

1. RADIAZIONE COSMICA.....	3
1.1. NORMATIVA SPECIFICA	3
1.1.1. <i>Articolo 10 octies - Attività di volo (D.Lgs 241/2000)</i>	3
1.1.2. <i>Attività di volo (D.Lgs 241/2000)</i>	4
2. NEUTRONI	5
2.1. SEZIONE D'URTO	5
2.2. CARATTERISTICHE GENERALI	5
2.3. PRODUZIONE DI NEUTRONI ATTRAVERSO REAZIONI NUCLEARI.....	5
2.4. INTERAZIONI NEUTRONI - MATERIA.....	6
2.4.1. <i>Generalità</i>	6
2.4.2. <i>Interazione dal punto di vista dell'assorbitore</i>	6
2.4.3. <i>Interazione dal punto di vista dell'energia del neutrone incidente</i>	6
2.4.4. <i>Kerma e dose assorbita in un campo di radiazione neutronica</i>	7
3. RIVELATORI PER NEUTRONI	8
3.1. RIVELAZIONE DI NEUTRONI TERMICI.....	8
3.2. RIVELAZIONE DI NEUTRONI NON TERMICI	8
3.2.1. <i>Metodi per determinare la fluenza o la densità di flusso</i>	8
3.2.2. <i>Metodi per determinare la dose assorbita</i>	8
3.2.3. <i>Metodi per determinare la dose equivalente assorbita</i>	9
3.3. METODI SPETTROMETRICI	9
4. DOSIMETRIA PERSONALE PER NEUTRONI.....	11
4.1. DOSIMETRIA PERSONALE PER NEUTRONI TERMICI E LENTI	11
4.2. DOSIMETRIA PERSONALE PER NEUTRONI VELOCI	11
5. URANIO E ATTINIDI	13
5.1. URANIO.....	13
5.2. TORIO	14
5.3. NETTUNIO	14
5.4. PLUTONIO.....	14
5.5. AMERICIO	14
5.6. CURIO	14
5.7. CALIFORNIO	14
6. FISSIONE E CENTRALI NUCLEARI	15
6.1. FISSIONE.....	15
6.2. PROCESSI DI FISSIONE	15
6.3. RESA DI FISSIONE	15
6.4. INTENSITÀ DI FISSIONE	15
6.5. REATTORI NUCLEARI	16
6.5.1. <i>Componenti dei Reattori Nucleari</i>	16
6.5.2. <i>Massa critica</i>	16
6.5.3. <i>Formula dei quattro fattori</i>	17
6.5.4. <i>Sistemi di controllo del reattore</i>	17
6.5.5. <i>Materiali per reattore</i>	17
6.5.6. <i>Radiazioni emesse dai reattori</i>	17
6.5.7. <i>Prodotti gassosi di attivazione</i>	18
6.5.8. <i>Prodotti gassosi di fissione</i>	18
6.5.9. <i>Sorgenti di contaminazione</i>	18
6.6. RADIOPROTEZIONE NEI REATTORI	18
6.6.1. <i>Strumenti e metodi per il controllo delle radiazioni</i>	19
6.7. RIFIUTI PRODOTTI DA CENTRALI	20
6.8. DECOMMISSIONING DI IMPIANTI NUCLEARI	21
7. IMPIANTI DI FABBRICAZIONE DEL COMBUSTIBILE NUCLEARE.....	22
7.1. GENERALITÀ E TIPI DI IMPIANTI	22
7.2. RIFIUTI PRODOTTI DA IMPIANTI DI FABBRICAZIONE	22
8. IMPIANTI DI RIGENERAZIONE DEL COMBUSTIBILE NUCLEARE	23
8.1. GENERALITÀ E TIPI DI IMPIANTI	23
8.2. PROBLEMATICHE RADIOPROTEZIONISTICHE	23
8.3. RIFIUTI PRODOTTI DA IMPIANTI DI RIGENERAZIONE.....	23
9. FUSIONE	25
9.1. GENERALITÀ.....	25

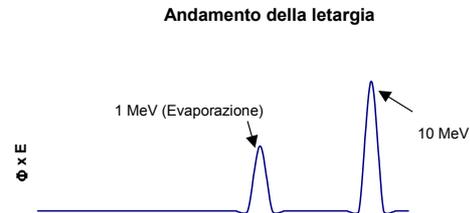
9.2.	CENTRALI A FUSIONE: GENERALITÀ	25
9.3.	FONTI DI TRIZIO NELL'IMPIANTO.....	26
9.4.	INVENTARIO DEI PRODOTTI DI ATTIVAZIONE (STUDI SU MODELLI SPERIMENTALI)	26
9.5.	RILASCI DA UN IMPIANTO A FUSIONE: GENERALITÀ.....	27
9.5.1.	<i>Rilasci da un impianto a fusione: rilasci di routine</i>	<i>27</i>
9.5.2.	<i>Rilasci da un impianto a fusione: rilasci accidentali.....</i>	<i>28</i>
9.6.	IMPATTO AMBIENTALE	28
9.7.	TRASPORTO DEL TRIZIO.....	28
9.8.	GESTIONE DEI RIFIUTI RADIOATTIVI.....	28
10.	RADIOPROTEZIONE NEGLI ACCELERATORI DI PARTICELLE AD ALTA ENERGIA.....	30
10.1.	GENERALITÀ E TIPI DI ACCELERATORI.....	30
11.	CARATTERISTICHE DEI CAMPI DI RADIAZIONE PRODOTTI DA ACCELERATORI	32
12.	CALCOLO DELLE BARRIERE	34
12.1.	SCELTA DEI MATERIALI.....	34
12.2.	CALCOLO DELLE BARRIERE: GENERALITÀ	34
12.3.	CALCOLO DELLE BARRIERE PER FOTONI	35
12.3.1.	<i>Fascio primario (fotoni).....</i>	<i>35</i>
12.3.2.	<i>Diffusa (fotoni).....</i>	<i>35</i>
12.4.	CALCOLO DELLE BARRIERE PER NEUTRONI.....	36
12.4.1.	<i>Fascio primario (neutroni).....</i>	<i>36</i>
12.4.2.	<i>Fascio riflesso (neutroni).....</i>	<i>37</i>
12.5.	SORGENTI MULTIPLE.....	37
12.6.	LABIRINTI E PORTE DI ACCESSO	37
12.7.	SKYSHINE.....	38
12.8.	REAZIONI FOTONUCLEARI NELLA TESTATA DI UN LINAC	39
12.9.	PORTE IN ACCELERATORI PER RADIOTERAPIA.....	41
13.	LEGISLAZIONE IN SOSTANZA.....	42
13.1.	DEFINIZIONI IMPORTANTI (ALLEGATO IV).....	42
13.2.	ART. 23 DETENZIONE DI MATERIE FISSILI SPECIALI, MATERIE GREZZE, MINERALI E COMBUSTIBILI NUCLEARI. ..	43
13.3.	CAPO VI	44
13.4.	PRINCIPI GENERALI PER GLI INTERVENTI	44
13.4.1.	<i>Allegato XII.....</i>	<i>44</i>
13.5.	CAPO X.....	45
13.5.1.	<i>Piano nazionale d'emergenza.....</i>	<i>45</i>
14.	LEGISLAZIONE.....	46

1. Radiazione cosmica

Consiste di particelle cariche molto energetiche (protoni, nuclei di He) originate dal sole e al di fuori del sistema solare. Quando entrano in atmosfera collidono e distruggono gli atomi producendo uno sciame di particelle di alta energia, neutroni, elettroni, γ : elettroni e γ producono a loro volta neutroni: l'intensità della radiazione cosmica dipende dalla altitudine e dalla latitudine. Il campo magnetico terrestre deflette la radiazione cosmica più efficacemente all'equatore che ai poli. Importanti sono anche le macchie solari durante la cui attività. L'atmosfera scherma dalla radiazione cosmica come circa 3 m di cemento; a partire dal suolo ogni 1500 m il contributo dosimetrico della radiazione cosmica raddoppia all'incirca: il rischio maggiore si ha a quote tra i 10000 e i 20000 metri. Le dosi in gioco sono dell'ordine di 5 mSv/anno per 1000 ore di volo.

Lo spettro energetico dei neutroni mostrato in letargia, è piatto e mostra un picco a 1 MeV, neutroni di evaporazione, e a 10 MeV.

Per determinare i vari contributi dovuti alla radiazione cosmica si sono impiegati:



Componente	Tipo di rivelatore	Detector
Tutte le componenti	Attivo	Proporzionali tessuto equivalenti Camere ionizzazione tessuto equivalenti Set di GM a bassa pressione
Radiazioni a basso LET	Attivo	Camere a ionizzazione ad alta pressione G.M. Diodi
	Passivo	TLD, Film
Radiazioni ad alto LET	Attivo	Rem Counter modificati per neutroni di alta energia Sfere di Bonner Scintillatori organici Proporzionali a protoni di rinculo
	Passivo	Rivelatori ad attivazione Emulsioni nucleari Rivelatori a bolla Rivelatori a tracce (CR 39)

Al CERN c'è una facility che riesce a simulare lo spettro dei neutroni della radiazione cosmica e che consente la taratura dei sistemi dosimetrici.

Dosimetro ANPA: un dosimetro multipurpose che misura fotoni, neutroni di bassa e alta energia, Ioni pesanti ad alta energia: è costituito da un set di rivelatori a tracce, rivelatori a bolla e dosimetri termoluminescenti. Il dosimetro a bolla copre la parte a bassa energia dello spettro neutronico, il detector a bismuto copre le alte energie; come dosimetro a tracce: LR115 con attacco comico e spark counting

1.1. Normativa specifica

1.1.1. Articolo 10 octies - Attività di volo (D.Lgs 241/2000)

- 1) Le attività lavorative di cui all'articolo 10 bis, comma 1, lettera f), che possono comportare per il personale navigante significative esposizioni alle radiazioni ionizzanti sono individuate nell'allegato I bis.
- 2) Nelle attività individuate ai sensi del comma 1, il datore di lavoro provvede a:
 - a) programmare opportunamente i turni di lavoro, e ridurre l'esposizione dei lavoratori maggiormente esposti;
 - b) fornire al personale pilota istruzioni sulle modalità di comportamento in caso di aumentata attività solare, al fine di ridurre, per quanto ragionevolmente ottenibile, la dose ai lavoratori; dette istruzioni sono informate agli orientamenti internazionali in materia;
 - c) trasmettere al Ministero della sanità le comunicazioni in cui è indicato il tipo di attività lavorativa e la relazione di cui all'articolo 10 ter; il Ministero, a richiesta, fornisce tali dati alle autorità di vigilanza e ai ministeri interessati.
- 3) Alle attività di cui al comma 1 si applicano le disposizioni del capo VIII, ad eccezione di quelle di cui all'articolo 61, comma 3, lettere a) e g) (**delimitazione delle zone**), all'articolo 62, all'articolo 63 (**imprese esterne**), all'articolo 79, comma 1, lettera b), numeri 1) e 2) (**benessere e prima verifica**), e lettera c) (**sorveglianza ambientale**), e commi 2, 3, 4 e 7 (**valutazione delle dosi individuali e**

della popolazione), all'articolo 80, comma 1, lettera a), e lettere d) ed e), limitatamente alla sorveglianza fisica della popolazione, nonché all'articolo 81, comma 1, lettera a) (**relazione di radioprotezione**). La sorveglianza medica dei lavoratori di cui al comma 1, che non siano suscettibili di superare i 6 mSv/anno di dose efficace, è assicurata, con periodicità almeno annuale, con le modalità di cui al decreto del Presidente della Repubblica 18 novembre 1988, n. 566, al decreto del Ministro dei trasporti e della navigazione del 15 settembre 1995, pubblicato nel Supplemento ordinario n. 128 alla Gazzetta Ufficiale n. 256 del 2 novembre 1995, ed alla legge 30 maggio 1995, n. 204, con oneri a carico del datore di lavoro.

- 4) Nei casi di cui al comma 1, la valutazione delle dosi viene effettuata secondo le modalità indicate nell'allegato I bis."

1.1.2. Attività di volo (D.Lgs 241/2000)

Criteri di individuazione delle attività di navigazione aerea

Sono soggette alle disposizioni del presente decreto le attività di navigazione aerea in relazione alle quali il personale navigante sia suscettibile di ricevere, per i voli effettuati, una dose efficace superiore a 1 mSv per anno solare; è considerato suscettibile di ricevere una dose efficace superiore a 1 mSv per anno solare il personale navigante che effettui voli a quote non inferiori a 8.000 metri.

Modalità di valutazione e di registrazione della dose efficace

Nel caso in cui vengano effettuati voli a quote inferiori a 15.000 metri, la valutazione della dose ricevuta dal personale navigante è effettuata mediante appositi codici di calcolo, accettati a livello internazionale e validati da misure su aeromobili in volo su almeno due rotte di lungo raggio a latitudini diverse. Nel caso in cui vengano, di regola, effettuati voli a quote uguali o superiori a 15.000 metri, la valutazione della dose efficace ricevuta dal personale navigante è eseguita oltre che avvalendosi dei suindicati codici di calcolo, mediante dispositivi di misura attivi in grado di rivelare variazioni significative di breve durata dei livelli di radiazioni ionizzanti dovuti ad attività solare.

