



Dosimetria di NEUTRONI

Applicazioni Mediche

Applicazioni Ambientali

Dr. Alba Zanini

Istituto Nazionale di Fisica Nucleare
INFN Sezione di Torino
Via Pietro Giuria 1, Torino, Italia



RADIAZIONI IONIZZANTI

- Sono costituite da radiazioni di tipo elettromagnetico o di tipo particellare, con energia maggiore di 8-10 eV , quindi in grado di ionizzare gli atomi costituenti il tessuto biologico, con conseguente danno alle cellule
- Efficacia biologica diversa per i diversi tipi di radiazione
- ICRP (International Commission on Radiological Protection)



Interazione tra neutroni e tessuto:

i neutroni interagiscono con i nuclei atomici.

- cattura neutronica: H, N
- urto elastico: H, C, N, O
- urto anelastico: C, N, O
- reazioni nucleari

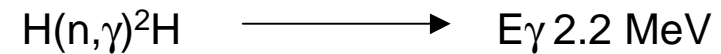
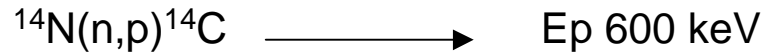
Tessuto	Composizione elementare (percentuale di massa)					ρ (Kg m ⁻³)
	H	C	N	O	altro	
Tessuto adiposo	11.4	59.8	0.7	27.8	0.1 Na, 0.1 S, 0.1 Cl	950
Sangue (eritrocito/plasma 44:56 di massa)	10.2	11.0	3.3	74.5	0.1 Na, 0.1 P, 0.2 S, 0.3 Cl, 0.2 K, 0.1 Fe	1060
Cervello (materia grigia/ materia bianca 50:50 di massa)	10.7	14.5	2.2	71.2	0.2 Na, 0.4 P, 0.2 S, 0.3 Cl, 0.3 K	1040
Seno	10.6	33.2	3.0	52.7	0.1 Na, 0.1 P, 0.2 S, 0.1 Cl	1020
Nuclei cellula	10.6	9.0	3.2	74.2	2.6 P, 0.4 S	1000
Occhio	9.6	19.5	5.7	64.6	0.1 Na, 0.1 P, 0.3 S, 0.1 Cl	1070
Tratto intestinale	10.6	11.5	2.2	75.1	0.1 Na, 0.1 P, 0.1 S, 0.2 Cl, 0.1 K	1030
Cuore	10.3	12.1	3.2	73.4	0.1 Na, 0.1 P, 0.2 S, 0.3 Cl 0.2 K, 0.1 Fe	1060
Rene	10.3	13.2	3.0	72.4	0.2 Na, 0.2 P, 0.2 S, 0.2 Cl, 0.2 K, 0.1 Ca	1050
Fegato	10.2	13.9	3.0	71.6	0.2 Na, 0.3 P, 0.3 S, 0.2 Cl 0.3 K	1060
Polmone	10.3	10.5	3.1	74.9	0.2 Na, 0.2 P, 0.3 S, 0.3 Cl, 0.2 K	1050 (sgonfio) 260 (gonfio)
Lymph	10.8	4.1	1.1	83.2	0.3 Na, 0.1 S, 0.4 Cl	1030
Muscolo	10.2	14.3	3.4	71.0	0.1 Na, 0.2 P, 0.3 S, 0.1 Cl 0.4 K	1050
Ovaie	10.5	9.3	2.4	76.8	0.2 Na, 0.2 P, 0.2 S, 0.2 Cl, 0.2 K	1050
Pancreas	10.6	16.9	2.2	69.4	0.2 Na, 0.2 P, 0.1 S, 0.2 Cl, 0.2 K	1040
Scheletro-cartilagine	9.6	9.9	2.2	74.4	0.5 Na, 2.2 P, 0.9 S, 0.3 Cl	1100
Scheletro-osso corticale	3.4	15.5	4.2	43.5	0.1 Na, 0.2 Mg, 10.3 P, 0.3 S, 22.5 Ca	1920
Scheletro-midollo rosso	10.5	41.4	3.4	43.9	0.1 P, 0.2 S, 0.2 Cl, 0.2 K, 0.1 Fe	1030
Scheletro-spugnosa	8.5	40.4	2.8	36.7	0.1 Na, 0.1 Mg, 3.4 P, 0.2 S, 0.2 Cl, 0.1 K, 7.4 Ca, 0.1 Fe	1180
Scheletro-midollo giallo	11.5	64.4	0.7	23.1	0.1 Na, 0.1 S, 0.1 Cl	980
Pelle	10.0	20.4	4.2	64.5	0.2 Na, 0.1 P, 0.2 S, 0.3 Cl, 0.1 K	1090
Milza	10.3	11.3	3.2	74.1	0.1 Na, 0.3 P, 0.2 S, 0.2 Cl, 0.3 K	1060
Testicoli	10.6	9.9	2.0	76.6	0.2 Na, 0.1 P, 0.2 S, 0.2 Cl, 0.2 K	1040
Tiroide	10.4	11.9	2.4	74.5	0.2 Na, 0.1 P, 0.1 S, 0.2 Cl, 0.1 K, 0.1 I	1050

Tab.5. Il Composizione elementare e densità dei tessuti del corpo (ICRU 44)



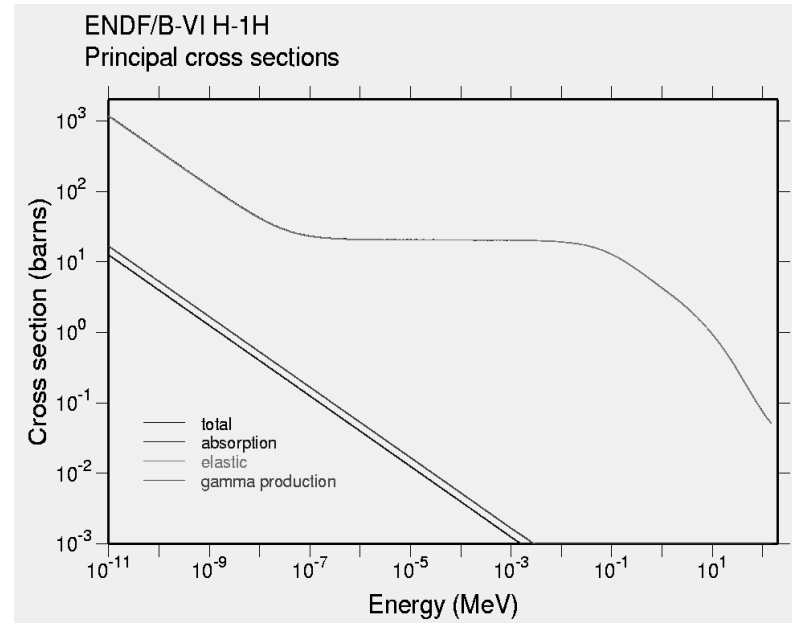
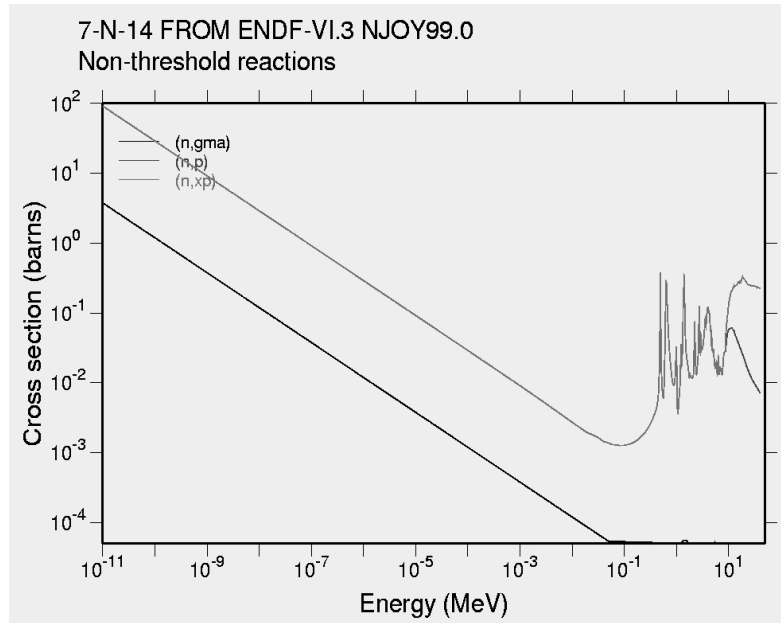
Cattura neutronica

Questo tipo di interazione domina per energie termiche (25 meV)



I protoni sono particelle ad alto LET e dissipano tutta la loro energia entro 10 μm dal punto di produzione

Come conseguenza della diffusione Compton, sono prodotti altri fotoni di circa 1 MeV



Ipotizziamo di irradiare con neutroni termici un volume di tessuto di diametro < 1 cm. L' 80% della dose assorbita è dovuta alla reazione $^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$.

Se il volume irradiato è di dimensioni maggiori (torso): $D_{(\text{H}(n,\gamma)^2\text{H})}/D_{(^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C})} = 100$



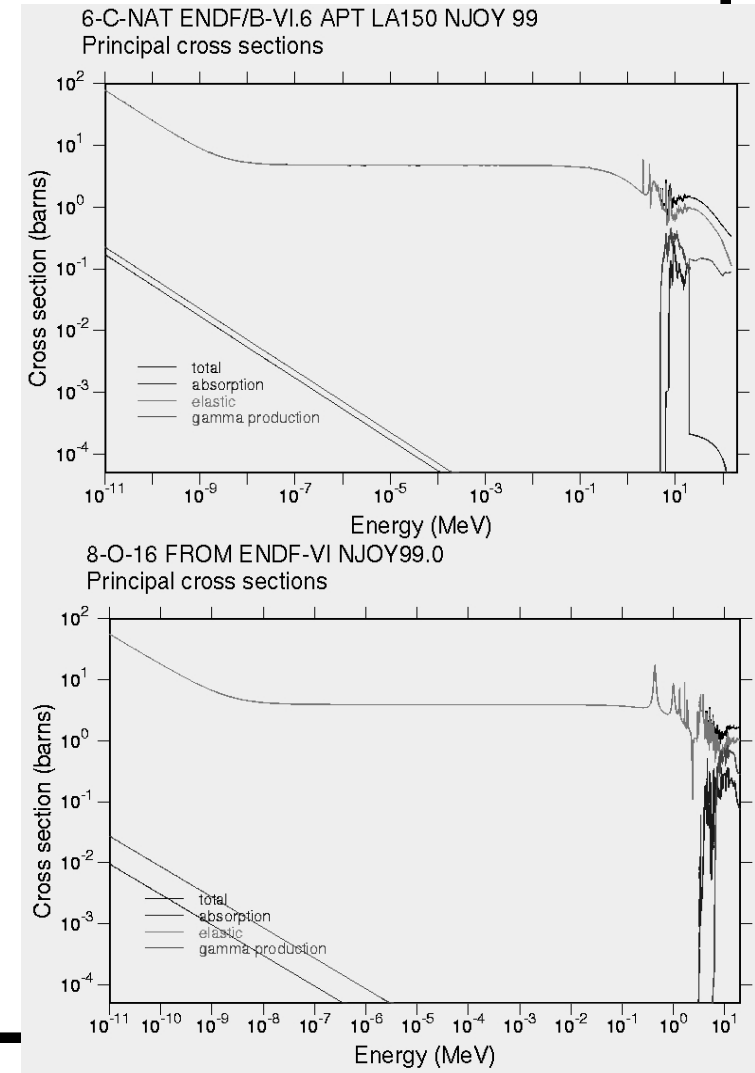
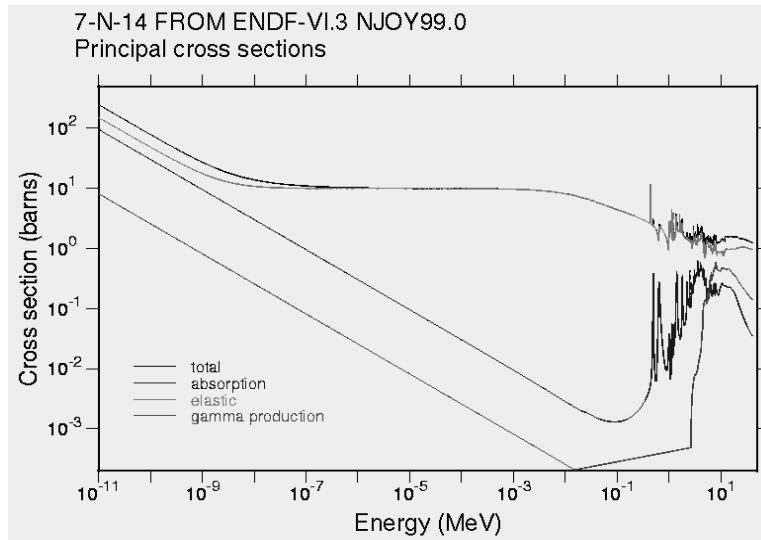
Urto elastico

E' una interazione senza un'energia di soglia.

Tra **10 keV e 18 MeV** prevale l'urto elastico con nuclei di idrogeno → tale effetto contribuisce per 97%-69% alla dose assorbita totale.

