

Gruppo di lavoro Esperti Qualificati AVEN

Linee operative di indirizzo AVEN sulla valutazione della dose efficace ed equivalente suscettibile al lavoratore esposto a radiazioni ionizzanti.

Prefazione

Le linee di indirizzo di seguito proposte sono il risultato di una serie di incontri fra gli Esperti Qualificati dell'AVEN che hanno condiviso conoscenze, metodi di lavoro ed esperienze.

Le indicazioni presenti nelle seguenti linee operative d'indirizzo non costituiscono un vincolo o un riferimento per la comunità degli Esperti Qualificati, ma danno semplicemente conto di un processo di condivisione che è tutt'ora in corso in ambito Area Vasta Emilia Nord (AVEN). Eventuali successive revisioni terranno conto anche delle evidenze, raccomandazioni, direttive e linee guida derivanti dal continuo progresso scientifico e tecnologico.

Premessa

La problematica affrontata è identificabile nella metodica seguita per arrivare alla valutazione della dose efficace e della dose equivalente agli organi (ai sensi del Dlgs 230/95 e s.m.i.) che i lavoratori siano suscettibili di ricevere in seguito all'esposizione alle radiazioni ionizzanti dovuta all'impiego di apparecchi radiologici di vario tipo o all'attività in medicina nucleare e radioterapia.

Gli aspetti da prendere in considerazione quando l'Esperto Qualificato si appresta ad eseguire tali valutazioni dosimetriche sono relativi a:

- 1) Carico di lavoro
- 2) Tipologia di apparecchiatura/metodica/radionuclide in uso
- 3) Dati tecnici di esecuzione delle indagini/interventi
- 4) Figure professionali coinvolte e loro numero
- 5) Modalità di svolgimento dell'attività
- 6) Caratteristiche dei dispositivi di protezione strutturali, collettivi ed individuali
- 7) Fattore di sicurezza che consideri le eventuali anomalie, come eventuali aumenti del carico di lavoro e malfunzionamenti.

Nel presente documento verranno affrontati solo alcuni degli aspetti citati ovvero saranno approfonditi i punti 2), 5), 6) e 7), verranno pertanto proposti:

- l'algoritmo col quale valutare il contributo alla esposizione del personale derivante dalla radiazione diffusa tenuto conto anche dell'utilizzo dei Dispositivi di Protezione Collettiva (DPC) e dei Dispositivi di Protezione

Individuale (DPI) per quello che riguarda l'attività con apparecchiature radiologiche

- le modalità di calcolo per definire la dose efficace (sia esterna che impegnata) ed agli organi suscettibile per il personale operante in medicina nucleare con particolare riguardo ad alcuni possibili scenari di contaminazione della pelle con sorgenti radioattive
- le modalità di calcolo per definire la dose efficace suscettibile per il personale operante in radioterapia con acceleratori lineari, acceleratori lineari mobili utilizzati per trattamenti IORT, apparecchi per brachiterapia ad alto dose-rate HDR
- il fattore di sicurezza da applicare alle valutazioni di dose

In generale la stima della dose efficace ed equivalente suscettibile per il lavoratore esposto a radiazioni ionizzanti può essere richiesta all'Esperto Qualificato in via preventiva ovvero prima dell'installazione di una data apparecchiatura o dell'avvio di una data metodica, oppure quando l'attività sia già in essere. Nel primo caso occorrerà procedere a stime teoriche per le quali ci si potrà avvalere anche di misurazioni/dati forniti da altri centri o presenti in letteratura o forniti dalle ditte produttrici, nel secondo caso sarà invece possibile fare anche delle misurazioni sul campo.

Nel caso in cui ci sia avvalga di dati misurati occorre tener presente che gli strumenti di misura impiegati per questo tipo di attività sono generalmente tarati in $H^*(d)$ ovvero in equivalente di dose ambientale, per passare alla dose efficace E o equivalente H_T occorre impiegare dei fattori moltiplicativi che dipendono dall'energia e dal tipo di radiazione considerata e che possono essere facilmente reperiti nella pubblicazione ICRP 74.

1 Personale coinvolto in attività con apparecchi radiologici

La valutazione della dose efficace ed equivalente suscettibile passa attraverso la quantificazione della radiazione diffusa prodotta da una data sorgente radiogena e dovuta all'interazione del fascio X primario con il paziente. In particolare la caratterizzazione della "quantità" di radiazione diffusa che raggiunge il singolo operatore durante lo svolgimento delle attività in assenza di barriere protettive o DPI, può essere effettuata secondo tre modalità:

- a) *teorica*
- b) *sperimentale*
- c) *teorico-sperimentale*

1.1 Approccio teorico

L'approccio teorico non prevede l'effettuazione di misure sperimentali sia sulla sorgente che negli ambienti di lavoro ma utilizza i dati di letteratura [1].

1.2 Approccio sperimentale

L'approccio sperimentale prevede l'effettuazione di misure di dose sia sulla sorgente che nell'ambiente di lavoro; le misure possono essere ripetute per tutte le condizioni operative previste. Il campo di radiazione diffusa viene caratterizzato misurando, a diverse distanze dal centro del diffusore, a differenti angoli di diffusione e a differenti altezze (dal pavimento) il rateo di kerma in aria.

1.3 Approccio teorico sperimentale

Il campo di radiazione diffusa viene definito a partire della misura dell'output della sorgente radiologica in una o più condizioni di esposizione definite da un set prefissato di valori di tensione, mA, filtrazione; dal valore rilevato è possibile risalire al valore del rendimento per qualsiasi altro "set" di esposizione ed al conseguente valore di radiazione diffusa alle varie distanze ed ai vari angoli di diffusione. L'output del tubo RX misurato per un dato valore di tensione può essere riscalo ad un diverso valore dei kV tramite un approccio teorico. Questo tipo di approccio è quello che gli Esperti Qualificati dell'AVEN hanno deciso di adottare.

1.4 Output del tubo radiogeno

Diversi sono gli algoritmi matematici proposti in letteratura [1, 2, 3] che forniscono il valore di output al variare della tensione applicata per le diverse tipologie di apparecchi. I modelli adottati nelle presenti linee guida sono quelli proposti nell'NCRP n°147 [1] che si rifanno ad una pubblicazione di Archer ed altri del 1994 per quanto attiene gli apparecchi di radiodiagnostica [2]. In particolare nell'NCRP n°147 [1] è dichiarato che i dati derivanti dall'applicazione di tali formule sono assunti come rappresentativi delle moderne pratiche cliniche (Appendix B Computation of Primary Barrier Thickness pag.125, figura B.1. pag.126).

Le formule proposte sfruttano la dipendenza del rendimento K (kerma in aria) del tubo radiogeno dal valore dei kVp impostati.

In particolare per le macchine radiogene di diagnostica generale è proposta l'equazione sotto riportata (sviluppata per apparecchi trifase con raddrizzamento a 12 impulsi, anodo in tungsteno e filtrazione in alluminio):

$$K_{(kVp)} = (1.222 - 5.664 * 10^{-2} kVp + 1.227 * 10^{-3} kVp^2 - 3.136 * 10^{-6} kVp^3)$$

Equazione 1

Per i mammografi è utilizzata la seguente equazione (sviluppata per apparecchi con anodo e filtrazione in molibdeno):

$$K_{(kVp)} = (1.335 + 4.385 * 10^{-3} kVp^2)$$

Equazione 2

Le equazioni 1 e 2 consentono di stimare il valore del rendimento espresso come Kerma a 1 metro dal fuoco (mGy/mA*min) di un apparecchio RX a qualunque tensione.

Ad esempio applicando l'equazione 1 il rendimento sarà pari a 1.563 mGy/mA*min a 60 kV, 2.938 mGy/mA*min a 80 kV ed a 4.692 mGy/mA*min a 100kV.

1.5 Stima della radiazione diffusa

Per la stima della radiazione diffusa si utilizza la formula sottostante prevista nell'NCRP n°147 [3] ponendo il termine B (fattore di trasmissione della barriera) eguale ad 1 in quanto la stima di dose è effettuata senza la presenza barriera anti-X.

$$K_S(x, \theta, kVp) = \frac{K_W^1(kVp) W(kVp) a_1(\theta, kVp) \times 10^{-6}}{d_S^2} \frac{F}{d_F^2} B(x, kVp). \quad (C.3)$$

Equazione 3

I valori da attribuire all'angolo di diffusione (θ) al fine di individuare il coefficiente di diffusione a_1 sono correlati all'organo di interesse come sotto specificato:

- Cristallino $\theta = 135^\circ$
- Corpo intero $\theta = 90^\circ$
- Caviglie/piedi $\theta = 45^\circ$

Il valore da assegnare ad a_1 nel campo della diagnostica tradizionale (50 kVp - 150 kVp) è calcolato applicando la formula presente sulla Fig. C.1. (pag.137 dell'NCRP 147) [1]. Per quanto riguarda il campo della mammografia (25 kVp - 35 kVp) non viene indicata nessuna formula ed il valore da assegnare ad a_1 deve essere dedotto dal grafico citato. Di seguito è riportata la formula citata.

$$a_1 = 1.6 \times 10^{-2} (kVp - 125) + 8.43 - 1.11 \times 10^{-1} \theta + 9.83 \times 10^{-4} \theta^2 - 1.74 \times 10^{-6} \theta^3 \quad \text{Equazione 4}$$

1.6 Passaggio dal kerma in aria K_s alla dose D

Il passaggio dal valore del kerma in aria calcolato con l'Equazione 3 al valore di dose avviene utilizzando i dati riportati dall'ICRP 74 [4], in particolare dalla tabella A.21 di pag. 179.

L'uso della tabella, in cui l'energia del fascio è espressa come energia in MeV e non come valore della tensione di picco, richiede la stima preventiva dell'energia equivalente del fascio a partire dal valore della tensione di picco espressa in kVp. La stima dell'energia equivalente dipende da diversi fattori (quali il materiale attenuatore, il coefficiente di attenuazione, ecc.) caratteristici di ogni apparecchio. Da un'attenta verifica della letteratura [5, 6] e della normativa tecnica [7] si individua che l'energia del fascio diffuso, espressa in keV, corrisponda, indicativamente, ad $\frac{1}{2}$ della tensione di picco espressa in kV.

1.7 Dispositivi di Protezione Collettiva (DPC)

La presenza e l'utilizzo, da parte dei lavoratori, dei DPC comporta la valutazione dell'influenza di questi dispositivi sui lavoratori presenti in sala durante le attività esponenti a radiazioni ionizzanti tenuto conto sia delle modalità operative svolte da ogni singola figura all'interno del locale sia delle caratteristiche di ogni dispositivo in relazione al cono d'ombra realizzato. In relazione a quest'ultimo aspetto può risultare schermato l'intero corpo del lavoratore oppure solo una parte di esso. Infatti, in relazione alle proprie mansioni, differente è l'efficacia schermante dei DPC presenti.

I DPC sono sostanzialmente rappresentati da (vedasi figura 1):

- a)** bandelle in gomma piombifera da applicare ad uno o più lati del lettino reggi paziente;
- b)** grembiule in gomma piombifera da applicare sull'IB o sul tubo RX;
- c)** vetri schermanti pensili a soffitto;
- d)** schermature mobili.

Per tenere conto delle diverse modalità operative si identificano i seguenti valori moltiplicativi da applicare nei casi generali. Per situazioni particolari l'Esperto Qualificato valuterà il fattore maggiormente rispondente alla realtà. I dati riportati in tabella sono estratti dai riferimenti bibliografici citati.