2. Neutroni

2.1. Sezione d'urto

Quando un fascio di particelle incide su un bersaglio si hanno interazioni con elettroni e con i nuclei

$$\Delta N \propto N_a \times N \times \Delta X \Rightarrow \frac{\Delta N}{N} = -\Sigma N_a \times \Delta X$$

$$N_a = \left(\frac{\rho}{P_a} \right) \times N_A \text{ con } N_A = \text{Numero di Avogadro}$$

$$\Rightarrow \frac{\Delta N}{N} = -\Sigma \frac{\rho N_A}{P_a} \times \Delta X \Rightarrow N = N_0 \times e^{-\frac{\Sigma \rho N_A \times X}{P_a}}$$

ΔN = numero di particelle che subiscono l'interazione

Σ = sezione d'urto [cm^2]

N_a = numero di atomi per cm^3 [cm^{-3}]

N = flusso di particelle [$\text{cm}^{-2} \text{s}^{-1}$]

Δx = spessore del bersaglio (sottile)

Se il bersaglio è spesso:

a) le particelle cariche perdono energia con continuità $\Rightarrow \Sigma$ cambia \Rightarrow assorbimento non esponenziale

b) la radiazione elettromagnetica è un fenomeno sì/no $\Rightarrow \Sigma$ non cambia \Rightarrow assorbimento esponenziale

c) neutroni \Rightarrow complicazione dovuta alla presenza dei picchi di risonanza

Quando sono possibili diversi tipi di interazioni: $\Sigma_{\text{tot}} = \Sigma_j \sigma_j$

$1/\Sigma$ = libero cammino medio

2.2. Caratteristiche generali

Classificazione dei neutroni

	Termici	0.001 – 0.1 eV
Neutroni di bassa energia	Lenti	0.1 – 1000 eV
	Intermedi	1 keV – 500 keV
	Veloci	500 keV – 10 MeV
	Relativistici	10 MeV - > 100 MeV

Intensità di una sorgente di neutroni: $B = \frac{dN}{dt} [s^{-1}]$

Intensità angolare di una sorgente di neutroni: $B_\Omega = \frac{dB}{d\Omega} [s^{-1} sr^{-1}]$

Distribuzione spettrale di una sorgente di neutroni: $B_E = \frac{dB}{dE}$

Densità di flusso differenziale di neutroni: $\Phi_E = \frac{B_E}{4\pi r^2}$

2.3. Produzione di neutroni attraverso reazioni nucleari

Reazione

(α, n) : radionuclide α -emittitore mescolato con un radionuclide leggero; si sfrutta ad esempio la reazione ${}^9\text{Be}(\alpha, n){}^{12}\text{C}$ (si usa ${}^{241}\text{Am}$, ${}^{226}\text{Ra}$; spettro continuo di energia, sorgenti non molto intense energie dei neutroni fino a 11-13 MeV, energie medie \cong 4 MeV; esiste una miscela di α -emittitori che attraverso la reazione ${}^9\text{Be}(\alpha, n)$ simula uno spettro di fissione

(d, n) : ${}_Z^A X + {}_1^2 H \Rightarrow {}_{Z+1}^{A+1} Y + n + Q$ (il deutone è prodotto da un acceleratore) sono in generale le più prolifiche di neutroni¹

(p, n) : ${}_Z^A X + p \Rightarrow {}_{Z+1}^A Y + n + Q$ (il protone è prodotto da un acceleratore); meno prolifiche di neutroni alle basse energie, producono molti neutroni all'aumentare dell'energia²; le reazioni più prolifiche sono quelle indotte su Deuterio, Berillio ed elementi pesanti³

(γ, n) : ${}_Z^A X + \gamma \Rightarrow {}_Z^{A-1} X + n + Q$; ⁴ la σ di tale reazione, sopra la soglia, cresce con l'energia dei fotoni incidenti, raggiunge un massimo, poi diminuisce (risonanza gigante). Il massimo è raggiunto attorno ad energie di 20-25 MeV e nei materiali pesanti ad energie più basse (per l'uranio circa 13 MeV). La FWHM del picco di risonanza è di circa 4-10 MeV con una dipendenza complessa dal numero di massa. I fotoneutroni **prodotti da fotoni monoenergetici**, presentano poche linee discrete: si possono ottenere mescolando un γ emittitore con un elemento leggero che presenti una piccola energia di legame del neutrone. Non ci sono però molti dati sulla distribuzione di fotoneutroni prodotti da X di frenamento sopra i 25 MeV.

¹ NCRP 51 § 3.2

² NCRP 51 § 3.2

³ Problemi di radioprotezione collegati all'esercizio di un ciclotrone, a cura di M. Pelliccioni

⁴ NCRP 79 § 2.1.2

2.4. Interazioni neutroni - materia

2.4.1. Generalità

L'interazione può essere descritta dalla reazione

${}_Z^AX + n \Rightarrow {}_Z^{A+1}X^*$ si forma cioè un nucleo composto che si diseccita in tempi dell'ordine di 10^{-12} - 10^{-13} s attraverso 5 processi fondamentali

- 1) **Diffusione elastica (n, n):** in cui il nucleo rimane nello stato fondamentale: è uno dei processi più importanti per la cessione di energia da parte di neutroni con $E > 10$ MeV. La percentuale di energia trasferita in media da un neutrone a un nucleo in un urto elastico è indipendente dall'energia del neutrone e, nel caso dell'idrogeno è circa il 50%. Al crescere dello Z dell'assorbitore la percentuale cala rapidamente. La sezione d'urto decresce con continuità con l'energia del neutrone incidente salvo mostrare picchi di "diffusione di risonanza" in corrispondenza del nucleo composto, la cui diseccitazione può avvenire attraverso la semplice riemissione del neutrone.
- 2) **Diffusione anelastica (n, n' γ):** presenta una soglia pari all'energia necessaria a portare il nucleo dell'assorbitore dallo stato fondamentale al primo stato eccitato. È importante soprattutto negli assorbitori ad alto Z
- 3) **Cattura radioattiva (n, γ):** senza soglia, $\sigma \propto 1/v$, importante anche a basse energie. Importante la cattura su Idrogeno ${}_1^1H + n \Rightarrow {}_1^2H + \gamma$: produce deuterio e gamma da 2.2 MeV principale sorgente di quanti che accompagnano neutroni di bassa energia. L'intensità con cui si formano i nuclei radioattivi sarà data da

$$\Phi \times N \times \sigma_{att}$$

I nuclei che si formano sono radioattivi $\Rightarrow \frac{dn}{dt} = \Phi \times N \times \sigma_{att} - \lambda N \Rightarrow N(t) = \frac{\Phi \times N \times \sigma_{att}}{\lambda} \times (1 - e^{-\lambda t})$

- 4) **Emissione di particelle cariche e gamma (n, p) ed (n, γ)**

- 5) **Reazioni di fissione (n, f)**

Il verificarsi di uno dei processi sopra indicati dipende sostanzialmente dalla Σ del processo e quindi dall'energia del neutrone incidente e dallo Z dell'assorbitore.

2.4.2. Interazione dal punto di vista dell'assorbitore

- 1) **Nuclei leggeri (A < 25):** Diffusione elastica: nel caso dell'idrogeno, viene trasferita 1/2 dell'energia del neutrone indipendentemente dalla sua energia iniziale. La σ di diffusione elastica decresce con l'energia: sull'andamento decrescente sono sovrapposti picchi di risonanza: pertanto per termalizzare o moderare neutroni \Rightarrow materiali idrogenati che assumono grande importanza nella realizzazione di schermature per neutroni. Una volta termalizzati i neutroni subiscono cattura: la σ di cattura è maggiore a bassa energia
- 2) **Nuclei pesanti**
 - ✓ Bassa energia neutroni: diffusione elastica (viene trasferita poca energia)
Cattura di risonanza (Cadmio);
il Ferro è trasparente a neutroni con $E < 0.85$ MeV, è pertanto utile a portare rapidamente l'energia al di sotto del MeV poi servono materiali idrogenati
 - ✓ Energie intermedie dei neutroni: diffusione anelastica, cattura
 - ✓ Energie > 1 MeV: diffusione anelastica, emissione di particelle cariche
 - ✓ Energie > 10 MeV: (2, 2n) (n, n p) (n, 3n) (n, α)

Le curve di attenuazione in termini di dose mostrano che l'attenuazione di neutroni in cattiva geometria possono essere descritte mediante esponenziali o somme di esponenziali; può pertanto essere introdotta una Σ macroscopia o di rimozione, utilizzabile nel calcolo delle schermature, che esprime la probabilità che un neutrone sia definitivamente rimosso dal fascio.

Tipici SEV di neutroni in H₂O:

Neutroni termici	Qualche centimetro
Neutroni da 1 MeV	Circa 3 cm
Neutroni di fissione	Circa 7 cm
Neutroni da 10 MeV	Circa 14 cm

2.4.3. Interazione dal punto di vista dell'energia del neutrone incidente

- 1) **E < 2 MeV:** diffusione elastica su nuclei leggeri (soprattutto H): i neutroni vengono rallentati fino ad essere assorbiti definitivamente con assorbimento di risonanza o cattura. Nella diffusione elastica il nucleo bersaglio resta sullo stato fondamentale, rincula, trasportando, nel caso di H circa il 90% dell'energia ceduta dal neutrone. Nel fenomeno di cattura ha rilievo la cattura per risonanza: il neutrone viene assorbito preferenzialmente quando ha una energia uguale a quella di un livello eccitato. All'assorbimento per risonanza è associata l'emissione γ dovuta alla diseccitazione, oppure l'emissione di un neutrone. La cattura non ha soglia ed è importante a basse energie.

- 2) **2MeV < E < 10MeV**: Diffusione elastica ed anelastica che tendono a degradare lo spettro in energia. Nella diffusione anelastica ($n, n' \gamma$) n' è emesso con Energia cinetica < di quella di n
- 3) **E > 10 MeV**: Reazioni Nucleari (n, p) (n, α)

2.4.4. Kerma e dose assorbita in un campo di radiazione neutronica

⁵Nel caso dei neutroni le particelle cariche messe in moto sono essenzialmente protoni e, in minor misura, altri nuclei del materiale che si trova nel campo neutronico. Ad esempio in tessuto molle:

- ✓ nell'intervallo 1 eV - 100 eV l'energia è trasferita soprattutto attraverso la reazione $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$
- ✓ per energie maggiori di 100 eV l'energia è trasferita soprattutto attraverso urti elastici su Idrogeno

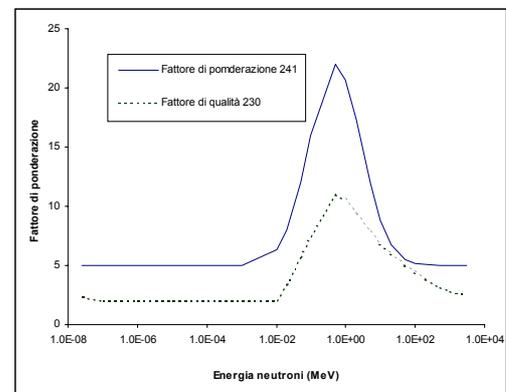
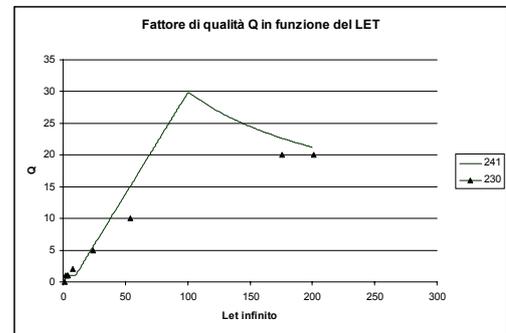
La somma di tutti i contributi da una curva continua di kerma con un minimo attorno a 30 eV.

La relazione tra kerma e dose non è semplice e lo diventa solo in caso di equilibrio di particelle cariche, equilibrio che, visti i percorsi di protoni e nuclei di rinculo, è quasi sempre verificato. Si noti che l'energia portata via dai γ non è contemplata dalla definizione di kerma. Il rapporto tra energia ceduta ai γ e alle particelle cariche è > 1 per neutroni con energia < 100 eV e maggiore di 10 MeV. La conoscenza della dose assorbita in un punto non è sufficiente a determinare gli effetti biologici perché questi sono legati al Let della radiazione corpuscolare associata.

Modifiche Dlgs230/Dlgs 241

E' noto l'andamento del Q (ora **fattore di ponderazione**) in funzione del LET_∞ : **come si può vedere è notevolmente aumentato (ICRP 60)**.

Questa modifica nel fattore di qualità cambia il valore del Q (che mi fa passare da dose a dose equivalente) delle particelle cariche associate all'interazione neutroni con i tessuti. Per passare dai dati di fluensa di dose ai dati di dose equivalente ($H_p(10)$) devo tenere conto di tali modifiche



⁵ U. Amaldi, Fisica delle radiazioni, pag 527

3. Rivelatori per neutroni

Il problema è costituito dal fatto che il fattore di qualità varia con l'energia e nel fatto che c'è sempre o quasi una componente gamma da discriminare.

3.1. Rivelazione di neutroni termici

Problema risolto: si può impiegare un contatore proporzionale utilizzando come gas di riempimento BF_3 arricchito di ^{10}B che sfrutta una elevata σ_{catt} per la reazione $^{10}\text{B} + n \rightarrow ^7\text{Li} + \alpha$. Sono poco sensibili ai γ (la σ_γ è bassa, gli impulsi sono più piccoli anche perché i gamma non perdono tutta la loro energia nel contatore), sono poco sensibili ai veloci perché la σ della reazione va come $1/v$. Consentono una misura di fluensa o di densità di flusso da cui è possibile risalire alla dose. Lo svantaggio è la tendenza a dissociarsi. In alternativa si può impiegare un proporzionale riempito con ^3He che presenta una elevata σ per la reazione (n, p)

3.2. Rivelazione di neutroni non termici

Metodi per determinare la fluensa o la densità di flusso

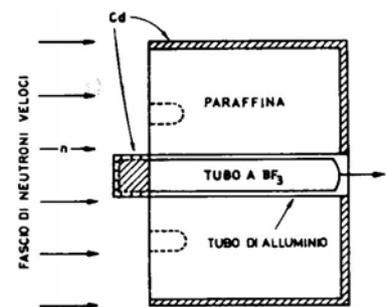
Metodi per determinare la dose assorbita

Metodi per determinare la dose equivalente assorbita

3.2.1. Metodi per determinare la fluensa o la densità di flusso

Per passare alla dose, le informazioni vanno integrate dalle informazioni relative allo spettro.