Neutroni di circa 100 eV, urtano elasticamente con C, N, O generando:

1. protoni di rinculo che rilasciano energia in pochi mm (probabilità 50%).
2. nuclei di rinculo (probabilità 10% - 15%)





Urto anelastico

E' una interazione con un'energia di soglia.

Il neutrone perde energia eccitando un nucleo che ritorna allo stato fondamentale attraverso l'emissione di un fotone.

L'energia di soglia di tale reazione per nuclei di O, N, C è compresa tra 0.5 – 13 MeV

Tale effetto contribuisce solo per 1% - 2 % alla dose assorbita totale.

Reazioni nucleari

E' una interazione con un'energia di soglia.

Il neutrone perde energia eccitando un nucleo che ritorna allo stato fondamentale attraverso l'emissione di una particella carica (protone, deuterio, trizio o alfa) e di un fotone.

L'energia di soglia di tale reazione per nuclei di O, N, C è compresa tra 5 – 12 MeV



FANTOCCI per dosimetria neutronica

I neutroni interagiscono con i nuclei atomici pertanto, nella scelta del tessuto sostitutivo, per la realizzazione di un fantoccio, bisogna verificare che la frazione in massa di H, C, N ed O sia uguale a quella del tessuto reale.

Alcuni tessuti sostitutivi (percentuale in massa e densità) [1]:

	Water	Polyethylene	PMMA	TE-liquid	Muscle	Brain
H	11.2	14.4	8	10.2	10.2	10.7
C		85.6	60	12	14.3	14.5
O	88.8		32	74.2	71	71.2
N				3.6	3.4	2.2
ρ (kg m⁻³)	1000	920	1170	1070	1050	1040

[1] ICRU report 44 (1989)



FANTOCCI usati per BNCT (Boron Neutron Capture Therapy)

fascio di neutroni epitermici (reattore HFR, Petten, Olanda)

**Dose a due cm di profondità relativa a
quella dell'acqua**

- Il fantoccio è stato esposto a 30 cm di distanza dall'uscita del fascio.
- L'asse centrale del fascio coincide con l'asse del fantoccio
- Il fantoccio è stato irradiato usando un fascio di 12 cm di diametro

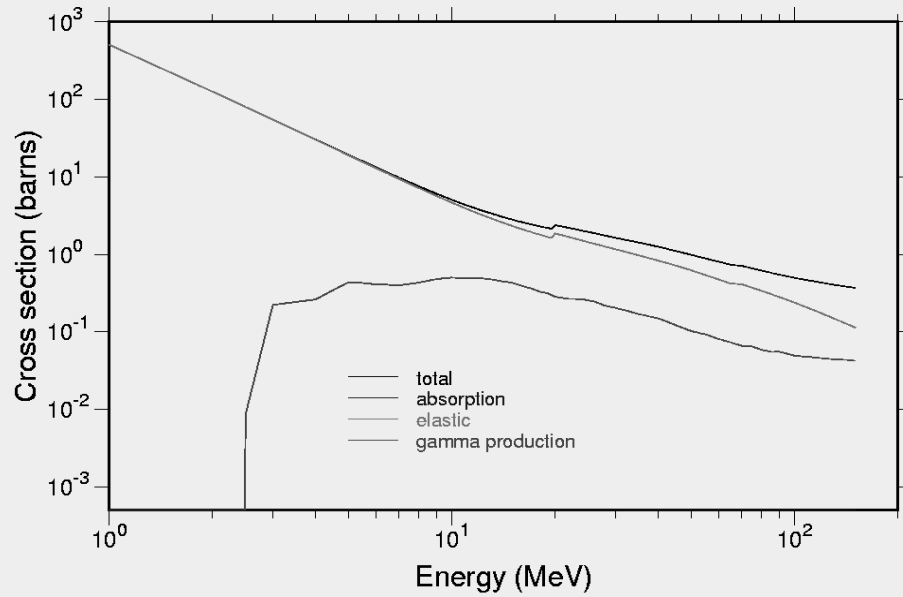
	Polyethylene	PMMA	Water	TE-liquid	Jimmy
Thermal neutron fluence	117	99	100	98	104
Gamma-ray dose	134	88	100	96	101.8
Fast neutron dose	77	97	100	100	91

Per dosimetria si usano: acqua e TE liquido

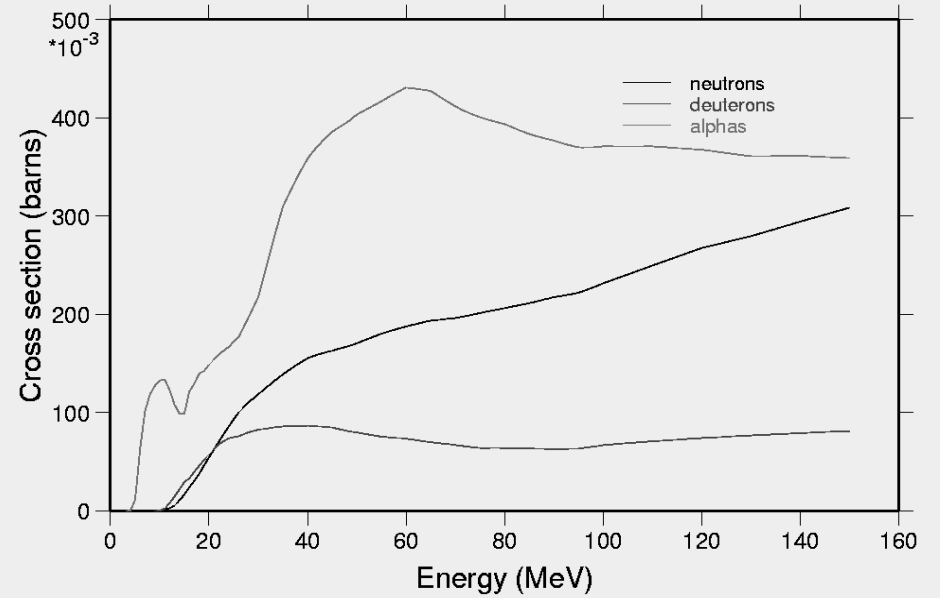
Per ragioni pratiche l'acqua è usata come fantoccio di riferimento

Per misure che richiedono un fantoccio di materiale solido si usa PMMA

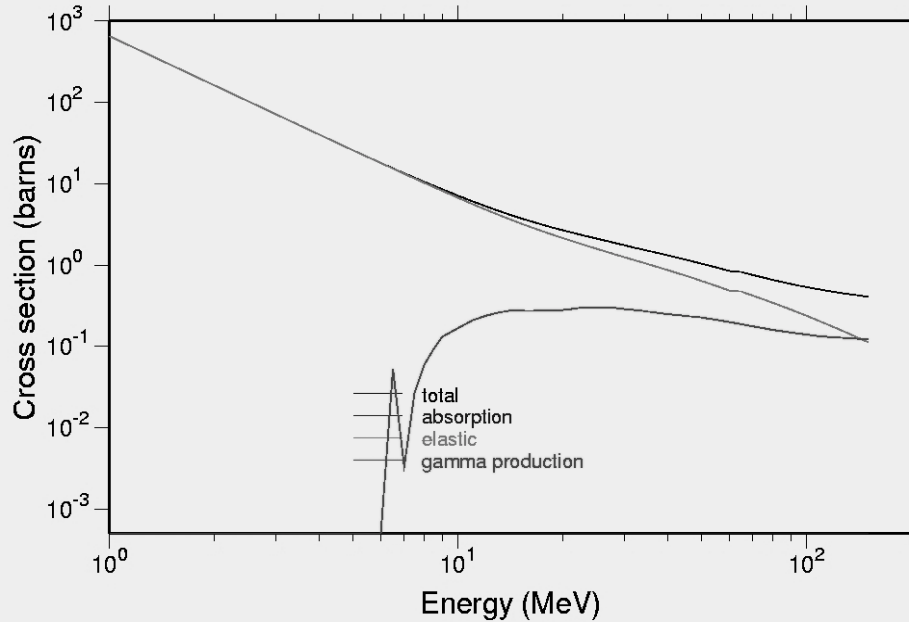
P + 7-N-14 APT LA150 NJOY 97.18 MCNPX
Principal cross sections



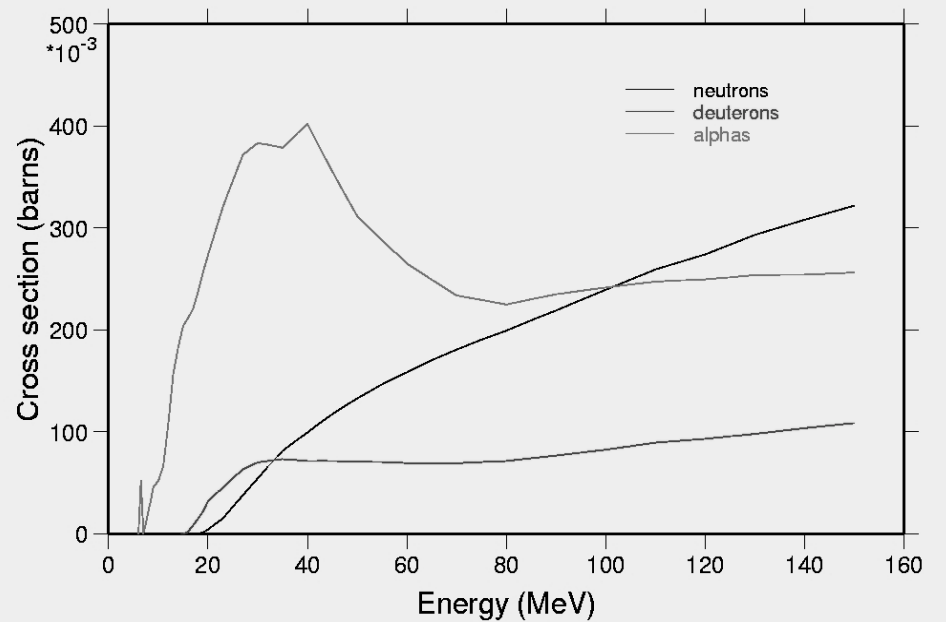
P + 7-N-14 APT LA150 NJOY 97.18 MCNPX
Particle production cross sections



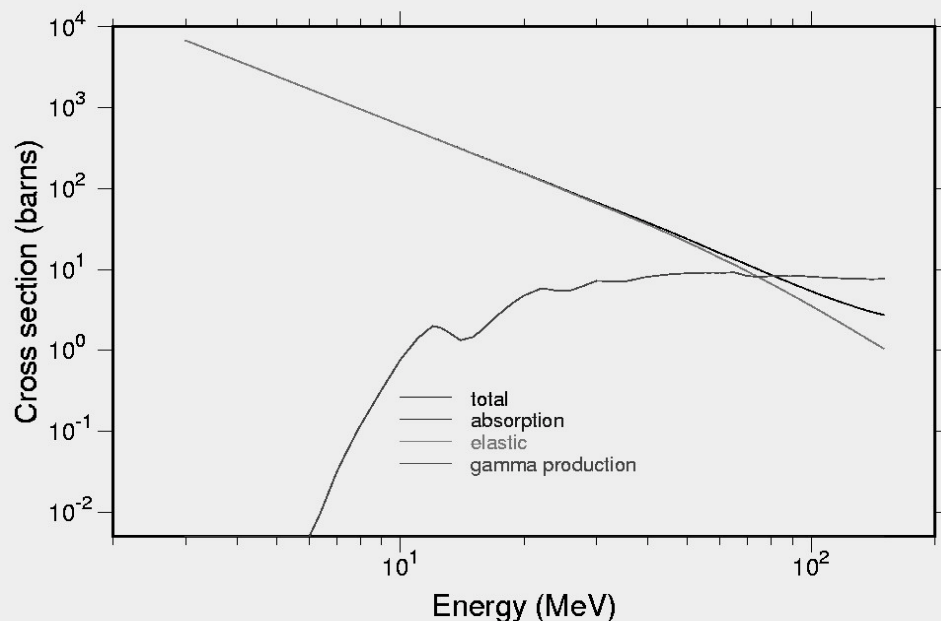
P + 8-O-16 APT LA150 NJOY99 MCNPX
Principal cross sections



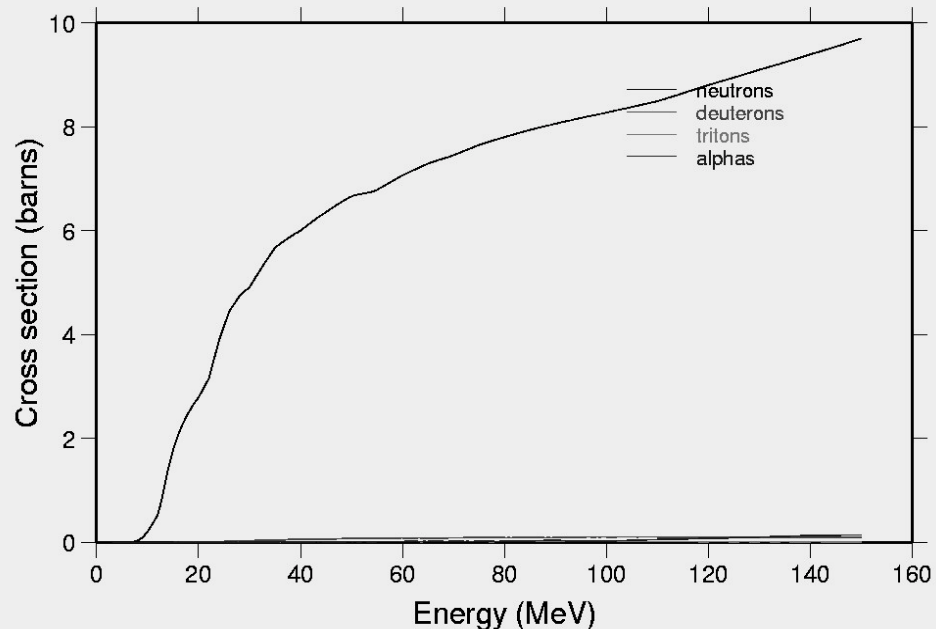
P + 8-O-16 APT LA150 NJOY99 MCNPX
Particle production cross sections



