

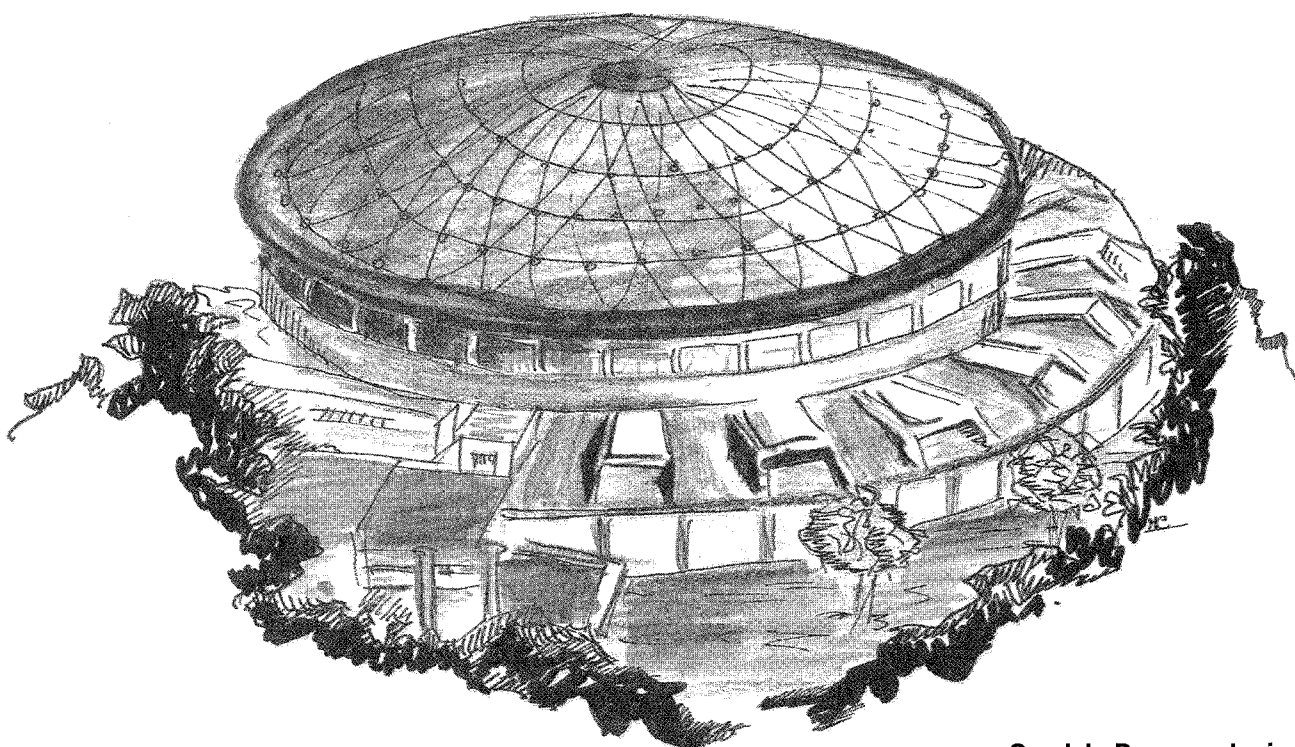


# Laboratori Nazionali di Frascati

LNF-90/078(R)  
16 Ottobre 1990

A. Esposito, C. Nuccetelli, M. Pelliccioni, C. Manfredotti, A. Zanini:

**NOTE SUL MONITORAGGIO AMBIENTALE DEI NEUTRONI NEI LNF**



Servizio Documentazione  
dei Laboratori Nazionali di Frascati  
P.O. Box. 13 - 00044 Frascati (Italy)

**LNF-90/078(R)**  
**16 Ottobre 1990**

## **NOTE SUL MONITORAGGIO AMBIENTALE DEI NEUTRONI NEI LNF**

A. Esposito, C. Nuccetelli, M. Pelliccioni

INFN - Laboratori Nazionali di Frascati, P.O.Box 13, 00044 Frascati

C. Manfredotti, A. Zanini

INFN - Sezione di Torino, Via Pietro Giuria 1, 10125 Torino

### **1. - INTRODUZIONE**

L'assetto dato alla dosimetria protezionistica dei neutroni, sebbene soddisfacente dal punto di vista della sicurezza, non può certo considerarsi tale a livello concettuale, specie nell'attuale interminabile periodo di transizione che si sta attraversando in radioprotezione.

L'introduzione della qualità della radiazione, attraverso il *fattore di qualità*, nella definizione dell'equivalente di dose, rende infatti questa grandezza di discutibile misurabilità e comunque assai instabile, a causa dei cambiamenti che i valori numerici del fattore di qualità possono subire nel tempo sulla base delle evidenze radiobiologiche ed epidemiologiche.

Per quanto riguarda più propriamente i neutroni, è appena il caso di ricordare che i valori raccomandati per tale fattore nella pubblicazione 21 dell'ICRP (ICRP71) sono stati oggetto di modifica di un discusso fattore 2 nel 1985 (ICRP85), sono stati riesaminati da un gruppo di studio congiunto ICRP-ICRU nel 1986 (ICRU86) e sembrano suscettibili di ulteriori riadattamenti nelle prossime raccomandazioni ICRP delle quali è già circolata una bozza (ICRP90).