- Contatore proporzionale con moderatore:** rivela, di fatto i termici; il più comune è un proporzionale al BF_3 arricchito di ^{10}B immerso in un moderatore di paraffina di forma sferica o cilindrica. Agendo sulle dimensioni e sullo spessore è possibile avere anche informazioni grossolane sullo spettro in energia. Se la geometria è sferica la risposta è isotropa. Rivelano neutroni con $20 \text{ keV} < E < 20 \text{ MeV}$. Utilizzando un certo numero di questi contatori (tra 3 e 5) realizzati con moderatori sferici di vari diametri e combinando le risposte, si riesce ad ottenere un sistema la cui risposta in termini di fluensa risulta indipendente dall'energia da 0.1 eV a 5-8 MeV (**tecnica multisfere: si impiegano anche Scintillatori LiI e TLD**).
- Long counter:** consiste di un proporzionale al BF_3 inserito lungo l'asse di un moderatore cilindrico di forma opportuna. Quando viene esposto a neutroni veloci non monoenergetici, i neutroni di più alta energia vengono termalizzati e quindi rilevati a una profondità maggiore di quelli ad energia più bassa ma ciò non varia la risposta grazie alla geometria del rivelatore. Le parti esterne del moderatore e la base anteriore sono protette da Cd che assorbe i termici. La faccia anteriore presenta fori che, limitando la probabilità che neutroni di bassa energia siano diffusi all'indietro, migliorano la risposta del rivelatore alle basse energie. La risposta in funzione dell'energia è abbastanza piatta in un ampio intervallo energetico. La risposta è ovviamente anisotropa
- Proporzionali a protoni di rinculo:** sono contatori proporzionali riempiti con un gas ad elevato contenuto di idrogeno; inoltre poiché in tessuto la dose da neutroni veloci deriva principalmente dai protoni di rinculo, è possibile sfruttare rivelatori di questo tipo per misure approssimate di dose assorbita o equivalente dovuta a neutroni veloci (sfruttano la reazione n, p).
- Emulsioni nucleari:** hanno spessore maggiore, contengono grani di BrAg molto più piccoli e in numero maggiore di quello presente nelle pellicole per fotoni e materiali idrogenati per sfruttare la reazione (n, p) ; i protoni di rinculo prodotti nell'interazione con H, producono l'immagine latente. Vanno bene per $0.5 \text{ MeV} < E < 14 \text{ MeV}$. Il limite inferiore è determinato dal fatto che per vedere 1 traccia devono essere impressionati almeno 3 grani, per impressionare 3 grani ci vuole un protone da almeno 0.25 MeV, in un urto elastico un neutrone trasferisce in media al protone $\frac{1}{2}$ della sua energia. Le emulsioni nucleari presentano fading elevato, risposta anisotropa e sono sensibili anche ai gamma che anneriscono la pellicola e rendono difficile la lettura. Inoltre la reazione $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$ che interessa i termici, crea tracce non dovute ai veloci. Per leggere le tracce è necessario effettuare un gran numero di conteggi casuali per ridurre l'errore statistico della lettura.



3.2.2. Metodi per determinare la dose assorbita

- Camera a ionizzazione tessuto equivalente:** il problema è costituito dal fatto che le particelle cariche hanno percorsi estremamente brevi, e dal campo γ associato. Per risolvere quest'ultimo problema si impiegano due camere, una poco sensibile ai neutroni, l'altra tessuto equivalente e quindi sensibile sia ai neutroni che ai γ . Dette R_t e R_u le risposte dei due strumenti al campo misto normalizzate ai gamma impiegati per la taratura:

$$R_t = K_t D_n + h_t D_\gamma$$

$$R_u = K_u D_n + h_u D_\gamma$$

In cui h e K rappresentano i fattori di peso delle sensibilità relative a neutroni e gamma delle due camere: si ottiene pertanto un sistema di 2 equazioni in due incognite da cui si possono trovare i contributi D_n e D_γ

Come dosimetro sensibile alle due componenti si impiega una camera a ionizzazione, come seconda camera una camera con gas di riempimento a basso contenuto di idrogeno

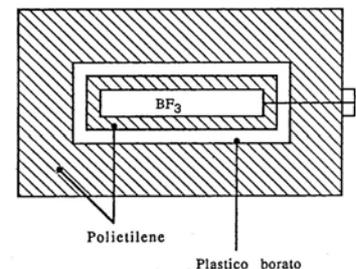
Resta da considerare la non perfetta equivalenza tra le plastiche e i gas tessuto - equivalenti da una parte e il tessuto dall'altro: il contenuto di idrogeno dovrebbe essere lo stesso e pertanto il valore di dose assorbita ricavato deve essere corretto per il rapporto tra i fattori di kerma nei due materiali (tessuto e plastico tessuto equivalente)

- b) **Contatore di HURST:** è un contatore proporzionale realizzato con pareti di polietilene e riempito di etilene a pressione atmosferica. E' sensibile ai γ che però danno un impulso molto più basso. Inoltre la sua insensibilità ai γ è legata principalmente alla $\Sigma\gamma$ dei materiali idrogenati. E' sostanzialmente un contatore a protoni di rinculo: i neutroni di bassa energia danno un impulso estremamente basso
- c) **Scintillatori:** ${}^6\text{LiI}$ attivati all'europio: sfruttano la reazione ${}^6\text{Li}(n, \alpha){}^3\text{H}$: sia la particella α che il trizio danno un segnale forte. Vanno bene soprattutto per i termici ed hanno una buona discriminazione dai γ ; scintillatori contenenti materiali idrogenati (ad esempio plastici)

3.2.3. Metodi per determinare la dose equivalente assorbita

Lo strumento ideale dovrebbe avere una risposta in funzione dell'energia correlata alla dose equivalente per unità di fluenza.

- a) **Camere PTEC (Proportional tissue equivalent chamber):** consentono di misurare il rilascio di energia in un volume che simula le dimensioni cellulari, forniscono uno spettro di distribuzione del LET e consentono pertanto di valutare la dose equivalente assorbita
- b) **REM counter:** è il più diffuso: proporzionale al BF_3 circondato da un moderatore di polietilene cilindrico, all'interno del quale è inserito un plastico borato (quest'ultimo è forato in modo da ridurre la capacità assorbimento ed ha la funzione di assorbire una parte di termici al fine di ottenere la risposta desiderata). E' insensibile ai γ e agendo opportunamente sullo spessore del polietilene e sulla trasparenza del plastico, si riesce ad ottenere una buona risposta nell'intervallo 20 keV - 14 MeV o, nei più recenti, tra 0.025 eV e 17 MeV: N.B. per energie 10-50 keV sovrastima di un fattore compreso tra 3 e 5. Dietro le barriere, avendo a che fare con spettri continui di neutroni, l'errore è almeno del 10-20% dipendentemente dalla distribuzione energetica. Inoltre la dose efficace dipende dal tipo di irradiazione (A-P, P-A, LL) e con fasci monodirezionali esistono differenze anche di un fattore 10 sotto il MeV
- c) **LiI(Eu):** è un rem counter costituito da una sfera di Polietilene di $\cong 30$ cm di diametro. Si sfrutta l'elevata Σ della reazione ${}^6\text{Li}(n, \alpha){}^3\text{H}$. Va bene fino a 100 MeV ma è sensibile ai γ .
- d) **Contatore di Rossi:** è un proporzionale di forma sferica, le cui pareti sono realizzate in materiale tessuto equivalente, riempito di gas tessuto equivalente a bassa pressione. Si sfrutta l'interazione dei neutroni con le pareti del rivelatore; i protoni di rinculo attraversano il gas depositandovi una piccola quantità di energia e mantenendo praticamente invariato il LET. In queste condizioni l'energia persa è proporzionale al LET dei protoni di rinculo e l'energia persa nel volume sensibile dipende dalla lunghezza delle tracce. Lo spettro delle ampiezze degli impulsi può essere convertito in una curva della distribuzione della dose in funzione del LET. In pratica i neutroni veloci arrivano sulle pareti con un certo spettro: si originano protoni di rinculo con un certo spettro energetico; ciascun protone genera tracce di lunghezza diversa dipendentemente dal suo LET e ciascun protone darà origine ad un impulso diverso proporzionale alla sua energia.



3.3. Metodi spettrometrici

Rivelatori ad attivazione: $A_t = \Phi \times \sigma_{att} \times N \times (1 - e^{-\lambda t})$ a condizione che il bersaglio sia sottile.

- ✓ Per rivelare i termici: metodo della differenza con il Cd: a partire da misure di attività su uguali foglie di un materiale ad alta σ di cattura per i termici e una circondata da uno spessore di Cd di dimensioni tali da assorbire tutti i termici con $E < 0.4$ eV, senza disturbare i neutroni di energia superiore. Si risale all'attivazione indotta dai soli termici sottraendo dall'attività della foglia non rivestita, quella misurata sulla foglia coperta di Cd moltiplicata per un fattore correttivo dipendente dal tipo e dal peso della foglia e dallo spessore di Cd utilizzato.
- ✓ Target che presentano risonanze impiegate per energie $>$ cut off del Cd fino a 1 keV
- ✓ Rivelatori a soglia: si usano per ottenere misure di flusso integrato di neutroni con energia maggiore della soglia. Usando rivelatori con soglie diverse è possibile effettuare una sorta di spettrometria neutronica

Sfere di Bonner⁶: palle di polietilene con la centro un rivelatore attivo (BF_3 o ^3He) o un rivelatore passivo (indio). Le sfere di Bonner presentano risposte diverse a seconda delle loro dimensioni e i risultati sono trattabili con metodi di deconvoluzione ottenendo spettri con bassa risoluzione ma comunque adeguati a scopi radioprotezionistici.

⁷**Telescopio**: dispositivo che produce protoni di rinculo e 1 o 2 rivelatori: si misura l'energia del protone di rinculo e si risale all'energia del neutrone

⁸**Tecnica dei tempi di volo**: quando si impiega un fascio pulsato, si misura il tempo impiegato dal neutrone a percorrere una certa distanza e con la dinamica si risale all'energia del neutrone

⁹Nelle misure di neutroni dovuti ad acceleratori medicali, è sufficiente dividere lo spettro neutronico in due categorie: termici e veloci.

Fuori della sala possono essere impiegati possono essere impiegati proporzionali al BF_3 ma non dentro a causa dei flussi troppo elevati

Per misure e/o mappature all'interno della sala:

Rivelatori ad attivazione non moderati (n, p), (n, α), ($n, 2n$) (per neutroni termici: spesso ricoperti di Cd)

⁶ C. Birattari et al, Il progetto ciclotrone per usi biomedici di Milano: valutazione sulla attivazione indotta nell'aria, INFN/TC-84/29

⁷ C. Birattari et al, Il progetto ciclotrone per usi biomedici di Milano: valutazione sulla attivazione indotta nell'aria, INFN/TC-84/29

⁸ C. Birattari et al, Il progetto ciclotrone per usi biomedici di Milano: valutazione sulla attivazione indotta nell'aria, INFN/TC-84/29

⁹ NCRP 79

4. Dosimetria personale per neutroni

Tuttora largamente insoddisfacente, soprattutto nel range intermedio di energie.

4.1. Dosimetria personale per neutroni termici e lenti

Metodi densitometrici¹⁰: emulsioni fotografiche con 2 filtri: il filtro di Sn (bassa σ di cattura) fa passare i lenti ma attenua i γ di bassa energia, il filtro di Cd (alta σ di cattura) arresta i lenti e riduce i γ più o meno come quello di Sn. In assenza di termici i due annerimenti sono più o meno simili, in presenza di termici risulta più annerita l'emulsione sotto il filtro di Cd a seguito dell'emissione γ dovuta alla cattura; minima dose rilevabile > 0.10 mSv. Il metodo è basato su una tecnica densitometrica e impiega pellicole per radiazione gamma.

Metodi basati sul conteggio di tracce¹¹: emulsioni fotografiche con sensibilità piuttosto bassa se ci si limita a contare le tracce dei protoni emessi nella reazione $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$. Aggiungendo all'emulsione materiali con elevata σ di cattura per i termici e conseguente emissione di particelle cariche pesanti (ad esempio α) si può aumentare la sensibilità del metodo. Con dosimetri che contengono un filtro di Cd e una finestra aperta è possibile stimare il flusso dei termici mediante un conteggio differenziale delle tracce. Le tracce sotto il Cd sono dovute solo ai veloci, le tracce sotto la finestra aperta sono dovute a veloci + termici; la differenza di tracce fornisce il contributo dei termici

TLD: il ^6Li può essere utilizzato per la rivelazione dei termici per i quali ha una buona risposta (è sensibile anche ai γ)

4.2. Dosimetria personale per neutroni veloci

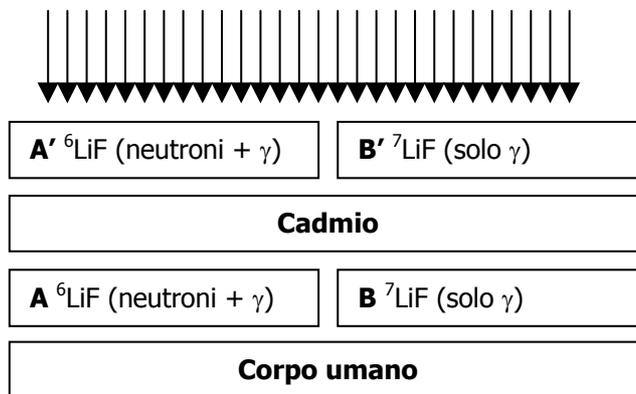
a) Emulsioni nucleari: contengono grani di BrAg molto più piccoli e in numero maggiore di quello presente nelle pellicole per fotoni; i protoni di rinculo prodotti nell'interazione con H, producono l'immagine latente. Vanno bene per $0.5 \text{ MeV} < E < 14 \text{ MeV}$. Il limite inferiore è determinato dal fatto che per vedere 1 traccia devono essere impressionati almeno 3 grani, per impressionare 3 grani ci vuole un protone da almeno 0.25 MeV , in un urto elastico un neutrone trasferisce in media al protone $\frac{1}{2}$ della sua energia. Le emulsioni nucleari presentano fading elevato e sono sensibili anche ai gamma che anneriscono la pellicola e rendono difficile la lettura. Inoltre la reazione $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$ che interessa i termici, crea tracce non dovute ai veloci. Per energie $>$ dei termici e $<$ di 0.5 MeV la dosimetria con emulsioni fotografiche non può essere impiegata.

b) Rivelatori a tracce: si contano le tracce dovute ai protoni di rinculo o ai prodotti di fissione. Prima di essere contate, le tracce vengono amplificate con uno sviluppo elettrochimico. Dal numero di tracce contate si risale alla grandezza dosimetrica di interesse.