Tabella 1 Fattori moltiplicativi per tipologia di barriera e di operatore

Tipo di DPC	Operatore	Fattore	Organo	Operatore	Fattore	Organo
a)	I operatore	0.45 [8, 9]	Arti inferiori, caviglia, piede	Altro personale	0.45 [8, 9]	Arti inferiori, caviglia, piede
b)	I operatore	0.15 [10]	Torace, capo, cristallino	Altro personale	0.30 [10]	Torace, capo, cristallino
c)	I operatore	0.05 [11, 12]	Torace, capo, cristallino	Altro personale	0.50 [11, 12]	Torace, capo, cristallino
d)	I operatore	0.01 [13]	Corpo	Altro personale	0.01 [13]	Corpo



Figura 1 Esempi di DPC

1.8 Dispositivi di Protezione Individuali (DPI)

La presenza e l'utilizzo, da parte dei lavoratori, dei DPI anti-X forniti dall'azienda (camici, collarini, occhiali, guanti) configura l'utilizzo dei coefficienti di abbattimento della dose efficace indicati nelle Linee guida sviluppate in ambito AVEN [14] che si colloca nell'intervallo 0.1-0.15 da applicare al valore di radiazione diffusa stimato col metodo indicato al punto 1.5.

In particolare per quanto riguarda l'utilizzo di occhiali anti-X la verifica dell'attenuazione complessiva fornita da questi dispositivi è stata oggetto di misure strumentali. Il risultato sperimentale ottenuto ha identificato per occhiali (con o senza protezione laterale e diverse forme) con spessore equivalente in piombo delle lenti tra 0,50 e 0,75 mm di Pb un fattore, indicativamente, compreso tra 0.7 e 0.9 [15].

In Appendice 1 viene presentato a scopo esemplificativo un calcolo di dose all'operatore nell'attività di radiodiagnostica complementare in sala operatoria.

1.8.1 Valutazione della dose per i lavoratori in caso di esposizione accidentale

L'evento incidentale in radiologia risulta piuttosto raro o comunque di entità tale da non comportare un'esposizione al lavoratore rilevante. L'utilizzo di un fattore di cautela opportuno da applicare alle stime di dose efficace e di dose equivalente può tranquillamente ricomprendere anche l'eventuale incidente.

A scopo puramente esemplificativo possiamo comunque ipotizzare uno scenario incidentale: supponiamo che durante l'attività con un apparecchio mobile per scopia in sala operatoria il pedale di erogazione raggi rimanga inavvertitamente attivato per circa 1 minuto e che un operatore si trovi in prossimità della sorgente radiogena alla distanza di 0.5 metri senza nessun DPI.

In tale ipotesi, considerando un output tipico dell'apparecchio radiologico pari a 0.03 mGy/mAs a 1 m a 80 kVp con campo 20x20 cm² e 2.5 mA ed applicando l'approccio teorico sperimentale sopra descritto si ottiene una stima del rateo di H*(10) a 0.5 metri pari a circa 2860 µSv/h, pertanto si avrà una stima della dose efficace al lavoratore di 48 µSv.

Bibliografia

- [1] NCRP Report n°147 Structural Shielding Design for Medical X-Ray Imaging Facilities
- [2] Archer BR, Fewell TR, Conway BJ, Quinn PW. Attenuation properties of diagnostic x-ray shielding materials Med Phys. 1994 Sep;21(9):1499-507. PMID
- [3] Harpen MD: "A mathematical spread sheet application for production of entrance skin exposure nomograms", Med Phys 23 (2), 1996
- [4] ICRP Report n°74 Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External radiation
- [5] M. S. Nogueira, H. C. Mota, L. L. Campos, (HP)Ge MEASUREMENT OF SPECTRA FOR DIAGNOSTIC X-RAY BEAMS, Radiation Protection Dosimetry (2004), Vol. 111, No. 1, pp. 105–110, doi:10.1093/rpd/nch370
- [6] N. W. Marshall, K. Faulkner, H. Warren, Measured scattered x- ray energy spectra for simulated irradiation geometries in diagnostic radiology, Medical Physics 23, 1271 (1996); doi: 10.1118/1.597690
- [7] International Electrotechnical Commission. Medical diagnostic X-ray equipment radiation conditions for use in the determination of characteristics. IEC 1267: 1994- 09 (Geneva: IEC) (1994)
- [8] Artschan RE, Brettle DS, Chase K, Fender A, Howells PG, Buchan S. An investigation of the radiation doses to the lower legs and feet of staff undertaking

interventional procedures. Br J Radiol. 2014 Jun;87(1038):20130746. doi: 10.1259/bjr.20130746. Epub 2014 Mar 6. PubMed PMID: 24678856; PubMed Central PMCID: PMC4075555.

[9] Luchs JS, Rosioreanu A, Gregorius D, Venkataramanan N, Koehler V, Ortiz AO. Radiation safety during spine interventions. J Vasc Interv Radiol. 2005 Jan;16(1):107-11. PMID: 15640417

[10] Minami T, Sasaki T, Serikawa M, Kamigaki M, Yukutake M, Ishigaki T, Ishii Y, Mouri T, Yoshimi S, Shimizu A, Tsuboi T, Kurihara K, Tatsukawa Y, Miyaki E, Chayama K. Occupational Radiation Exposure during Endoscopic Retrograde Cholangiopancreatography and Usefulness of Radiation Protective Curtains. Gastroenterol Res Pract. 2014;2014:926876. doi: 10.1155/2014/926876. Epub 2014 Nov 13. PubMed PMID: 25477956; PubMed Central PMCID: PMC4247933.

[11] Schueler BA. Operator shielding: how and why. Tech Vasc Interv Radiol. 2010 Sep;13(3):167-71. doi: 10.1053/j.tvir.2010.03.005. PubMed PMID: 20723831.

[12] Maeder M, Brunner-La Rocca HP, Wolber T, Ammann P, Roelli H, Rohner F, Rickli H. Impact of a lead glass screen on scatter radiation to eyes and hands in interventional cardiologists. Catheter Cardiovasc Interv. 2006 Jan;67(1):18-23. PubMed PMID: 16273590.

[13] Jonathan S. Luchs, Alex Rosioreanu, David Gregorius, Natarajan Venkataramanan, Volkmar Koehler, and A. Orlando Ortiz, Radiation Safety during Spine Interventions, J Vasc Interv Radiol 2005; 16:107–111

[14] Gruppo di lavoro Esperti Qualificati AVEN. Linee operative di indirizzo AVEN sulla valutazione della dose al lavoratore esposto a radiazioni ionizzanti.

[15] Bertolini M et al, Attenuation assessment of medical protective eyewear: the AVEN experience, JRP 36(2) 2016 (published on line <http://dx.doi.org/10.1088/0952-4746/36/2/279>).

2 Personale operante in Medicina Nucleare

2.1 Esposizione esterna

Per le varie figure coinvolte (TSRM, Medico Nucleare, Infermiere ecc.) si considera sia la preparazione/somministrazione dell'attività di radiofarmaco, sia l'interazione con il paziente dopo tale somministrazione.

Quindi la sorgente di radiazione è in un caso il vial o la siringa contenente il materiale radioattivo e nell'altro il paziente stesso. Nel primo caso generalmente si opera con schermature (schermi per siringhe o all'interno di una cella di manipolazione), mentre nel secondo caso le schermature non sono presenti (assistenza al paziente, posizionamento del paziente ecc.). Occorre pertanto conoscere per tutte le figure coinvolte, i tempi di permanenza presso le sorgenti

di radiazioni, le relative distanze, nonché le attività e la tipologia di radioisotopi utilizzati ed il numero di esami anno previsti.

La sorgente di radiazione per semplicità può essere considerata in entrambi i casi puntiforme ed isotropa.

Per valutare la dose equivalente ricevuta alle mani e la dose efficace per irraggiamento si utilizza la seguente relazione:

$$D = \Gamma * A * t / d^2 \quad \text{Equazione 1}$$

dove:

D = dose ricevuta dall'operatore nel tempo di esposizione t

Γ = costante gamma specifica del radionuclide

A = attività dell'esame/preparazione

t = durata dell'esposizione

d = distanza tra sorgente e operatore

Cio' conduce, al variare di d, alla determinazione della dose equivalente alle mani/piedi/cristallino ed al corpo intero da irradiazione esterna che, in via cautelativa, alle energie d'interesse, si può assimilare alla dose efficace.

Moltiplicando il valore della dose (a seconda dei casi dose equivalente o dose efficace) sopra calcolato per il fattore di attenuazione della schermatura impiegata si determina la dose (a seconda dei casi dose equivalente o dose efficace) ricevuta dall'operatore in presenza di schermature, ove siano presenti:

$$D_{\text{con scherm.}} = D_{\text{senza scherm.}} * e^{-\ln(2) * x / \text{HVL}}$$

Equazione 2

dove:

HVL = spessore di dimezzamento per il radionuclide considerato in mm di Pb

x = spessore della schermatura espresso in mm di Pb

I valori delle costanti gamma in caso di sorgente puntiforme e degli HVL per i vari radionuclidi di interesse possono essere reperiti nella pubblicazione "Radionuclide and Radiation Protection Data Handbook 2002" [1].

L'ipotesi di considerare la sorgente puntiforme ed isotropa può essere semplicistica, in particolare durante la preparazione/somministrazione del radiofarmaco la pubblicazione citata propone anche valori di costante gamma anche per vial di vetro da 10 ml e per siringhe da 5 ml.

Nel caso del ^{99m}Tc e ^{131}I considerare il fattore per il vial invece che per sorgente puntiforme implica una fattore di riduzione pari a 0.95 e 0.97 rispettivamente.

Anche considerare il paziente come una sorgente di radiazione puntiforme ed isotropa e di attività pari all'attività somministrata, può dar luogo a delle stime in eccesso: tale ipotesi trascura l'autoassorbimento della radiazione ed anche il decadimento del radionuclide nel tempo.

Nel caso di isotopi PET tali ipotesi di lavoro risultano particolarmente cautelative, al fine di una stima più precisa si suggerisce di ricalcolare l'attività presente nel paziente tenendo conto di entrambi i fattori, ovvero, rifacendosi alla pubblicazione "AAPM Task Group 108: PET and PET/CT Shielding Requirements" [2], si possono considerare:

- fattore di attenuazione per fotoni da 511 KeV pari a 0.36
- fattore di riduzione dovuto al decadimento pari a:

$$R_t = (1/\ln(2)) * (T_{1/2}/t) * [1 - e^{(-\ln(2) * t/T_{1/2})}]$$

Equazione 3

Per il ^{18}F , tale fattore di riduzione corrisponde a 0.91, 0.83 e 0.76 per $t=30$, 60, e 90 min, rispettivamente.

Pertanto considerando una somministrazione di ^{18}F -FDG ed un tempo di uptake di 60 minuti, combinando il fattore di attenuazione e di riduzione dovuto al decadimento si avrà una riduzione della dose stimata all'operatore pari al prodotto dei due fattori, ovvero pari a 0.3.

2.2 Contaminazione

Contaminazione routinaria

Si può stimare vi sia, durante la manipolazione/somministrazione dei radiofarmaci, la possibilità che il personale coinvolto si contamini in modo lieve le mani, ad esempio durante l'operazione di sfilarsi dei guanti contaminati. Per poter stimare la dose equivalente alla pelle delle mani si possono fare delle ipotesi di lavoro:

viene manipolata ogni volta l'attività massima manipolata nella preparazione di ciascun radiofarmaco;

l'operatore si contamina con il 10% dell'attività rimasta sui guanti che si stima pari all'1% dell'attività manipolata;

fra il momento della contaminazione e il momento della decontaminazione passano 10 minuti;

dopo la decontaminazione non rimane sulle mani attività contaminante;
la contaminazione è uniformemente distribuita su di una superficie delle mani di 10 cm²

viene utilizzato il coefficiente relativo al rateo di dose alla pelle delle mani in mSv/h per 1 kBq di attività depositata su una superficie di 1 cm² relativo ai radionuclidi d'interesse proposto in "Radionuclide and Radiation Protection Data Handbook 2002" [1].