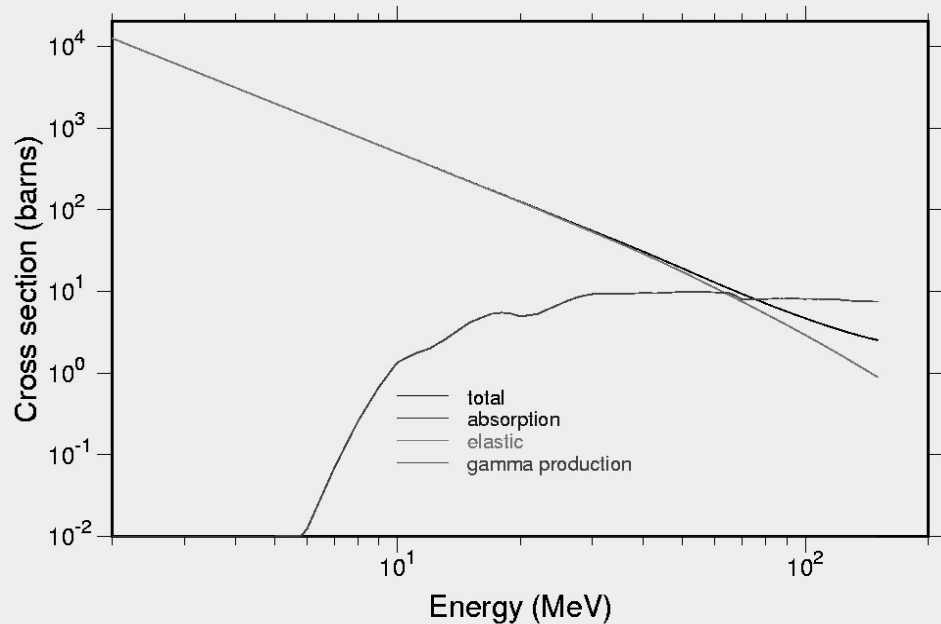
P + 82-PB-206 APT LA150 NJOY99 MCNPX
Principal cross sections



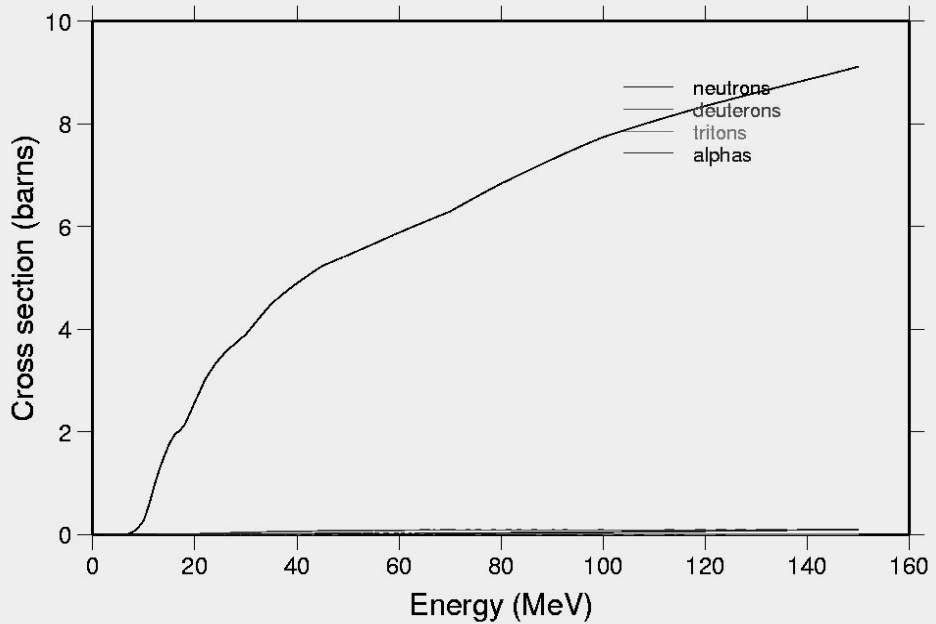
P + 82-PB-206 APT LA150 NJOY99 MCNPX
Particle production cross sections



P + 74-W-183 APT LA150 NJOY99 MCNPX
Principal cross sections



P + 74-W-183 APT LA150 NJOY99 MCNPX
Particle production cross sections





ESPOSIZIONI MEDICHE

Diagnostica a raggi X	0.39 mSv/anno
Medicina Nucleare	0.14 mSv/anno

Direttiva EURATOM 1997
Radioprotezione del paziente

Attenzione alle basse dosi



Fondo Ambientale

Radiazione di origine cosmica

Radioattività presente nelle rocce (Radon)

Valore medio :	2.4 mSv/anno
radiazione di origine cosmica	0.4mSv/anno
radioattività nelle rocce (Radon)	2.0 mSv/anno

Il fondo dovuto alla radiazione cosmica (GCR) varia con

- Latitudine – Campo magnetico terrestre –
maggiore ai poli
minore all'equatore
- Altitudine
maggiore in alta quota
- Attività solare (Cicli di 11 anni)
minore con attività max
maggiore con attività minima



Problemi della dosimetria neutronica

Misure sperimentali

- Necessità di misurare gli spettri energetici per applicare correttamente i fattori di conversione flusso -dose
- Elevato flusso gamma
- Elevati campi elettrici
- Ampio range energetico

Acceleratori per radioterapia

Esposizione a γ raggi cosmici

S

S

p

p

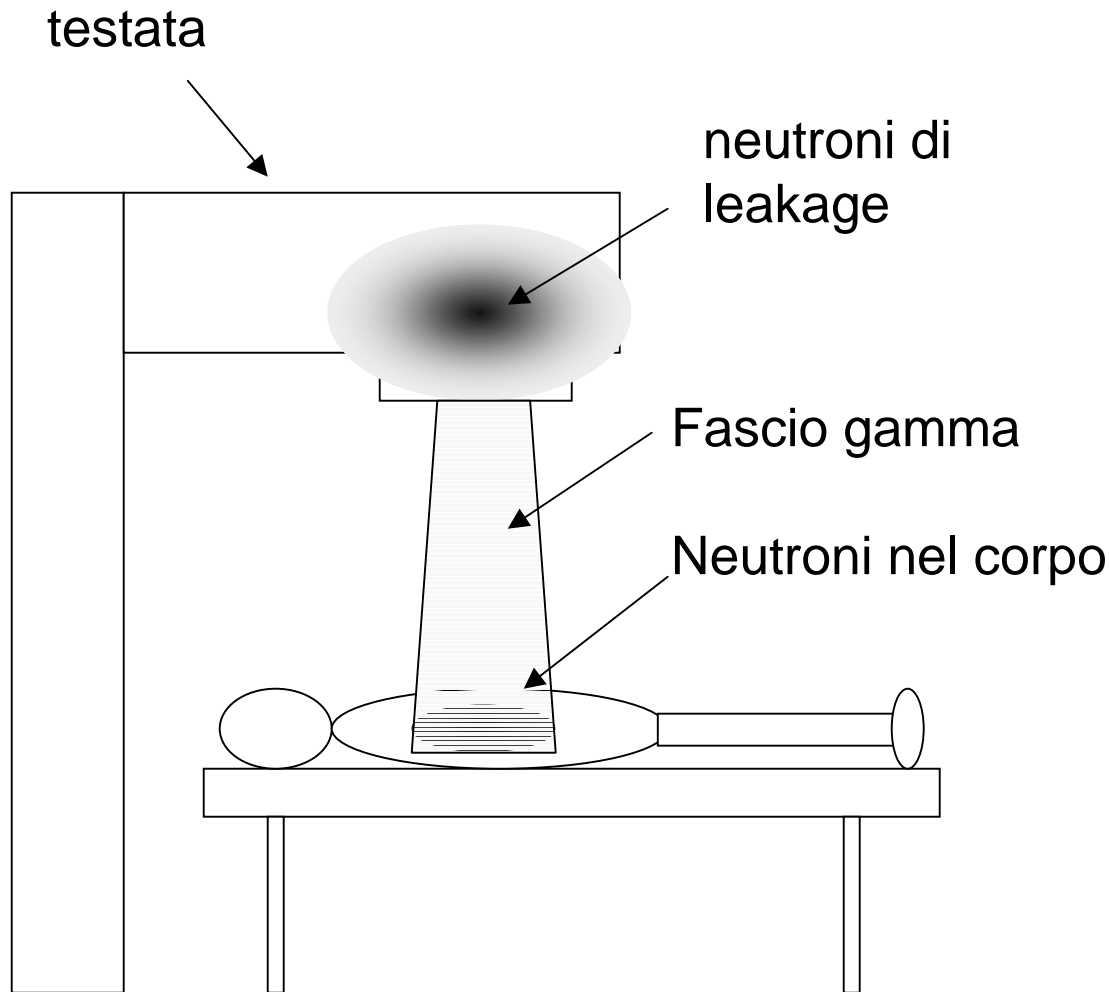


Valutazione della dose neutronica indesiderata nella radioterapia con fotoni mediante LINAC

- Neutroni prodotti per fotoreazioni GDR sugli elementi pesanti costituenti la testata dei LINAC e i collimatori (W, Fe, Au, Pb) 90% energia media 1 MeV
Distribuzione isotropa
- Neutroni prodotti direttamente nel corpo del paziente (O, N, Ca, C,) 10% in una zona limitatata
energia media 1 MeV
- Possibilita' di tumori secondari radioindotti



Produzione di fotoneutroni



Energie di soglia
(γ, n):

testata

W: 7.42 MeV

Cu: 9 MeV

Fe: 10.9 MeV

Ta: 7 MeV

corpo

C: 18.7 MeV

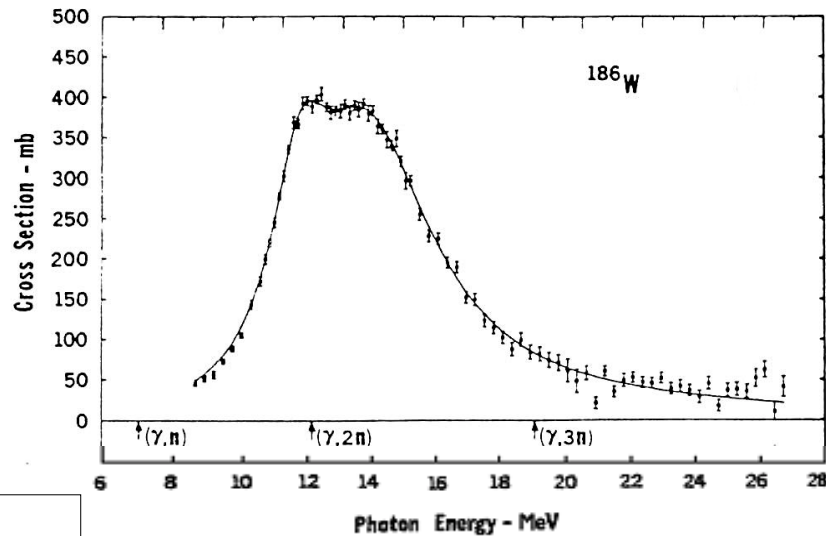
O: 15.7 MeV

P: 12.3 MeV

Ca: 15.6 MeV

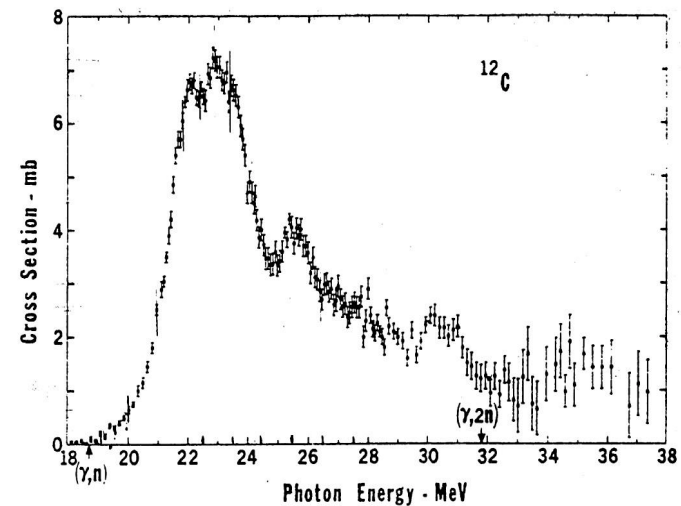


Sezioni d'urto (γ, n)



E_{media} neutroni prodotti $\approx 1-3$ MeV
Distribuzione angolare quasi isotropa

E_{media} neutroni prodotti $\approx 1-3$ MeV
Localizzati nelle zone prossime al volume di trattamento





Stato dell'arte

Laboratorio	Simulazione	Misure sperimentali	Fantoccio
Stanford (USA)	Simulazione con codici Monte Carlo – Codici Analitici		
Karolinska Institute Stoccolma (Sveden)	Simulazione con codici Monte Carlo – Codici Analitici	Misure integrali	H ₂ O
INFN sez. Milano	Simulazione con codici Monte Carlo – Codici Analitici	Misure integrali Misure di spettri	H ₂ O
Dip. Ingegneria Pisa		Misure integrali Misure di spettri	H ₂ O



INFN sezione di Torino

Codice di simulazione:

MCNP-GN

- Nuova routine GAMMAN per la fotoproduzione di neutroni implementata in MCNP-4B.