Cr-39: si contano le tracce dei protoni di rinculo generati da neutroni con energia maggiore di qualche decina di keV. Si effettua lo sviluppo elettrochimico basato su un attacco di soda e spark counter. La risposta è buona e se si usa l'attacco elettrochimico presenta una minore dipendenza dall'energia (va bene da 100 keV a $1-10 \text{ MeV}$: dipende dal livello di accuratezza richiesto): LDA $\cong 0.20$ mSv, fading trascurabile, risposta ai γ trascurabile. Può essere accoppiato ad un dosimetro ad albedo. **Inconveniente**: Risposta anisotropa

c) Dosimetro ad albedo¹²: sfrutta il fatto che appoggiando sul corpo un rivelatore sensibile ai termici, dalla flukenza dei termici riflessi è possibile determinare la dose dovuta ai veloci incidenti. Sono indicati i

^6LiF che sfruttano la reazione $^6\text{Li}(n, \alpha)^3\text{He}$; per discriminare i γ i ^6LiF sono accoppiati ai ^7LiF . Poiché si è interessati a rilevare i soli termici retrodiffusi, è necessario sottrarre i termici incidenti con il campo primario di veloci. Ciò si ottiene con uno spessore di Cd o plastico borato che assorbe i neutroni termici; per tenere conto della piccola superficie dello schermo di Cd che non impedisce che una piccola frazione di termici arrivi sul ^6LiF inferiore è necessario apportare una correzione che si ottiene dalla lettura di una seconda coppia $^6\text{LiF}/^7\text{LiF}$. Quindi: si ricavano per differenza i due contributi neutronici (sopra e sotto) e quindi dal ^6LiF inferiore si sottrae una frazione della lettura dei ^6LiF superiore (quella che si ipotizza poter essere vista anche dal ^6LiF inferiore). Dividendo poi per il fattore di calibrazione si ottiene la risposta dovuta ai veloci. La risposta angolare è anisotropa, non va molto bene per ener-



$$L_N = L_B - L_A \text{ mi da la componente depurata dai } \gamma$$

$$L_{N'} = L_{B'} - L_{A'} \text{ mi da la componente depurata dai } \gamma$$

¹⁰ CNEN, Elementi di Fisica Sanitaria, 1971 pag. 203

¹¹ CNEN, Elementi di Fisica Sanitaria, 1971 pag. 203

¹² M. Pelliccioni, Fondamenti Fisici della radioprotezione, 1989 pag.318

gie > 100 keV dal momento che all'aumentare dell'energia dei veloci incidenti diminuisce la frazione retrodiffusa. La determinazione della frazione della lettura dei ${}^6\text{Li}$ superiori, costituisce il problema maggiore dal momento che questa frazione può cambiare anche di 2 ordini di grandezza quando l'energia passa da qualche keV a 14 MeV.

5. Uranio e Attinidi

5.1. Uranio

Uranio naturale

U-238	U-234	U-235
99.2745 %	0.0055 %	0.72 %

In pratica l'uranio impoverito contiene più U-238 rispetto alla composizione naturale: ciò è dovuto al fatto che il D.U. è il prodotto di scarto del processo di arricchimento dell'uranio che per essere fissile deve essere arricchito di U-235 (l'U-234 segue l'U-235 nel processo di arricchimento). **In pratica il DU contiene quasi esclusivamente U-238.**

^{13,14}Tossicità

Meno di 1 g di polvere di uranio solubile inalata costituisce la dose letale media per l'uomo (50% di mortalità)

Composti solubili: L'intake dei composti di **uranio solubili** è limitato dalla sua tossicità chimica più dalla sua radiotossicità: la tossicità chimica dei composti di **uranio solubili** è assimilabile a quella del Piombo solubile.

Per composti di **uranio** l'organo bersaglio per tossicità chimica è il rene: il danno ai tessuti porta a insufficienza renale e alla comparsa di proteine, glucosio e creatinina nelle urine;

Composti insolubili: per composti insolubili (**UO₂** e **U₃O₈**) l'intake è limitato dalla radiotossicità.

Determinazioni analitiche possibili:

Total Body : indicato solo per evidenziare la presenza di U-235, misura effettuata sull'emissione gamma. Tipica sensibilità: 200 Bq sul U-235.

Spettrometria su campioni biologici dopo separazione radiochimica: . Tipica sensibilità: 0.01 Bq/l

Provvedimenti sanitari possibili (1): la somministrazione di bicarbonato di sodio aumenta l'escrezione urinaria di Uranio

¹⁵Le particelle di uranio possono entrare nell'organismo principalmente attraverso il naso o la bocca. Dipendentemente dalle loro dimensioni alcune particelle possono essere esalate, altre si possono depositare nelle vie aeree superiori (naso, bocca, albero bronchiale), altre possono arrivare a depositarsi nei polmoni. La maggior parte delle particelle di diametro maggiore di qualche micron vengono "filtrate" dal naso e non raggiungono il polmone. La maggior parte delle particelle che si depositano nelle vie aeree superiori sono intrappolate dalle mucose e sono ingerite nel giro di poche ore. La maggior parte delle particelle che arrivano ai polmoni, sono inglobate da cellule mobili (macrofagi) simili ai globuli bianchi. Le particelle di polvere possono essere veicolate dai macrofagi fino all'albero bronchiale e da qui, tramite le mucose, al sistema digestivo, ma questo è un processo lento e pertanto alcune particelle possono restare nei polmoni per tempi molto lunghi, dell'ordine degli anni. Una piccola frazione di particelle depositate nei polmoni possono essere trasferite ai linfonodi dove probabilmente restano sino alla loro dissoluzione. Comunque, sia nel caso restino nei polmoni, sia nel caso vengano trasferiti ai linfonodi, le particelle di ossido di uranio si dissolvono lentamente e vengono assorbite dal sangue: infatti persino materiali generalmente ritenuti insolubili all'interno dei polmoni si solubilizzano in una certa misura se sono di dimensioni adeguatamente piccole. Quando i composti di uranio vengono ingeriti, l'assorbimento intestinale risulta lento anche se l'uranio è in forma solubile.

La maggior parte dell'uranio assorbito dal sangue viene escreto rapidamente, principalmente attraverso le urine: circa il 65% viene escreto nella primo giorno successivo all'incorporazione, mentre un altro 10% viene escreto nella prima settimana seguente l'incorporazione. Dopo circa 1 anno ogni giorno viene escreta una frazione pari a circa lo 0.002% al giorno della quantità di uranio trasferita al sangue. L'uranio che non viene rapidamente escreto attraverso le urine si deposita in vari organi. In particolare:

- ✓ circa il 10 % si deposita nelle reni e poiché le reni sono relativamente piccole (circa 300 g nell'adulto), in tali organi la concentrazione di uranio può essere superiore a quella riscontrata in altri distretti corporei. La maggior parte dell'uranio depositato nelle reni vi resta per periodi relativamente brevi: dopo tre mesi è solo circa lo 0.1 % di quello trasferito alle reni dal sangue;
- ✓ circa il 15% si deposita nell'osso, ma poiché la massa ossea è molto maggiore di quella delle reni, la concentrazione di Uranio nel tessuto osseo risulta di gran lunga inferiore a quella nelle reni. L'uranio viene rimosso dall'osso più lentamente: infatti dopo 5 anni vi è presente solo qualche percento della quantità di Uranio trasferita ma dopo 25 anni vi è ancora presente circa l'1 %.

¹³ ICRP Publication 78, Individual monitoring for internal exposure of workers (replacement of ICRP Publication 54), 1997

¹⁴ C. Cantaluppi, S. Degetto, Usi civili e militari dell'uranio impoverito, Atti del XXXI congresso nazionale AIRP, 20-22/9/2000 Ancona

¹⁵ NRPB

Allo stato attuale, la determinazione di uranio nelle urine è potenzialmente il metodo più sensibile per determinare la quantità di uranio inalato, a condizione di conoscere con precisione il tempo trascorso dalla possibile incorporazione. Va però segnalato che anche a tale metodica sono connesse diverse incertezze legate, per esempio, alla mancanza di informazioni precise relative al tipo di aerosol inalato e al livello di solubilità dell'Uranio; un altro problema è costituito dal fatto che naturalmente viene escreto attraverso le urine uranio incorporato attraverso il cibo e l'acqua. Tipicamente possono essere escreti da 0.01 a 0.4 microgrammi/giorno di uranio attraverso le urine.

5.2. Torio

¹⁶Il torio assorbito dal sangue \Rightarrow fegato e scheletro

La determinazione in vivo di ²²⁸Th e ²³²Th presenta problemi: vengono rilevati attraverso l'emissione γ dei prodotti

²²⁸Th: Separazione radiochimica e spettrometria α su urine e feci ai limiti della applicabilità dipendentemente dalla forma chimica

²³²Th: Separazione radiochimica e spettrometria α su urine e feci

5.3. Nettunio

¹⁷Il nettunio assorbito dal sangue \Rightarrow fegato e scheletro

La determinazione in vivo di ²²⁸Th e ²³²Th presenta problemi: vengono rilevati attraverso l'emissione γ dei prodotti; separazione radiochimica e spettrometria α su urine e feci

5.4. Plutonio

¹⁸Il plutonio assorbito dal sangue \Rightarrow fegato e scheletro

La somministrazione di DTPA aumenta l'escrezione urinaria. La misura in vivo non presenta sensibilità sufficiente per il routine monitoring, ma può essere utile in indagini particolari. Meglio impiegare analisi sugli escreti per il routine monitoring. I risultati sono interpretabili con difficoltà soprattutto per code dovute a incorporazioni precedenti e in caso di somministrazione di DTPA. Si possono impiegare i risultati della misura di contaminazione in aria per stimare l'esposizione di gruppi di lavoratori. Il programma di monitoraggio si basa su una combinazione di indagini su escreti, misure in vivo, misure ambientali. Possono essere impiegati anche campionatori d'aria individuali che consentono di individuare l'AMAD e la forma chimica dell'inspirato. Separazione radiochimica e spettrometria α su urine, spettrometria di massa.

La misura in vivo (nei polmoni) del Pu inalato dipende da numerosi fattori: la composizione isotopica, la distribuzione delle particelle nei polmoni, la natura e lo spessore del tessuto soprastante, la presenza di altri radionuclidi nell'organismo. Sono stati progettati rivelatori particolari per tale scopo con risultati contraddittori. Il metodo più sensibile consiste in un array di rivelatori posti a contatto con il torace: è richiesta una taratura accurata del sistema e avere fattori di taratura diversi in funzione delle dimensioni toraciche del soggetto (devono essere rivelati fotoni di bassa energia). In alcune circostanze il Pu contiene ²⁴¹Am che può essere impiegato come tracciante.

5.5. Americio

¹⁹L'americio assorbito dal sangue \Rightarrow fegato e scheletro; La somministrazione di DTPA aumenta l'escrezione urinaria.

Misura su urine e feci attraverso analisi radiochimica e spettrometria α . La misura diretta in vivo ha sensibilità adeguata solo per evidenziare intake dell'ordine dei limiti annuali e non per misure di routine monitoring.

5.6. Curio

²⁰Il curio assorbito dal sangue \Rightarrow fegato e scheletro; la somministrazione di DTPA aumenta l'escrezione urinaria. Misura su urine e feci attraverso analisi radiochimica e spettrometria α . La misura diretta in vivo non ha sensibilità adeguata

5.7. Californio

²¹Il Californio assorbito dal sangue \Rightarrow fegato e scheletro

La somministrazione di DTPA aumenta l'escrezione urinaria.

Misura su urine e feci attraverso analisi radiochimica e spettrometria α . La misura diretta in vivo non ha sensibilità adeguata per il routine monitoring

¹⁶ ICRP 78

¹⁷ ICRP 78

¹⁸ ICRP 78

¹⁹ ICRP 78

²⁰ ICRP 78

²¹ ICRP 78

6. Fissione e Centrali Nucleari

6.1. Fissione

²²Si consideri ²³⁵U che catturi un neutrone **termico**:

✓ $^{235}\text{U} + n \rightarrow ^{236}\text{U}$ (stabile) nel 15% dei casi

✓ $^{235}\text{U} + n \rightarrow$ due frammenti di fissione con emissione β , γ e neutrini. I β e i γ sono immediati e si portano via:

$$\cong 9 \text{ MeV/fissione i } \beta; \cong 7 \text{ MeV/Fissione i } \gamma$$

I prodotti di fissione hanno un eccesso di neutroni e quindi risultano instabili. Ne segue una produzione di neutroni (nel caso del ²³⁵U circa 2.5 neutroni/Fissione) di cui il 99% emesso isotropicamente all'atto della fissione o subito dopo (neutroni immediati): l'energia è compresa tra 0 e 17 MeV, l'energia media è di circa 0.5 MeV. Altri neutroni vengono emessi con ritardo fino a qualche minuto (neutroni ritardati) e vengono classificati in 6 gruppi, ciascuno caratterizzato da un suo $T_{1/2}$.

Il processo di decadimento neutronico (associato ad emissione β e γ) porta i nuclei su uno stato stabile; vengono rilasciati circa 200 MeV/Fissione di cui 165 MeV sono portati via dai prodotti di fissione.

Il fenomeno della fissione, in considerazione dell'andamento dell'energia di legame per nucleone in funzione del numero di massa, può essere visto anche da questo punto di vista:

per $A=230$ l'energia di legame del nucleo è di circa 1940 MeV

per $A=115$ l'energia di legame del nucleo è di circa 1740 MeV

Il passaggio da $A=230$ ad $A=115$ è pertanto energeticamente favorito con una perdita di energia pari appunto a circa 200 MeV

6.2. Processi di fissione

²³Il fenomeno si verifica con molti elementi con $Z > 73$, anche in maniera naturale. Trae origine dal fatto che per effetto della cattura di un neutrone, il nucleo acquista energia e si porta su uno stato eccitato con oscillazioni attorno alla struttura di equilibrio dovute all'azione attrattiva delle forze nucleari e repulsiva delle forze coulombiane; la fissione avviene al prevalere delle forze repulsive.