Viene calcolata la dose da irraggiamento al corpo dovuta all'attività contaminante le mani, supponendo una distanza corpo-mani di 30 cm e considerando la sorgente di irradiazione puntiforme, riportandosi quindi alle condizioni sopra descritte.

Per valutare la attività contaminante integrata A_{int} si utilizza la seguente relazione:

$$A_{int} = \int_0^{T_1} A_0 e^{\ln(2) \cdot t / T_{1/2}} dt$$

Equazione 4

con:

A₀=attività contaminante le mani

T₁=tempo intercorso fra contaminazione e rimozione della contaminazione

T_{1/2}=tempo di dimezzamento fisico del radionuclide

Da notare che i radionuclidi beta emettitori come l'⁹⁰Y hanno dei coefficienti di dose per unità di superficie contaminata molto più elevati rispetto ai gamma emettitori (abbiamo per ⁹⁰Y un valore di 2.03 mSv/h per una contaminazione uniforme di 1kBq/cm² e per il ^{99m}Tc 0.246 mSv/h), pertanto andrà considerato anche questo fattore insieme alla frequenza d'uso dei vari radionuclidi per ipotizzare uno scenario che sia cautelativo, ma verosimile.

Evento anomalo

In questo paragrafo viene analizzato un evento incidentale tipo.

Si può stimare la dose ricevuta dall'operatore al corpo ed alla pelle delle mani nell'ipotesi in cui si verifichi il versamento della massima attività presente durante la manipolazione con la più alta attività possibile del radionuclide più utilizzato (ad esempio eluato di ^{99m}Tc da una colonna nuova).

Si ipotizza che:

il 50% di tale attività venga versata sulle mani del lavoratore su di una superficie di 200 cm² fra il momento in cui si verifica l'evento e la decontaminazione passano 15 minuti;

dopo la rimozione degli indumenti e la decontaminazione rimane l'1% dell'attività versata sulle mani;
viene calcolata la dose da irraggiamento al corpo dovuta all'attività contaminante le mani, supponendo una distanza corpo-mani di 30 cm e considerando la sorgente di irradiazione puntiforme
viene utilizzato il coefficiente relativo al ^{99m}Tc proposto nella pubblicazione sopra citata
per valutare la attività contaminate integrata A_{int} si utilizza la seguente relazione:

$$A_{int} = \int_0^{T1} A_0 e^{\ln(2) \cdot t / T1/2} dt$$

Equazione 5

Con:

A_0 =attività contaminante le mani

$T1$ =tempo intercorso fra contaminazione e rimozione della contaminazione

$T1/2$ =tempo di dimezzamento fisico del radionuclide

per valutare la attività residua integrata A_{int} si utilizza la seguente relazione:

$$A_{int} = \int_{T1}^{\infty} A_{res} e^{\ln(2) \cdot t / T1/2} dt$$

Equazione 6

con A_{res} =attività residua contaminate le mani a $T1$.

2.3 Esposizione interna (inalazione ed ingestione)

La stima del rischio di esposizione interna (ingestione ed inalazione) può essere effettuata seguendo le indicazioni del documento GD-150 della Canadian Nuclear Safety Commission [3]. Tale documento definisce il fattore PIF (Potential Intake Factor), in altre parole la frazione dell'attività manipolata, che viene potenzialmente incorporata dall'operatore a seguito di una determinata attività comportante l'impiego di sorgenti radioattive non sigillate. Questo valore di attività permette di ottenere il valore di dose al lavoratore per mezzo dei coefficienti di dose efficace impegnata per unità di introduzione per inalazione e ingestione $h(g)$ contenuti nella tabella IV.1 del D.Lgs. 230/95 e s.m.i.

Il fattore PIF è calcolato partendo dal fattore di Brodsky, che è stato verificato sperimentalmente come la frazione incorporata dell'attività manipolata o in ogni caso coinvolta in diverse situazioni, anche incidentali, corretto per alcuni fattori

relativi alle caratteristiche delle sostanze radioattive e delle modalità di manipolazione: fattore di rilascio, fattore di confinamento, fattore di dispersione, fattore di occupazione e fattore di forma speciale. Il fattore PIF è pertanto dato da:

$$PIF = 10^{-6} R \cdot C \cdot D \cdot O \cdot S$$

Equazione 7

dove:

- 10^{-6} è il fattore di Brodsky
- R il fattore di rilascio (al fine della sola inalazione)
- C il fattore di confinamento
- D il fattore di dispersione
- O il fattore di occupazione
- S il fattore di forma speciale

La scelta dei valori di ciascun fattore è da intendersi a cura dell'Esperto Qualificato in base al tipo di attività da svolgersi ed alle attrezzature in dotazione (glove box, cappa a flusso laminare,...).

Nelle seguenti tabelle sono indicati i valori raccomandati dalla pubblicazione Canadian GD-150 in Appendice A.

Tabella 1

Fattore di rilascio (R)

The recommended values for the release factor (R) are: Gases, strongly volatile liquids	1.0
Non-volatile powders, somewhat volatile liquids	0.1
Liquids, general, large area contamination	0.01
Solids, spotty contamination, material trapped on large particles; e.g., resins	0.001
Encapsulated material	0

Tabella 2

Fattore di confinamento (C)

The recommended values for the confinement factor (C) are: Glove box or hot cell	0.01
Enhanced fume hood (enclosed with open ports for arms)	0.1
Fume hood	1.0
Bagged or wrapped contaminated material, bagged material in wooden/ cardboard boxes, greenhouses	10
Open bench-top, surface contamination in a room with normal ventilation	100

Tabella 3

Fattore di dispersione (D)

The recommended values for the dispersibility factor (D) are: Actions that add energy to the material (heating, cutting, grinding, milling, welding, pressurizing, exothermic reactions)	10
Other actions (that do not enhance dispersibility)	1

Tabella 4

Fattore di occupazione (O)

The recommended values for the occupancy factor (O) are: Annual or one-time use	1
Monthly use or few times per year	10
Weekly, tens of times per year or tens of days for a one-time project	50
Essentially daily use	250

Tabella 5

Fattore di forma speciale (S)

The recommended values for the special form factor (S) are: DNA precursors (except 32P, 35S, or 131I)	10
Other material	1

Oltre alla scelta dei suddetti fattori, si raccomanda la valutazione di un ulteriore fattore correttivo F [4] che tenga conto della effettiva probabilità di evenienze specifiche (vomito, incontinenza, spargimento di radiofarmaco durante la somministrazione, ecc.).

Possono essere identificati diversi scenari a seconda che si tratti di attività legata alla diagnostica oppure alla terapia dei pazienti. Per ciascuno di questi ambiti è possibile identificare tre fasi che vedono coinvolte diverse figure professionali:

- Preparazione del radiofarmaco (TSRM, radiochimico o equipollente, fisico)
- Somministrazione del radiofarmaco (IP, medico nucleare, TSRM, fisico)
- Assistenza al paziente (prevalentemente personale ausiliario e IP)

Si ricorda che la normativa italiana prevede l'obbligo di valutare le dosi derivanti da esposizioni interne mediante idonei metodi fisici e/o radiotossicologici, qualora tali dosi comportino di per sé per i lavoratori addetti la classificazione di lavoratori esposti di categoria A (suscettibili di assorbire una dose efficace ≥ 6 mSv/anno).

Per questa ragione deve essere programmato un monitoraggio periodico del personale di categoria A mediante rilevazioni con spettrometria gamma di campioni di urine e/o della tiroide.

La frequenza e il metodo di monitoraggio necessari dipendono dalla attività manipolata, dalla ritenzione ed escrezione del radionuclide, dalla sensibilità della tecnica di misura disponibile e dall'incertezza accettata nella stima delle contaminazioni e della dose.

Indicazioni per la scelta dei fattori con metodo PIF

Vengono di seguito proposti alcuni valori dei fattori del metodo suggerito nelle tre fasi di lavoro.

Preparazione del radiofarmaco (TSRM, radiochimico o equipollente, fisico)

- $R = 0.1$ o 0.01 a seconda del tipo di sostanza manipolata
- $C = 0.1$
- $D = 1$ o 10 a seconda del tipo di manipolazione
- $O = 1$ (considerando l'attività annuale manipolata)
- $S = 1$

Somministrazione del radiofarmaco (IP, medico nucleare, TSRM, fisico)

- $R = 0.1$ o 0.01 a seconda del tipo di sostanza manipolata
- $C = 100$
- $D = 1$
- $O = 1$ (considerando l'attività annuale somministrata)
- $S = 1$

Assistenza al paziente (prevalentemente personale ausiliario e IP)

- $R = 0.1$
- $C = 100$
- $D = 1$
- $O = 1$ (considerando l'attività annuale somministrata)
- $S = 1$

2.4 Esposizione delle estremità e della pelle a radiazione beta (^{90}Y -Zevalin).

In questo tipo di attività l'esposizione delle estremità e della pelle dell'operatore è ragionevolmente la principale fonte di rischio. Particolare attenzione deve essere volta all'uso di schermi protettivi adeguati (preferibile materiale plastico come PMMA di 1 cm di spessore per ^{90}Y come indicato nella pubblicazione [1]).

Secondo il D.Lgs. 230/95 e s.m.i la dose equivalente alla pelle è relativa alla unità di superficie maggiormente esposta, che nel caso specifico è la pelle dei polpastrelli.

La valutazione di questa dose può essere effettuata attraverso:

1. stima della dose alla pelle a partire da dati di letteratura o di altri centri.
2. misura indiretta, estrapolando la dose al polpastrello dalla lettura dei dosimetri applicati alla base del dito o in altre posizioni.
3. misura diretta sul polpastrello mediante applicazione di TLD

Qualora la valutazione fosse preventiva, allora è suggerito di iniziare dal punto 1 (stima della dose alla pelle a partire da dati di letteratura o di altri centri), e proseguire, appena possibile, con una misurazione indiretta e poi diretta (punto 2 e 3).

Se la valutazione non fosse preventiva, allora è consigliabile seguire il punto 2 (ove possibile), eventualmente integrandolo con le misure dirette del punto 3.

Se la valutazione non fosse preventiva e se non fosse possibile effettuare considerazioni sulle misure indirette, allora applicare il punto 1 ed il punto 3 direttamente.

Nel caso di misure dirette, il numero e la posizione dei dosimetri da applicare può essere personalizzato, ma è ragionevole considerare che l'esposizione può variare significativamente da dito a dito (ad esempio a seconda della manualità dell'operatore, della presenza di locali contaminazioni o a causa di manipolazioni errate) e che, con il solo dosimetro ad anello alla base del dito (misure indirette punto 2), è molto difficile rilevare tale disomogeneità.

Inoltre è consigliabile sostituire e leggere i TLD dopo ciascuna operazione di preparazione e somministrazione del farmaco, perché talvolta non è possibile stabilire a priori se l'operatore ha subito una esposizione anomala.

Le figure professionali coinvolte sono il radiochimico (o equipollente) per la preparazione del farmaco ed il medico nucleare per la sua somministrazione.

Per completezza si riporta in Appendice 2 l'esperienza dell' ASMNI-IRCCS sull'impiego di TLD per la misura della dose al polpastrello durante la manipolazione di ^{90}Y -Zevalin [5].

