neutroni. R_p è espressa in dose da raggi gamma equivalente a 100 rad da neutroni in tessuto.

In un campo misto, la risposta dei due dischi è quindi data da:

$$(11) \quad R_p = aD_\gamma + bD_n$$

$$(12) \quad R_L = cD_\gamma + dD_n$$

Noti i coefficienti, le due equazioni consentono la valutazione di D_γ e D_n .

Il sistema è stato utilizzato per misure di dose in tessuto presso il ciclotrone dell'Hammersmith Hospital di Londra⁽¹⁰⁾ con una

riproducibilità del 3%. Si è però trovato che la risposta in profondità tende a sottovalutare la dose da neutroni, probabilmente a causa della direzionalità della risposta dei dosimetri, effetto che può forse essere superato o quanto meno ridotto con dosimetri di geometria più opportuna. Il metodo descritto consente misure di dose fino a qualche rad.

3.4. - Contatore proporzionale tipo Rossi. -

Le tecniche basate sull'impiego di coppie di rivelatori, ciascuno sensibile, o maggiormente sensibile, a una delle componenti, introducono talvolta degli errori di misura indesideratamente elevati, specie nella determinazione del contributo della componente gamma.

Detto contributo può essere più accuratamente valutato ricorrendo all'impiego del contatore proporzionale tessuto equivalente ideato da H. H. Rossi⁽¹¹⁾, in grado di fornire informazioni, oltre che sulle dosi, anche sulla qualità delle radiazioni e sulle caratteristiche delle particelle cariche secondarie generate per interazione dei neutroni nel tessuto.

Il contatore di Rossi è realizzato in modo tale che le particelle, attraversandolo, perdono in esso soltanto una piccola frazione della loro energia e mantengono invariato il valore del LET. Affinchè ciò sia possibile è necessario riempire il contatore con gas a bassa pressione. Una particella che, ad esempio, attraversi lungo l'asse maggiore un contatore di 10 cm di diametro riempito con gas tessuto equivalente alla pressione di 7 mmHg, vi perde la stessa energia che perderebbe in un micron di tessuto.

Per descrivere l'energia depositata dalla particella e dai suoi secondari si vuole spesso introdurre la grandezza Y , definita come rapporto tra l'energia effettivamente persa in un evento e il diametro della sfera (in micron).

Nella Fig. 6 sono mostrati i risultati sperimentali ottenuti usando un contatore del tipo descritto ad una profondità di 20 cm in un fluido tessuto equivalente esposto ad un fascio di neutroni di energia media 8 MeV, contaminato dalla presenza di radiazione gamma in percentuale del $(14 \pm 2)\%$ del totale.⁽¹²⁾

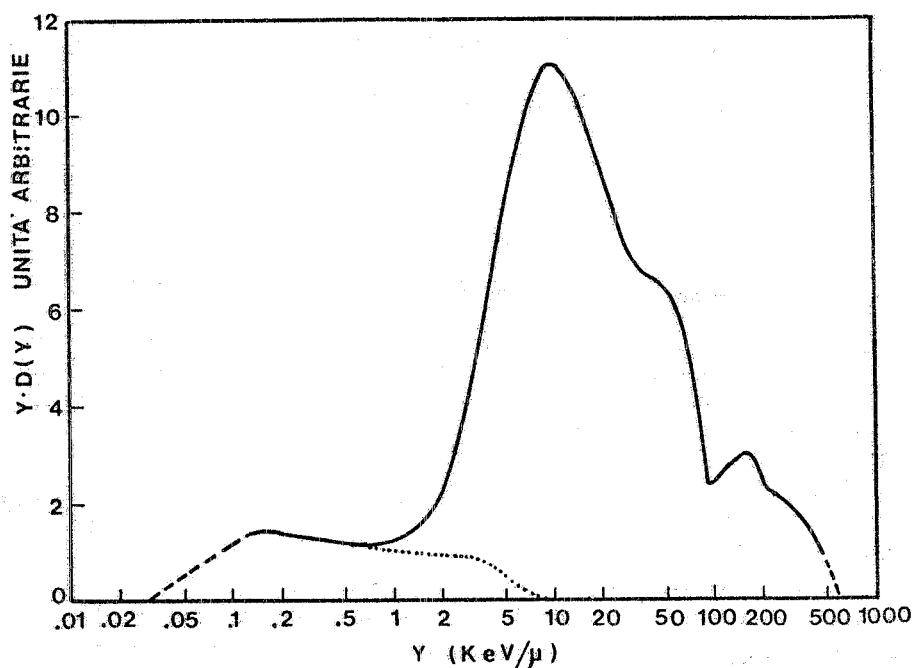


FIG. 6 - Spettro microdosimetrico eseguito ad una profondità di 20 cm in un fluido tessuto equivalente esposto ad un fascio di neutroni (13 cm x 13 cm) di energia media in aria 8 MeV. Diametro del contatore equivalente a 2μ di tessuto. Il contributo della componente gamma è il $(14 \pm 2)\%$ del totale.