Per gli elementi fissili è sufficiente la presenza di un neutrone termico in prossimità del nucleo per iniziare la fissione; per altri elementi è presente una soglia. Secondo la meccanica ondulatoria esiste una probabilità diversa da 0 che la fissione si verifichi anche in maniera spontanea.

Solo gli elementi fissili (²³³U, ²³⁵U, ²³⁹Pu) possono dare luogo ad una reazione a catena del tipo di quella utilizzabile in un reattore.

6.3. Resa di fissione

²⁴Si intende la % degli eventi di fissione il cui risultato è la produzione di un determinato elemento. La fissione indotta da neutroni termici da risultati asimmetrici, nel senso che i frammenti risultanti hanno masse disuguali. La fissione indotta da neutroni veloci ha una probabilità maggiore di produrre frammenti di massa identica.

6.4. Intensità di fissione

²⁵Si intende il numero di fissioni per secondo in una determinata sostanza. Dipende linearmente dalla sezione d'urto di fissione.

$$R_f = \Phi \times \sigma_f \times N$$

²² CNEN, ELEMENTI DI FISICA SANITARIA, 1971 pag. 392

²³ CNEN, ELEMENTI DI FISICA SANITARIA, 1971 pag. 394

²⁴ CNEN, ELEMENTI DI FISICA SANITARIA, 1971 pag. 395

²⁵ CNEN, ELEMENTI DI FISICA SANITARIA, 1971 pag. 396

6.5. Reattori Nucleari

²⁶E' un sistema in cui viene realizzata una reazione a catena in grado di autosostenersi. La complessità della struttura deriva dalla necessità di assicurare che almeno un neutrone emesso provochi a sua volta una fissione, dall'altro che l'intensità di fissione sia controllata e regolabile nel tempo.

I reattori possono essere classificati in relazione al tipo di neutroni che inducono la fissione in:

Termici, Intermedi, Veloci

I reattori possono essere classificati in relazione allo scopo in

Reattori di ricerca, di produzione o autofertilizzanti ($^{238}\text{U} \rightarrow ^{239}\text{Pu}$, $^{232}\text{Th} \rightarrow ^{233}\text{U}$), di potenza

6.5.1. Componenti dei Reattori Nucleari

²⁷**Nocciolo:** contiene il combustibile nucleare e, nei reattori termici, il moderatore; vi si sviluppa il calore e vi si producono i neutroni.

Moderatore: ha la funzione di rallentare i neutroni attraverso urti elastici su materiali a basso Z (H_2O , D_2O , Be, BeO, C); nei reattori termici sta nel nocciolo stesso.

Refrigerante: fluido che sottrae calore e mantiene la temperatura nei range operativi (Gas, Liquidi)

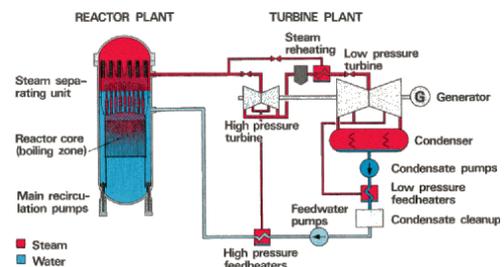
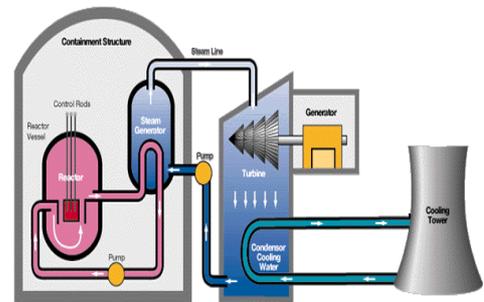
Riflettore: componente che circonda il nocciolo con la funzione di ridurre, per retrodiffusione, la perdita di neutroni. E' costituito da elementi a bassa σ di assorbimento

Sistema di controllo: sistema che regola l'innesco e lo spegnimento del reattore attraverso barre di controllo ad alta σ di cattura

Schermature

²⁸**Reattore ad acqua in pressione (PWR):** il più comune al mondo ed è stato sviluppata originariamente negli USA per la propulsione nucleare dei sottomarini. L'acqua, ad alta pressione (circa 150 bar), costituisce il moderatore per i neutroni e contemporaneamente e' il fluido termodinamico per il raffreddamento. L'acqua a causa della pressione non bolle e, per mezzo di uno scambiatore di calore, genera, in un circuito secondario, vapore alla pressione di circa 70 bar alla temperatura di 280 gradi centigradi. Tale vapore viene inviato alle turbine che azionano i generatori elettrici. Il reattore e' contenuto in un edificio a tenuta e la potenza può variare da 300MW a 1300MW.

²⁹**Reattore ad acqua bollente (BWR):** Un reattore BWR è un reattore PWR senza il generatore di vapore. L'acqua, con la doppia funzione di moderatore e di fluido refrigerante, alla pressione di circa 70 bar è pompata all'interno del nocciolo. Una parte dell'acqua e' trasformata in vapore che aziona le turbine. I reattori BWR presentano lo svantaggio di avere un singolo circuito di raffreddamento per cui il vapore che arriva alle turbine passa anche nel nocciolo.



6.5.2. Massa critica

³⁰E' la quantità minima di materiale fissile necessario affinché la reazione si possa autosostenere. Si ottiene quando il numero di neutroni prodotti bilancia quello dei neutroni persi; infatti:

- 1) $^{235}\text{U} + n \rightarrow ^{236}\text{U}$ nel 15% dei casi
- 2) $^{235}\text{U} + n \rightarrow$ fissione con rilascio medio di 2.5 neutroni veloci
i neutroni veloci emessi nella fissione possono:

- a) dare origine a collisione elastica su U, riflettore, moderatore con conseguente rallentamento
- b) essere assorbiti da ^{238}U con successiva fissione e produzione di neutroni
- c) subire cattura per risonanza su ^{238}U con produzione finale di ^{239}Pu (senza produzione di neutroni)
- d) essere assorbiti da impurità con conseguente diminuzione dei neutroni del sistema.

Da ciò consegue che la massa critica è funzione della purezza del combustibile, dell'energia dei neutroni utilizzati per la fissione e delle caratteristiche fisiche, geometriche e tecnologiche del moderatore e del riflettore.

La massa critica di ^{235}U al 93% di arricchimento: 25 kg (0.9 kg se mescolato con H_2O)

La massa critica di ^{239}Pu : 5.6 kg (0.45 kg se mescolato con H_2O)

²⁶ CNEN, ELEMENTI DI FISICA SANITARIA, 1971 pag. 396

²⁷ CNEN, ELEMENTI DI FISICA SANITARIA, 1971 pag. 398

²⁸ Sito Internet: www.geocities.com/CollegePark/Quad/7228/scozia/centrale.htm

²⁹ Sito Internet: www.geocities.com/CollegePark/Quad/7228/scozia/centrale.htm

³⁰ CNEN, ELEMENTI DI FISICA SANITARIA, 1971 pag. 399, C. Polvani, Elementi di radioprotezione, ENEA, 1987 pag. 489

6.5.3. Formula dei quattro fattori

³¹Il comportamento del sistema viene descritto dalla formula dei 4 fattori

- ϵ : **fattore di moltiplicazione veloce**, tiene conto delle fissioni indotte direttamente dai neutroni veloci su ^{238}U ; pertanto il numero di fissioni iniziali non saranno N , ma $N \times \epsilon$ con $1 < \epsilon < 1.05$
- p : **fattore di trasparenza**, è la frazione dei veloci che non subisce l'assorbimento per risonanza su ^{238}U e quindi può essere moderata; quindi dagli N neutroni veloci iniziali, si possono avere $N \times \epsilon \times p$ termici
- f : **fattore di utilizzazione termica**, è la frazione di neutroni termici che non subisce la cattura da impurezze presenti nel combustibile e può potenzialmente originare fissioni
- η : **fattore di moltiplicazione termica**, rappresenta il numero di neutroni veloci di fissione prodotti per ogni neutrone termico assorbito dal combustibile

Al termine del ciclo quindi gli N neutroni veloci iniziali sono sostituiti dal valore $N \times \epsilon \times p \times f \times \eta$ (veloci)

L'intero processo può essere riassunto nel fattore di moltiplicazione infinito $K_{\infty} = \epsilon \times p \times f \times \eta$ che esprime il rapporto tra il numero dei neutroni presenti ad ogni generazione rispetto a quelli della generazione precedente. Per tenere conto delle dimensioni finite del nocciolo e delle fughe di neutroni che riducono la moltiplicazione teorica si introduce **L (fattore di tenuta)** che esprime la frazione di neutroni che non sfuggono al sistema e il fattore di moltiplicazione effettivo $K_{\text{eff}} = K_{\infty} \times L$ con $L < 1$ (**K_{eff} deve essere leggermente maggiore di 1**).

Quando la potenza del reattore è portata al punto di lavoro, con operazioni di stabilizzazione si regola k_{eff} in modo che sia uguale a 1.

6.5.4. Sistemi di controllo del reattore

³²I reattori vengono progettati con un eccesso di criticità dal momento che:

- Il funzionamento comporta consumo di combustibile con conseguente diminuzione della massa efficace e della densità di flusso neutronico necessario a mantenere la reazione a catena
- Alcuni prodotti di fissione hanno una elevata σ di cattura

Sistemi di controllo

Effetto temperatura: al crescere della potenza erogata cresce la temperatura del nocciolo, l'energia dei termici e quindi diminuisce la reattività;

Effetto densità : a causa dell'innalzamento della temperatura, si verifica una diminuzione nella densità del moderatore, la formazione di bolle e quindi una diminuzione di reattività;

Barre di controllo : contengono elementi ad alta σ di cattura (Cd, B), nei reattori veloci sono costituiti da barre mobili di combustibile o da riflettori mobili

Regolazione grossa : conduce il reattore alla potenza desiderata

Regolazione fine : conduce il reattore alla reattività desiderata

Sistemi di emergenza: hanno lo scopo di condurre il reattore ad un rapido spegnimento

- ✓ Evacuazione di moderatore dal nocciolo
- ✓ Gorgogliamento di gas e diminuzione di densità nel moderatore
- ✓ Immissione di liquidi e/o gas ad alta σ di cattura

6.5.5. Materiali per reattore

³³I materiali impiegati per i componenti del nocciolo devono essere caratterizzati da piccole σ di assorbimento, alta conduttività termica, alta resistenza alle temperature elevate, elevata resistenza alla corrosione e al danneggiamento da radiazioni.

6.5.6. Radiazioni emesse dai reattori

a) ³⁴**Campi di radiazione dispersa:** a seguito della fissione si verifica l'emissione di un gran numero di particelle:

- β e frammenti di fissione sono autoassorbiti dal nocciolo con modesta produzione di radiazione di frenamento
- i neutroni danno origine a diffusione anelastica (con emissione γ), cattura nel moderatore o nel riflettore (con emissione γ ed attivazione), fuga attraverso la superficie esterna
- i fotoni contribuiscono direttamente al campo di radiazione dispersa, possono produrre direttamente anche fotoneutroni

Il problema principale è costituito dalle discontinuità presenti nelle schermature

³¹ CNEN, ELEMENTI DI FISICA SANITARIA, 1971 pag. 400

³² CNEN, ELEMENTI DI FISICA SANITARIA, 1971 pag. 405

³³ CNEN, ELEMENTI DI FISICA SANITARIA, 1971 pag. 407

³⁴ CNEN, ELEMENTI DI FISICA SANITARIA, 1971 pag. 408

b) **Campi di radiazione all'interno dei componenti:**

- 1) Fluidi refrigeranti: possibile attivazione delle impurità contenute nei fluidi refrigeranti a circuito chiuso con produzione di depositi ed incrostazioni e necessità di ulteriori schermature
- 2) Attivazione del refrigerante stesso (O nel caso dell'H₂O con produzione di radionuclidi a basso T_{1/2})
Quando si spegne il reattore esiste il problema dei prodotti di fissione: circa il 25% è costituito da sostanze gassose provenienti dal nocciolo, dal combustibile, dalle schermature e dall'aria attorno al sistema.

6.5.7. Prodotti gassosi di attivazione

- a) ³⁵**Reattori raffreddati ad aria:** radioisotopi gassosi dell'azoto, dell'ossigeno, dell'argon e del carbonio con brevi T_{1/2}. Va valutato il contributo alla dose dovuto a ⁴⁰Ar a seguito di immersione nella nube. Un problema è costituito anche dal pulviscolo attivato che emerge dal nocciolo
- b) **Reattori raffreddati ad acqua che impiegano acqua pesante come moderatore:** il problema più importante è costituito da trizio che allo stato di vapore viene metabolizzato completamente
- c) **Reattori raffreddati con sostanze organiche:** il problema è costituito dal trizio e dal ¹⁴C

6.5.8. Prodotti gassosi di fissione

- a) ³⁶**Reattori a combustibile liquido:** i prodotti di fissione gassosi vanno rimossi dal combustibile durante il funzionamento
- b) **Reattori a combustibile solido:** il problema è costituito dalla tenuta della incamiciatura. La tenuta non è mai perfetta a seguito di fenomeni di diffusione gas - metallo

Prodotti di fissione più importanti in forma gassosa: bromo, Cripton, Rubidio, Iodio, Xenon, Cesio

In caso di rilascio si fa l'ipotesi del rilascio del 100% dei gas nobili, del 55% dei prodotti volatili, dell'1% dei prodotti di fissione.