2.5 Esposizione delle estremità e della pelle a radiazione alfa

Per la stima di dose suscettibile durante la manipolazione e somministrazione di alfa emettitori si rimanda alla linea guida AIFM [6].

Bibliografia

- [1] "Radionuclide and Radiation Protection Data Handbook 2002" di D. Delacroix et al. Radiation Protection Dosimetry, Vol. 98, N° 1, pp. 9-18 (2002).
- [2] AAPM Task Group 108: PET and PET/CT Shielding Requirements ", Med. Phys. 33 (1), Jan. 2006 pag. 4-15
- [3] Canadian GD-150_App. A.
- [4] Ho W.Y., Wong K.K., Leung Y.L., Cheng K.C., Ho F.T.H., "Radiation Doses to Staff in a Nuclear Medicine Department", J HK Coll Radiol, 5:24-28 (2002)]
- [5] Grassi E, Sghedoni R, Asti M, Fioroni F, Salvo D, Borasi G. Radiation protection in ^{90}Y -labelled DOTA-D-Phe1-Tyr3-octreotide preparations. Nucl Med Commun. 2009 Feb;30(2)).
- [6] AIFM: linee guida AIFM-AIMN per l'utilizzo terapeutico del Ra223

3 Personale operante in Radioterapia

Nelle Radioterapie presenti in AVEN sono installati acceleratori lineari, apparecchiature di brachiterapia ad alto dose-rate HDR ed acceleratori lineari mobili utilizzati per trattamenti IORT.

Trattandosi dunque di apparecchiature diverse, con utilizzi altrettanto diversi da parte degli operatori coinvolti, ne consegue che le classi di apparecchiature individuate sopra verranno trattate separatamente.

3.1 Acceleratore lineare

All'esposizione dei lavoratori contribuiscono sia la radiazione che attraversa le pareti divisorie durante il funzionamento dell'apparecchiatura, sia quella causata, con apparecchio non funzionante, dalla radioattività indotta presente all'interno del bunker.

3.1.1 Stima della dose all'interno del bunker

La radioattività indotta nei componenti dell'acceleratore, nei materiali normalmente impiegati all'interno del bunker, nel paziente e nell'aria possono contribuire all'esposizione del personale che accede alle sale di trattamento radioterapico dopo l'utilizzo di fasci di raggi X con potenziale di accelerazione superiore a 10 MV.

I livelli di esposizione presenti all'interno della sala di trattamento variano a seconda delle caratteristiche costruttive dell'acceleratore lineare, della dimensione del campo radiante, dei materiali costruttivi delle pareti del bunker e delle modalità di irradiazione. I principali radionuclidi prodotti dall'attivazione decadono principalmente attraverso emissione beta (positiva e negativa), seguita da raggi gamma con emivita da pochi minuti a diversi giorni, come descritto in [1].

Esiste una consistente bibliografia che affronta il problema della attivazione dei materiali all'interno del bunker e ad essa si rimanda per eventuali approfondimenti o particolarità [1, 2, 3, 4, 7]. La maggior parte di essi affermano che l'esposizione addizionale allo staff in normali condizioni di utilizzo clinico dovuta all'attività radioindotta da fasci di fotoni si mantiene ad un livello pari a 1-2 mSv/anno.

In particolare in [2] viene riportato che l'ordine di grandezza di dose dovuto all'attivazione del paziente è trascurabile, mentre quello della testata immediatamente dopo un trattamento con fascio X di energia 25 MV è dell'ordine di rateo di esposizione di $3 \mu\text{Sv h}^{-1}$ a distanza di 1 m. Gli autori osservano che la curva di decadimento esponenziale è consistente con radioisotopi con vite medie di 2.8 e 12.8 minuti, compatibile con una miscela dei seguenti radioisotopi: ^{15}O , ^{53}Fe , ^{13}N , $^{185\text{m}}\text{W}$, ^{62}Cu . In AVEN di fatto l'energia massima impiegata nelle

macchine di trattamento è inferiore a 25 MV, per completezza si riporta comunque la stima di dose ricevuta dal personale tecnico addetto alle terapie indicata nella pubblicazione citata.

Supponiamo che il personale sia esposto ad 1 metro dalla sorgente, ad un rateo di dose di $1 \mu\text{Sv/h}$ ed assumendo 32 pazienti al giorno, per 5 giorni lavorativi alla settimana, 50 settimane lavorative all'anno ed un tempo di stazionamento all'interno del bunker in media di 7.5 min per paziente, l'esposizione annuale è stimata essere pari a 1 mSv. Il valore valutato è approssimativamente lo stesso di quello osservato tramite dosimetria personale con film badge [2].

In [7] sono riportate, inoltre, misure di variazioni temporale del rateo di dose in prossimità della testata (ad 1 metro lateralmente rispetto all'asse del campo ed all'altezza dell'isocentro) dovuto ai radionuclidi prodotti per attivazione dopo un'irradiazione con un fascio di energia di 18 MV. In particolare, come si rileva in [7], al termine di una erogazione di 3.33 minuti, i ratei di dose in prossimità della macchina sono dell'ordine di $4.5 \mu\text{Sv/h}$; dopo circa 48 ore da un'erogazione di 30 minuti, i ratei di dose si riducono a valori confrontabili con il fondo presente all'interno del bunker prima dell'irradiazione stessa.

Utilizzando pertanto la metodologia riportata in [7] e ipotizzando, al termine di un trattamento radiante con frazionamento convenzionale, una sosta dell'operatore in prossimità dell'impianto di 15 minuti per ciascuno dei 30 pazienti trattati al giorno, cautelativamente erogati tutti a 18 MV, per 5 giorni alla settimana, la dose efficace annua assorbita da ciascun operatore è dell'ordine di 2.9 mSv.

L'autore descrive, inoltre, anche un approccio metodologico che consente di eseguire delle stime di dose agli operatori che stazionano all'interno del bunker considerando anche tecniche IMRT.

Si sottolinea però che attualmente molti trattamenti IMRT vengono erogati con energia inferiori ai 10 MV.

Tuttavia, occorre considerare l'importante evidenza dell'aumento di trattamenti di tipo SBRT combinati all'uso di tecnologie avanzate quali IMRT, VMAT e all'utilizzo di energie flattening filter free (FFF), con aumento del rateo di dose e del numero di unità monitor erogate all'isocentro per singolo paziente, cioè porta ad un aumento intensivo dell'utilizzo fascio e potenzialmente ad un aumento del dose rate di esposizione in funzione dell'energia utilizzata.

Per ridurre l'eventuale aumento di esposizione dovuto a queste tecniche occorre tener conto dei seguenti fattori:

- valutazione dell'effettivo tempo di permanenza nel bunker da parte dello staff in funzione delle nuove tecnologie
- considerazioni sulla peculiarità delle tecniche IMRT, IGRT, SBRT con particolare riguardo all'energia utilizzata.

L'esposizione degli operatori può essere stimata oltre che da valori presenti in letteratura utilizzando le pubblicazioni sopra citate anche effettuando misure del rateo dell'equivalente di dose ambientale immediatamente al termine di un'erogazione dell'acceleratore lineare di un numero di MU note con un rateo di

dose utilizzato nella clinica a 100 cm dalla sorgente e con un campo di 40x40 cm². Le rilevazioni andranno effettuate in quattro punti ritenuti maggiormente significativi e cioè:

- a contatto della superficie della finestra di uscita del fascio dell'acceleratore
- all'isocentro
- a 50 cm dall'asse del fascio ad una distanza di circa 100 cm dal pavimento
- a 100 cm dall'asse del fascio ad una distanza di circa 100 cm dal pavimento in corrispondenza dei comandi interni del bunker.

In generale i ratei di dose più elevati si registrano in corrispondenza della finestra d'uscita del fascio poiché, in tale regione, le radiazioni emesse dal target non sono schermate (come invece accade in tutte le altre direzioni).

Per quanto riguarda la radioattività prodotta nell'aria della sala di trattamento, a seguito di reazioni fotonucleari di tipo (γ, n), essa è essenzialmente dovuta all'¹⁵O ed all'¹³N; tali radionuclidi, che risultano essere degli emettitori β^+ , vengono rispettivamente generati a partire dagli isotopi stabili ¹⁶O e ¹⁴N [5,6]. Le energie di soglia per tali reazioni sono pari rispettivamente a 10,5 MeV per l'azoto e 15,7 MeV per l'ossigeno. Inoltre, i periodi di dimezzamento $T_{1/2}$ di ¹⁵O e ¹³N risultano rispettivamente essere pari a 122 secondi e 10 minuti. Una stima della dose annua assorbita dalla cute degli operatori, dovuto ai positroni emessi dall'¹⁵O e dall'¹³N è riportata in [6]. In tale pubblicazione viene stimata una dose alla cute di circa 148 μ Sv/anno per una potenziale di accelerazione di 25 MV in presenza di ventilazione corrispondente a 8 ricambi d'aria ogni ora all'interno della sala di trattamento. Dai risultati ottenuti si evince che l'attivazione dell'aria all'interno della sala di trattamento non comporta un rischio significativo per gli operatori, sia perché le quantità di radioattività indotta sono modeste, sia perché i tempi di dimezzamento dei radionuclidi generati sono estremamente brevi.

E' buona norma controllare, comunque, periodicamente la corretta ventilazione dell'aria che dovrebbe risultare uguale o superiore a 8-10 ricambi/ora.

3.1.2 Stima della dose all'esterno del bunker

Durante l'irradiazione dei pazienti al di fuori della sala di trattamento (bunker) il campo di radiazione è una conseguenza della radiazione X trasmessa dal fascio primario (definito dal sistema di collimazione), dalla radiazione X di leakage dalla testata del linac, dalla radiazione secondaria diffusa dagli oggetti posti all'interno del bunker (paziente, pareti, ..) e dalla radiazione neutronica trasmessa prodotta principalmente all'interno della testata.

Gli spessori delle barriere protettive calcolate in sede di valutazione delle schermature effettuate secondo le linee guide NCRP Report. n. 151 [8] sono cautelative sia per la componente fotonica che neutronica e di conseguenza quello che ci si aspetta effettuando misure strumentali ambientali a valle delle barriere, nella maggior parte dei casi, risulta non distinguibile dal fondo ambientale. Il punto più critico rimane la porta di accesso al bunker.

Per stimare la dose dovuta alla componente X del campo di radiazione a valle delle barriere occorrerà effettuare delle misure di equivalente di dose ambientale $H^*(10)$ valutando anche i fattori di occupazione degli operatori per ciascuna postazione di misura. Le misure vanno effettuate con campo $40 \times 40 \text{ cm}^2$ (campo di apertura massima), in presenza di diffusore e considerando il massimo valore misurato nelle varie posizioni ruotando il gantry a 0° , 90° , 180° e 270° .

Per stimare la dose dovuta alla componente neutronica, a valle delle barriere occorrerà effettuare analoghe misure ambientali in $H^*(10)$ con strumentazione dedicata. Le misure vanno effettuate con la massima tensione di accelerazione, ma a differenza della componente X, in assenza del diffusore e con il campo di radiazione più piccolo selezionabile dalla apparecchiatura [4]. Occorrerà considerare la misura massima ottenuta nelle varie orientazioni dello stativo, cioè 0° , 90° , 180° , 270° .

Qualora non fosse possibile effettuare misure sul campo o per valutazioni preventive è possibile calcolare la dose efficace oltre le barriere con il formalismo riportato in NCRP Report. n. 151, alcuni esempi di applicazione di tale documento si riportano per praticità in Appendice 3.