Anche la scelta delle grandezze da misurare ha subito una continua evoluzione in questi ultimi anni essendosi passati dal tradizionale equivalente di dose alle grandezze indici (ICRP77) e da queste alle grandezze operative dell'ICRU nel 1985 (ICRU85), con probabili aggiustamenti nelle raccomandazioni ICRP in preparazione, dove i fattori di qualità verrebbero sostituiti, nella definizione delle grandezze, con i "radiation weighing factors".

Queste continue trasformazioni si riflettono naturalmente nelle varie normative (raccomandazioni, direttive europee, leggi nazionali), che a seconda del loro stadio di evoluzione restano ancorate a determinate scelte, così creando situazioni assai complesse da gestire sul piano operativo. Basterà ricordare, per far riferimento al caso italiano, che a fronte della sopra illustrata evoluzione tecnico-scientifica, la normativa nazionale è tuttora ferma al concetto di equivalente di dose con i fattori di qualità raccomandati nella pubblicazione 21 dell'ICRP, mentre le Direttive Europee del 1980, cui l'Italia dovrebbe presto adeguarsi, raccomandano ancora l'uso degli indici di equivalente di dose, riconosciuti ormai inadeguati dalla comunità scientifica, e peraltro facendo uso dei coefficienti di conversione della Pubblicazione 21 dell'ICRP, più appropriati per l'equivalente di dose.

Sebbene si tratti di scelta tecnicamente superata, nel seguito ci si riferirà alla grandezza equivalente di dose e al set dei valori del fattore di qualità dei neutroni raccomandati dall'ICRP nel 1971, in questo confortati, non tanto dagli aspetti legati allo stato arretrato della nostra legislazione, quanto piuttosto dalla circostanza che questa è ancora la *convenzione* più frequentemente seguita dagli operatori della radioprotezione, e non soltanto in Italia.

## 2.- LA MISURA DELL'EQUIVALENTE DI DOSE

Noto lo spettro di neutroni  $\Phi_E(E)$  presenti in un certo punto, l'equivalente di dose  $H$  in quel punto è dato da:

$$H = \int \Phi_E(E) f(E) dE$$

dove  $f(E)$  è il fattore di conversione, dipendente dall'energia, tra fluensa di neutroni ed equivalente di dose.

Affinchè un sistema di rivelazione possa misurare l'equivalente di dose in un campo di radiazione neutronica la sua risposta per unità di fluensa  $r(E)$  dovrebbe variare con l'energia come  $f(E)$ . In realtà non vi sono ragioni generali perchè questo avvenga a causa dell'influenza sulla definizione di  $H$  e quindi sull'andamento di  $f(E)$  dei valori (soggettivi) del fattore di qualità, di certo non collegabili ad alcuno dei processi fisici o chimici sfruttati nella rivelazione delle radiazioni. Utilizzando rivelatori di neutroni termici inseriti in moderatori-assorbitori di configurazione mirata, è tuttavia possibile ottenere che la risposta  $r(E)$  del sistema sia del tipo desiderato, vale a dire del tipo  $k f(E)$  con  $k$  costante, almeno in un certo intervallo di energia. Si trova allora:

$$R = \int \Phi_E(E) r(E) dE = k \int \Phi_E(E) f(E) dE = k H$$

e lo strumento può essere utilizzato per la misura dell'equivalente di dose in quell'intervallo di energia.

Questi strumenti vengono comunemente denominati rem-counters e sono abitualmente impiegati nella dosimetria ambientale dei neutroni. Il tipo più noto e diffuso è quello di Andersson-Braun (An63), utilizzabile nell'intervallo di energia che si estende dai termici fino a circa 14 MeV. Recentemente ne è stata proposta una nuova versione con un diverso moderatore-assorbitore (Bi90), studiato appositamente per estenderne l'intervallo di misura fino a parecchie centinaia di MeV, fornendo direttamente la risposta in termini di equivalente di dose ambiente, la grandezza raccomandata dall'ICRU per il monitoraggio ambientale.

### 3. - LE RETI DI SORVEGLIANZA AMBIENTALE

Per motivi pratici ed economici, nelle reti di sorveglianza ambientale, si preferisce spesso far uso di sistemi passivi. Questi vengono di norma realizzati impiegando rivelatori di neutroni termici ad alta efficienza alloggiati all'interno di opportuni moderatori di geometria sferica o cilindrica.

A causa delle modeste dosi che si desidera determinare in questo tipo di applicazioni, si tende però a ridurre le dimensioni dei moderatori, aumentando così la sensibilità del sistema, ma peggiorandone la risposta in energia che raramente conferisce a questi strumenti le caratteristiche proprie di un rem-counter.

Quando lo spettro dei neutroni non presenta troppo forti variazioni, questa tecnica è tuttavia ben giustificata e la scelta del fattore di calibrazione non comporta particolari difficoltà. Se però questa circostanza non si verifica, sorge la necessità di intercalibrare ciascuno di questi strumenti con un rem-counter nel punto del campo di radiazione in cui verrà utilizzato, ovvero si deve procedere a una cauta e conservativa scelta del fattore di calibrazione da usare.

Per avere un'idea dell'influenza delle dimensioni del moderatore sulla risposta dell'apparecchiatura, nella Fig. 1 è mostrata la risposta di un sistema basato sull'uso di dosimetri a termoluminescenza  $^6\text{LiF}$  (TLD600) all'interno di sfere di polietilene di diverse dimensioni, sulla base dei risultati di calcoli condotti con il metodo Monte Carlo e confortati dai riscontri sperimentali (Dh79).