I codici Monte Carlo disponibili non trattano la (γ, n) poiché la sezione d'urto della reazione è cento volte inferiore rispetto a quelle per gli effetti fotoelettrico, Compton e annichilazione.

Misure sperimentali:

Spettrometro a bolle (BDS)
rivelatori integrali
BD-100R

- Valutazione degli spettri neutronici al piano del paziente.
- Valutazione degli spettri neutronici agli organi critici (ICRP 60).

Fantoccio

Fantoccio antropomorfo
JIMMY

- Tessuto equivalente.
- Cavità in corrispondenza degli organi critici.
- **Conservativo rispetto ai fantocci standard** (esposizione presso il JRC, Ispra).



Grandezze fondamentali in dosimetria

Dose assorbita D (J/kg)

$$D = \frac{d \bar{\varepsilon}}{dm}$$

Energia media depositata nel volume elementare di massa dm

Dose equivalente (Sv)

$$H_T = \sum_R w_R D_{T,R}$$

T = tessuto o organo

$D_{T,R}$ = dose assorbita dall'organo

w_R = fattore di qualità della radiazione

R = tipo di radiazione

Dose efficace (Sv)

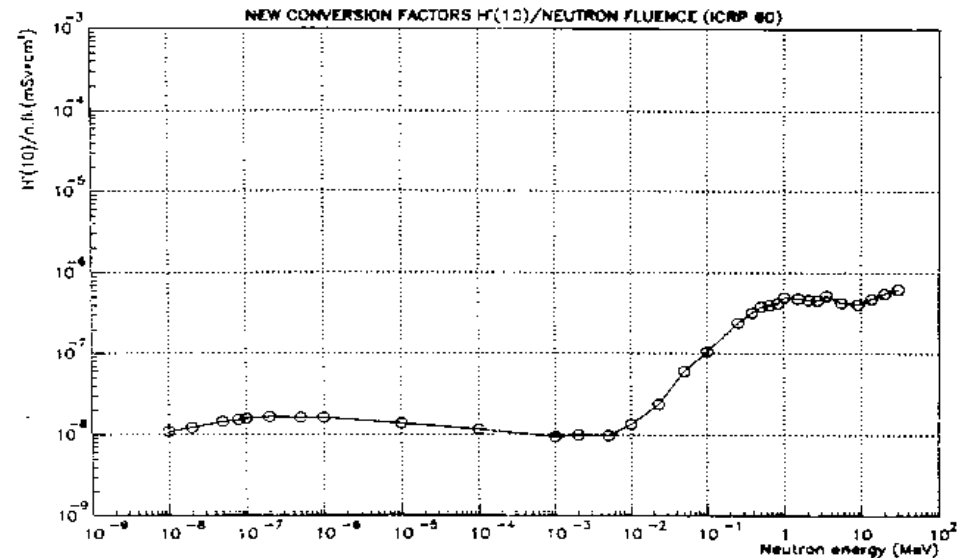
$$E = \sum_T w_T H_T$$

H_T = dose equivalente

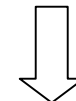
w_T = peso per il tessuto o organo

Equivalente di dose ambientale $H^*(10)$ (Sv)

Fattori di conversione $H^*(10) / \Phi$ (NEUTRONI) flusso – equivalente di dose ambientale



Forte dipendenza del fattore di conversione dall'energia



Importanza degli spettri neutronici per ottenere informazioni sulle dosi neutroniche



Metodo sperimentale

Rivelatore integrale BD-100R

- Intervallo di dose rivelata: 1 μ Sv - 5 mSv
- Accuratezza: $\pm 20\%$
- Range energetico rivelato: 100 keV - 20 MeV
- Sensibilità: da 0.022 a 0.29 bolle/mSv

Misure spettrometriche con dosimetri passivi BDS
(BTI industries Chalk River, Ontario Canada),
insensibili ai fotoni

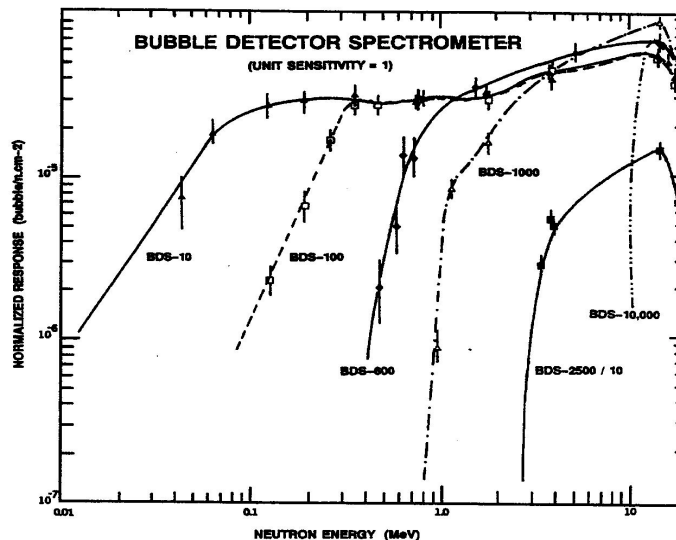


Analisi dati tramite programma
di deconvoluzione BUNTO



Spettrometro BDS

- Intervallo di dose rivelata:
da meno di 10 μSv a più di 1 mSv
- Accuratezza: $\pm 10\%$
- Range energetico rivelato:
10 keV - 20 MeV
- Sensibilità dipendente dal singolo dosimetro



BUNTO: codice di deconvoluzione che trova la soluzione più appropriata del sistema mediante un metodo di minimizzazione degli errori.
Codice appositamente sviluppato dall'INFN di Torino



Il codice Monte Carlo MCNP4B-GN

Permette di simulare la produzione di neutroni in seguito all'interazione di fotoni di energia < 30 MeV con la materia ed è stato sviluppato per simulare dei trattamenti radioterapici reali.

Proprietà delle subroutine inserite:

- Considerazione delle reazioni fotonucleari (γ, n) e $(\gamma, 2n)$
- Valutazione delle coordinate esatte del punto di generazione del fotoneutrone
- Calcolo dello spettro energetico dei fotoneutroni
- Calcolo della distribuzione angolare dei fotoneutroni

Informazioni utilizzate dal programma:

- Sezioni d'urto da "Atlas of photoneutron cross section", Bernan
- **Modello fisico di reazione (γ, n) :**
canale evaporativo (componente principale), distribuzione isotropa
canale diretto (in percentuale minore, soprattutto per energie maggiori di 3 MeV), distribuzione anisotropa secondo la legge:

$$f(\theta) = a + b \sin^2 \theta$$



Finalità del codice

E' così possibile con un unico codice trattare:

- Cascata elettromagnetica e trasporto di elettroni e fotoni nell'acceleratore
- Produzione di neutroni nella testata per reazioni (γ, n) con elementi ad alto Z :

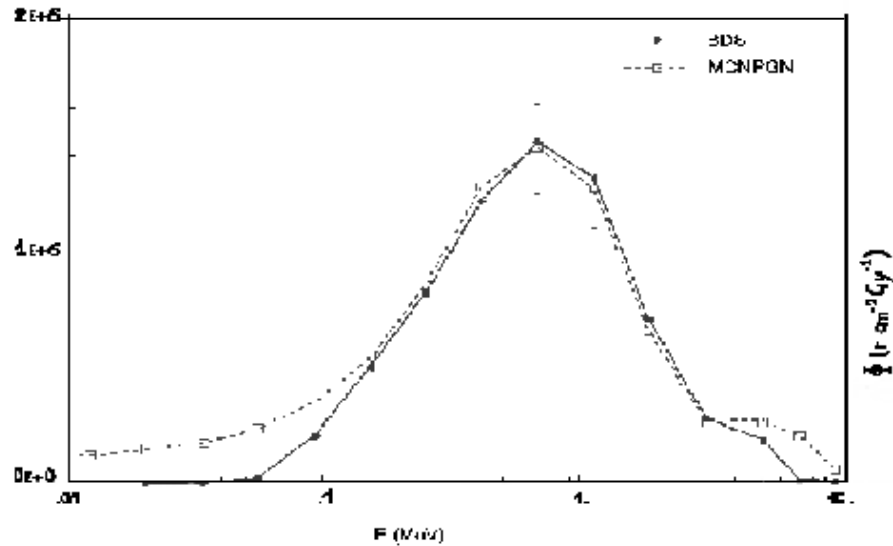
$$E_{\gamma} > 7 \text{ MeV}$$
$$\sigma_{\text{max}} \sim 400 \text{ mbarn}$$

- Trasporto di neutroni nel corpo del paziente
- Produzione di neutroni nel corpo del paziente, per reazioni (γ, n) con elementi a basso Z :

$$E_{\gamma} > 14 \text{ MeV}$$
$$\sigma_{\text{max}} \sim 20 \text{ mbarn}$$

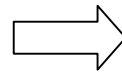


Risultati ottenuti



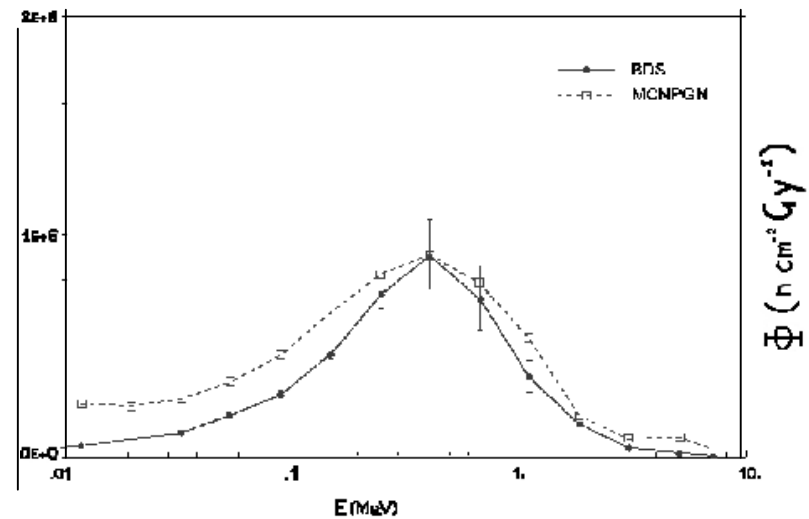
**Acceleratore Siemens 15 MeV
(S. Giovanni A.S., Torino).**

Collimatori tradizionali.



**Acceleratore Elekta 18 MeV
(La Fe -Valencia, Spagna).**

Collimatori lamellari.

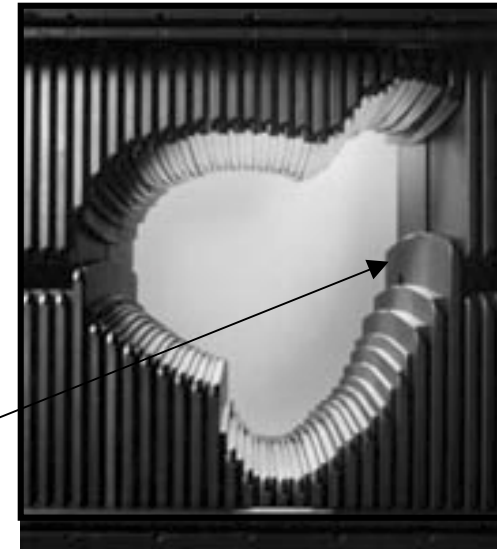




Simulazione della testata dell'acceleratore VARIAN 2300 CD da 18 MeV (IRCC Candiolo)



- Massima energia dei fotoni: 18 MeV
- Target: W + Cu
- Collimatore primario: W
- Flattenig filter: Fe + Ta
- Jaws: W
- **Multileaf** : W (40 coppie di lamelle)