3.1.3 Valutazione della dose per i lavoratori in caso di esposizione accidentale

Tra gli incidenti che si possono ipotizzare, si può indicare la permanenza di un lavoratore, durante l'erogazione raggi all'interno della sala di trattamento. Un tale evento è da considerarsi estremamente improbabile in quanto la sala di trattamento è dotata di sistemi di controllo visivo ed acustico, inoltre dalla consolle di comando si ha una piena visibilità della sala di trattamento. Supponendo che la sosta dell'operatore avvenga per un tempo complessivo di 20 secondi, ipotizzando che l'operatore si trovi durante l'emissione raggi ad una distanza di 2 m dall'asse del fascio radiante, stimando che il fascio attivato abbia una energia di 10 MV e che il valore del dose-rate corrisponda a quello massimo delle energie FFF (2400 MU/min), considerando come frazione di radiazione diffusa rispetto alla primaria quella relativa ad un angolo di 45° ($1.35 \cdot 10^{-3}$ per fasci da 10MV con campo di 400 cm^2), si può valutare che l'operatore riceva complessivamente una dose efficace di 2.7mSv.

L'Esperto Qualificato, per stimare la dose all'operatore in situazioni incidentali, potrà, a sua discrezione, valutare anche scenari meno tipici o meno propri dell'attività prettamente clinica (ad esempio calibrazioni del fascio o interventi di manutenzione straordinaria), considerando la specificità tecnologica delle singole attrezzature.

3.2 Acceleratore lineare mobile

Gli acceleratori lineari mobili che vengono utilizzati per trattamenti IORT sono stati progettati per funzionare solo in modalità elettronica fino ad un'energia nominale 10-12 MeV, offrendo così il grande vantaggio di poter lavorare in qualsiasi sala operatoria convenzionale, con poca o nessuna protezione aggiunta, a seconda del carico di lavoro dell'apparecchiatura.

Queste apparecchiature sono impiegate sia in sale operatorie dedicate che in comparti chirurgici nei quali la sala è utilizzata anche per altre attività e l'apparecchiatura è trasferita all'interno di essa solo al momento dell'utilizzo. Qualora in particolare la sala non sia dedicata all'attività IORT, è opportuno, in fase di valutazione preventiva, tenere in considerazione le destinazioni d'uso dei locali limitrofi ad essa e dei piani superiore e inferiore eventualmente esistenti. Dato l'elevato carico di lavoro delle attività di commissioning e di controlli di qualità annuali, è consigliabile, qualora consentito dall'organizzazione del singolo centro, effettuare tali test in un locale diverso rispetto a quelli in cui sono effettuati i trattamenti e posizionato in un'area che presenti meno criticità di radioprotezione rispetto al comparto operatorio.

L'acceleratore è fornito di diversi applicatori in PMMA di diverso diametro per delimitare il campo radiante ed è possibile impostare elevate dosi rate (Gy/min) a seconda dell'energia utilizzata nel trattamento.

Il campo di radiazione presente all'interno della sala operatoria è costituito principalmente da radiazione diffusa dal paziente (fotoni ed elettroni) e da radiazione fotonica di leakage proveniente dalla testata dell'acceleratore.

In generale la produzione di neutroni non costituisce un problema sensibile nella valutazione del rischio: per fasci di energia inferiore o uguale a 10 MeV la produzione di neutroni non avviene o è sostanzialmente trascurabile. La letteratura [9,10] indica che per apparecchiature che possono operare a energie superiori a 10 MeV (tipicamente fino a 12 MeV), l'esposizione a radiazione neutronica non condiziona le valutazioni radioprotezionistiche, una volta che la radiazione X di bremsstrahlung è opportunamente schermata dalle barriere previste.

Le radiazioni diffuse vengono attenuate dalle pareti divisorie della sala operatoria ma anche facendo uso di barriere mobili protettive costituite da uno strato di materiale a bassa densità per assorbire gli elettroni e da materiale ad alta densità per assorbire la radiazione X secondaria diffusa dal paziente. Tali barriere sono posizionate all'interno della sala di trattamento, intorno all'apparecchiatura, in posizioni stabilite dall'Esperto Qualificato sulla base di valutazioni preventive fondate sull'analisi del layout di sala (posizione paziente, zona da irradiare, zone da proteggere, ecc...).

La radiazione primaria viene intercettata da uno scudo di piombo posizionato manualmente dall'operatore sotto il letto chirurgico.

Durante l'erogazione all'interno della sala operatoria resterà il solo paziente di conseguenza gli operatori sosterranno nelle aree circostanti alla sala di trattamento e a seguito di ciò sono esposti al solo campo di radiazione trasmesso attraverso le pareti della sala operatoria e le pareti mobili poste nell'intorno dell'apparecchiatura.

Per avere una stima del campo di radiazione nelle sale circostanti alla sala di trattamento verranno effettuate misurazioni ambientali del rateo dell'equivalente di dose ambientale $H^*(10)$ a valle delle barriere della sala operatoria nelle

posizioni di sosta degli operatori, comprese alcune posizioni opportunamente scelte nei piani superiore ed inferiore alla sala operatoria. Le misure ambientali [10] dovranno essere effettuate a circa 100 cm dal pavimento:

- 1) posizionando sia l'apparecchiatura che le barriere mobili all'interno della sala di trattamento nelle stesse condizioni utilizzate durante l'esecuzione delle procedure cliniche e dosimetriche
- 2) impostando sull'apparecchiatura la massima tensione nominale
- 3) orientando il fascio verticalmente e simulando il paziente con un fantoccio diffusore
- 4) utilizzando l'applicatore di dimensione maggiore.

E' possibile, comunque, determinare il campo di radiazione nelle sale circostanti alla sala di trattamento anche attraverso una distribuzione teorica determinata dalla letteratura [11] o da documentazione informativa fornita dalla ditta produttrice dell'apparecchiatura, tenendo conto della presenza delle barriere mobili.

Sulla base dei risultati delle sue valutazioni dosimetriche l'Esperto Qualificato può prescrivere:

- l'utilizzo delle barriere all'interno della sala di trattamento;
- la limitazione all'occupazione dei locali adiacenti alla sala di trattamento, con particolare attenzione ai locali ai piani superiori e inferiori durante l'attività IORT;
- le procedure di sicurezza necessarie per realizzare le condizioni tipiche degli scenari sulla base dei quali è effettuata la stima del rischio, ad es. inibendo l'accesso o il transito presso locali o corridoi adiacenti alla sala di trattamento durante l'esecuzione dello stesso

In Appendice 4 viene presentato a scopo esemplificativo un calcolo di dose efficace agli operatori in uno scenario tipico di impiego di un'apparecchiatura IORT.

3.3 Brachiterapia

L'apparecchio per brachiterapia, per il quale si vuole stimare la dose degli operatori è un sistema afterloading remote ad alto dose rate (HDR) nel quale è alloggiata una sorgente di ^{192}Ir avente una attività specifica di circa 370 GBq, le cui caratteristiche fisiche sono le seguenti: decadimento beta-gamma, tempo di dimezzamento ($T_{1/2}$) di 73,83 gg, energia massima delle particelle beta di 670 keV e dei gamma di 470 keV.

L'unità di trattamento è posizionata all'interno del bunker ed è costituita da un corpo centrale in cui in condizioni di riposo è alloggiata la sorgente sigillata, all'interno di un contenitore schermato in lega di tungsteno/nichel/ferro.

Il trattamento avviene posizionando la sorgente in un applicatore precedentemente posto all'interno del paziente nella posizione prescelta dal radioterapista utilizzando la tecnica "after-remote loading" che garantisce che

tutte le operazioni di movimentazione e posizionamento della sorgente possano essere svolte da una console di comando, posta all'esterno della sala di trattamento.

A seguito di ciò per stimare l'esposizione dei lavoratori (medico radioterapista, TSRM, IP e Fisico Medico) in condizioni di normale attività occorre considerare sia il contributo della radiazione che attraversa le pareti divisorie durante i trattamenti di brachiterapia, sia quel contributo che attraversa il contenitore schermato e che può influire sull'esposizione degli operatori all'interno della sala di trattamento, durante il posizionamento dei cateteri.

Gli spessori delle barriere protettive calcolati in sede di valutazione delle schermature sono cautelative e di conseguenza quello che ci si aspetta effettuando misure strumentali ambientali a valle delle barriere, nella maggior parte dei casi, risulta non distinguibile dal fondo ambientale.

Per avere una stima del campo di radiazione nelle sale circostanti alla sala di trattamento (nella quale resterà il solo paziente durante l'erogazione) verranno effettuate misurazioni ambientali del rateo dell'equivalente di dose ambientale $H^*(10)$ a valle delle barriere del bunker nelle posizioni di sosta degli operatori (zona consolle). I valori di intensità di dose ovviamente dipendono dall'attività della sorgente presente al momento della misura, per ragioni cautelative le misure devono essere eseguite al momento del cambio della sorgente.

Quando gli operatori sostano all'interno del bunker sono sottoposti, come si è detto precedentemente alla radiazione trasmessa dalla sorgente di ^{192}Ir attraverso lo schermo in lega di tungsteno dell'apparecchiatura ad alto dose rate HDR.

Le misure devono essere eseguite nelle posizione occupata in media dagli operatori e cioè a 20, 50 e 100 cm dall'apparecchiatura HDR. Lo schermo di tungsteno contenente la sorgente di ^{192}Ir viene realizzato in modo tale che il rateo dell'equivalente di dose ambientale $H^*(10)$ a contatto dello schermo risulti di pochi $\mu\text{Sv/ora}$ (la norma CEI EN 60601-2-17 indica a 5 cm un valore inferiore a $5 \mu\text{Gy/h}$ e 1 mt inferiore a $1 \mu\text{Gy/h}$) anche nel caso di massimo carico.

E' possibile, comunque, determinare il campo di radiazione attraverso lo schermo dalla sorgente anche considerando una distribuzione teorica determinata dalla letteratura [12] o da documentazione informativa fornita dalla ditta produttrice dell'apparecchiatura.

In Appendice 5 viene presentato a scopo esemplificativo un calcolo di dose efficace agli operatori in uno scenario tipico di impiego di un'apparecchiatura per brachiterapia HDR.

3.3.1 Valutazione della dose per i lavoratori in caso di esposizione accidentale

Il più rilevante evento anomalo, anche se poco probabile, è il mancato rientro della sorgente durante il trattamento di un paziente. Questo può comportare due scenari di esposizione dei lavoratori di seguito descritti.

Ipotesi 1

Si suppone che la sorgente non si ritragga premendo il pulsante rosso dell'arresto d'emergenza sulla console di comando. In tal caso, seguendo le procedure stabilite, gli operatori entrano nella sala di terapia ed azionano il comando manuale posto sull'unità di trattamento. La sorgente si ritrae nell'unità di brachiterapia. Dopo aver controllato, utilizzando una camera a ionizzazione, che la sorgente sia effettivamente rientrata nell'unità di terapia, viene aiutato il paziente ad uscire dalla sala.

Secondo la presente ipotesi, per valutare la dose si suppone che gli operatori coinvolti distino in media dalla sorgente circa 100 cm (posizione dell'unità di trattamento) e che impieghino 1,5 min ad effettuare la procedura.