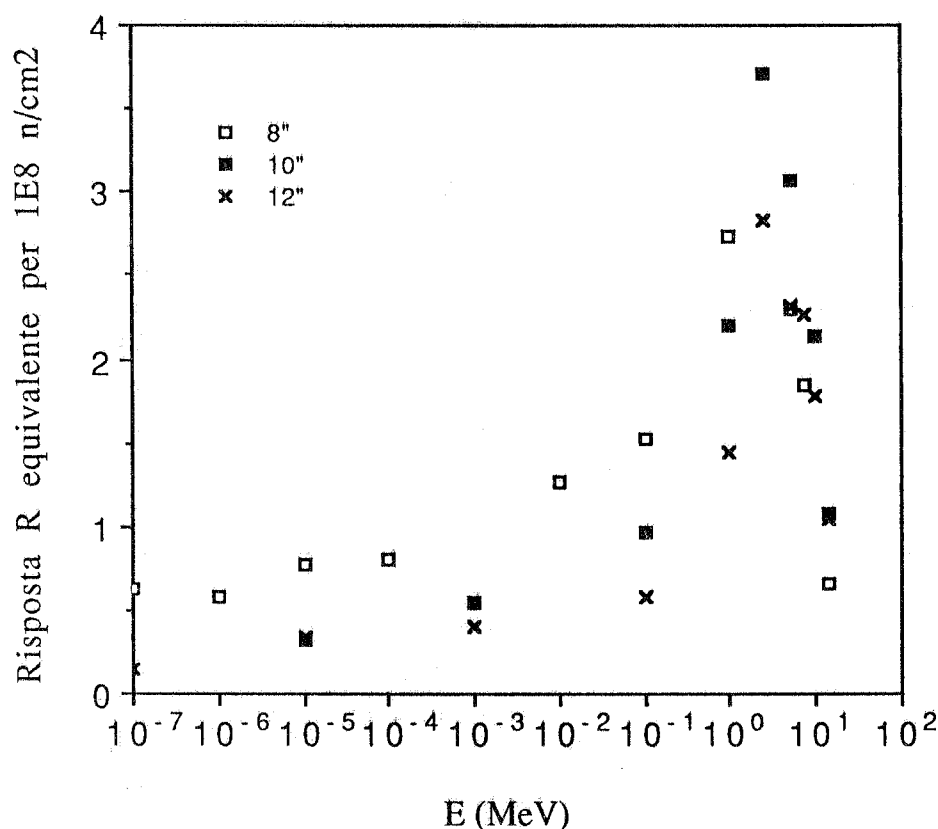


FIG. 1 - Risposta in funzione dell'energia di sistemi di rivelazione costituiti da rivelatori al  $^6\text{LiF}$  (TLD 600) inseriti in sfere di polietilene di diverse dimensioni secondo risultati di simulazione con il metodo Monte Carlo (in base ai risultati di Dh 79).

In pratica poichè i dosimetri del tipo  $^6\text{LiF}$  sono molto sensibili anche ai fotoni, è indispensabile accoppiarli con dosimetri del tipo  $^7\text{LiF}$  (TLD700), sensibili solo a quest'ultimo tipo di radiazioni. Elaborando i dati per sottrazione è così possibile determinare il contributo alla dose della componente neutronica.

La semplicità e il basso costo della tecnica ne hanno stimolato l'impiego presso numerosi Centri di Ricerca tra i quali merita citare il CERN (moderatore cilindrico di diametro 12.5 cm e altezza 12.5 cm) (Tu77) e DESY (moderatore cilindrico di diametro 15 cm e altezza 20 cm) (Am74).

Previsioni teoriche in ordine alla risposta di sistemi come quello descritto al variare delle dimensioni del moderatore possono essere dedotte dai numerosi studi di simulazione al calcolatore condotti nel caso di moderatori sferici, di particolare interesse per le applicazioni spettrometriche con il metodo delle sfere di Bonner (per es. Cr87). I risultati di questi lavori teorici hanno dimostrato che, in generale, la risposta dei sistemi in parola al variare dell'energia si discosta notevolmente da quella prevista in base ai coefficienti di conversione dell'ICRP, non risultando quindi utile per una determinazione diretta, anche se approssimata, dell'equivalente di dose. Sempre da questi studi si evince che, per avere una risposta strettamente in termini di equivalente di dose, si dovrebbero usare moderatori cilindrici di almeno 25 cm di diametro, la cui sensibilità però non è generalmente sufficiente in relazione ai livelli di dose da misurare nell'ambito della sorveglianza ambientale.

Il sistema di rivelazione adottato nei LNF è costituito da un cilindro di polietilene di 15 cm di diametro e 15 cm di altezza al centro del quale trovano alloggio 5 TLD600 e 5 TLD700. Mentre nel passato si era proceduto a una calibrazione di un analogo sistema confrontandone la risposta in campo con quella di un rem-counter tipo Andersson-Braun (Es80), si è ora preferito procedere alla determinazione della curva di calibrazione mediante sorgenti e fasci di neutroni di energia nota.