6.5.9. Sorgenti di contaminazione

- ✓ ³⁷Introduzione nel nocciolo di sostanze da attivare: con esse possono attivarsi parti trasferibili che possono depositarsi sulle superfici (pulviscolo frammenti etc)
- ✓ Rimozione delle schermature per manutenzioni: i materiali trasferibili esposti al flusso neutronico risultano attivati
- ✓ Operazioni di manutenzione sul sistema di raffreddamento: il liquido refrigerante può contenere impurità attivate

6.6. Radioprotezione nei reattori

- ✓ ³⁸Primo avviamento: esame dettagliato delle strutture con funzionamento a bassa potenza (verifica di efficienza e integrità delle schermature). L'esame dovrebbe essere condotto separatamente per la componente γ e neutronica e, nel caso dei neutroni, ne dovrebbe essere valutato lo spettro. Lo stesso tipo di controllo dovrebbe essere ripetuto in particolari situazioni
 - ✓ Programma di monitoraggio ambientale ai fini della protezione della popolazione
- ³⁹Nell'impiego dei reattori di potenza si verifica che pochi individui assorbono dosi elevate, molti dosi piccole.

Settori di rilevanza radioprotezionistica nella progettazione di centrali

- ⇒ Scelta di materiali costruttivi del circuito primario con riferimento all'attivazione neutronica e alla corrosione chimica
- ⇒ Chimica del refrigerante e metodi di filtrazione e depurazione
- ⇒ Accessibilità ai componenti soggetti a manutenzione
- ⇒ Disposizione delle tubature in modo da ridurre i punti di possibile accumulo di impurezze

Operazioni rischiose

- a) Reattori BWR (acqua bollente)
 - ⇒ manutenzione dei generatori di vapore secondari
 - ⇒ ispezioni in esercizio
 - ⇒ manutenzione delle pompe di riciclo
 - ⇒ movimentazione del combustibile
- b) Reattori PWR (acqua in pressione)
 - ⇒ manutenzione dei generatori di vapore
 - ⇒ ispezioni in esercizio
 - ⇒ manutenzione delle pompe o valvole
 - ⇒ movimentazione del combustibile

³⁵ CNEN, ELEMENTI DI FISICA SANITARIA, 1971 pag. 410

³⁶ CNEN, ELEMENTI DI FISICA SANITARIA, 1971 pag. 411

³⁷ CNEN, ELEMENTI DI FISICA SANITARIA, 1971 pag. 412

³⁸ CNEN, ELEMENTI DI FISICA SANITARIA, 1971 pag. 415

³⁹ C. Polvani, Elementi di radioprotezione, ENEA, 1987 pag. 491

⇒ apertura e chiusura del vessel

In generale le operazioni più rischiose sono quelle condotte in fase di manutenzione e ispezione; nel normale esercizio la maggior parte dell'impianto può essere controllato in maniera remotizzata o da locali con bassi campi di radiazione. Va tenuto in considerazione il fatto che il liquido refrigerante è fonte di campi di radiazione γ dovuti a reazione $^{16}\text{O}+n\rightarrow^{16}\text{N}+p+\gamma$, $^{17}\text{O}+n\rightarrow^{17}\text{N}+p+\gamma$. In caso di fermata per ispezione ci si può trovare in aree con campi di radiazione apprezzabili dovuti a prodotti di corrosione attivati e prodotti di fissione, nonché in ambienti a rischio di contaminazione interna. Dal momento che le difficoltà a provvedere ad adeguate schermature per il personale comporta la necessità di giocare sul fattore tempo, è necessario che:

- ⇒ le aree di transito siano caratterizzate da campi di radiazioni modesti
- ⇒ in fase di progetto vengano predisposti i mezzi che dovranno servire allo spostamento delle apparecchiature sottoposte a manutenzione
- ⇒ vengano predisposti percorsi adeguati che consentano le operazioni di manutenzione in una officina calda piuttosto che in loco
- ⇒ Venga prevista la possibilità di decontaminazione dell'impianto in maniera remotizzata
- ⇒ Vengano predisposti idonei sistemi di ricambio e purificazione dell'aria nei locali con elevata radiocontaminazione volumetrica e soggetti a manutenzione e ispezione

Disposizione e caratteristiche degli ambienti

- ⇒ **Percorsi** da locali a basso rischio, verso locali ad alto rischio
- ⇒ **Impianto di condizionamento e ventilazione:** di solito suddivide la centrale in più rami in parallelo; in ciascun ramo vengono ventilati in serie più ambienti a rischio radiologico crescente. E' preferibile che sia possibile regolare la portata di ciascun ramo separatamente, in modo da impartire all'impianto di ventilazione una certa flessibilità che permetta di isolare i singoli rami
- ⇒ **Spogliatoi:** ubicati in prossimità delle aree sottoposte a manutenzione o ispezione devono contenere la zona di monitoraggio, lavabi e docce di decontaminazione
- ⇒ **Officina calda e area decontaminazione attrezzature:** dimensionate in maniera tale da poter contenere i componenti sottoposti a manutenzione. Devono essere accuratamente progettati i percorsi che ne consentono l'accesso possibilmente tramite carrelli su monorotaie
- ⇒ **Lavanderia:** più apparecchi di lavaggio (in funzione del livello di contaminazione) cura nella scelta dei detergenti, disponibilità di indumenti protettivi. Gli effluenti liquidi vanno considerati alla stregua di rifiuti liquidi radioattivi
- ⇒ **Sistemi di trattamento rifiuti:** vanno progettati in modo da rispettare la formula di scarico

6.6.1. Strumenti e metodi per il controllo delle radiazioni

⁴⁰Il problema è complicato dal fatto che la dose equivalente dipende dall'energia dei neutroni, dal fatto che i campi neutronici sono a spettro continuo spesso non noto, dal fatto che le fluenze di interesse sono piccole. E' necessario disporre di strumentazione per la misura dei campi di radiazione γ e neutronica, di campionatori d'aria, di filtri a trappole per gas radioattivi e trizio.

E' necessario disporre di tecniche di verifica della contaminazione superficiale β e γ e di tecniche spettrometriche.

- ⇒ Impiego di rivelatori fissi, sia per misura dei campi di radiazione, sia per la verifica delle concentrazioni immesse in ambiente
- ⇒ Impiego di rivelatori per emergenza: un reattore che sfugge al controllo non può diventare una bomba: può produrre una esplosione a seguito dell'innalzamento della temperatura:
- ⇒ **incidente di criticità:** è un evento inatteso, dura poco, ma genera campi di radiazione γ e neutronica intensi. Può avvenire in operazioni di trattamento, lavorazione, immagazzinamento, trasporto e riprocessamento di materiale fissile. E' determinato dalla formazione di una massa critica (^{235}U arricchito: 25 kg, ^{239}Pu : 5.6 kg: in caso di mescolamento con H_2O , la massa critica si riduce di più di un ordine di grandezza) che dipende da arricchimento, concentrazione, moderazione, dimensioni e forma, riflessione.⁴¹La probabilità di un incidente di criticità è piccola negli impianti che trattano U debolmente arricchito e/o Pu in forma solida: è più elevata negli altri casi, specialmente se U e Pu sono in soluzioni acquose. Di solito si verifica a seguito di manovre errate: la gestione di un incidente di criticità implica la necessità di sistemi di allarme, procedure di evacuazione rapide, vie di fuga bene indicate, identificazione preventiva dei punti dell'impianto in cui può verificarsi. In caso di incidente di criticità la rapida evacuazione dal luogo può ridurre considerevolmente le dosi assorbite;⁴²

Fonti di rischio: esposizione diretta ai γ e ai neutroni emessi, seguito dall'irradiazione dovuta ai prodotti di fissione e contaminazione dovuta alla nuvola dei prodotti di fissione. Si definiscono 3 Zone:

⁴⁰ CNEN, ELEMENTI DI FISICA SANITARIA, 1971 pag. 416

⁴¹ C. Polvani, Elementi di radioprotezione, ENEA, 1987 pag. 489

⁴² Manuale per dosimetria di criticità

- 1) Zona di rischio mortale (da circa 1 metro a 8 metri se non vi è schermatura)
- 2) Zona di esclusione, fino a 100 metri in caso di assenza di schermatura
- 3) Zona di evacuazione

In caso di incidente è necessario allontanarsi rapidamente recuperando ove possibile i dosimetri di criticità

Lo scopo della dosimetria è di fornire informazioni utili al trattamento degli irradiati. In un primo tempo vanno discriminati i non irradiati, i poco irradiati, gli irradiati gravemente (dose letale o subletale)

La valutazione della componente neutronica viene effettuata impiegando un sistema misto di dosimetri ambientali e personali (i personali risentono della presenza del corpo umano): combinando i risultati è possibile risalire con adeguata accuratezza al dato dosimetrico. La dosimetria della componente γ presenta un problema analogo perché può risentire dei γ emessi a seguito di attivazione neutronica. Per cui i dati di fluensa neutronica consentono di sottrarre al contributo γ esterno quello dei gamma dovuti ad attivazione neutronica all'interno dell'organismo. Il sistema dosimetrico può essere completato da una cintura di criticità destinata a fornire l'orientazione della persona rispetto alla sorgente.

Il sistema dosimetrico adottato deve essere semplice, non richiedere manutenzione, resistente, indipendente dal rate, valutazione di dose rapida. Si possono impiegare:

Rivelatori passivi, ad attivazione, per neutroni insensibili ai γ : vengono letti con un GM operando le correzioni per il tempo morto, decadimento durante la lettura efficienza, differenza in peso dei rivelatori.

TLD per gamma (insensibili ai neutroni)

1) Dosimetri ambientali

a) **Rivelatori per neutroni:** Scatola cilindrica in Cd, con dentro un disco di Zolfo, uno d'oro, uno di rame, uno di magnesio: su entrambi le basi del cilindro ci sono due dischi di Cu (Cd e Cu per i termici); ne esiste una versione semplificata per misure relative costituito da una sola pastiglia di Zolfo; possono poi essere impiegati rivelatori particolari quando l'energia dei neutroni cade nell'intervallo 10 keV 1 MeV: non viene collocato a contatto della parete per limitare il contributo della retrodiffusa e deve essere facilmente recuperabile

b) **Rivelatori per γ :** TLD a Ossido di Berillio

I dosimetri vengono collocati nelle zone in cui è possibile il verificarsi di un incidente di criticità e nelle zone maggiormente frequentate da personale. Nel loro posizionamento deve essere tenuto conto degli effetti indotti da possibili schermi, della facilità di recupero, dei campi di radiazione saltuari nelle zone in cui il dosimetro è posto, dell'eventuale fondo neutronico continuo. Il dosimetro relativo va posto in zone in cui lo spettro non varia in modo sensibile: può essere appoggiato al muro

1) Dosimetri personali

dosimetro per neutroni con dentro un disco di oro, uno d'oro ricoperto di Cd, uno di rame coperto da Cd, uno di Zolfo, uno di indio più TLD a ossido di berillio per il campo γ . Il sistema può essere completato da una cintura di criticità per avere informazioni sull'orientamento della persona durante l'esposizione.

Possono essere effettuate misure anche sulle monete, misure Total Body, misure di attivazione del ^{32}P su capelli, unghie, oggetti in lana.

La valutazione delle dosi prevede:

valutazione dell'ordine di grandezza attraverso l'attivazione dell'indio e del sodio corporeo, attivazione dello zolfo attivazione delle monete, rapporto dose γ dose neutronica

Valutazione della dose ambientale

Valutazione delle dosi assorbite

6.7. Rifiuti prodotti da centrali

⁴³**Reattori BWR (acqua bollente) da 1000 MW:** 7000 Ci/anno di gas nobili, 50 Ci/anno di trizio gassoso, 0.3 Ci/anno di ^{131}I gassoso e 50 Ci/anno di trizio liquido.

Reattori PWR (acqua in pressione) da 1000 MW: 13000 Ci/anno di gas nobili, 1200 Ci/anno di trizio gassoso, 0.03 Ci/anno di ^{131}I gassoso e 250 Ci/anno di trizio liquido

I solidi variano da circa 100 Ci/anno a 1000 Ci/anno e quelli prodotti da reattori BWR sono in generale maggiori di quelli prodotti da reattori PWR

Nei primi 100 anni il ^{137}Cs e il ^{90}Sr sono i rifiuti dominanti, seguiti da ^{241}Am fino a 1000 anni. Tra 1000 e 10000 anni sono dominanti gli attinidi.

⁴³ C. Polvani, Elementi di radioprotezione, ENEA, 1987 pag. 711

I problemi ambientali possono essere determinati da ^3H (contaminazione interna), ^{14}C (contaminazione interna), ^{85}Kr (dose cutanea), ^{129}I (effluenti aeriformi e liquidi)

- ✓ **$^{44}\text{Bassa}$ attività** in forma liquida o gassosa: ambiente o, in alternativa, prima trattamento con diluizione quindi smaltimento in ambiente o, in alternativa, trattamenti di concentrazione e confinamento
- ✓ **Solidi**: confinamento in miniere di salgemma
- ✓ **Liquidi**: vetrificazione o inglobamento in calcestruzzo o bitume o, in generale, su supporti inerti

6.8. Decommissioning di impianti nucleari

⁴⁵**Stadio 1:** disattivazione e custodia protettiva dell'impianto senza rimozioni o demolizioni, con prosecuzione della sorveglianza fisica. Allontanamento del nocciolo e del combustibile se possibile, allontanamento dei fluidi di processo e dei componenti e materiali attivati.

Stadio 2: disattivazione seguita da demolizioni e rimozioni di parti attive: periodica sorveglianza sul sito e restrizioni al suo utilizzo. Allontanamento del combustibile, decontaminazione di aree e allontanamento dei componenti attivati

Stadio 3: smantellamento totale delle parti attive e loro rimozione, decontaminazione adeguata, uso del sito senza restrizioni. Allontanamento di tutto il materiale contaminato

La sorveglianza fisica durante il decommissioning deve essere orientata a:

- ⇒ rivelazione dei prodotti di attivazione a vita lunga entro i componenti irradiati dai flussi neutronici
- ⇒ rivelazione di prodotti di fissione
- ⇒ rivelazione di attinidi (U e transuranici)
- ⇒ rivelazione di prodotti di attivazione veicolati in varie parti dell'impianto: particolare attenzione va prestata a filtri e resine a scambio ionico

⁴⁴ CNEN, ELEMENTI DI FISICA SANITARIA, 1971 pag. 413

⁴⁵ C. Polvani, Elementi di radioprotezione, ENEA, 1987 pag. 501, 718

7. Impianti di fabbricazione del combustibile nucleare

7.1. Generalità e tipi di impianti

⁴⁶I combustibile a U presenta rischi minori rispetto a impianti che lavorano Pu.

a) **Impianti di fabbricazione di combustibile a U:** rischi legati a inalazione e, in forma minore, all'irradiazione e all'ingestione. I composti solubili dell'Uranio passano rapidamente dai polmoni al comparto sistemico e vengono eliminati per via urinaria. La parte ritenuta si deposita su ossa e reni. L'irradiazione esterna è dovuta soprattutto ai β , se l'uranio è arricchito con ^{235}U , aumenta anche il contributo γ .