Impiegando l'Equazione 10 si può determinare facilmente la dose efficace ed equivalente suscettibile, come riportato in tabella.

$$D = \Gamma * A * t / d^2$$

Equazione 1

	corpo/mani
Attività contenuta nell'apparecchio (GBq)	400
Durata dell'intervento (min)	1,5
Qualifica e mansioni delle persone coinvolte	Personale del Servizio di Radioterapia (medici e tecnici) e del Servizio di Fisica Sanitaria (fisici)
Distanza in media dalla sorgente (cm)	100
Costante gamma (Γ in mSv/hGBq)	1,11E-04
Dose corpo/mani (mSv)	1.11

Ipotesi 2

In questo caso si suppone ulteriormente che la sorgente non si ritragga nell'unità di trattamento azionando il comando manuale posto nella parte superiore e quindi gli operatori, secondo quanto prevede la procedura di emergenza, debbono rimuovere l'applicatore dal paziente ed inserire lo stesso all'interno del contenitore di emergenza in piombo, posto a fianco dell'apparecchiatura.

In questa ipotesi, per valutare la dose si suppone che gli operatori coinvolti distino in media dalla sorgente:

- 100 cm, in un primo momento, quando provano ad azionare il comando manuale:

- 50 cm con il corpo e 30 cm con le mani, in un secondo momento, quando rimuovono l'applicatore dal paziente.

Con modalità di calcolo del tutto analoghe al caso precedente si ottengono i seguenti valori di dose efficace e equivalente suscettibile:

	corpo	mani
Attività contenuta nell'apparecchio (GBq)	400	400
Durata dell'intervento nella prima fase (min) (Recupero sorgente mediante comando manuale posto sull'unità di trattamento)	1	1
Qualifica e mansioni delle persone coinvolte	Personale del Servizio di Radioterapia (medici e tecnici) e del Servizio di Fisica Sanitaria (fisici)	Personale del Servizio di Radioterapia (medici e tecnici) e del Servizio di Fisica Sanitaria (fisici)
Distanza in media dalla sorgente (cm)	100	100
Costante gamma ($Gym^2/hGBq$)	1,11E-04	1,11E-04
Dose nella prima fase (microSv)	740	740
Durata dell'intervento nella seconda fase (min) (Rimozione applicatore dal paziente e inserimento dello stesso nel contenitore di emergenza)	1	1
Distanza in media dalla sorgente (cm)	50	30
Costante gamma ($Gym^2/hGBq$)	1,11E-04	1,11E-04
Dose nella seconda fase (microSv)	2960	8220
Dose corpo/mani (mSv)	3.7	8.96

L'evento di mancato rientro della sorgente appare assai improbabile; nella maggior parte dei casi inoltre, grazie ai sistemi di sicurezza di cui è dotato l'apparecchio è ragionevole ipotizzare che il tutto si svolga secondo quanto descritto nella ipotesi 1, e cioè non sia necessario avvicinarsi alla sorgente a distanza inferiore a 100 cm.

Bibliografia

[1] B. Thomadsen et al., Potential Hazard due to induced radioactivity secondary to radiotherapy: the Report of Task Group 136 of the American Association of Physicist in Medicine", Health Physics, November 2014, Volume 107, Number 5.

- [2] R.J. Hoffman e R. Nath, On the sources of radiation exposure of technologists in a radiotherapy center with high energy x-ray accelerators, Health Phys. 42, 525 (1982).
- [3] John A. Kalef-Ezra, Health Physics Aspect in Treatment Rooms after 18 MV X-Ray irradiations , Radiation Protection Dosimetry, 2011, Volume 147, No. 1-2, pp. 281-286.
- [4] O'Brien, Radiation protection aspects of a new linear accelerator, Med. Phys. vol.12 n. 1 (1985).
- [5] M.K. Saeed et al., Direct Air Activation Measurements at a 15-MV Medical Linear Accelerator, Radiation Protection Dosimetry, 2014, pp.1-5.
- [6] Patton H., Dose to radiotherapy technologist from air activation Med. Phys., Med. Phys. vol.11 n. 6 (1984).
- [7] J. Alan Rawlinson, Dose to radiation therapists from activation at high-energy accelerators used for conventional and intensity-modulated radiation therapy, Med. Phys. 2002, 29: 598-608.
- [8] NCRP Report N. 151, Structural Shielding Design and Evaluation for Megavoltage X – and Gamma – Ray Radiotherapy Facilities, 2005.
- [9] Soriani et al., Radiation protection measurements around a 12 MeV mobile dedicated IORT accelerator. Med Phys. 2010 Mar;37(3):995-1003.
- [10] Loi G et al., Neutron production from a mobile linear accelerator operating in electron mode for intraoperative radiation therapy. Phys. Med. Biol. 2006 Feb 7;51(3):695-702.
- [11] A. Sam Beddar et al., Intraoperative radiation therapy using mobile electron linear accelerators: Report of AAPM Radiation Therapy Committee Task Group No. 72.
- [12] ICRP 33: Protection against Ionizing Radiation from External Sources Used in Medicine Ann. ICRP 9 (1), 1982.

Fattori di cautela

A seguito di una breve indagine volta a conoscere i fattori di cautela impiegati dagli Esperti Qualificati dell'AVEN e proposte in alcune linee guida/pubblicazioni italiane (ISPESL, ANPEQ, Regione Lombardia), è stato riscontrato che vengono impiegati fattori molto variegati.

Il "Manuale operativo di radioprotezione nelle attività a scopo medico" (ISPESL, 2003) suggerisce l'utilizzo di un fattore di sicurezza Ks compreso fra 2 e 3 per le attività sanitarie che tiene conto anche di malfuzionamenti e di eventuali aumenti

del carico di lavoro o possibili ripartizioni non del tutto eque dei carichi di lavoro radiologici.

Il Notiziario dell'Esperto Qualificato (Notiziario N.43 - gennaio/aprile 1996, anno XV - N. 1) riporta un fattore di sicurezza complessivo pari a 1,56.

La Regione Lombardia (Aggiornamento ai sensi del D.Lgs. 230/95 delle linee guida per la classificazione di radioprotezione dei dipendenti pubblici del comparto sanità esposti a rischio derivante da radiazioni ionizzanti, 1995) adotta invece una soluzione più articolata, che volendo semplificare si può riassumere nell'utilizzo per la dose efficace di un $K_s=3$ per gli esposti di categoria B e per i non esposti e considerando in categoria A gli operatori con una dose efficace suscettibile superiore a 2 mSv/anno ed una dose equivalente suscettibile superiore ad 1/10 dei limiti di legge.

In AVEN fino ad oggi è stato adottato un fattore compreso fra 1.2 e 5, con una certa variabilità nella scelta fra le Aziende.

Si ritiene che se la raccolta dei carichi di lavoro viene eseguita correttamente e se si utilizzano le metodiche di valutazione descritte nel presente documento, metodiche che sono intrinsecamente cautelative, sia adeguato adottare un fattore di cautela pari $K_s=2$.

Appendice 1

Esempio di calcolo della dose all'operatore nell'attività di radiodiagnostica complementare in sala operatoria.

Possiamo considerare come scenario una sala operatoria nella quale si effettua attività di chirurgia vascolare (ad esempio un endoprotesi aortica) utilizzando un apparecchio mobile da scopia. L'équipe presente è composta da 2 medici (primo e secondo operatore), 1 strumentista, 2 infermieri di sala, 1 TSRM ed 1 anestesista presente per un tempo limitato.

Il tubo radiogeno è posto sotto il tavolo con un campo da 12" e viene eseguita una fluoroscopia con una durata di 7 minuti alla tensione di 106 kV e con una corrente di 3.9 mA. Si ipotizza che vengano eseguiti 2 interventi alla settimana durante i quali l'apparecchio è utilizzato in modalità fluoroscopica con un carico di lavoro che risulta pertanto pari a 54.6 mA*min/sett.

L'output del tubo radiogeno misurato risulta essere in fluoroscopia a 100 cm, 80 kV, 4 mA pari a 2.25 mGy/mA*min

Applicando l'equazione 1 il rendimento alla tensione di 80 kV ed a 100 cm dal fuoco è così individuato:

$$(1.222-5.664*10^{-2}*80+1.227*10^{-3}*80^2-3.136*10^{-6}*80^3) = 2.94 \text{ mGy/mA*min}$$

Mentre il rendimento alla tensione di 106 kV ed a 100 cm dal fuoco risulta essere pari a:

$$(1.222-5.664*10^{-2}*106+1.227*10^{-3}*106^2-3.136*10^{-6}*106^3) =$$

$$5.27 \text{ mGy/mA*min}$$

Il rapporto tra output teorico ed output misurato ad 80 kV è pari a $2.94/2.25=1.30$.

Questo rapporto è applicato all'output teorico calcolato alla tensione di 106 kV, (pari a 5.27 mGy/mA*min) utilizzata durante l'intervento, per ricavare l'output alla tensione d'interesse che quindi sarà pari a $5.27/1.30= 4.04 \text{ mGy/mA*min}$

Per stimare la radiazione diffusa a varie distanze si può applicare l'equazione 3, si utilizzerà poi il fattore riportato nell'ICRP 74, in particolare dalla tabella A.21 (in questo caso all'energia equivalente del fascio, pari a 0.053 MeV corrisponde un fattore $H_{(10)}/K_s$ pari ad 1.67), per passare da kerma in aria a dose.

Si riassumono in tabella i valori di dose ottenuti a varie distanze dal centro del campo radiante per vari angoli.

Tabella 1 Valori di dose a a varie distanze dal centro del campo radiante per vari angoli.

DOSE ALLE VARIE DISTANZE - Calcolo teorico a 135°					
Distanza	50 cm	100 cm	150 cm	200 cm	300 cm
Dose da posizione (mSv/sett)	7,627	1,907	0,847	0,477	0,212
Dose da posizione (mSv/anno)	117,1	29,3	13,0	7,3	3,3
DOSE ALLE VARIE DISTANZE - Calcolo teorico a 90°					
Distanza	50 cm	100 cm	150 cm	200 cm	300 cm
Dose da posizione (mSv/sett)	5,437	1,359	0,604	0,340	0,151
Dose da posizione (mSv/anno)	83,5	20,9	9,3	5,2	2,3
DOSE ALLE VARIE DISTANZE - Calcolo teorico a 45°					
Distanza	50 cm	100 cm	150 cm	200 cm	300 cm
Dose da posizione (mSv/sett)	5,587	1,397	0,621	0,349	0,155
Dose da posizione (mSv/anno)	85,8	21,4	9,5	5,4	2,4

Stima della dose individuale

La dose attribuibile ad ogni singolo operatore dovrà tenere conto del numero di operatori contemporaneamente presenti per ogni intervento rispetto al numero di operatori che compongono l'equipe (carico di lavoro individuale) e dei DPI e DPC in uso.

Consideriamo di volere calcolare la dose efficace al primo operatore, presente nell'80% degli interventi, che si trova a lato dell'arco a C alla distanza di 50 cm dal centro del campo radiante e che indossa un camice a due pezzi da 0,25 mm di Pb equivalente sovrapponibili sulla parte anteriore (0,50 mm di Pb equivalente), collarino tiroideo da 0,50 mm di Pb equivalente.

La stima della dose annuale alla distanza di 50 cm per un angolo di 90° riportata in tabella andrà pertanto riscalata per tener conto della permanenza dell'operatore (nell'80% degli interventi) e del camice (fattore di trasmissione pari a 0.10), ne risulterà una stima di dose pari a:

$$D = 83.5 \times 0.8 \times 0.10 = 6.68 \text{ mSv/anno}$$

Appendice 2

Esperienza di ASMN-IRCCS: misura diretta sul polpastrello mediante applicazione di TLD

All'ASMN-IRCCS dal 2006 al 2014 sono state effettuate 48 sedute di ^{90}Y -Zevalin (media delle attività manipolate: 2.16GBq). In ognuna di queste sono stati forniti 10 TLD a strato sottile all'operatore addetto alla preparazione del farmaco e 6 al medico nucleare addetto alla somministrazione. Ciascun set di dosimetri è stato letto dopo ciascuna operazione di preparazione o somministrazione. Si sono alternati diversi operatori negli anni in entrambe le fasi.