#### 4. - LA CALIBRAZIONE DEL SISTEMA

La calibrazione è stata effettuata presso il PTB (Physikalisch Technische Bundesanstalt, Braunschweig-RFT) esponendo un'apparecchiatura del tipo sopra descritto a fasci di neutroni di varie energie (0.025 eV; 144 keV; 570 keV; 1.2 MeV; 5 MeV; 14.8 MeV), di intensità certificata dallo stesso PTB. E' stata poi aggiunta un'esposizione a una sorgente calibrata di Cf-252 ( $E=2.3$  MeV) presso il CRE ENEA di Frascati. I valori delle fluenze di neutroni e dei corrispondenti equivalenti di dose impiegati con le relative deviazioni standard sono riportati nella Tabella I.

Le risposte dello strumento in termini di fluenza e di equivalente di dose in funzione dell'energia dei neutroni sono mostrate rispettivamente nelle Figs. 2 e 3. Ciascun dato rappresenta la media delle differenze delle letture delle cinque coppie di dosimetri e l'errore indicato coincide con la deviazione standard stimata. Come si può osservare, il picco della risposta in termini di fluenza si situa nella regione di energia intorno al MeV, caratteristica degli spettri di neutroni di fotoproduzione della risonanza gigante, che rappresentano la componente neutronica di maggior importanza intorno agli acceleratori di elettroni di bassa e media energia.

E' stato anche effettuato un calcolo teorico, simulando il dosimetro ambientale mediante il codice di calcolo tridimensionale MCNP (Monte Carlo Neutron and Photon Transport Code System) (Br86), e valutando l'equivalente di dose al centro del cilindro in uno strato sottile di  $^6\text{LiF}$ , per i diversi valori delle energie dei neutroni utilizzati al PTB.

TABELLA I - Fluenze di neutroni ed equivalenti di dose utilizzati per la calibrazione.

Energia (eV)	Fluenza neutr. (n/cm <sup>2</sup> )	Equiv. dose (mSv)
0.025	$(1,18 \pm 0,047)10^8$	$(0,983 \pm 0,039)$
141000	$(2,8 \pm 0,11)10^7$	$(2,17 \pm 0,09)$
563000	$(9,12 \pm 0,38)10^6$	$(2,00 \pm 0,08)$
1200000	$(5,81 \pm 0,24)10^6$	$(2,05 \pm 0,08)$
2300000	$(5,5 \pm 0,55)10^7$	$(19,3 \pm 2,0)$
5000000	$(4,89 \pm 0,17)10^6$	$(2,0 \pm 0,07)$
14800000	$(4,84 \pm 0,16)10^6$	$(4,88 \pm 0,16)$

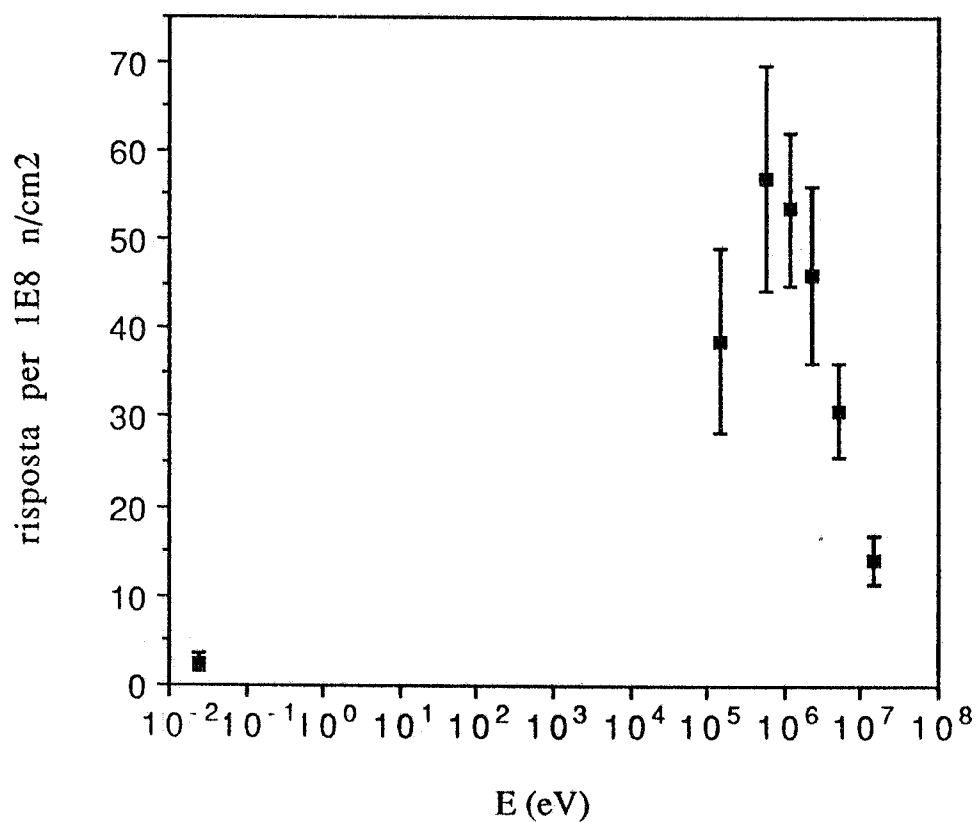


FIG. 2 - Risposta in termini di unità di fluenza del sistema di rivelazione adottato nei L.N.F. in funzione dell'energia dei neutroni incidenti.