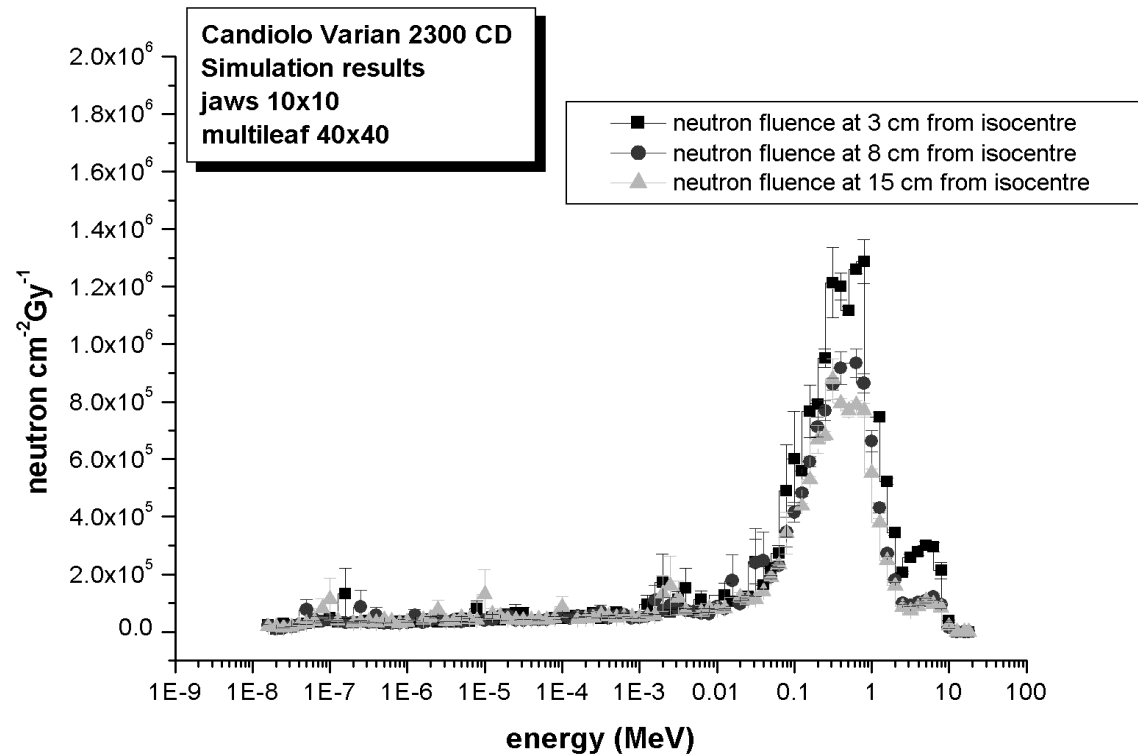


lamella



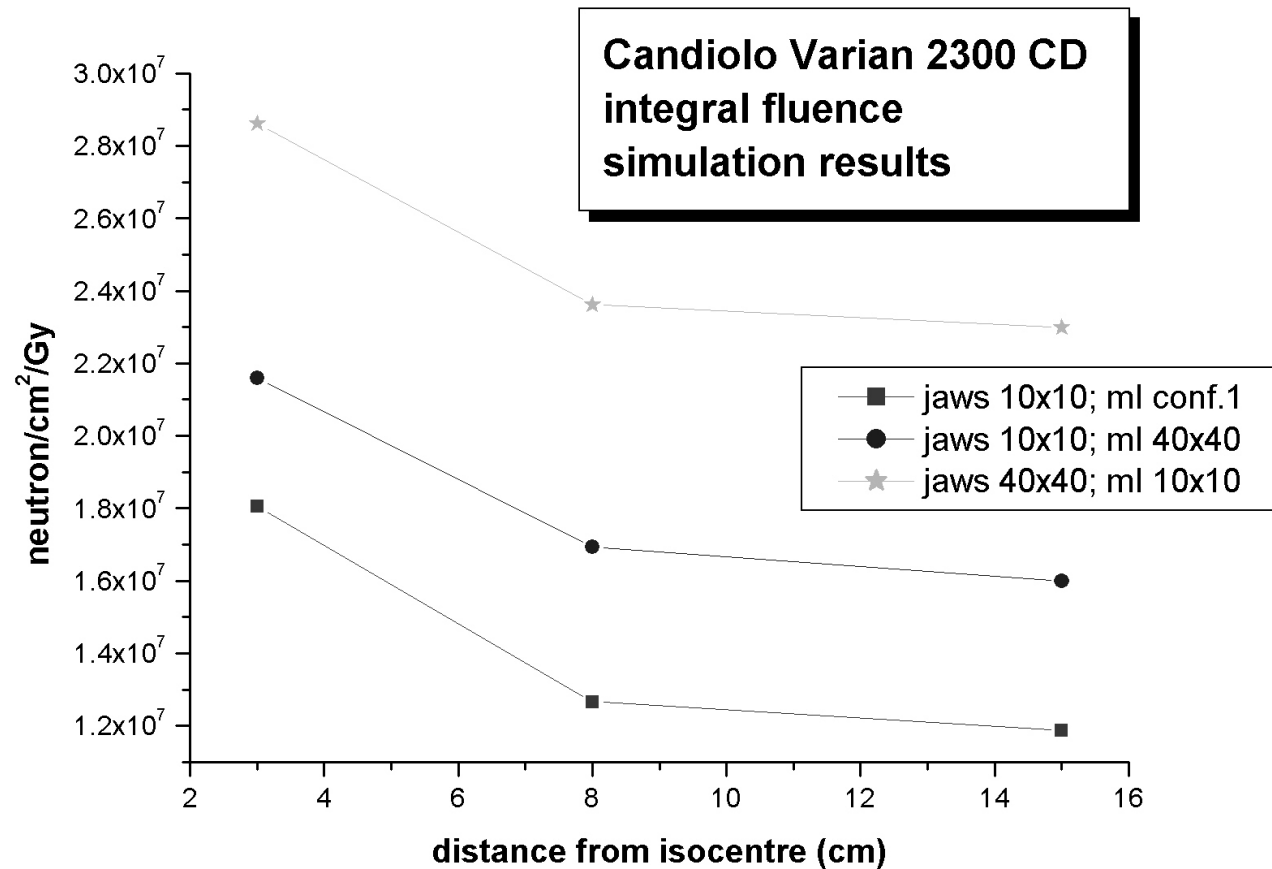
Spettri al piano del paziente

Fluenza neutronica, normalizzata per un Gy di dose gamma assorbita al build – up, a diverse distanze dall'isocentro





Fluenza neutronica in diverse configurazioni di campo





Il fantoccio antropomorfo Jimmy

Progettato presso l'INFN, sezione di Torino, in collaborazione con il JRC (Joint Research Center) di Ispra (Va); per la **dosimetria neutronica**.

Composizione:

8 lastre

7 plexiglas $\rho=1.190 \text{ g/cm}^3$
8% H, 60% C, 32% O

1 polietilene $\rho=0.920 \text{ g/cm}^3$
14.4% H, 85.6% C

polvere d'osso nella
colonna vertebrale

0.2% H; 41.4% O;
18.4 %P; 39.9 Ca

Dimensioni:

$\rho = 1.930 \text{ g/cm}^3$

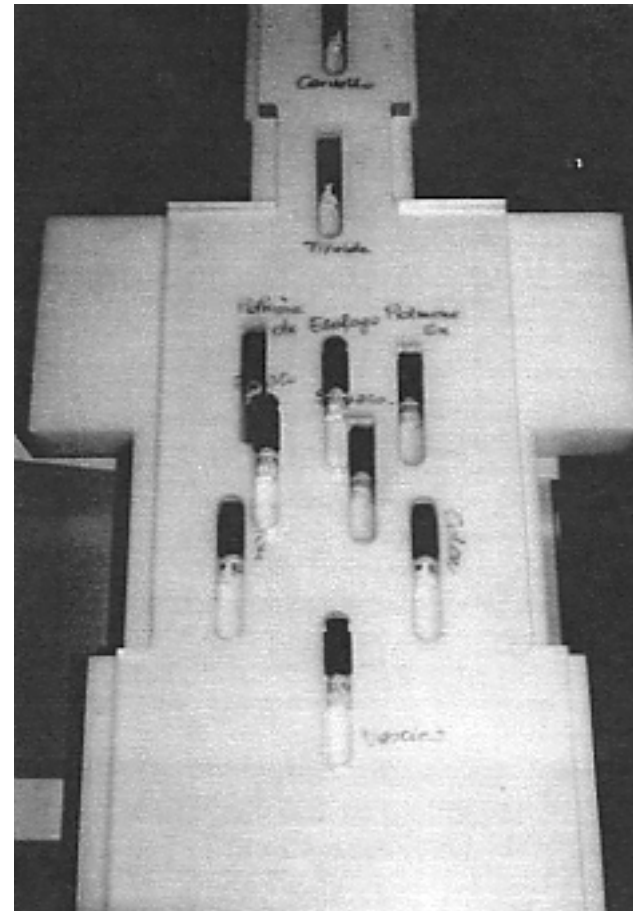
testa: $13.5 \times 15 \times 19 \text{ cm}^3$

collo: $11 \times 10 \times 13.5 \text{ cm}^3$

tronco: altezza 59 cm

larghezza variabile tra 30 cm e 36 cm

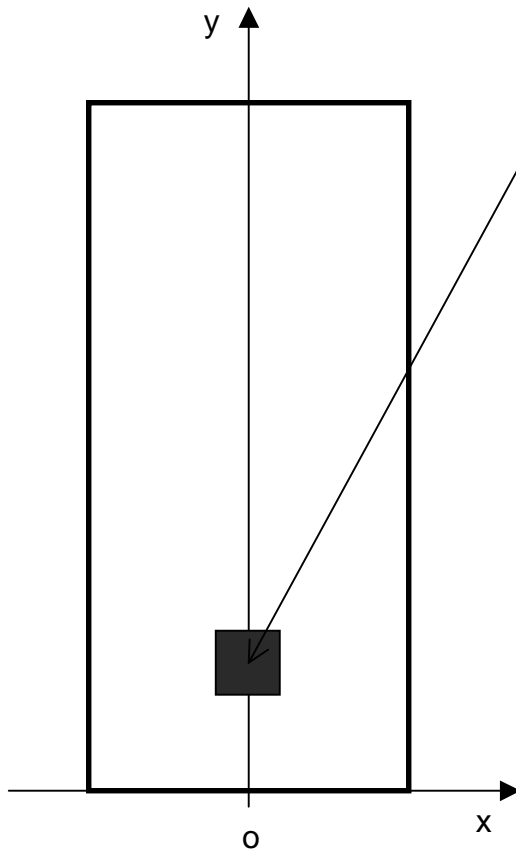
spessore 20 cm





Posizione degli organi

Secondo ICRP 60



Organi	x	y	z	Lastra
Gonadi	0	10	2	2
Vescica	0	17.2	6	4
Fegato	-5	36.5	6	4
Esofago	0	39.7	6	4
Colon dx	-7.5	26.7	10.1	5
Colon sx	6.5	26.7	10.1	5
Stomaco	2	35	10.1	5
Polmone dx	-6	42.9	10.1	5
Polmone sx	6	41	10.1	5
Tiroide	0	62.5	10.1	5
Cervello	0	77.3	10.1	5
Milza	9.5	26	14.3	6
Rene sx	4	27.8	16	7
Colonna bassa	0	28.8	16	7
Rene dx	-5.5	29	16	7
Colonna centro	0	44	16	7



Vantaggi

1. Si tratta di un fantoccio economico e maneggevole
2. Consente di dare una valutazione della dose neutronica all'interno degli organi
3. Ha alloggiamenti realizzati in modo da consentire l'irraggiamento di diversi tipi di dosimetri: TLD, dosimetri a bolle, fogli di policarbonato

Applicazioni

1. Esposizione agli acceleratori lineari (Lund, San Giovanni, Candiolo)
2. Calibrazioni di dosimetri personali (JRC Laboratorio Standard Secondario per la calibrazione di dosimetri personali; Ispra, VA)
3. Misure dosimetriche ad alta energia: sui palloni (progetti: ASI, ESA), sugli aerei (voli Alitalia) e agli osservatori in quota Cervinia (Italia), Jungfrauoch (Svizzera), Chacaltaya (Bolivia), ISS (Stazione Spaziale Internazionale)

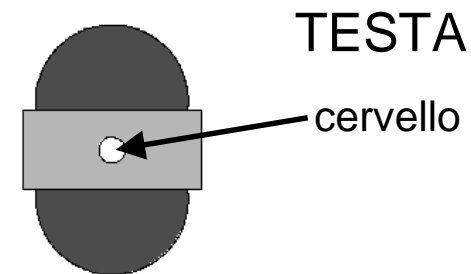
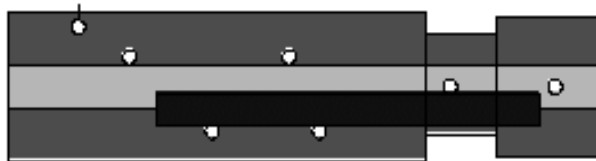


Simulazione del fantoccio antropomorfo

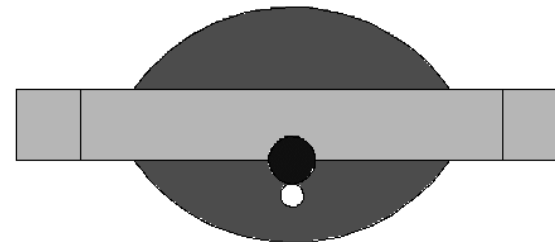
Definizione della geometria tridimensionale del fantoccio

Approssimazioni introdotte:

- gli organi sono stati schematizzati con delle sfere di raggio unitario;
- invece di rappresentare tutte le lastre sono state utilizzate delle sezioni di cilindri a base circolare.



