



SERVIZIO DI FISICA SANITARIA

*ESAME PREVENTIVO DEL PROGETTO DI INSTALLAZIONE DI UN
ACCELERATORE LINEARE PRESSO L'UNITA' OPERATIVA DI RADIOTERAPIA*

(ART. 79 DEL DLgs 230/95 MODIFICATO DAI DDLLgs 241/00 e 257/01)

*Dr.ssa Giovanna Benecchi
Esperto Qualificato n. 395 - 3° grado*

1	Ipotesi entro cui è valida la presente valutazione.....	3
1.1	Tipo di acceleratore considerato	3
1.2	Posizione dell'apparecchiatura.....	3
1.3	Carico di lavoro ipotizzato.....	3
1.4	Fattore di uso U	3
1.5	Fattore di occupazione T	3
1.6	Equivalente di dose permesso oltre le barriere	4
2	Determinazione dello spessore delle barriere.....	4
2.1	Schermatura della componente fotonica.....	4
2.1.1	<i>Calcolo delle barriere protettive primarie</i>	4
2.1.2	<i>Calcolo delle barriere protettive secondarie</i>	5
2.2	Schermatura della componente neutronica.....	6
2.3	Dettagli dei calcoli	7
2.4	Risultati dei calcoli	7
3	Schermatura della porta di accesso al bunker- Valutazione degli spessori.....	7
4	Attivazione dell'aria.....	8
5	Fasce di elettroni	9
5.1	Schermature	9
5.2	Ozono.....	9
6	Conclusioni e Prescrizioni.....	9

1 Ipotesi entro cui è valida la presente valutazione

1.1 Tipo di acceleratore considerato

L'acceleratore che verrà installato nel bunker oggetto del presente calcolo di schermature è un acceleratore lineare a monoenergia 6 MV Primus della ditta Siemens. In tale acceleratore è possibile implementare, dopo aggiornamento SW, una seconda energia fotonica di 15 MV e un set di fasci di elettroni aventi una energia da 6 MeV a 14 MeV. Quindi, al fine del calcolo delle schermature da porre in opera, l'acceleratore avrà la seguente configurazione finale:

- Radiazioni emesse: raggi X ed elettroni
- Energia dei raggi X : 6 MV e 15 MV
- Energia degli elettroni: da 6 MeV a 14 MeV
- Dose rate massimo all'isocentro: 200 UM/min
- Distanza sorgente-isocentro: 100 cm
- Dimensioni massime del campo all'isocentro: 40x40 cm²
- Rotazione della testata: $\pm 360^\circ$

Dato che è in previsione l'aggiornamento SW, cioè l'implementazione della seconda energia e del set di fasci elettronici, il presente calcolo di schermature verrà effettuato considerando una tensione di accelerazione di 15 MV.

1.2 Posizione dell'apparecchiatura

La posizione dell'apparecchiatura è mostrata nella planimetria allegata alla presente relazione.

1.3 Carico di lavoro ipotizzato

E' stato ipotizzato nel calcolo delle schermature un carico di lavoro di 1000 Gy m²/sett erogato con la massima tensione di accelerazione (15 MV). Tale carico di lavoro risulta considerando che siano trattati 100 pazienti al giorno per 5 giorni alla settimana con un valore di dose assorbita media per paziente all'isocentro pari a 2 Gy/pz .

1.4 Fattore di uso U

A seguito della disposizione dell'apparecchiatura, le pareti interessate dal fascio diretto sono il soffitto, la parete divisoria tra i due bunker e il dente del bunker. Si precisa che le pareti precedentemente descritte risultano interessate dal fascio diretto non per intero, ma solo per quella loro parte indicata in planimetria.

Il fattore d'uso della radiazione primaria risulta dunque: 1/4 per la parete divisoria tra i due bunker, 1/4 per il soffitto, 1/4 per il dente del labirinto ed 1/4 per il pavimento.

A tutte le pareti non interessate dal fascio primario e quindi interessate dal fascio secondario viene attribuito il fattore d'uso 1.

1.5 Fattore di occupazione T

Sono stati ipotizzati i seguenti fattori di occupazione (T):

- 1 per la zona comandi;
- 1/4 per il labirinto del Bunker del Saturne 43
- 1/4 per la zona esterna al bunker
- 1 per l'ambulatorio

- 1/4 per l'archivio
- 1/10 per il labirinto del bunker
- 1/4 per il soffitto

1.6 *Equivalente di dose permesso oltre le barriere*

Si è ipotizzato che nelle zone in cui possono stazionare persone del pubblico (ambulatorio, archivio, soffitto, zona esterna al bunker) valga il limite di dose efficace per gli individui della popolazione di 1 mSv/anno.