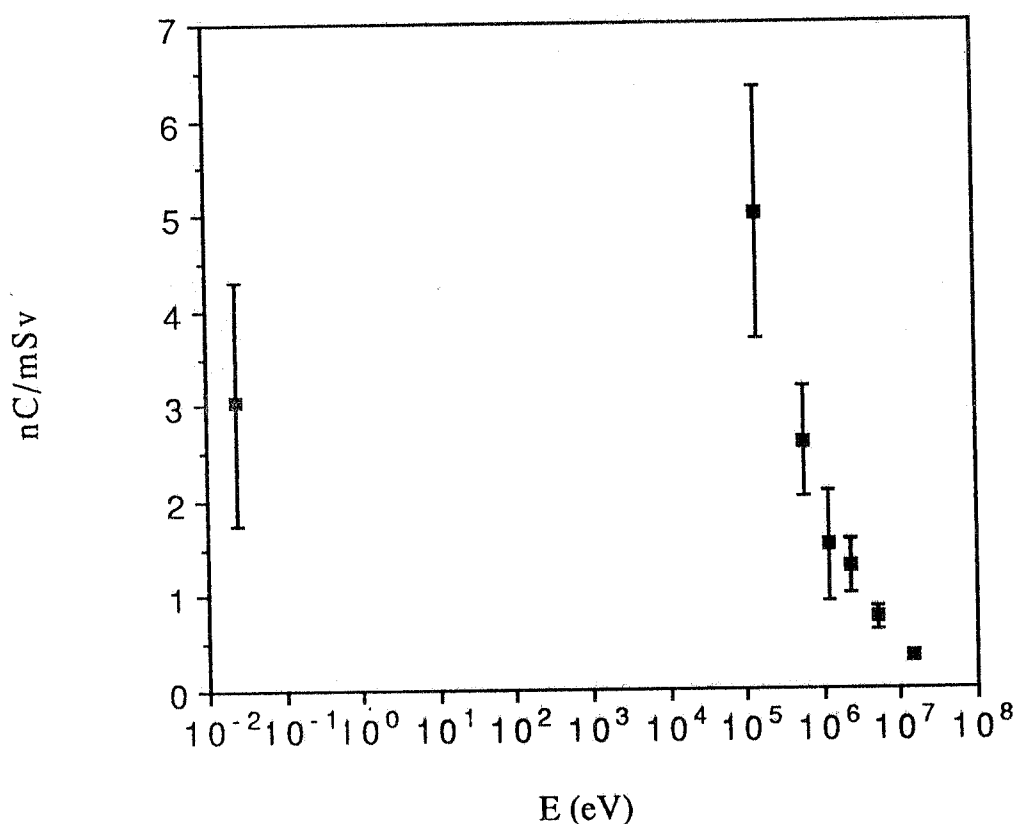


FIG. 3 - Risposta in termini di unità di equivalente di dose del sistema di rivelazione adottato nei L.N.F. in funzione dell'energia dei neutroni incidenti.

In Fig. 4 i risultati sperimentali sono confrontati con i valori ottenuti mediante la predetta simulazione e con i risultati dei calcoli cui si riferisce la Fig. 1 relativi a una sfera di diametro pari a 8", praticamente equivalente al cilindro qui utilizzato. Le tre serie di dati sono state normalizzate in corrispondenza del massimo. L'accordo tra gli andamenti deve ritenersi sostanzialmente buono.

Un altro confronto interessante è mostrato nella Fig. 5 ove l'andamento dei dati sperimentali per unità di fluensa è riportato in funzione dell'energia insieme alla curva di conversione equivalente di dose-fluensa di neutroni fornita dall'ICRP (ICRP71) e ai valori calcolati col codice MCNP. Per motivi di confronto le curve sono state normalizzate eguagliando il dato sperimentale in  $nC \cdot cm^2$  a 1.2 MeV con quello ICRP a 1 MeV. E' facile notare come la risposta del rivelatore oggetto di questo studio si discosti fortemente da quella prevista dall'ICRP al crescere dell'energia e in particolare al di sopra dei 5 MeV. Si deve peraltro ricordare che al di sopra di questa energia la componente spettrale di neutroni della risonanza gigante presente al di fuori degli schemi è normalmente di modesta rilevanza.

Dall'osservazione della Fig. 3 sembra comunque di poter affermare che l'uso di un fattore di conversione dell'ordine di 1.3-1.5 nC/mSv dovrebbe rappresentare una scelta

ragionevolmente conservativa per gli spettri cui si è interessati in questa sede. Per spettri fortemente degradati in energia, quali quelli attesi all'uscita di cunicoli o a grandi distanze dalle macchine a causa dell'effetto di skyshine, un fattore di conversione di quest'ordine di grandezza potrebbe però comportare sovrastime dell'equivalente di dose anche maggiori di un fattore 2.