3.5.- Metodi basati sull'attivazione. -

Il metodo dell'attivazione dei materiali è assai attraente perchè consente, almeno alle energie cui si è interessati in questa sede, la completa discriminazione del contributo della componente gamma. I rivelatori ad attivazione permettono però la misura della fluenza, dalla quale è poi necessario risalire al kerma, tramite i fattori di conversione kerma-fluenza già discussi. Poichè sia la

relazione tra kerma e fluena sia quella tra fluena ed attivazione sono dipendenti dall'energia, il metodo si rivela particolarmente indicato nel caso di fasci di neutroni monoenergetici.

Nella Tabella I sono presentate alcune delle reazioni più frequentemente sfruttate a scopi dosimetrici. Il contributo alla fluena totale dei neutroni termici ed intermedi può essere valutato mediante l'uso di foglie d'oro con e senza schermo di cadmio. Lo zolfo e l'alluminio permettono la valutazione del contributo dei neutroni veloci.

TABELLA I

Reazioni d'attivazione sfruttate frequentemente per scopi dosimetrici.

Reazione	Energia di soglia (MeV)	$T_{1/2}$ (giorni)	Emissione usata nei conteggi (energia in MeV)	Sensibilità (x)
$^{147}\text{Au}(n, \gamma)^{148}\text{Au}$	—	2,695	$\beta^- (0,96)$	0,865
$^{32}\text{S}(n, p)^{32}\text{P}$	2,2	14,3	$\beta^- (1,7)$	$3,2 \times 10^{-3}$
$^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$	6,6	0,625	$\beta^- (1,39); \gamma (1,37; 2,76)$	$2,2 \times 10^{-2}$

(x) - E' espressa in disintegrazioni per secondo e per grammo di materiale irradiato prodotte da 10^6 neutroni per cm^2 in un intervallo di tempo molto breve rispetto a $T_{1/2}$.

Foglie dei materiali indicati nella tabella sono state impiegate, tra l'altro, per valutare la dose a varie profondità di un fantoccio tessuto equivalente esposto ai neutroni della reazione d-T (circa 15 MeV)⁽¹³⁾. Nelle condizioni sperimentali dell'esperienza cui ci si riferisce, si è trovato che il contributo al kerma dovuto ai neutroni termici ed intermedi è al massimo rispettivamente dell'0,2% e dello 0,03% del totale ad una profondità di 3 cm. Per quanto concerne il contributo dei neutroni veloci, nella Fig. 7 è riportato, in funzione della profondità nel fantoccio, il rapporto tra il kerma ricavato con le foglie di Al e S e la dose assorbita, misurata con una camera tessuto equivalente. Le curve a) sono state ricavate nell'ipotesi che la fluena sia tutta costituita da neutroni da 15 MeV, mentre