Nelle zone in cui stazionano i lavoratori esposti (la zona comandi e il labirinto del bunker del Saturne 43) si è utilizzato un valore di dose ambientale annua permessa a valle della schermature di 1,5 mSv.

2 Determinazione dello spessore delle barriere

Per il calcolo delle schermature si è fatto uso del metodo riportato dal Report N. 51 N.C.R.P. (Radiation Protection Design Guidelines for 0.1 -100 MeV particle accelerator facilities) e dal documento IAEA n°188 (Radiation Safety Aspects of the Operation of Electron Linear Accelerators).

Nel caso di acceleratori lineari con tensione nominale maggiore di 8-10 MV le barriere protettive sono investite sia da radiazione X (diretta e secondaria) che da radiazione neutronica prodotta dall'interazione del fascio di raggi X con gli elementi della testata, quali il collimatore primario e secondario, il filtro omogeneizzatore, ecc....

Nel seguito viene mostrato il modello di calcolo utilizzato per schermare la radiazione fotonica e neutronica.

2.1 *Schermatura della componente fotonica*

2.1.1 *Calcolo delle barriere protettive primarie*

Nel Report NCRP n° 51 il fattore di trasmissione di una generica barriera colpita da radiazione diretta è definito come:

$$B = \frac{Pd_f^2}{WUT}$$

B= Fattore di trasmissione dello schermo

P= Dose settimanale ammessa a valle della barriera

d_f= Distanza in metri tra il target e il punto in esame (a valle della barriera)

W= Carico di lavoro settimanale a 1 metro (cGy m²/sett.)

U = Fattore d'uso della parete

T = Fattore d'occupazione del locale a valle della barriera

Il numero di strati decivalenti (TVL) necessari per raggiungere il valore di trasmissione richiesto è dato da:

$$n^{\circ}TVL = \text{Log}_{10}(1/B)$$

Conoscendo il numero di strati decivalenti si può determinare lo spessore della barriera da porre in opera, necessario per ridurre la dose ambientale annua ai valori richiesti nel progetto, utilizzando la seguente relazione:

$$S = n * TVL$$

I valori di TVL di diversi materiali e per una tensione di accelerazione di 15 MV sono riportati nella seguente tabella e sono stati ripresi dai report IAEA n° 188 e NCRP n° 51.

Materiale	Densità (g/cm³)	TVL_{eq} (mm)
Calcestruzzo normale	2,35	430
Calcestruzzo baritico	3,50	290
Acciaio	7,80	110

2.1.2 Calcolo delle barriere protettive secondarie

Le barriere protettive secondarie sono investite da tre tipi di radiazione: radiazione di fuga dalla testata, radiazione diffusa dal paziente e radiazione diffusa dalle pareti.

a) Radiazione di fuga dalla testata

Si ipotizza che la radiazione di fuga dalla testata sia assimilabile ad una sorgente puntiforme ed isotropa, posizionata in corrispondenza della sorgente, ed avente una intensità di dose pari allo 0,5% del carico di lavoro W, per cui l'intensità di dose dovuta alla radiazione di fuga a valle della barriera è:

$$Rf = \frac{0,5\% * W}{d_f^2}$$

df = distanza in metri tra target e punto considerato

W= carico di lavoro settimanale a 1 metro (cGy m²/sett.)

b) Radiazione diffusa dal paziente

Si ipotizza che la radiazione diffusa dal paziente sia anche essa assimilabile ad una sorgente puntiforme ed isotropa posizionata in corrispondenza dell'isocentro dell'apparecchiatura ed abbia una intensità di dose, ad un metro dal paziente, pari allo 0,1% di W; l'intensità di dose della radiazione dispersa dal paziente è dunque:

$$Rpaz = \frac{0,1\% * W}{d_f^2}$$

df = distanza in metri tra isocentro e punto in esame

W= carico di lavoro settimanale a 1 metro (cGy m²/sett.)

c) Radiazione diffusa dalle pareti

La radiazione diffusa dalle pareti della sala di trattamento è dovuta principalmente alla radiazione diretta scatterata dalle pareti del bunker. Sperimentalmente si stima che essa corrisponda all'incirca all'1% della dose incidente su una superficie di 1 mq di parete. Tale intensità è misurata ad 1 metro dal centro dell'elemento diffondente e si suppone che sia uguale in ogni direzione.