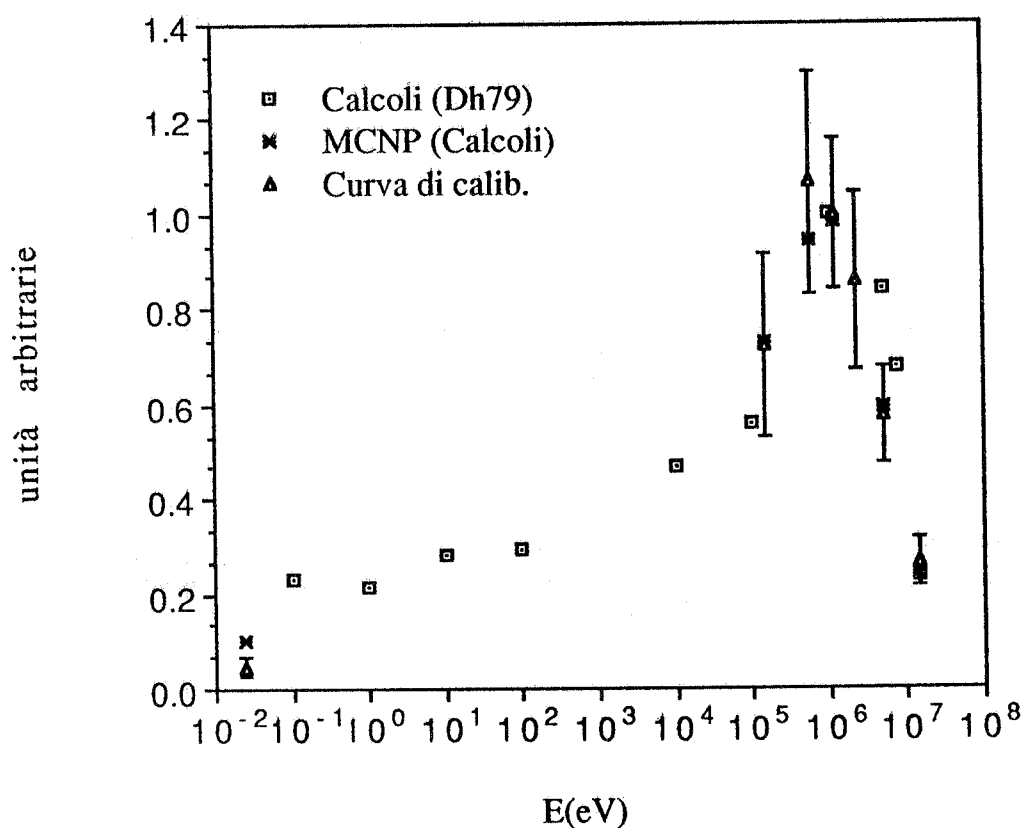


FIG. 4 - Confronto della risposta in termini di unità di fluensa del sistema di rivelazione adottato nei L.N.F. con i risultati di calcoli con il metodo Monte Carlo per un rivelatore sferico da 8" di diametro e con i valori ottenuti col codice MCNP.



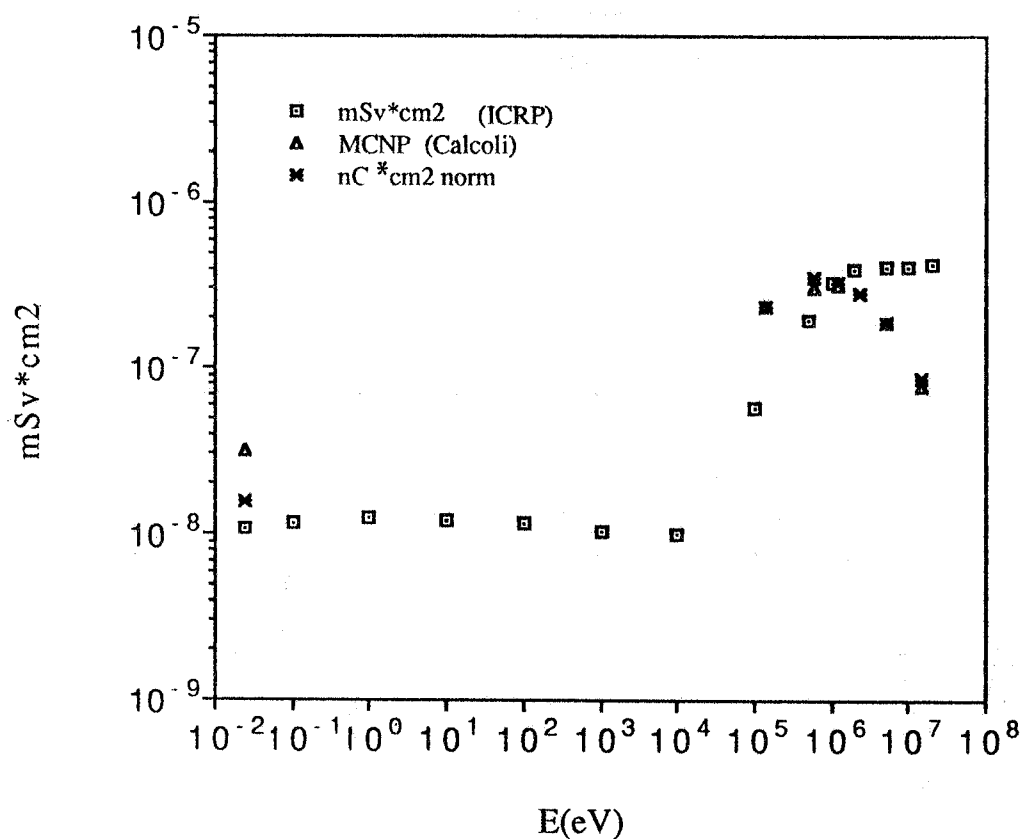


FIG. 5 - Confronto delle risposte (sperimentale e calcolata) in termini di equivalente di dose del sistema di rivelazione adottato nei LNF con la curva dei coefficienti di conversione raccomandata dall'ICRP nella Pubblicazione 21.