➤ Combustibile in forma metallica \Rightarrow irradiazione esterna

➤ Combustibile in forma ceramica \Rightarrow polveri, rischio di irradiazione interna

Si può limitare il rischio di inalazione attraverso: cappe in aspirazione forzata, glove-boxes in depressione, filtrazione con batterie di filtri assoluti, adeguati impianti di ventilazione (5-10 ricambi aria/ora), evitare turbolenze che sono causa di risospensione

b) **Impianti di fabbricazione di combustibile a Pu:** irradiazione esterna variabile in funzione della composizione isotopica del Pu. Rischio di inalazione: gli accorgimenti progettuali devono essere tali da escludere anche la possibilità di inalazione. Rischio di contaminazione interna per ingestione è meno rilevante di quello per inalazione, necessità di impiego di glove-boxes chiusi ermeticamente e in depressione; locali in depressione crescente in funzione del rischio di contaminazione

7.2. Rifiuti prodotti da impianti di fabbricazione

⁴⁷Combustibile a UO_2 : rifiuti di minore rilevanza

Combustibile a $\text{UO}_2\text{-PuO}_2$: rifiuti di piccola volumetria ma elevata tossicità per la presenza di Pu

⁴⁶ C. Polvani, Elementi di radioprotezione, ENEA, 1987 pag. 483

⁴⁷ C. Polvani, Elementi di radioprotezione, ENEA, 1987 pag. 711

8. Impianti di rigenerazione del combustibile nucleare

8.1. Generalità e tipi di impianti

⁴⁸In un reattore viene "bruciata" solo qualche % di ²³⁵U quindi si pone la necessità di recuperare il materiale fissile riutilizzabile. Le difficoltà stanno nel fatto che si devono separare solo piccole quantità di elementi da una notevole massa di Uranio, dalla necessità di garantire sicurezza agli operatori, dagli effetti chimici indotti dalle radiazioni.

Metodi chimici per la rigenerazione delle acque di scarico

- a) **Coprecipitazione:** impiegata per depurare le acque di scarico a media attività provenienti dagli impianti di rigenerazione: in una soluzione complessa, la formazione del precipitato di un certo ione induce la coprecipitazione di altri ioni anche in piccole concentrazioni presenti in soluzione: **tende a formarsi sempre il sale meno solubile**
- b) **Resine a scambio ionico:** utilizzate per depurare le acque: sono costituite da una matrice insolubile a cui sono legati gruppi funzionali acidi o basici: possono essere impiegate anche per concentrare elementi
- c) **Estrazione con solvente: è impiegata anche nella rigenerazione del combustibile:** quando una soluzione acquosa contenente una certa sostanza è posta a contatto con un solvente organico, parte della sostanza si trasferisce dalla soluzione acquosa a quella organica

Rigenerazione degli elementi di combustibile nucleare irradiato

Scopo della rigenerazione è il recupero dell'Uranio e del Plutonio separandoli tra loro e dai prodotti di fissione. La separazione di Pu è superflua per i combustibili altamente arricchiti di ²³⁵U a causa delle piccole quantità che vi si formano (dovute alla cattura per risonanza su ²³⁸U con produzione finale di ²³⁹Pu). I metodi di rigenerazione richiedono il discioglimento degli elementi di combustibile in soluzione acquose. Si può procedere in modo da attaccare prima la camicia, poi il combustibile, oppure entrambi contemporaneamente.

a) Rigenerazione di combustibile a U naturale o leggermente arricchito:

- 1) **Coprecipitazione:** adatto al recupero del solo Pu
- 2) **Processi Redox e Purex:** operazioni radiochimiche basate su impiego di solventi e resine a scambio ionico

b) **Rigenerazione di combustibile altamente arricchito:** Non vale la pena separare il ²³⁹Pu: si usa un processo Redox modificato o il processo al TTA

8.2. Problematiche radioprotezionistiche

⁴⁹**Esiste il rischio di irradiazione interna ed esterna: presenza di grandi quantità di prodotti di fissione**

- a) **Piscina di immagazzinamento:** modesto rischio di irradiazione esterna legato a errate modalità di movimentazione degli elementi di combustibile nucleare. Negli impianti in cui gli elementi di combustibile devono essere privati dei terminali e dei puntali, questa operazione di effettua in cella calda o in piscina; se viene condotta in piscina è necessario attuare tutti gli accorgimenti di progetto che evitino la rottura della guaina e l'immissione dei prodotti di fissione in piscina. In ogni caso la contaminazione della piscina è praticamente inevitabile ⇒ necessità di sistemi di depurazione schermati perché in essi si verifica un accumulo di contaminanti
- b) **Impianto chimico di trattamento:** deve essere il più possibile remotizzato, schermato e adeguatamente ventilato. Nell'impianto chimico il rischio è legato alle operazioni di manutenzione. Ci sono impianti a manutenzione diretta e impianti a manutenzione remotizzata (questi ultimi a rischio più contenuto ma con difficoltà tecnologiche maggiori)
- c) **Accorgimenti progettuali negli impianti a manutenzione diretta**
 - ⇒ consentire l'immissione di soluzione decontaminanti prima della manutenzione
 - ⇒ predisposizione delle attrezzature in modo da limitare al minimo i tempi della manutenzione: i tempi devono essere programmati conoscendo con precisione i campi di radiazione
 - ⇒ progettazione in modo da limitare la necessità di manutenzione
 - ✓ evitare giunzioni a flangia preferendo giunti elettrosaldati
 - ✓ radiografare tutte le saldature
 - ✓ scegliere i componenti anche in relazione alla resistenza alla corrosione
 - ✓ evitare l'uso di pompe con parti rotanti
 - ✓ backup di tutte le attrezzature che possano determinare l'insorgere di situazioni di pericolo

8.3. Rifiuti prodotti da impianti di rigenerazione

⁵⁰**Soluzioni ad alta attività specifica (1-10 Ci/litro):** confinamento; va prestata attenzione al contenuto di acido nitrico che può interagire con i solventi organici e produrre gas in grado di fare saltare i contenitori.

⁴⁸ Lazzarini, Dispense di radiochimica, rigenerazione degli elementi di combustibile nucleare irraggiati, CESNEF

⁴⁹ C. Polvani, Elementi di radioprotezione, ENEA, 1987 pag. 497

⁵⁰ Dispense Lazzarini

Con vari metodi è possibile procedere ad evaporazione per ridurre i volumi; il concentrato può poi essere gestito in vari modi: miniere di salgemma, pozzi di petrolio esauriti, processi di vetrificazione, fissazione su argille

Soluzioni a media attività specifica (0.1 - 0.2 Ci/litro): concentrazione attraverso coprecipitazione e filtrazione al fine di separare i prodotti di fissione; raccolta della fase solida e trasformazione della fase liquida in soluzione a bassa attività

Soluzioni a bassa attività: immissione in ambiente previo rispetto della formula di scarico

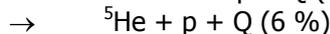
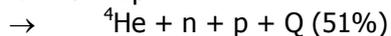
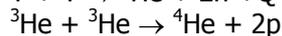
9. Fusione

9.1. Generalità

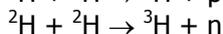
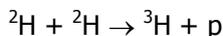
⁵¹Unendo due nuclei di massa piccola si ottengono nuclei con energia di legame per nucleone maggiore: viene cioè liberata energia in quantità elevata da momento che la curva dell'energia per nucleone in funzione del numero di massa cresce molto rapidamente.

Possono essere impiegate diverse reazioni allo scopo:

- ✓ **Catena p-p (sorgente primaria di energia nel sole):** due coppie di protoni si fondono formando due nuclei di deuterio; ciascun nucleo di deuterio si fonde con un ulteriore protone per formare ${}^3\text{He}$. I due nuclei di ${}^3\text{He}$ si fondono a loro volta formando ${}^6\text{Be}$, instabile che si disintegra formando ${}^4\text{He}$ più due protoni. Il processo rilascia 2 neutrini, due positroni e gamma. Il positrone si annichila velocemente con un elettrone rilasciando energia sottoforma di gamma. $p + p \rightarrow D$, $D + p \rightarrow {}^3\text{He}$, ${}^3\text{He} + {}^3\text{He} \rightarrow {}^6\text{Be} \rightarrow 2p + {}^4\text{He}$
- ✓ **Reazione D-D:** $D + D \rightarrow T + p$ (50%) oppure ${}^3\text{He} + n$ (50%)
- ✓ **Reazione D- ${}^3\text{He}$:** $D + {}^3\text{He} \rightarrow {}^4\text{He} + p$
- ✓ **Reazione D-T (che verrà impiegata nei reattori di prima generazione):** $D + T \rightarrow {}^4\text{He} + n$. Il neutrone esce dal plasma ma può essere intrappolato nel dispositivo di contenimento circostante in cui può essere impiegata la reazione $n + {}^6\text{Li} \rightarrow {}^4\text{He} + T$ per reimpiegare il neutrone ottenendo trizio come combustibile. Il rate di reazione risulta fortemente dipendente dalla temperatura ionica: le alte temperature richieste sono indispensabili per avvicinare i nuclei a distanze dell'ordine di 10^{-15} m, per fare intervenire le forze nucleari in contrapposizione alla repulsione coulombiana. **I metodi di confinamento più promettenti per il plasma sono quello magnetico e quello inerziale.** Il Tokamak, una macchina toroidale con una camera a vuoto sottoforma di ciambella è il dispositivo a confinamento magnetico più studiato. Nel confinamento inerziale, intensi fasci di luce laser o di ioni comprimono una pastiglia di combustibile fino a densità e temperature estremamente elevate e tali da innescare numerose reazioni di fusione. **Al ciclo D-T** sono associate altre reazioni nucleari:



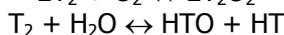
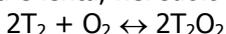
⁵²Il trizio è prodotto a seguito di due reazioni equiprobabili



E' prodotto

- ✓ in atmosfera dalla radiazione cosmica ($\cong 4$ MCi/anno)
- ✓ negli impianti nucleari di potenza: fissione ternaria e attivazione neutronica: è prodotto in quantità diverse a seconda del tipo di reattore ma comunque tali da potere essere direttamente smaltito in ambiente
- ✓ a seguito di reazioni nucleari (fissione): modesta frazione dell'inventario mondiale di ${}^3\text{H}$
- ✓ a seguito di esplosioni termonucleari (fusione): 90% del trizio presente nel mondo

In natura si ossida (l'ossidazione in atmosfera è lenta, nel suolo è rapida)



La dose viene assorbita per

- ✓ Immersione nella nube e irradiazione dal suolo \rightarrow trascurabile
- ✓ Esposizione interna per inalazione e assorbimento cutaneo: l'entità dipende dallo stato chimico:
 - ✓ poco importante da parte di ${}^3\text{H}$ elementale: irradiazione solo del polmone
 - ✓ HTO viene assorbita in maniera totale con una funzione di ritenzione trisponenziale ed ha una radiotossicità circa 25000 volte superiore a quella del trizio elementale

9.2. Centrali a fusione: generalità

Il programma di ricerca europeo è concentrato sul **ciclo D-T** perché richiede parametri di confinamento e termici meno difficili da ottenere. Il **ciclo D-D** dovrebbe essere quello più facile da ottenere tra i cicli alternativi al **ciclo D-T**, dovrebbe minimizzare la presenza di trizio, produrre meno neutroni ma la radioattività indotta da neutroni dovrebbe essere simile a quella prodotta nel **ciclo D-T**. Non ci sono reattori a fusione in uso, comunque i rischi associati al loro esercizio sono noti.

⁵¹ Sito Internet: <http://fusedweb.pppl.gov/CPEP/chart.html> e dispense

⁵² Dispense fornite dal Dott. Benco sullo stato dell'arte della radioprotezione in impianti a fusione

In un reattore a fissione, il combustibile nucleare impiegato rilascia energia per un lungo periodo di tempo (1 anno o più) senza bisogno di rigenerazione.

Un reattore a fusione è concettualmente simile a un reattore a combustibile in cui il combustibile va introdotto con continuità e quando cessa l'immissione di combustibile il processo termina: i componenti fondamentali del combustibile sono deuterio e litio che non sono radioattivi. Il Trizio è prodotto e processato all'interno dell'impianto e solo quello necessario all'innesco deve essere trasportato; gli effetti dei campi elettromagnetici sono confinati all'interno dell'impianto. Nel reattore a fusione le principali fonti di rischio sono pertanto costituite da:

Il trizio

I prodotti di attivazione neutronica

La fusione è una reazione che produce neutroni: questo è particolarmente vero nella **reazione D-T**. La quantità di sostanze radioattive prodotte nell'impianto (**RA**dioactive **I**nventory) è legato al prodotto:

$$\phi \times V \times \sigma$$

La maggior parte del RAI in un reattore a fusione risiede nei materiali strutturali che sono stabili e non mobile: i problemi sorgono dal loro smontaggio, dalla loro manutenzione da situazioni incidentali. Una parte minore, ma di difficile contenimento, risiede nei materiali circolanti (ad esempio i fluidi di raffreddamento sono responsabili delle perdite di materiale radioattivo dall'impianto). Il RAI legato a un reattore a fusione è paragonabile o maggiore rispetto al RAI di un reattore a fissione, ma la sua radiotossicità è molto minore. Tra tutti i radionuclidi presenti un reattore a fusione il trizio ha una importanza particolare: infatti

- ✓ Alimenta il plasma
- ✓ Viene riprocessato da plasma esaurito
- ✓ Viene recuperato dai dispositivi di contenimento circostanti il plasma

Pertanto quantità importanti di trizio circolano in differenti parti dell'impianto: inoltre è l'unica sostanza radioattiva presente nell'impianto prima che inizi a lavorare.