Perciò l'intensità della radiazione diffusa dalle pareti risulta di :

$$R_{par} = \frac{1\% * W * U * A}{d_A^2 * d_{1A}^2} + \frac{1\% * W * U * A}{d_C^2 * d_{1C}^2} + \frac{1\% * W * U * A}{d_S^2 * d_{1S}^2} + \frac{1\% * W * U * A}{d_P^2 * d_{1P}^2}$$

dove: $d_{A,...C,...S,...P}$ = distanza in metri rispettivamente tra il target e le pareti A, C, S e P

$d_{1A,...1C,...1S,...1P}$ = distanza in metri rispettivamente tra le pareti A, C, S e P e il punto in esame

Pertanto l'intensità totale della radiazione secondaria presente sulla barriera in esame risulta:

$$R_t = R_f + R_{paz} + R_{par}$$

Quindi il fattore di trasmissione di un generica barriera colpita da radiazione secondaria è definito come:

$$B = \frac{P}{R_t T U}$$

dove:

B= Fattore di trasmissione

P= Dose settimanale ammessa a valle della barriera

R_t = Intensità totale della radiazione secondaria (radiazione di fuga, radiazione diffusa dal paziente e dalle pareti)

T = Fattore d'occupazione

U = Fattore d'uso =1

Dal fattore di trasmissione è possibile trovare il numero degli strati decivalenti e lo spessore dello schermo da mettere in opera secondo la relazione riportata nel paragrafo 2.1.1.

Anche nel calcolo della radiazione secondaria vengono considerati come strati decivalenti (TVL) quelli riportati nella tabella al par. 2.1.1, ovvero corrispondenti alla tensione massima di accelerazione di 15 MV. Da notare che questa ipotesi è cautelativa, tenuto conto che la radiazione secondaria ha un'energia di circa 1/3 inferiore a quella primaria (secondo quanto riporta IAEA n° 188).

2.2 *Schermatura della componente neutronica*

Per un acceleratore lineare la soglia di energia per la produzione di neutroni si colloca attorno agli 8-10 MV. Tale produzione avviene all'interno della testata, prevalentemente per reazioni fotonucleari (X,n) con i materiali ad elevato numero atomico presenti all'interno della stessa (ad esempio con i materiali che costituiscono il collimatore primario e secondario, filtro omogeneizzatore, target, ecc....).

Da dati pubblicati in letteratura risulta che il tasso di produzione di neutroni aumenta con l'aumentare della tensione di accelerazione. Qui di seguito viene riportata la percentuale di dose neutronica che si genera rispetto alla dose fotonica primaria all'isocentro (1000 cGym²/sett.)

Tensione di accelerazione in MV	% di dose neutronica
8	Trascurabile
10	0,03
15	0,1
18	0,15
20	0,20
25	0,3

Lo spettro di energia dei neutroni primari non è molto dissimile dallo spettro proprio del processo di fissione, con una energia media di circa di 2 MeV ed una energia più probabile di circa 1 MeV. Lo spettro primario è tuttavia degradato in energia in tutte le direzioni, ad eccezione del fascio utile, a seguito dell'interazione con lo schermo della testata composto da materiale ad alta densità (ad es. tungsteno).

Il risultato di tale interazione è che l'energia media dello spettro neutronico all'uscita della testata è di circa 0.5 MeV.

All'interno della stanza di trattamento si è dunque in presenza di due flussi neutronici: uno diretto, che segue la legge dell'inverso del quadrato della distanza dalla sorgente, ed uno indiretto prodotto dai neutroni riflessi dalle pareti, che dovrebbe essere all'incirca indipendente dalla distanza dalla sorgente. La prima componente tuttavia è quella dominante sul paziente.

Si ricorda comunque che la schermatura primaria e secondaria in calcestruzzo normale o baritico richiesta per l'attenuazione di fotoni prodotti da un acceleratore da 15 MV assicura una protezione più che adeguata anche per la associata componente neutronica (secondo quanto riporta IAEA n° 188).

2.3 *Dettagli dei calcoli*

Nelle tabelle A e B sono riportati per ogni setto divisorio i calcoli degli spessori stimati secondo le ipotesi fatte nei punti precedenti.