## 5. - QUALCHE RISULTATO PRELIMINARE

La rete di sorveglianza ambientale per i neutroni intorno ad Adone è costituita da 12 punti di misura, in ciascuno dei quali è presente un'apparecchiatura del tipo descritto, dislocati come mostrato nella piantina di Fig. 6.

In due ulteriori punti, indicati con A e B in Fig. 6, due apparecchiature del tipo di cui trattasi sono state affiancate con rem-counters attivi tipo Andersson-Braun allo scopo di effettuare anche un'intercalibrazione in campo. I due punti A e B sono situati sopra al tetto da 50 cm di calcestruzzo intallato sulla macchina, in corrispondenza dei due deflettori di elettroni e positroni.

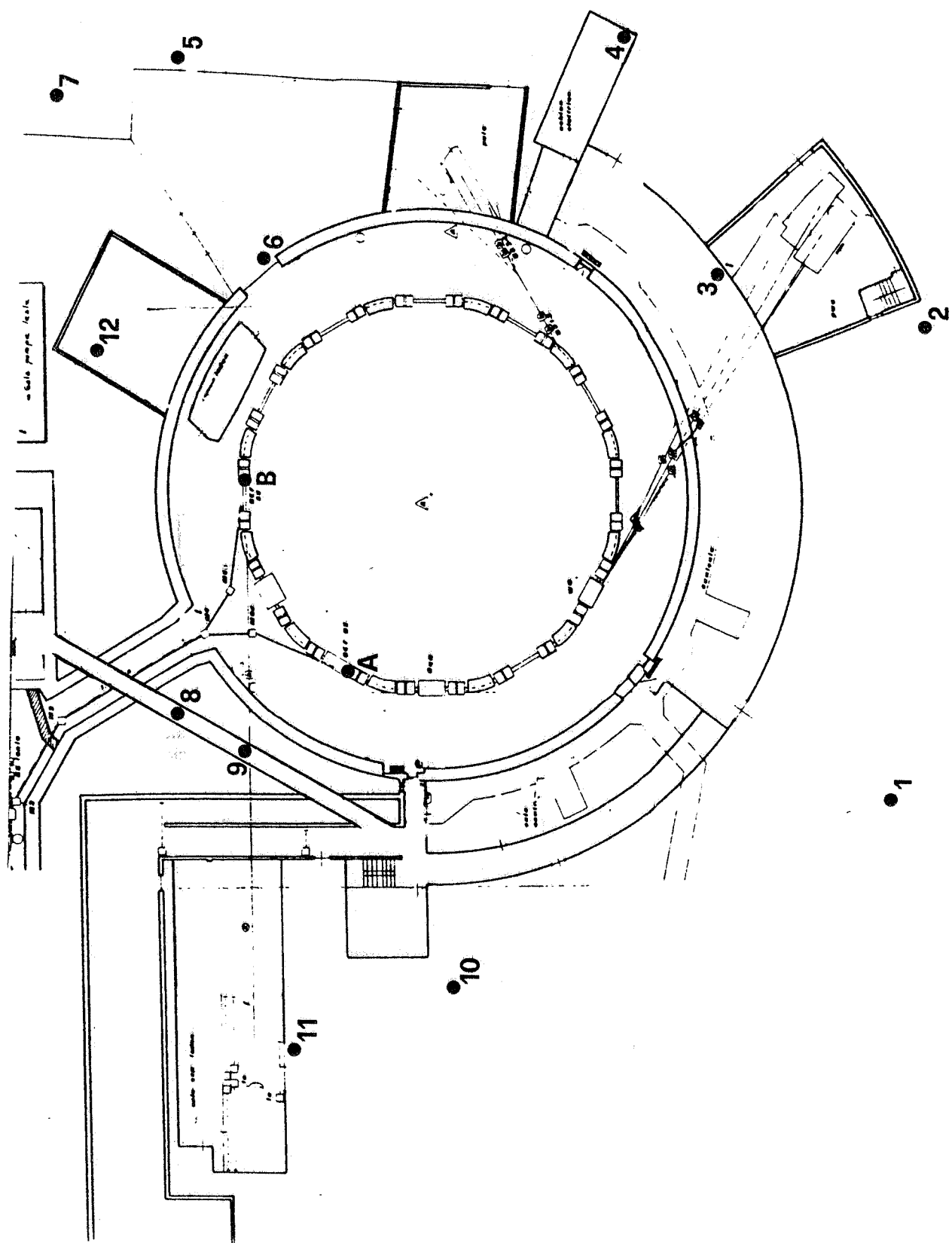


FIG. 6 - Dislocazione dei punti della rete di monitoraggio ambientale dei neutroni intorno ad Adone.

Le letture dei rivelatori lasciati esposti nei punti di misura per un periodo di oltre sei mesi sono riportate nella Tabella II insieme con l'esito di misure preliminari di confronto nei punti A e B. Queste ultime meritano però ulteriori approfondimenti e verifiche. I fattori di conversione nC/mSv derivabili dal confronto sono risultati infatti inaspettatamente diversi tra loro (1.7 nC/mSv e 3.7 nC/mSv) e sembrano giustificabili soltanto in termini di spettri piuttosto degradati in energia.