TRONCO

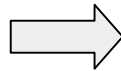




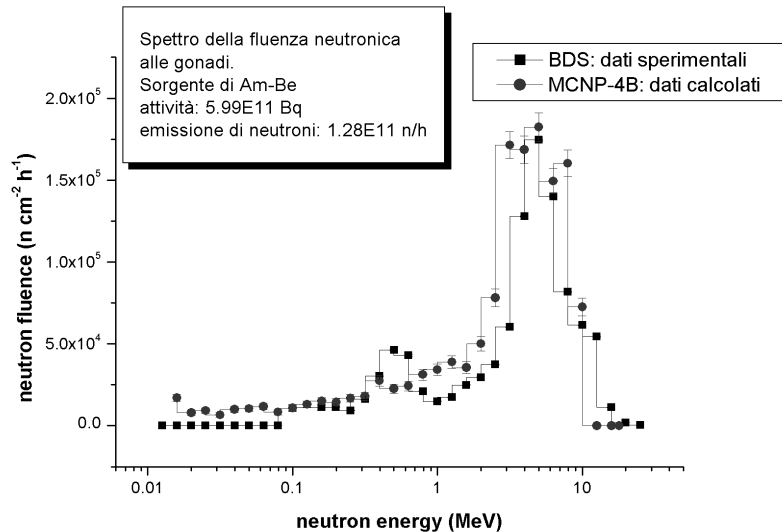
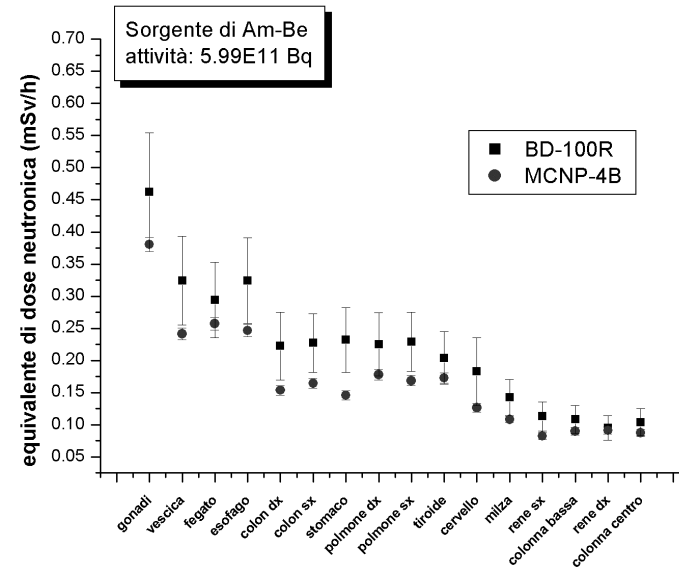
TEST Ispra, Va (JRC)

Esposizione alla sorgente di Am/Be

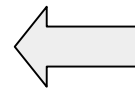
Misure con rivelatori
integrali BD-100R



Calcolo con MCNP-4B



Misura con lo spettrometro
BDS



Calcolo con MCNP-4B

(spettri non normalizzati)



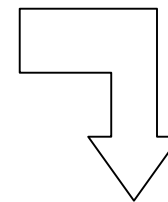
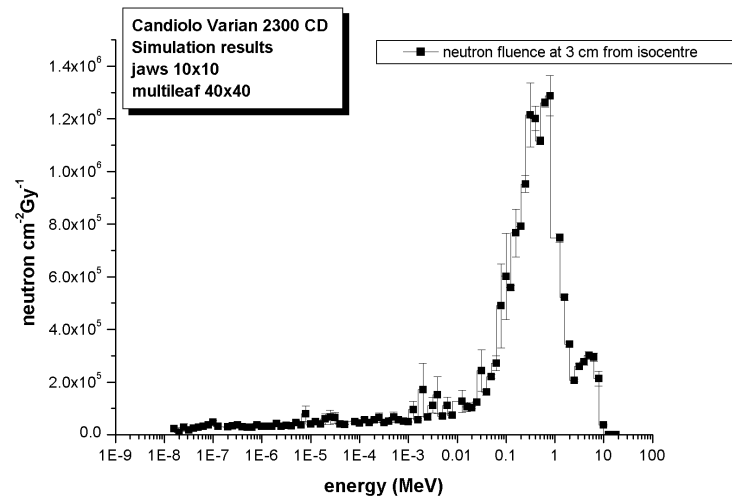
Esposizione di Jimmy all'acceleratore

Varian 2300 CD
(IRCC Candiolo)

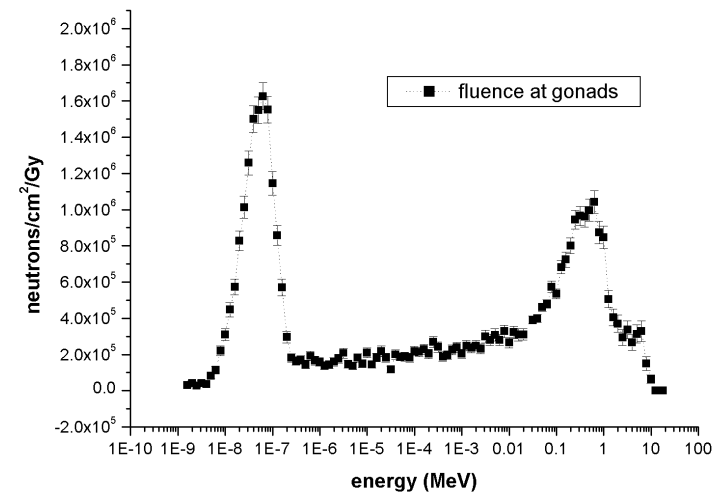




Influenza del fantoccio antropomorfo



Spettro neutronico
alle gonadi ($z = 2 \text{ cm}$)



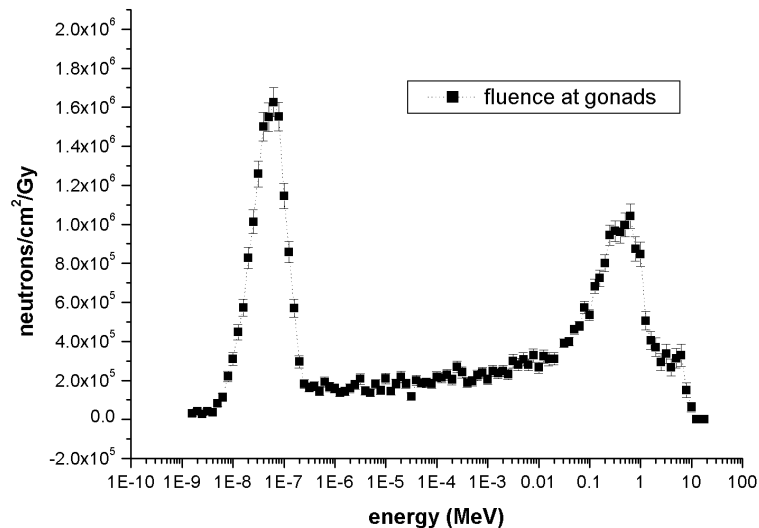
La presenza del fantoccio comporta:

- aumento della componente termica



Spettro neutronico alle gonadi

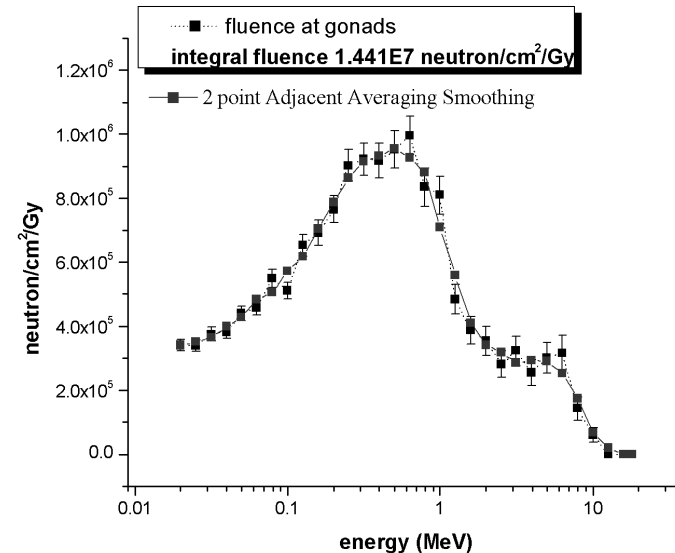
Irradiazione centrata sulle gonadi: $x = 0; y = 10; z = 2$ cm



$10 \text{ keV} < E_n < 20 \text{ MeV}$ →

L'errore fornito dalla simulazione è legato al n° di storie; non tiene conto degli errori sistematici (es. approssimazioni introdotte nei modelli fisici)

Neutroni prodotti nella testata dell'acceleratore e trasportati nel corpo del paziente.





Spettri agli organi

Confronto tra gli spettri neutronici calcolati a diverse profondità:

Fegato:

$x = -5$; $y = 36.5$; $z = 6$ cm

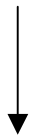
colon destro:

$x = -7.5$; $y = 26.7$; $z = 10.1$ cm

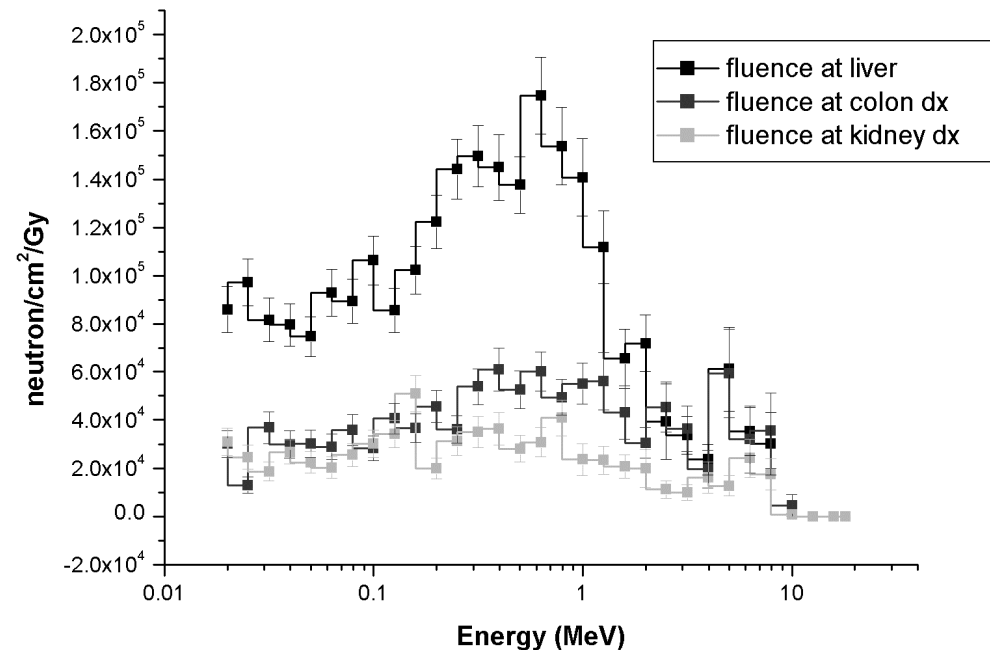
rene destro:

$x = -5.5$; $y = 29$; $z = 16$ cm

Attenuazione dei neutroni nel materiale



al crescere della profondità l'altezza del picco diminuisce



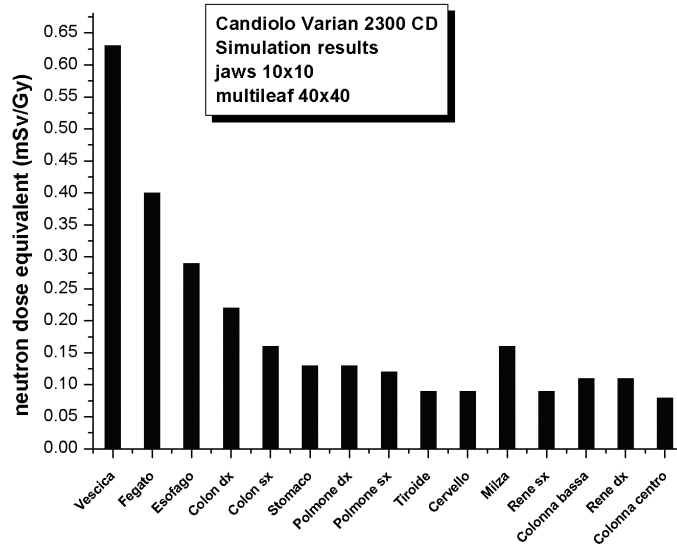
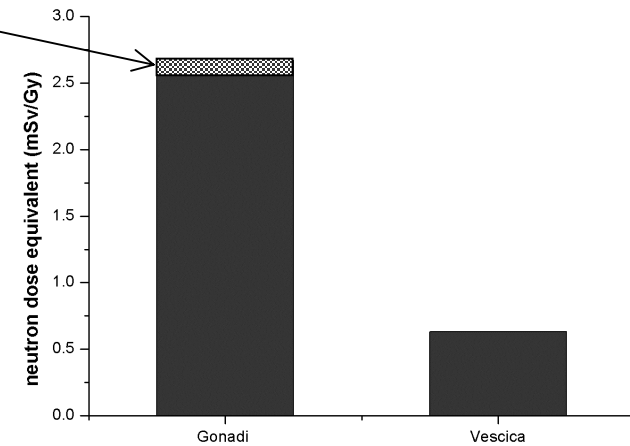


Calcolo di $H^*(10)$ agli organi (corpo + testata)