2.4 *Risultati dei calcoli*

Nella Tabella C è riportato per ogni setto divisorio un riassunto degli spessori calcolati con diverse ipotesi di materiale schermante. A tal riguardo si ritiene doveroso segnalare che il carico di lavoro ipotizzato di 1000 Gy m²/sett. è certamente cautelativo e quindi gli spessori stimati hanno un discreto margine di sicurezza.

3 Schermatura della porta di accesso al bunker- Valutazione degli spessori

Per stimare la dose di neutroni del labirinto e nella zona della porta si considera il metodo riportato nella pubblicazione NCRP n° 79, nel quale si suppone che la radiazione neutronica sia emanata da una piccola sorgente isotropica centrata sul target di intensità già citata nel paragrafo precedente ($W_n = 0,1\% \cdot W$).

Si suppone quindi che la dose neutronica all'ingresso del labirinto sia uguale a quella dell'isocentro per l'inverso del quadrato della distanza tra lo stesso e l'ingresso del labirinto. Lungo quest'ultimo,

invece, la dose neutronica si riduce con legge esponenziale con strato decivalente assunto pari a 5 metri, ossia la lunghezza del labirinto stesso.

Quindi nella zona della porta ingresso bunker la dose neutronica risulta data da:

$$W_{pn} = \frac{W_n}{d_i^2 * 10^{\frac{d_l}{5}}}$$

dove:

W_{pn} = dose neutronica/settimana che si ha sulla porta

W_n = dose neutronica/settimana che si genera all'isocentro.

d_i = distanza dall'isocentro all'entrata del labirinto in metri

d_l = lunghezza del labirinto in metri

Nella tabella D è mostrato che la dose neutronica che si ha nella regione della porta è di 2,2 mSv/settimana. Di questo valore si stima che circa la metà (1,1 mSv/settimana) sia costituito da neutroni non termici e richieda dunque di essere moderato da un materiale ad alto contenuto di idrogeno. A questo scopo nella tabella D viene stimato lo spessore di paraffina necessario per termalizzare i neutroni veloci che raggiungono la porta, considerando come strato decivalente 8 cm, valore che corrisponde ad una energia di 0,5 MeV. In ogni caso, cautelativamente, nel calcolare lo spessore di paraffina per termalizzare i neutroni veloci si è considerato che nella regione della porta la dose neutronica di 2,2 mSv/sett. sia costituita esclusivamente da neutroni veloci.

Una volta che i neutroni sono termalizzati occorre ridurre il flusso di neutroni termici a valori trascurabili. A tal proposito occorre interporre nella porta un materiale avente una sezione d'urto di cattura elevata in corrispondenza della energia dei neutroni termici. Un materiale avente le caratteristiche sopra citate è il Cd. Nel caso considerato, per il flusso di neutroni termici che si ha nella zona della porta, è necessario aggiungere 1-2 mm di Cd.

Accanto alla componente neutronica occorre considerare il flusso di gamma generati per reazione (n, γ) nei materiali di schermatura della porta. Tale radiazione è costituita da fotoni di energia pari a 2,2 MeV a cui corrisponde uno spessore decivalente in piombo di circa 5 cm. L'entità della dose derivante dal flusso della radiazione γ è stimato dell'ordine di 1/5 dell'equivalente di dose neutronica totale calcolata.

A tale dose della radiazione γ è stato pure aggiunto il contributo della radiazione diffusa X che può raggiungere la porta. Tale contributo è riportato in tabella E.

I risultati complessivi sono riportati nella Tabella D nella quale si evince che la porta deve essere costituita (dall'interno all'esterno del bunker) da 200 mm di paraffina, 2 mm di cadmio e 75 mm di Pb. La porta dovrà avere una sovrapposizione rispetto al vano ingresso di almeno 15 cm sui quattro lati in modo da evitare fuoriuscita di radiazione diffusa.

4 Attivazione dell'aria

L'attivazione dell'aria del bunker è causata principalmente da reazioni fotonucleari del tipo $^{16}\text{O}(\gamma, n)^{15}\text{O}$ e $^{14}\text{N}(\gamma, n)^{13}\text{N}$ che avvengono per lo più quando la tensione di accelerazione è superiore a 10 MV. Gli isotopi radioattivi che si formano O^{15} ed N^{13} , sono soggetti a decadimento β^+ , con tempo di dimezzamento fisico solamente di pochi minuti e precisamente (O^{15}) $T_{1/2} = 2$ min e (N^{13}) $T_{1/2} = 10$ min. Gli isotopi considerati producono pertanto positroni che annichilendosi nell'incontro con elettroni danno vita ad una radiazione gamma di energia 511 KeV.