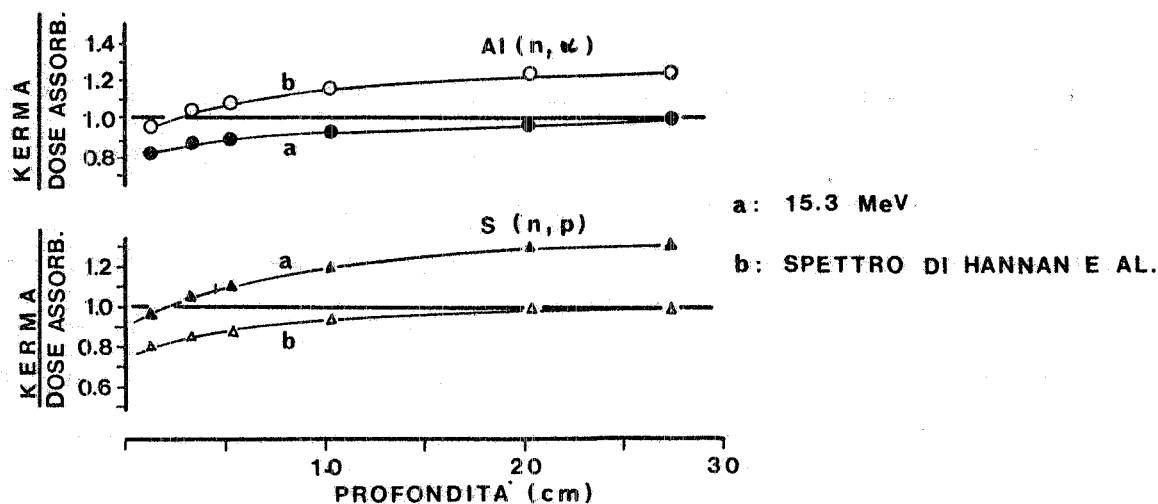


FIG. 7 - Rapporto del kerma misurato con rivelatori di Al e S alla dose assorbita in funzione della profondità in un fantoccio d'acqua. (Dimensioni del fascio 6 cm x 8 cm; distanza della sorgente dalla superficie del fantoccio = 45 cm).

nelle curve b) si è tenuto conto della degradazione dello spettro nell'attraversamento del tessuto.

3.6. - Altri metodi. -

Poichè qualsiasi rivelatore la cui risposta sia funzione dell'energia in esso depositata dai neutroni può, in linea di principio, essere impiegato come dosimetro per neutroni, l'elenco della strumentazione potrebbe ancora continuare a lungo. In pratica, però, un dosimetro deve soddisfare anche un certo numero di altre condizioni, in dipendenza del particolare tipo di applicazione dosimetrica che se ne intende fare.

Per quanto riguarda la dosimetria dei neutroni in radioterapia, si può ragionevolmente affermare che, di fatto, oltre alle metodiche sopra descritte, poche altre hanno trovato utilizzazione e nessuna in modo abituale.

Si possono ancora ricordare, tra i sistemi chimici, i tentativi volti ad estendere ai neutroni l'uso del dosimetro di Fricke, assai vantaggiosamente impiegato in dosimetria gamma. Tuttavia

esso non sembra completamente idoneo allo scopo, per via della forte dipendenza dall'energia dei neutroni del valore del parametro G_n , che rappresenta il numero di radicali o molecole formate per 100 eV di energia assorbita. Questa grandezza varia infatti da circa 7 per i neutroni del californio⁽¹⁴⁾ a circa 9 per quelli da 14 MeV⁽¹⁵⁾. Resterebbe inoltre il problema della discriminazione della componente gamma ($G_\gamma = 15,5$), per la quale al solito si dovrebbe scegliere un altro dosimetro.

Numerosi studi sono stati anche fatti per utilizzare in dosimetria dei neutroni vari tipi di rivelatori a stato solido. Tuttavia i risultati sinora raggiunti, a parte quelli riguardanti la termoluminescenza dei quali si è già discusso, non sembrano così incoraggianti da doverne riferire in dettaglio.

Valla pena, infine, di citare che talvolta sono stati usati come dosimetri anche alcuni sistemi biologici⁽¹⁾.

3.7.- Cenno alla spettrometria.-

Nei paragrafi precedenti è stata talora richiamata la necessità di conoscere la distribuzione energetica dei neutroni per poter risalire alla dose assorbita. Ciò è, ad esempio, richiesto quando si faccia uso di rivelatori che misurano la fluenza in quanto la scelta del fattore di conversione kerma-fluenza può essere fatta soltanto quando sia nota l'energia dei neutroni.

Si ritiene quindi opportuno dedicare qualche considerazione a questo argomento, esaminando brevemente le possibili applicazioni dosimetriche dei metodi spettrometrici correntemente usati in altre branche della fisica.

I rivelatori ad attivazione non trovano applicazione in radioterapia perchè forniscono informazioni troppo grossolane a causa della ridotta sensibilità e della scarsa risoluzione in energia. I tempi

di volo possono di norma essere utilizzati soltanto quando le sorgenti siano pulsate. Le emulsioni nucleari e i semiconduttori con radiatore idrogenato sono spesso poco indicati per via della direzionalità della risposta. Il metodo più idoneo per le applicazioni dosimetriche sembra pertanto quello basato sull'impiego degli scintillatori organici, che permette di distinguere i neutroni dai gamma operando la discriminazione sulla forma degli impulsi di luce ("pulse shape discrimination"). Particelle aventi diversa densità di ionizzazione producono infatti impulsi di forma diversa negli scintillatori organici. I dettagli riguardanti la scelta degli scintillatori, la logica dell'elettronica e tutti gli altri accorgimenti pratici, possono essere trovati in uno qualsiasi dei molti lavori pubblicati sull'argomento⁽¹⁶⁾. In questa sede si vuol invece riferire sulle misure eseguite con questo metodo da Hannan et al.⁽¹⁷⁾ a varie profondità in tessuto. I risultati ottenuti da questi autori sono mostrati nella Fig. 8, ove sono riportati gli spettri misurati lungo l'asse centrale di un fantoccio tessuto equi-