Sono state utilizzate schermature e telepinze in materiale plastico, che sono da raccomandarsi quando si manipolano isotopi beta emettitori. Lo stesso per l'uso di guanti e camici in gomma piombifera.

Preparazione del farmaco

Durante la marcatura l'operatore indossa tutti i dosimetri TLD in dotazione, cioè dosimetro a corpo intero, a bracciale e ad anello.

Per misurare le dosi ai polpastrelli, l'operatore viene dotato anche di dosimetri TLD, a strato sottile sui polpastrelli di ogni dito.

L'operatore indossa anche guanti anti-raggi X in gomma piombifera (spessore 0,20 mm piombo equivalente) per ridurre l'esposizione delle mani.

Somministrazione del farmaco

Durante la marcatura l'operatore indossa tutti i dosimetri TLD in dotazione, cioè dosimetro a corpo intero, a bracciale e ad anello.

Per misurare le dosi ai polpastrelli, l'operatore viene dotato di 6 dosimetri TLD a strato sottile per i polpastrelli.

L'operatore indossa guanti anti-raggi X in gomma piombifera (spessore 0,20 mm piombo equivalente) per ridurre l'esposizione delle mani ed un camice in gomma piombifera.

Risultati dosimetrici

Nella seguente tabella è contenuta la statistica delle letture massime dei dosimetri al polpastrello, normalizzate alla attività effettivamente somministrata (mSv/GBq), nelle fasi di preparazione e somministrazione del farmaco.

Tabella A

mSv/GBq	Preparazione	Somministrazione
media	1,59	0,77
massimo	13,09	4,63
50° percentile	0,31	0,34
75° percentile	1,78	0,88
95° percentile	7,54	3,06

Nella seguente tabella invece sono presentati le letture medie e massime dei dosimetri al polpastrello (mSv) indossati nella fase di preparazione e somministrazione per singolo dito.

Tabella B

	Preparazione		Somministrazione	
mSv	media	massimo	media	massimo
PolliceDX	0,60	7,67	0,46	3,82
IndiceDX	0,34	2,19	0,84	8,41
MedioDX	0,21	1,61	0,50	4,77
AnulareDX	0,25	1,61	---	---
MignoloDX	0,24	1,37	---	---
PolliceSN	1,19	13,18	0,79	3,47
IndiceSN	1,29	24,36	1,24	11,13
MedioSN	0,52	3,21	0,70	6,72
AnulareSN	0,59	3,99	---	---
MignoloSN	1,21	15,50	---	---

Nella esperienza dell'ASMN-IRCCS le dita maggiormente esposte sono state principalmente pollice ed indice. Occasionalmente i mignoli.

La presenza di dita particolarmente esposte rispetto ad altre pur restando caratteristico del tipo di marcatura, può essere anche operatore e schermatura dipendente.

Appendice 3

Esempio di calcolo della dose efficace all'operatore a valle delle barriere di un acceleratore lineare.

La dose D_p (Sv/anno) oltre la barriera di una sala di trattamento che ospiti un acceleratore lineare, dovuta alla radiazione primaria può essere valutata mediante la seguente relazione:

$$D_p = \frac{W \cdot f \cdot U \cdot T \cdot B}{d^2}$$

Equazione 1

essendo

- W il carico di lavoro annuo
- f è il valore di conversione dose efficace /kerma in aria
- U il fattore d'uso della macchina
- T il fattore di occupazione dei locali
- B il fattore di trasmissione della radiazione oltre la barriera
- d la distanza sorgente – punto di interesse (m)

La dose annuale D_d (Sv/anno) oltre la barriera dovuta alla radiazione diffusa viene valutata mediante la seguente relazione:

$$D_d = \frac{\alpha \cdot W \cdot f \cdot U \cdot T \cdot B \cdot F}{d_1^2 \cdot d_2^2 \cdot 400}$$

Equazione 2

ove

- α è la frazione di scatter a 1 m con campo di 40 x 40 cm²
- d_1 la distanza fuoco – paziente, presa sempre pari a 1 m
- d_2 la distanza paziente – punto di interesse (m)
- F è la superficie diffondente (cm²), che viene cautelativamente sempre considerata pari a 40 x 40 cm²
- 400 è la superficie del campo di riferimento (cm²)

La dose D_f (Sv/annuo) oltre la barriera dovuta alla radiazione di fuga viene valutata mediante la seguente relazione:

$$D_f = \frac{0.005 W \cdot f \cdot U \cdot T \cdot B}{d_f^2}$$

Equazione 3

dove d_f rappresenta la distanza tra l'isocentro della macchina e il punto di interesse.

I fattori B relativi alle equazioni 2,3 e 4 si possono ricavare dai valori di TVL per il calcestruzzo riportati nelle Appendici A e B dell'NCRP 151.

Nei trattamenti con fasci modulati (IMRT) sia di tipo statico che rotazionale sono utilizzate sequenze di campi piccoli, conformati dal collimatore multi-lamellare di tipo dinamico, che necessitano, a parità di dose erogata al volume bersaglio, di un numero di unità monitor più elevato rispetto a quello richiesto dai trattamenti di tipo convenzionale. Di questo in generale si tiene conto nei calcoli della radiazione secondaria di fuga introducendo il fattore IMRT corrispondente a

$$C_I = \frac{MU_{IMRT}}{MU_{CONV}}$$

Equazione 4

Il valore di C_I indicato in NCRP 151 è compreso fra 2 e 10 ma andrà valutato caso per caso a seconda della tipologia di trattamenti che vengono eseguiti nel singolo centro.

Nel calcolo della dose settimanale D_f relativa alla radiazione di fuga, si utilizza un carico di lavoro W_{TOT} pari a $W_{TOT} = W_{CONV} + C_I \cdot W_{IMRT} = W \cdot (U_{CONV} + C_I \cdot U_{IMRT})$, dove W è il carico di lavoro settimanale utilizzato nei calcoli della dose D_p dovuta alla radiazione primaria e U_{CONV} e U_{IMRT} rappresentano rispettivamente le percentuali dei trattamenti con tecnica convenzionale e IMRT.

La valutazione della dose D_n (Sv) dovuta ai neutroni oltre le barriere viene invece effettuata mediante la seguente relazione:

$$D_n = \frac{W \cdot U \cdot T \cdot B}{d_n^2}$$

Equazione 5

essendo

- W il carico di lavoro annuale che contribuisce alla dose da neutroni, U il fattore d'uso, sempre pari a 1
- T il fattore di occupazione del locale considerato
- B il fattore di trasmissione della radiazione nella barriera
- d_n (m) la distanza tra l'isocentro della macchina e il punto di interesse

Di seguito viene presentato a scopo esemplificativo un calcolo di dose efficace agli operatori in uno scenario tipico:

- La unità radiante considerata è un linac con energia massima di 15MV, schematizzata in Figura 1

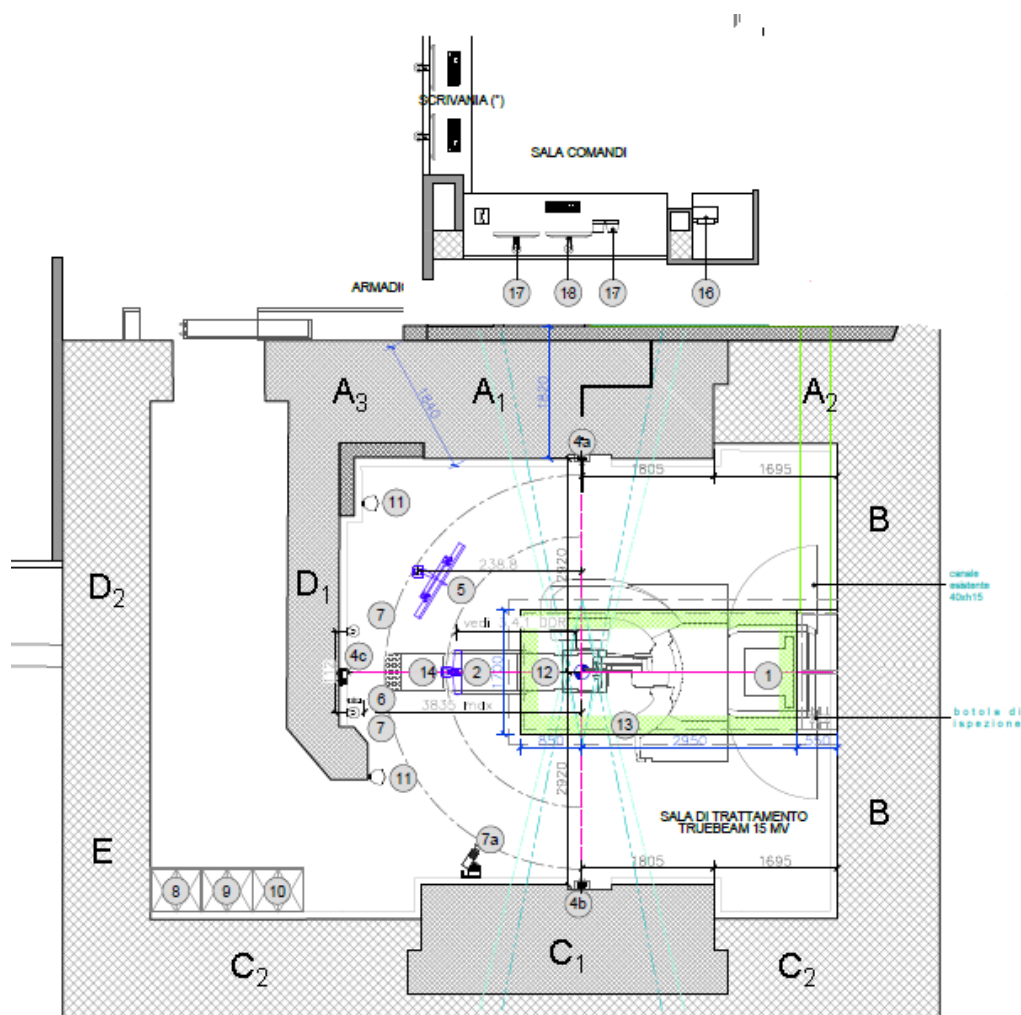


Figura 1: Pianta del bunker con l'indicizzazione letterale delle sue pareti.

-Il carico di lavoro considerato è di 1500 Gy/settimana (50 pazienti trattati al giorno in regime di ipofrazionamento: 5Gy/paziente), eseguiti con la massima energia fotonica disponibile, corrispondente in questo esempio a fotoni da 15 MV, e che l'attività sia svolta su 52 settimane lavorative all'anno.

La stima di dose la valle delle barriere viene fatta utilizzando l'Equazione 1 descritta precedentemente nelle posizione di occupazione del personale (ovvero presso la sala comandi):

Locale	Distanza sorgente <i>m</i>	Tipo radiazione	<i>U</i>	<i>T</i>	Spessori esistenti <i>mm</i>	<i>B</i>	Dose oltre barriera <i>mSv/a</i>
Sala comandi	5	primaria	0,25	1	1600 cls baritico	1.01e-06	0.78

Il valore di dose oltre la barriera indicato in tabella andrà riscalato sul singolo operatore considerando le modalità di lavoro attuate.

Appendice 4

Esempio di calcolo della dose efficace all'operatore a valle delle barriere di una IORT.

Consideriamo un'apparecchiatura IORT, con energia massima di 10 MeV, utilizzata in una sala chirurgica non dedicata. Il layout è indicato nella figura sottostante.