Per calcolare la dose efficace annuale agli operatori si fa riferimento ad un articolo di Mc Ginley et al. (Med. Phys. 11. 855, 1984). Attraverso tale pubblicazione per fotoni da 15 MV si stima una

dose equivalente alla pelle del corpo, causata dalla radiazione positronica, di 20 microSv/anno per N^{13} e di 0,7 microSv/anno per O^{15} . Le ipotesi entro cui valgono i calcoli effettuati sono le seguenti: un campo medio di irradiazione di $20 \times 20 \text{ cm}^2$, un rateo di dose all'isocentro di 300 cGy/min, un tempo di irradiazione di 2 minuti, una ventilazione di 12 ricambi d'aria/ora e un carico di lavoro di 40 pazienti/gg, per 5 giorni di trattamento alla settimana, con un tempo di stazionamento all'interno del bunker di 10 min/paziente.

La dose efficace assorbita al corpo intero dovuta alla radiazione gamma di annichilazione risulta circa 30 volte inferiore alla dose equivalente alla pelle sia per N^{13} che per O^{15} . Anche la dose efficace impegnata annua all'operatore per inalazione risulta inferiore alla dose equivalente alla pelle del corpo.

In conseguenza della piccolissima dose assorbita agli operatori non è necessario prevedere pertanto particolari precauzioni volte a diminuire l'esposizione dei lavoratori, quali ad esempio ulteriori ricambi d'aria dei locali.

Infine, stante la scarsa produzione di radionuclidi, non risulta neppure necessario adottare particolari filtrazioni sull'impianto di condizionamento per il ricircolo dell'aria nei locali in oggetto.

5 Fasci di elettroni

5.1 Schermature

L'energia dei fasci di elettroni disponibili e la composizione e la struttura delle pareti del bunker sono tali da rendere trascurabile la dose assorbita all'esterno del bunker stesso sia per quanto riguarda la componente beta sia per quanto riguarda la componente derivante dell'eventuale bremsstrahlung.

5.2 Ozono

Il fascio di elettroni emesso dall'acceleratore interagendo con l'aria del bunker produce ozono (O_3) ed altri composti come NO, NO_2 , ecc... Di questi il più tossico è l'ozono il quale ha un valore di soglia (Threshold limit value –TVL) raccomandato dall'American Conference of Governmental Industrial Hygienists di 0,1 ppm.

Per determinare la concentrazione di ozono presente all'interno del bunker si fa uso di quanto riportato dal Report n° 188 dell'IAEA. Considerando una irradiazione continua di 10 min. con un fascio di elettroni avente un campo di $20 \times 20 \text{ cm}^2$ ed un valore di intensità di dose di 200 cGy/min e 12 ricambi d'aria/ora, la concentrazione di ozono presente all'interno del bunker è pari a $0,5E-3$ ppm. Tale valore risulta nettamente inferiore al valore limite di 0.1 ppm.

Tale valore risulta comunque inferiore al valore limite anche nel caso in cui non funzioni il sistema di ventilazione forzato presente all'interno del bunker. Il tale caso la concentrazione di ozono presente all'interno del bunker risulta di $0,5E-2$.

6 Conclusioni e Prescrizioni

Oltre a quanto contenuto nei punti precedenti, la presente relazione è valida con le seguenti limitazioni:

- a condizione che il progetto venga eseguito secondo quanto contenuto nella planimetria allegata alla presente (che ne costituisce parte integrante), per quanto riguarda ubicazione dell'apparecchio e destinazione d'uso dei locali;
- a condizione che vengano rispettate le indicazioni fornite relativamente alle barriere da aggiungere;

- a condizione che il carico di lavoro dell'apparecchio ($\text{cGym}^2/\text{settimana}$) non superi le ipotesi della presente relazione.

Si fa inoltre presente che, una volta installata l'apparecchiatura, e' necessaria, prima di iniziare l'attivita', la prima verifica di radioprotezione dell'Esperto Qualificato secondo quanto previsto dal D.Lgs 230/95 e successive modifiche.