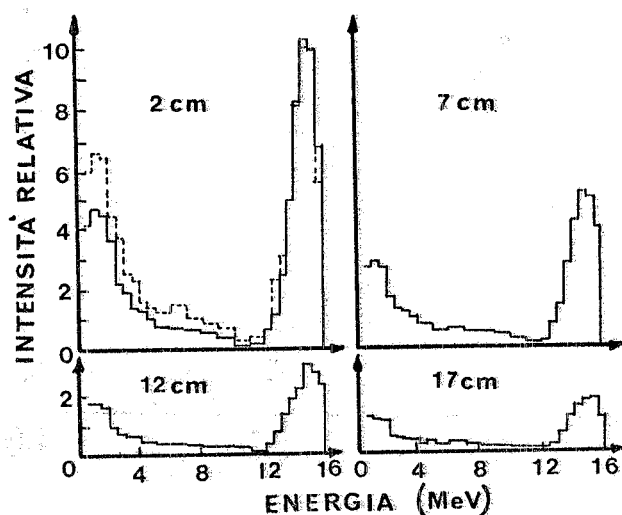


FIG. 8 - Spettri di neutroni misurati a varie profondità lungo l'asse centrale di un fantoccio tessuto equivalente (curve solide). Alla profondità di 2 cm è riportato anche lo spettro misurato a 5 cm dall'asse (curva tratteggiata). Tutti gli spettri sono normalizzati alla stessa intensità del fascio. La distanza del fantoccio dalla sorgente era di 50 cm e il diametro del fascio di 7 cm.

valente (30 x 30 x 20 cm) esposto ad un fascio di neutroni da 15 MeV, prodotti con la reazione d-T. Nella stessa Fig. 8, a profondità di 2 cm, è anche mostrato lo spettro misurato a 5 cm di distanza dallo asse. I risultati presentati sono gli stessi per mezzo dei quali

sono state dedotte le curve b) di Fig. 7. Per eliminare il contributo delle reazioni $^{12}\text{C}(n, \alpha)^9\text{Be}$ e $^{12}\text{C}(n, n')3\alpha$, non discriminabile in base alla forma degli impulsi e che influenzerebbe lo spettro al di sotto di 3,5 MeV, si è fatto ricorso a calcoli con il metodo di Montecarlo.

Presso il NRL (Naval Reserach-Laboratory), ove il fascio di neutroni è prodotto per urto di deutoni da 35 MeV su un bersaglio di berillio, lo spettro dei neutroni a varie profondità di un fluido tessuto equivalente è stato studiato con la tecnica dei tempi di volo. In questo caso non sono state notate importanti variazioni negli spettri misurati a diverse profondità. L'energia media vale infatti 14,3 MeV in aria, 14,9 MeV dopo 9 cm e 15,4 MeV dopo 18 cm (Fig. 9)⁽¹⁸⁾.