Durante il trattamento sono disposte barriere mobili attorno al paziente secondo le indicazioni dell'Esperto Qualificato, nelle posizioni indicate.

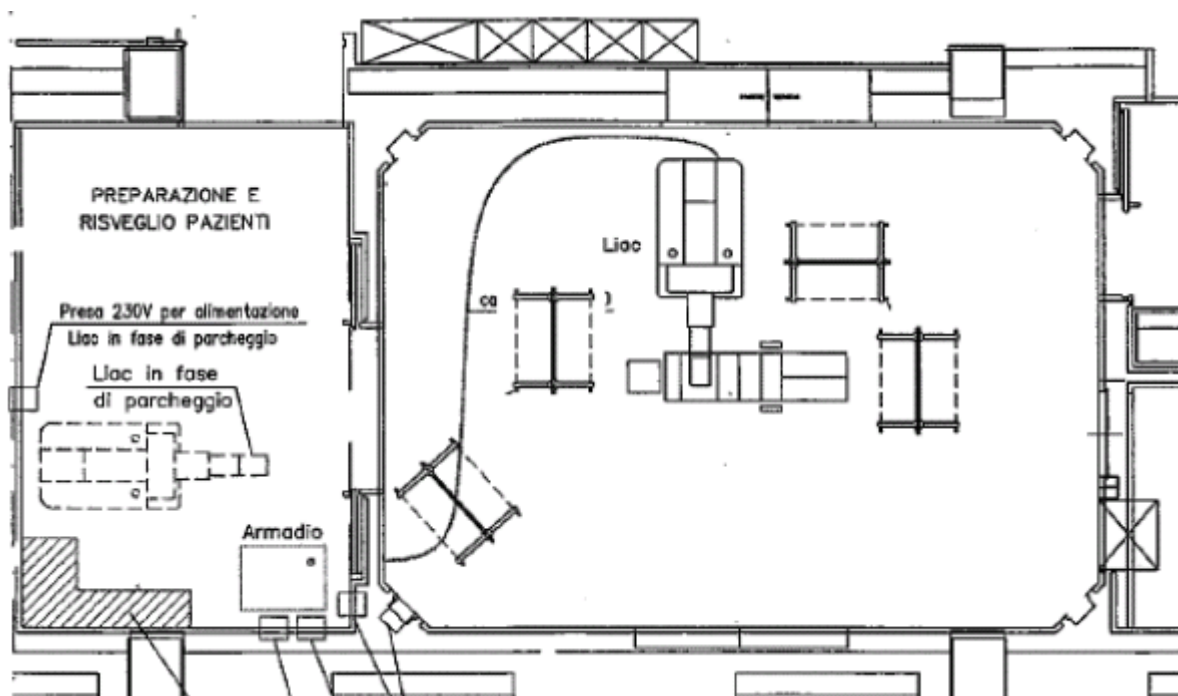


Figura 1 Pianta dell'area in cui viene impiegato l'acceleratore lineare mobile

Le destinazioni d'uso delle sale sono:

- A - preparazione pazienti. Sala occupata dal personale durante l'erogazione del trattamento.
- B - corridoio
- C - preparazione chirurghi
- D - area inaccessibile, esterna

I fattori di occupazione sono:

- A - 1
- B - $\frac{1}{2}$
- C - 1

Le distanze delle varie sale sono:

- A – 4 m
- B – 3 m
- C – 4 m

Ipotizziamo che siano previsti 2 interventi al giorno erogando una dose di 20 Gy a paziente.

Il carico di lavoro per l'attività clinica è 10000 Gy/anno. Introduciamo un fattore di sicurezza per tenere in considerazione eventuali variazioni nel carico di lavoro e consideriamo 15000 Gy/anno.

L'attività dosimetrica pretrattamento richiede l'erogazione a varie energie di circa 20 Gy. Ipotizzando cautelativamente che tutta la dose erogata sia all'energia massima, il carico di lavoro per questa attività è di 5000 Gy/anno.

Consideriamo quindi complessivamente un carico di lavoro di 20000 Gy/anno.

Il produttore dell'apparecchiatura fornisce con il materiale tecnico una stima degli equivalenti di dose ambientale $H^*(10)$ a 1 m nei piani trasversali e longitudinali al lettino operatorio. I grafici riportano sia le stime di $H^*(10)$ senza schermature che con le schermature.

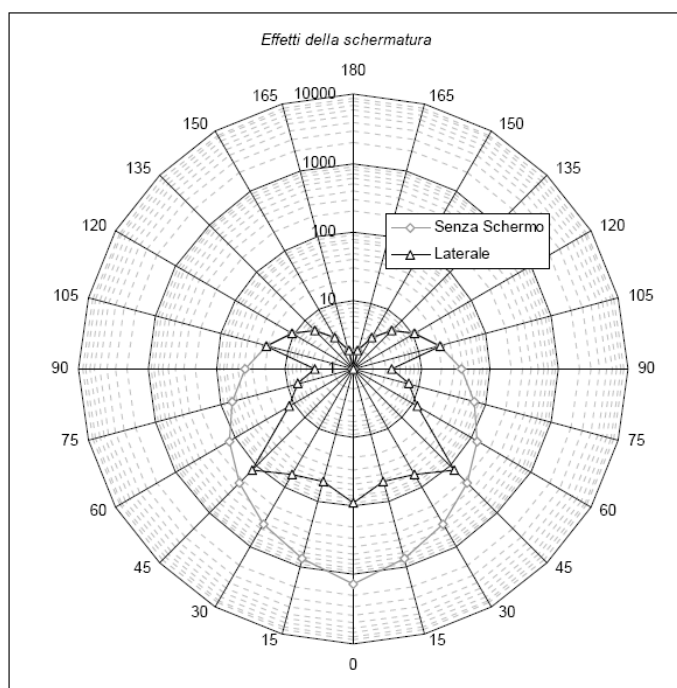


Figura 2 $H^*(10)$ sul piano trasversale all'asse del letto operatorio con e senza la presenza di schermi a fianco del paziente e schermo sotto il lettino.

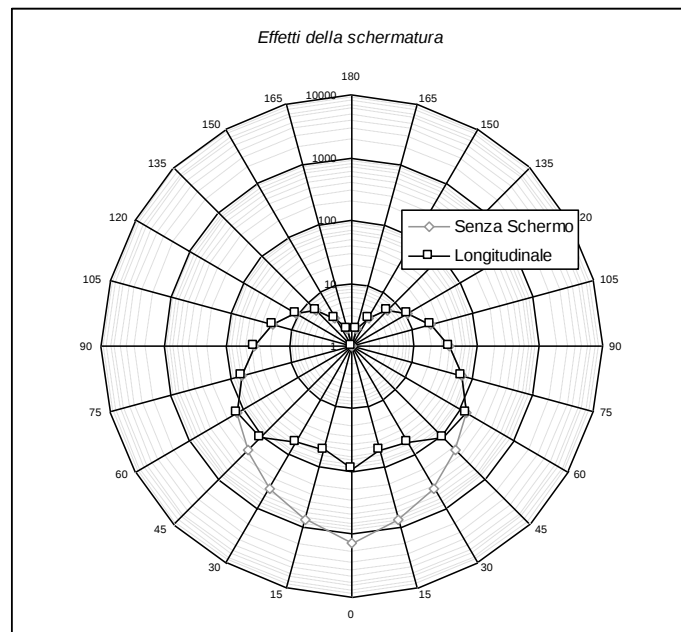


Figura 3 $H^*(10)$ sul piano longitudinale all'asse del letto operatorio con e senza schermo sotto il lettino.

La stima di dose nella sala occupata dal personale (1 fisico, 1 TSRM, 1 medico radioterapista) durante il trattamento è:

$H = H^*(10)$ a 1 m nella direzione della sala A : 10 $\mu\text{Sv}/10 \text{ Gy}$ (cautelativamente)

$d = 4 \text{ m}$

$T = 1$

$W = 20000 \text{ Gy/anno}$

$$H^*(10) = W \cdot H \cdot T / d^2 = 1250 \mu\text{Sv}$$

Con analogo calcolo si trova per la sala C , $H^*(10) = 1250 \mu\text{Sv}$.

Per il corridoio B, $H^*(10) = 1100 \mu\text{Sv}$.

Tenendo conto della ripartizione del carico di lavoro per le attività cliniche e dosimetriche possiamo stimare una dose efficace per le varie figure professionali

Appendice 5

Esempio di calcolo della dose efficace all'operatore nell'attività di brachiterapia

Ipotizziamo una brachiterapia HDR che tratta 25 pazienti/settimana con una dose di 10 Gy per paziente.

Il tempo medio di trattamento per paziente risulta di 10 minuti. Vogliamo calcolare la dose agli operatori che stazionano nella consolle di trattamento ad una distanza $d=2 \text{ m}$ dalla sorgente con fattore di occupazione $T=1$.

Lo spessore della barriera risulta di 60 cm di calcestruzzo. L'attività della sorgente è 400 GBq.

Per valutare il contributo di dose efficace suscettibile all'operatore presente in sala console di trattamento utilizzeremo la costante gamma Γ dell' ^{192}Ir che mette in relazione il rateo di dose con l'attività ad 1 m ed è pari a $1.11 \cdot 10^{-4} \text{ Gy m}^2/\text{hGBq}$ come riportato in Dosimetry of Interstitial Brachytherapy Sources, Report 51 of AAPM Task Group No. 43, 1995.

Il carico di lavoro W risulta pertanto pari a:
 $W = \Gamma \cdot A \cdot t = 9,6 \text{ Gy a 1 mt.}$

Equazione 1

dove

$A = \text{attività della sorgente} = 400 \text{ GBq}$

$t = \text{tempo di trattamento per anno, stimabile come tempo medio di trattamento moltiplicato per il numero dei pazienti/anno e pari a 217 h.}$

Andrà poi considerato anche il fattore di trasmissione B dell' ^{192}Ir che è pari a circa 10^{-4} (NCRP Report n°49, figura 12) e pertanto si avrà una dose pari a

$D = 0,00024 \text{ Sv/anno} = 0,24 \text{ mSv/anno}$

Per valutare il contributo di dose efficace suscettibile all'operatore presente in sala di trattamento si dovrà considerare la radiazione di fuga dall'apparecchio per brachiterapia HDR a circa 1 m, con valori di rateo di dose dell'ordine di dose di $0,4 \mu\text{Sv/h}$. Ipotizzando che il personale sosti nella sala 10 minuti per ogni trattamento, otteniamo una permanenza annua di 217 ore.

La dose ricevuta dalla radiazione di fuga in un punto all'interno del bunker a 1 m dall'apparecchio sarà quindi pari a:

$D = 0,4 \mu\text{Sv/h} \cdot 217 \text{ h} = 86,8 \mu\text{Sv.}$

Coordinatore del gruppo di lavoro: dott.ssa Caterina Ghetti

Coordinatori dei Sottogruppi: dott.Vando Piccagli, dott.ssa Elisa Grassi, dott.ssa Giovanna Benecchi

EQ partecipanti:

dott.Amici, dott.ssa Benecchi, dott. Bertolini, dott.ssa Cagni, dott.ssa Cenacchi, dott.ssa Costi, dott.Filice, dott.ssa Fioroni, dott.ssa Franzoni, dott.ssa Ghetti, dott.Giordano, dott.Gottardi, dott.ssa Grassi, dott.Guidi, dott.Nitrosi, dott.Nocetti, dott.ssa Ortenzia, dott.Piccagli, dott.Serrelli, dott.Sghedoni, Per.Ind.Tassoni, dott.ssa Villaggi.