Per l'interpretazione dei dati della rete di monitoraggio si è provato ad usare il più cautelativo dei due coefficienti trovati (1.7 nC/mSv), non molto dissimile peraltro da quello desumibile in base alla curva di calibrazione effettuata al PTB. Anche così procedendo, in tutti i casi, l'esito delle letture non sembra facilmente separabile dal fondo strumentale, confermando l'ottimo livello di protezione conseguito con il nuovo assetto delle schermature installate intorno ad Adone.

TABELLA II - Risultati delle misure.

Posizione rivelatore	lettura TLD700(nC)	errore (nC)	lett.TLD700 equ.TLD600	errore (nC)	lettura TLD600(nC)	errore (nC)	segnale neutroni(nC)	errore (nC)		equiv.dose (mSv)	errore (mSv)
1	0,265	0,012	0,407	0,028	0,411	0,018	0,004	0,046		0,002	0,027
2	0,281	0,015	0,431	0,032	0,435	0,008	0,004	0,040		0,002	0,024
3	0,144	0,005	0,226	0,017	0,242	0,009	0,017	0,026		0,010	0,015
4	0,267	0,007	0,410	0,020	0,438	0,027	0,028	0,047		0,016	0,028
5	0,340	0,019	0,520	0,038	0,540	0,024	0,021	0,062		0,012	0,036
6	0,263	0,007	0,404	0,020	0,478	0,036	0,074	0,056		0,044	0,033
7	0,282	0,007	0,433	0,020	0,443	0,035	0,011	0,055		0,006	0,032
8	0,191	0,004	0,296	0,016	0,361	0,019	0,065	0,035		0,038	0,020
9	0,197	0,006	0,305	0,019	0,348	0,020	0,043	0,039		0,025	0,023
10	0,199	0,012	0,308	0,028	0,359	0,015	0,051	0,043		0,030	0,025
11	0,230	0,015	0,355	0,032	0,431	0,022	0,077	0,054		0,045	0,032
12	0,014	0,005	0,031	0,017	0,024	0,009	-0,007	0,026		-0,004	0,015
A	0,781	0,035	1,181	0,062	3,895	0,390	2,714	0,452	(rem c.=0,73 mSv)	1,596	0,266
B	0,187	0,012	0,290	0,028	0,667	0,049	0,377	0,077	(rem c.=0,22 mSv)	0,221	0,045

## RIFERIMENTI BIBLIOGRAFICI

- Am 74 K. Amsinck, Neutronendosimetrie mit Festkörperdosimetern - Vergleich verschiedener Meßverfahren, DESY D3/17, 1974.
- An 63 I.O. Andersson and J. Braun, A neutron rem counter with uniform sensitivity from 0.025 eV to 10 MeV, Neutron Dosimetry, Vol. II, IAEA, Vienna, 1963.
- Bi 90 C. Birattari, A. Ferrari, C. Nuccetelli, M. Pelliccioni and M. Silari, An extended range neutron rem-counter, Nuclear Instr. Meth. (in press).
- Br 86 J. Briesmaister, MCNP-A General Monte Carlo Code for Neutron and Photon Transport, Version 3A. LA-7396-M, Rev.2 (September 1986), Los Alamos National Laboratory, New Mexico.
- Cr 87 W.G. Cross and H. Ing, Neutron spectroscopy, in the Dosimetry of Ionizing Radiation, Vol. II, edited by K.R. Kase, B.E. Bjärngård, F.H. Attix, Academic Press Inc. 1987.
- Dh 79 M.P. Dhairyan, P.S. Nagarajan and G. Venkataraman, A theoretical study of the response of spherical moderator neutron detectors, 1979.
- Es 80 A. Esposito, F. Lucci, M. Pelliccioni, C. Zampa, Messa a punto di un sistema ad integrazione per la dosimetria dei neutroni intorno ad acceleratori di elettroni, Annali di Radioprotezione, 1980.
- ICRP 71 International Commission on Radiological Protection, ICRP, Data for protection against ionizing radiation from external sources, ICRP Publication 21, Pergamon Press, 1971.
- ICRP 77 International Commission on Radiological Protection, ICRP, Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 26, Annals of the ICRP, vol. 1, No 3, Pergamon Press, Oxford 1977.
- ICRP 85 International Commission on Radiological Protection, ICRP, Statement from the 1985 meeting of the ICRP, Rad. Prot.. Dos., 11, 134, 1985.
- ICRP 90 International Commission on Radiological Protection, ICRP, Recommendations of the Commission 1990, ICRP/90/G-01, Draft Feb. 1990.
- ICRU 85 International Commission on Radiation Units and Measurements, ICRU, Determination of dose equivalents resulting from external radiation sources, ICRU Report 39, 1985.
- ICRU 86 International Commission on Radiation Units and Measurements, ICRU, The quality factor in radiation protection, ICRU Report 40, 1986.
- Tu 77 The use of thermoluminescent dosimeters for environmental monitoring around high energy proton accelerators, CERN, HS-RP/012/CF, 1977.

## RINGRAZIAMENTI

Gli autori desiderano ringraziare il sig. Maurizio Chiti per la competente assistenza prestata durante l'esecuzione delle misure.