Neutroni prodotti nel corpo del paziente:

- aumento dell'equivalente di dose neutronica alle gonadi (7%)

$$H^*(10) = 2.67 \text{ mSv/Gy} = (2.49 + 0.18) \text{ mSv/Gy}$$



Fattori di conversione
fluenza – equivalente di
dose ambientale

(ICRP 60)



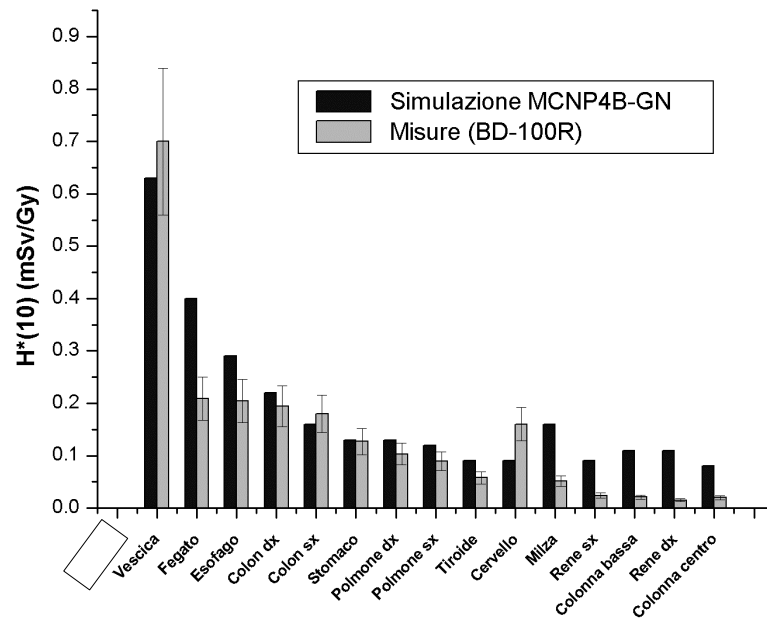
Confronto: misure - calcolo

Varian 2300 CD
18 MeV

Campo 10x10 cm²

SSD (source surface distance) = 100 cm

Dose rate = 100 UM/Gy



Gli organi sono ordinati per strato e, a parità di profondità, per distanze crescenti dal campo di irradiazione.



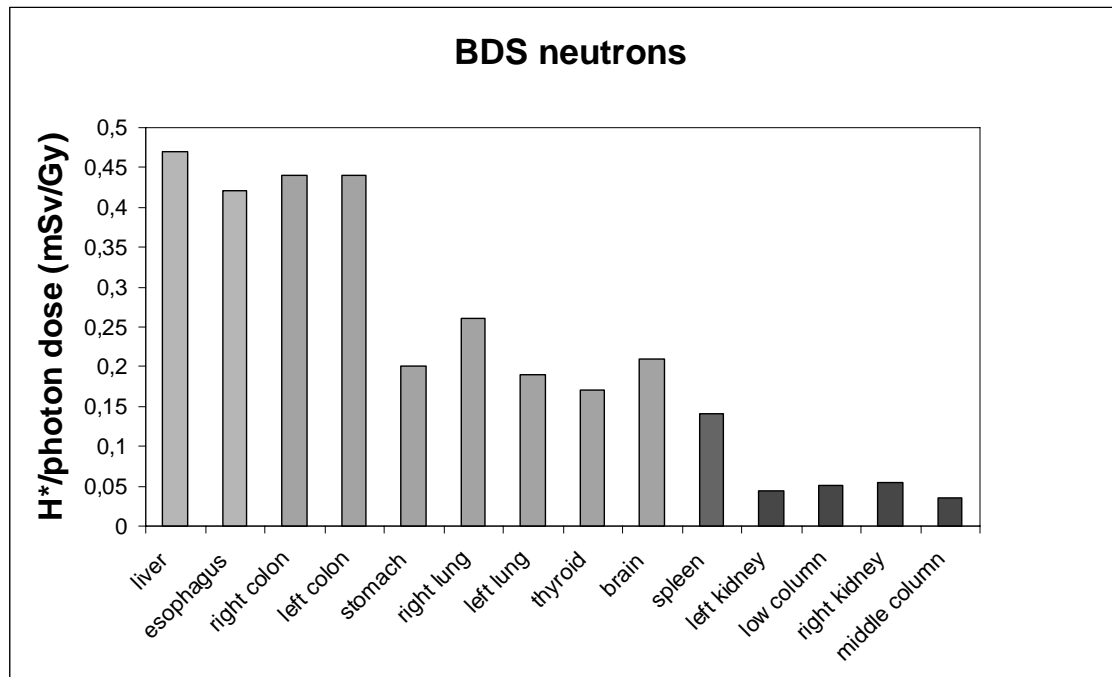
Misure a Lund

Onkologik Klinik

ELEKTA SLIT

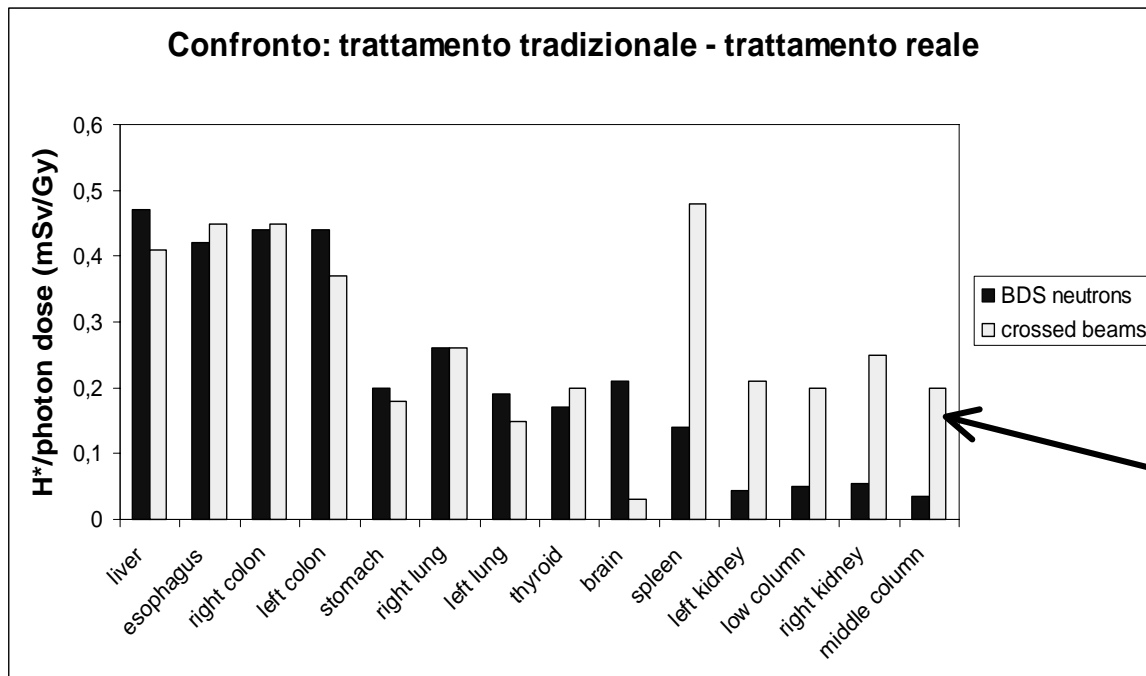
18 MeV con MLC

- campo = 10x10 cm²
- dose rate = 100 UM/Gy
- SSD = 100 cm





Trattamento reale alla vescica con fasci incrociati



dose neutronica elevata agli organi in profondità

Morti per insuccesso della radioterapia negli USA '97 (60% dei pazienti trattati)

- 30% mancato controllo locale
- 40% mancato controllo locale e metastasi a distanza
- 30% per altri motivi



Valori indicativi di dose per un trattamento radioterapico

Limiti permessi (ICRP 60)

professionalmente esposti 20 mSv/anno

Popolazione 1 mSv/anno

Trattamento	Dose totale gamma Gy	MU	Dose neutronica
Tradizionale	60	100/Gy	100mSv
Tradizionale con blocchi	60	100/Gy	100mSv
MLC	60 - 80	185/Gy – 290/Gy	150 msV
IMRT	70	1815/Gy	



Confronto: Jimmy - fantocci matematici

Dose assorbita

ICRP 74:

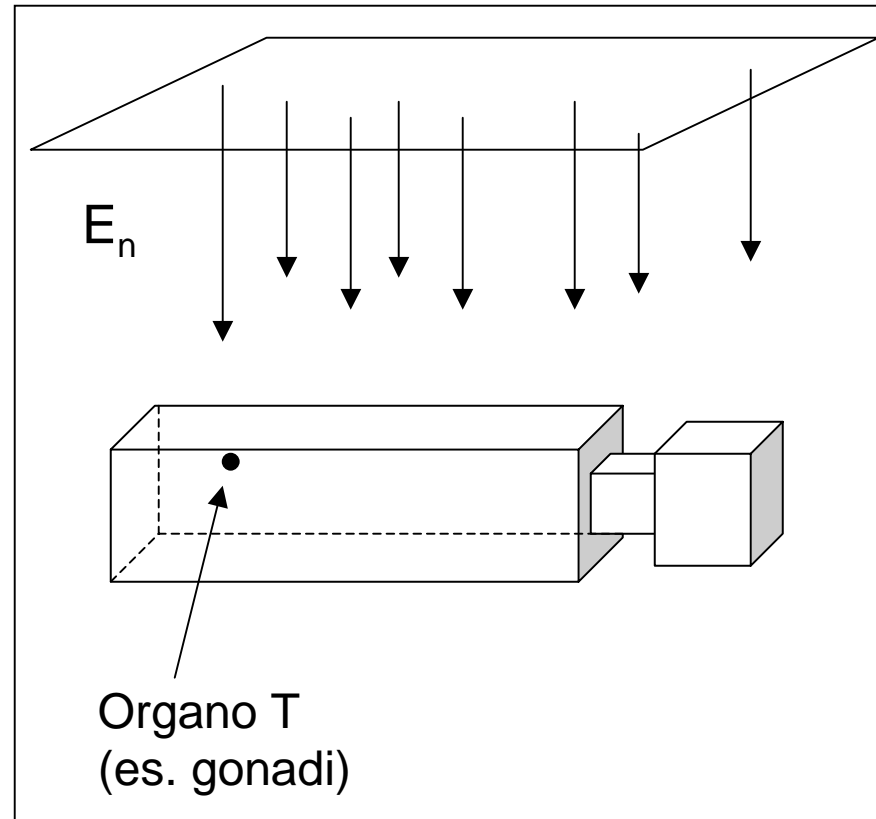
Fattori di conversione: (D_T/Φ)

flusso incidente – dose assorbita

- Sorgente neutronica monodirezionale, monoenergetica
- Fantocci matematici
- Esposizione AP

I neutroni incidono sul fantoccio:

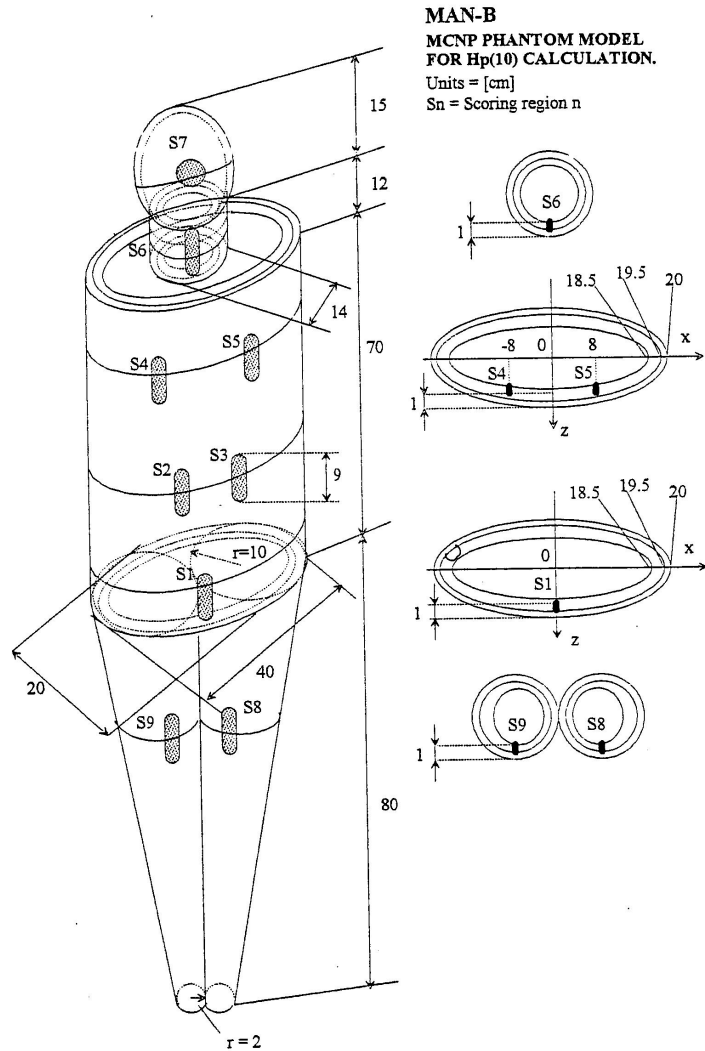
- **Diffusione elastica**
- **Cattura radiativa**