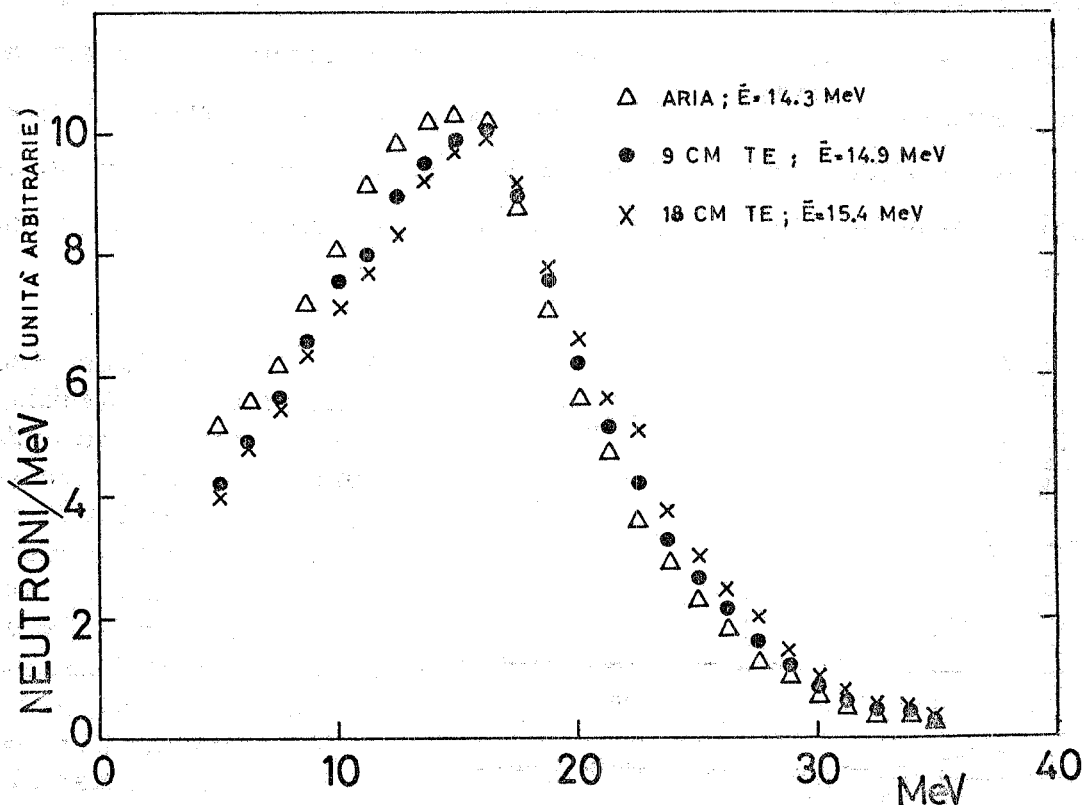


FIG. 9 - Spettri di neutroni misurati a varie profondità lungo l'asse centrale di un fluido tessuto equivalente irradiato con un fascio di neutroni prodotto per urto di deutoni da 35 MeV su un bersaglio di berillio.

BIBLIOGRAFIA. -

- (1) - D. K. Bewley, Current Topics in Radiation Research (North-Holland, 1970), Vol. VI.
- (2) - J. F. Fowler and D. K. Bewley, Radiobiological Applications of Neutron Irradiation, Proc. of a Panel, Vienna (6-10 dec., 1971).
- (3) - J. T. Brennan, Rad. Clin. North-Amer. 7, 365 (1969).
- (4) - E. Tochilin and B. W. Shumway, Radiation Dosimetry (Academic Press, 1969), Vol. III.
- (5) - M. L. Randolph, Radiation Research 19, 492 (1963).
- (6) - R. S. Caswell, J. J. Coyne and M. L. Randolph, Second Symp. on Neutron Dosimetry in Biology and Medicine, Neuherberg, München (1974).
- (7) - J. A. Auxier, W. S. Snyder and T. D. Jones, Radiation Dosimetry (Academic Press, 1968), Vol. I.
- (8) - D. K. Bewley, Second Symp. on Neutron Dosimetry in Biology and Medicine, Neuherberg, München (1974).
- (9) - F. H. Attix et al., Phys. in Med. and Bio. 18, 497 (1973).
- (10) - E. Blum, D. K. Bewley and J. D. Heather, Phys. in Med. and Bio. 18, 226 (1973)
- (11) - H. H. Rossi, Rendiconti della Scuola Intern. di Fisica "E. Fermi", XXX Corso (Academic Press, 1974).
- (12) - H. Bichsel, Second Symp. on Neutron Dosimetry in Biology and Medicine, Neuherberg, München (1974).
- (13) - B. J. Mijnheer, J. E. Broers-Challiss and J. J. Broerse, Second Symp. on Neutron Dosimetry in Biology and Medicine, Neuherberg, München (1974).
- (14) - D. Greene, J. Law and D. Major, Phys. in Med. and Bio. 12, 800(1973).
- (15) - D. Greene, J. Law and D. Major, Phys. in Med. and Bio. 18, 365 (1973).
- (16) - per es. R. A. Winyard, J. E. Lutkin and G. W. McBeth, Nuclear Instr. and Meth. 95, 141 (1971).
- (17) - W. J. Hannan et al., Phys. in Med. and Bio. 18, 800 (1973).
- (18) - R. B. Theus et al., Cancer. 34, 17 (1974).