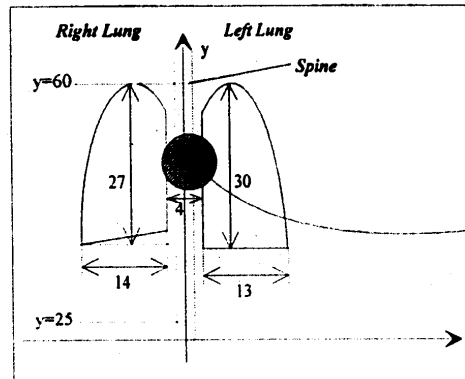
Dose assorbita $D_T = D_n + D_\gamma$



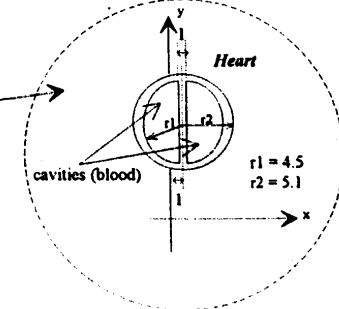
Fantoccio matematico



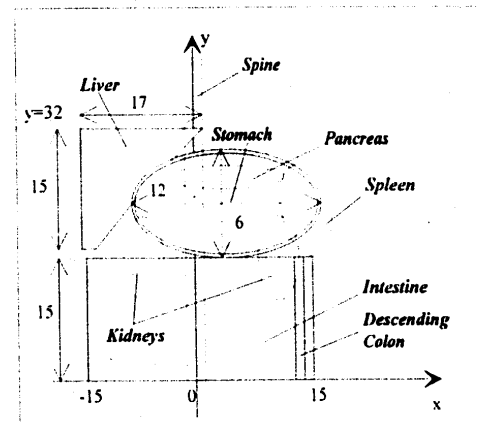
Thorax section



MCNP Phantom Model for
Organ Doses Calculation.
Some organ sections.
z=0 plane
 Units = [cm]



Abdomen section



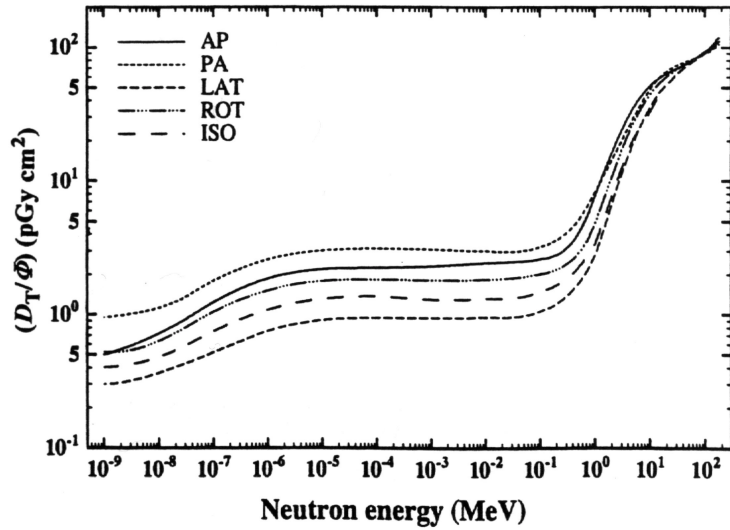
Other organs of the model,
not shown:

- Brain
- Thyroid
- Esophagus
- Red Marrow
- Ascending Colon
- Transverse Colon
- End Colon
- Bladder
- Testes
- Legs (bones and marrow)

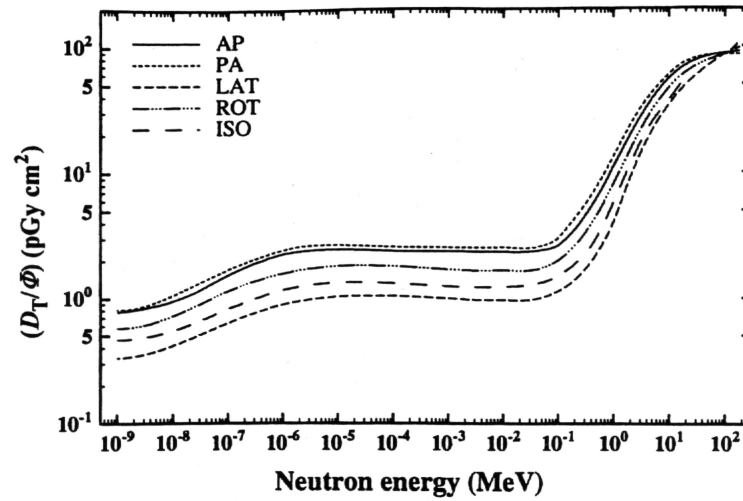
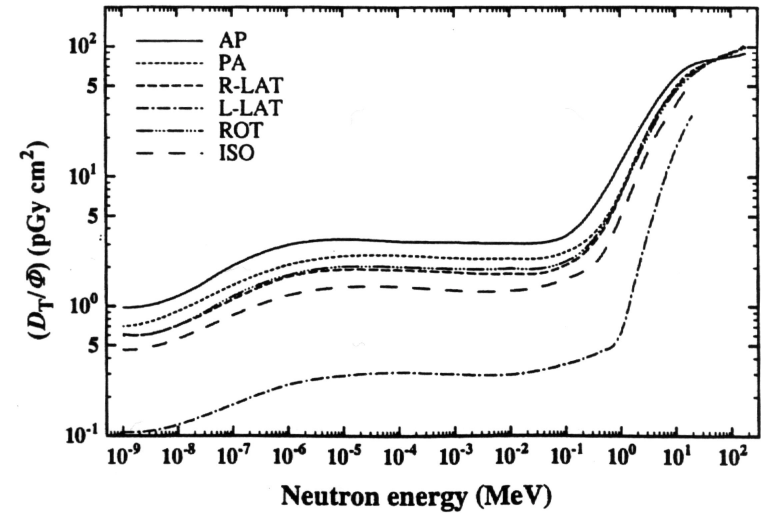


Fattori di conversione ICRP D_T/Φ

ESOFAGO



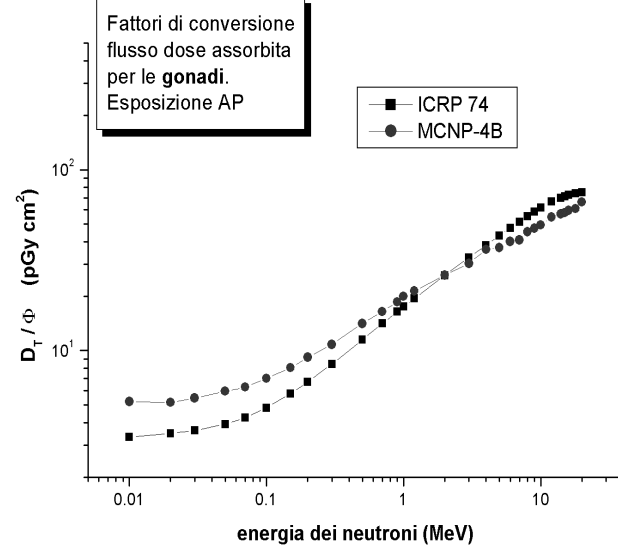
FEGATO



POLMONE



Confronto con ICRP 74



I coefficienti sono stati calcolati nelle medesime condizioni utilizzando:

Codice MCNP-4B

Fantoccio: Jimmy

Energia MeV	D_T/Φ ICRP	D_T/Φ Jimmy	Diff %
5E-01	11.5	14.10	-23
1E+00	17.5	19.97	-14
5E+00	43.2	37.13	14
1E+01	61.7	49.55	20

Energia

<1 MeV

> 1 MeV

↓
Differenze fino ad un fattore 2 sono considerate accettabili

↓
Differenze pari al 30% sono considerate accettabili

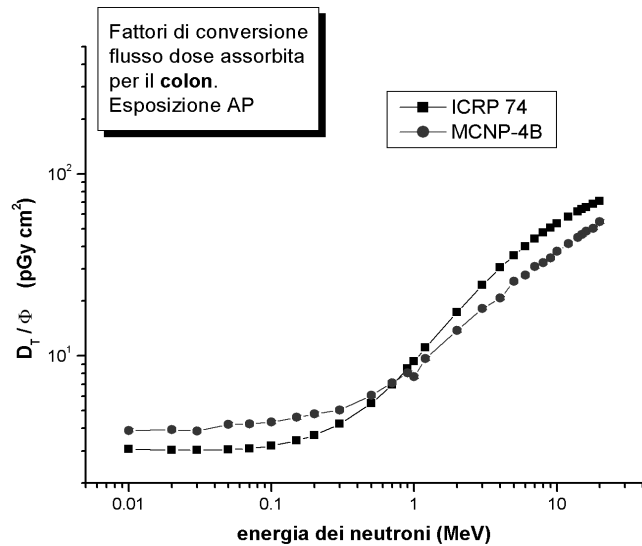
Altri organi

↗
Comportamento analogo per: vescica, polmone, colon

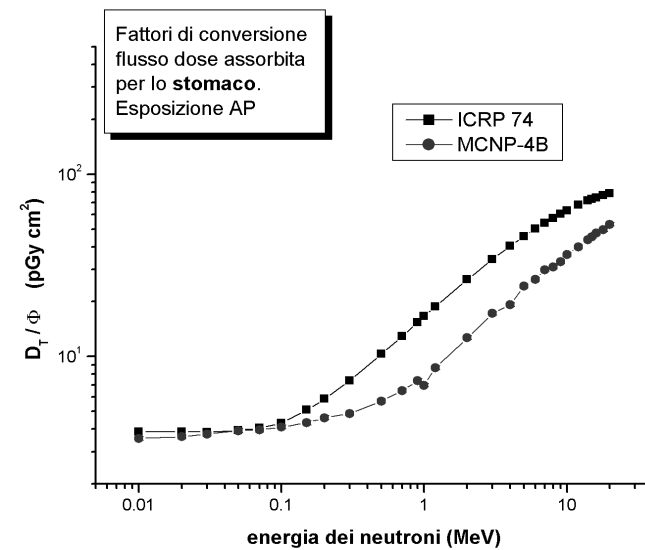
↘
Diff > per stomaco, tiroide, esofago



Colon



Stomaco



Risultati

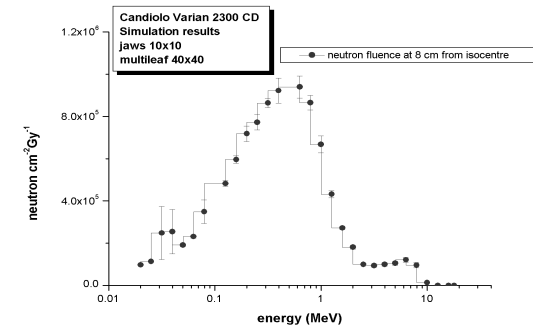
Jimmy è un'approssimazione accettabile dei modelli matematici utilizzati dall'ICRP, per misure di routine



Calcolo della dose efficace

Fantoccio esposto ad un campo neutronico uniforme

Organi	H_T ICRP mSv/Gy	H_T Jimmy mSv/Gy	W_T
Gonadi	2.66	3.13	0.20
Vescica	2.43	2.31	0.05
Fegato	1.94	2.36	0.05
Esofago	1.24	2.29	0.05
Colon	1.51	1.51	0.12
Stomaco	2.50	1.41	0.12
Polmone	1.65	1.48	0.12
Tiroide	3.26	1.32	0.05
Pelle	2.66	2.52	0.01
Sup. ossea	1.34	0.8	0.01
Midollo	1.13	1.2	0.12
Remainder	1.61	1	0.05
$E = 1.91$		$E = 1.79$	



- Noto lo spettro neutronico incidente
- sono stati applicati i fattori di conversione D_T/Φ per ciascun organo
- $H_T = D_T * w_R$
- $E = \sum_T w_T * H_T$



Conclusioni

- Per la prima volta si è messo a punto un metodo completo per la valutazione degli spettri neutronici agli organi.
- Il metodo utilizzato è in linea con le nuove raccomandazioni (EURATOM 97) ed è utilizzabile in reparti di radioterapia per ottimizzare il trattamento al paziente.
- Il fantoccio antropomorfo Jimmy è un'approssimazione accettabile dei modelli matematici utilizzati dall'ICRP, per quanto riguarda misure di routine. Il calcolo della dose efficace E, effettuato con Jimmy, è in accordo entro il 10% con quello valutato dall'ICRP (pubblicazione 74) nelle medesime condizioni.



Codice MCNP4B-Gamman:

- specialmente adatto per la simulazione della fotoproduzione di neutroni negli acceleratori per radioterapia
- attualmente disponibile in rete
- sarà distribuito da NEA (National Energy Agency)

Il fantoccio antropomorfo Jimmy:

- permette la valutazione di spettri neutronici sperimentali agli organi (non esistono risultati analoghi in letteratura).
- utilizzato per la calibrazione di dosimetri personali (JRC, Ispra) per tutti i centri della comunità europea.
- misure dosimetriche ad alta energia: osservatori ad alta quota, aerei (voli Alitalia), palloni stratosferici e ISS (International Space Station)

I risultati ottenuti saranno utilizzati dalla commissione EURADOS recentemente istituita per la valutazione della dose indesiderata al paziente