9.3. Fonti di Trizio nell'impianto

E' importante considerare la quantità di trizio vulnerabile e pertanto disponibile al rilascio in ambiente: in generale il meno mobile è quello permeato in materiali strutturali o conservato stabilmente.

Il trizio è presente in grande quantità nei componenti del reattore:

- Interfacce con il plasma
 - Dispositivi di contenimento del plasma
 - Sistemi di raffreddamento (molto vulnerabile)
- È presente nei processi legati al ciclo di combustibile
- Preparazione e rigenerazione del plasma (molto vulnerabile)
 - Rigenerazione del trizio dai dispositivi di contenimento del plasma
 - Sistemi per detriziare l'aria
 - Depositi di trizio per lo start-up

E' presente nei rifiuti generati durante il funzionamento del reattore

- Componenti del reattore recuperati durante le operazioni di manutenzione
- Solidi e gas rifiuti dei processi

Si può stimare la seguente presenza di trizio nell'impianto:

Reattori a fusione sperimentali: qualche kg escluso il deposito di trizio di riserva

Reattori a fusione di potenza: circa 5kg/Gw_e

9.4. Inventario dei prodotti di attivazione (studi su modelli sperimentali)

In un **reattore a fissione** i componenti strutturali soggetti ad a stress come il VESSEL sono collocati al di fuori del CORE in regioni con flussi di neutroni relativamente bassi. I materiali strutturali di un reattore a fissione sono scelti più in relazione alla resistenza meccanica e alla corrosione che alle caratteristiche legate all'attivazione.

In un reattore a fusione la prima parete di contenimento è il componente soggetto ai più elevati stress di ogni genere (termici, meccanici, corrosivi, danno da radiazione). Il suo periodo di esercizio è molto minore di quello dell'intero impianto. In questo componente sta la maggiore frazione di RAI. In tal caso va stressata la necessità di scegliere i materiali anche in relazione alla possibilità di attivazione. Gli studi si orientano verso particolari tipi di acciai. Si può in tal caso definire il RAI come la somma di tutte le attività presenti al tempo t:

$$\text{RAI} = Q(t) = \sum_i A_i(C_i)(t) \text{ o, meglio, } Y = \sum_i A_i(C_i)/ALI_i$$

Si può osservare che il RAI per un impianto a fissione è maggiore di quello di un impianto a fusione ma non in termini di Y. Si osserva inoltre che c'è una diminuzione da 2 a 3 ordini di grandezza del RAI tra 10 e 100 anni dopo il raffreddamento dell'impianto.

L'estrapolazione ai reattori di potenza deve tenere conto di:

- ✓ scalare i risultati relativi a quelli di ricerca e quindi il flusso e la fluena neutronica
- ✓ scalare i risultati relativi a quelli di ricerca sulle dimensioni e sulle masse
- ✓ scalare i risultati relativi a quelli di ricerca sulla base della selezione dei materiali

Le ricerche relative alla selezione dei materiali sono orientate alla riduzione dei prodotti di attivazione ad alto $T_{1/2}$ modificando la composizione dei materiali attraverso l'impiego di nuovi tipi di acciai e di leghe di vanadio. E' importante tenere conto dell'effetto indotto dalla presenza di impurezze che possono produrre prodotti di attivazione ad alto $T_{1/2}$

9.5. Rilasci da un impianto a fusione: generalità

Va applicato il concetto di contenimento multiplo:

- il **primo contenimento** corrisponde ai sistemi di contenimento del trizio.
- tali sistemi sono alloggiati in gloveboxes, cappe etc che agiscono come **secondo contenimento** la cui atmosfera è interessata da un sistema di rimozione del trizio gassoso.
- Il **contenimento terziario** è rappresentato dall'edificio che ospita il reattore: deve essere predisposto in modo da consentire la rimozione del trizio in forma gassosa solo in caso di incidente.

Il sistema di purificazione dell'aria del II contenimento tratta aria che normalmente circola in aree non accessibili. I volumi sono limitati e l'atmosfera è spesso a circuito chiuso. Il suo scopo è quello di minimizzare il rilascio routinario o accidentale del trizio in aree ad accesso di persone. I problemi possono sorgere in caso di interventi umani diretti nelle gloveboxes.

Il sistema di purificazione dell'aria del III contenimento richiede il trattamento di volumi elevati. Il sistema viene attivato solo in caso di rilascio accidentale. E' mantenuto in leggera depressione; per rilasci accidentali nel III contenimento, l'ossidazione catalitica seguita da processi di adsorbimento risulta un provvedimento appropriato. Nel caso di grandi rilasci (ad esempio rottura di tubature) sono adatto sistemi di essiccazione.

9.5.1. Rilasci da un impianto a fusione: rilasci di routine

A) Rilasci di Trizio

- ✓ Perdite dal sistema di raffreddamento (per permeazione): possono essere ridotte con sistemi di rimozione del trizio dal sistema di raffreddamento attraverso l'impiego di materiali che costituiscano una barriera alla permeazione. Attualmente i materiali candidati non sono compatibili con la resistenza alla corrosione. In linea di principio il trizio nel circuito di raffreddamento primario può essere mantenuto a bassi livelli con l'uso di sistemi di detriziazione di adeguata capacità, mutuati dalla tecnologia della fissione scalata verso l'alto.
- ✓ Perdite per permeazione attraverso le pareti che tengono il vuoto
- ✓ Perdite dei sistemi di processamento del trizio
- ✓ Perdite dai depositi di trizio: il trizio dovrebbe essere conservato preferibilmente assorbito come su letti di uranio o altri metalli: il rilascio da tali substrati è piccolo (10^{-5} /anno) e facilmente controllabile. L'impiego del trizio richiede il riscaldamento del letto e la permeazione attraverso le pareti del contenitore
- ✓ Perdite durante le operazioni di manutenzione

A) Rilasci di prodotti di attivazione

- ✓ Perdite di prodotti di attivazione contenuti nel refrigerante: sono dovute essenzialmente a prodotti di corrosione nel fluido di raffreddamento in quantità comparabile a quelle dovute ai reattori a fissione e dipendono dal tipo di acciaio impiegato (^{55}Fe , ^{59}Fe , ^{54}Mn , ^{56}Mn , ^{60}Co , ^{51}Cr). Se si impiega acqua come refrigerante va considerato anche il contributo di ^{16}N , che però ha un $T_{1/2}$ breve.
- ✓ Rilasci di gas attivati: nel gas che ricopre il reattore (aria, azoto, ossido di carbonio) si produce ^{14}C il cui contributo dosimetrico è minimo paragonato a quello del trizio. Il più importante tra i gas attivati è il ^{16}N , che però ha un $T_{1/2}$ breve e pertanto basta trattenerlo un po' prima del rilascio in atmosfera per ridurre la dose a valori insignificanti.

B) Rilasci durante la manutenzione: riguarda soprattutto trizio e prodotti di attivazione dal refrigerante. E' possibile ridurre le perdite di trizio gassoso con sistemi di purificazione dell'aria a livelli comparabili a quelle dovute ai rilasci di routine. Rilasci gassosi dal refrigerante sono praticamente inevitabili durante le operazioni di manutenzione

In definitiva per un impianto da 1000 Mw_e vengono rilasciati:

in atmosfera: \cong 21000 Ci/anno di trizio 12000 Ci di HTO, 9000 Ci di HT) e \cong 0.1 Ci/anno di ^{60}Co
in acqua: \cong 1500 Ci/anno di trizio e \cong 5 Ci/anno di prodotti di attivazione

9.5.2. Rilasci da un impianto a fusione: rilasci accidentali

Per quanto attiene la stima di rilasci accidentali è solo preliminare: mancano infatti progetti dettagliati dell'impianto.

A) Rilasci di Trizio

Si possono ipotizzare i seguenti scenari:

- ✓ Rottura dei condotti di raffreddamento all'interfaccia con il plasma, rottura dei dispositivi di contenimento del plasma e delle schermature;
- ✓ Rottura dei contenitori dei sistemi di contenimento del plasma
- ✓ Rottura delle pompe a vuoto
- ✓ Rottura del sistema ad elio liquido del magnate superconduttore
- ✓ Rottura del sistema di riprocessamento del plasma esausto
- ✓ Rottura del sistema di alimentazione
- ✓ Rottura del sistema che recupera il trizio prodotto nel sistema di contenimento del plasma: è lo scenario più grave che può comportare la perdita di 1000 Ci di trizio
- ✓ Rottura dell'unità di stoccaggio del trizio

Per ciascuno scenario va identificato il massimo rilascio, la forma chimica del trizio rilasciato, l'area del rilascio, il tipo di sistema di intervento da impiegarsi e il tempo di intervento.

A) Rilasci di prodotti di attivazione

Possono essere dovuti alla distruzione della prima parete di contenimento dovuta a una vaporizzazione localizzata con conseguente rilascio di prodotti di attivazione nella sala del reattore.

Rottura del sistema di raffreddamento primario.

9.6. Impatto ambientale

Le valutazioni vengono condotte nell'ipotesi di rilascio di HTO.

La dose da prodotti di attivazione è legata ad irradiazione esterna e interna (inalazione e ingestione)

Le dosi da trizio in condizioni normali sono piccole frazioni di quelle dovute al fondo naturale di radiazioni ionizzanti

Le valutazioni in condizioni di incidente sono normalizzate al rilascio di 10^6 Ci di HTO in 30' (ipotesi pessimistica sia per quantità che per forma chimica): si ottengono valori tra 10 e 20 μ Sv/anno tra 5 e 10 km. Analoghe considerazioni per i prodotti di attivazione.

9.7. Trasporto del trizio

Trasporto all'impianto per lo start-up

Trasporto da un impianto all'altro

Piccole quantità possono essere trasportate in forma gassosa all'interno di contenitori in acciaio da 50 litri alla pressione di 0.8 bar ($\cong 10^5$ Ci). Il contenitore deve essere in grado di resistere a incidenti gravi durante il trasporto. Le prospettive di trasporto vanno in tre direzioni:

- ✓ **In forma gassosa:** può andare bene però un piccolo foro produce la perdita totale del trizio: per una nuova attività non va bene la logica del Si/No: il trasporto deve essere intrinsecamente sicuro
- ✓ **In forma criogenica:** si tratta di piccoli volumi, ma si pone la necessità di un sistema di raffreddamento: in caso di fallimento del sistema di raffreddamento \rightarrow altre pressioni \rightarrow rottura del contenitore \rightarrow perdita totale del trizio
- ✓ **Adsorbito su solidi:** c'è know-how (mutuato dall'industria automobilistica), forma stabile e inerte: è il sistema preferito.

Il sistema di trasporto sottoforma di acqua triziata è sconsigliabile.

9.8. Gestione dei rifiuti radioattivi

Prodotti di attivazione/rifiuti triziati

Poca conoscenza legata alla non conoscenza delle caratteristiche degli acciai che verranno impiegati nei reattori di potenza. Si applicano le stesse strategie applicabili a rifiuti prodotti dalle centrali a fissione, previa rimozione del trizio. Se il contenuto di trizio è elevato può essere anche economicamente vantaggiosa la sua rimozione, che avviene attraverso il riscaldamento in atmosfera controllata. Se il tenore di trizio è basso, va immobilizzato attraverso spray metallici che possano costituire una barriera antidiffusione.

Si può stimare che

- ✓ circa il 3% dell'acciaio richieda stoccaggio in depositi di tipo geologico (200 Ton)
- ✓ circa il 75 % dell'acciaio possa essere riciclato
- ✓ circa il 22 % dell'acciaio possa essere semplicemente interrato

E' interessante notare che il possibile reimpiego di un materiale, collegato essenzialmente all'emissione gamma, è in molti casi raggiunto prima della sua declassazione come non radioattivo. Molte sostanze (es.

^{63}Ni) non producono infatti gamma e pertanto possono essere impiegati prima del loro completo decadimento.

I rifiuti triziati provengono soprattutto dal ciclo del combustibile e dalle operazioni di manutenzione/decontaminazione. Si possono ipotizzare elevati volumi ($200 \text{ m}^3/\text{Gw}/\text{anno}$). In parte è conveniente trattenerli al fine del recupero del trizio, in parte vanno inertizzati.

Opzioni per la gestione dei rifiuti triziati:

- ✓ Smaltimento in mare
- ✓ Stoccaggio in pozzi petroliferi esauriti
- ✓ Immobilizzazione quindi deposito e successivo smaltimento
- ✓ Arricchimento quindi immobilizzazione quindi deposito

10. Radioprotezione negli acceleratori di particelle ad alta energia

10.1. Generalità e tipi di acceleratori

⁵³**Lineari a radiofrequenza:** Serie di cilindri cavi di lunghezza crescente montati in serie. Tutte le sezioni di posto pari sono connesse a un terminale A di un generatore di tensione alternata a frequenza costante, mentre quelle di posto pari con il terminale B. In questo modo le particelle subiscono un'accelerazione passando da una sezione all'altra, mentre all'interno delle sezioni (campo elettrico nullo) viaggiano di moto rettilineo uniforme. Se le velocità dello ione e frequenza del generatore sono uniformi (il tempo impiegato dallo ione a percorrere la sezione è costante) la velocità dello ione continua ad aumentare finché non diventa relativistica.

⁵⁴**Ciclotrone:** Magnete circolare tra i cui poli sono disposti elettrodi a D inseriti in una camera a vuoto e collegati a un generatore di radiofrequenza. La sorgente di particelle è posta in prossimità del centro di simmetria che cade nell'intercapedine tra gli elettrodi. La particella accelerata dal campo elettrico e sottoposta al campo magnetico percorre una traiettoria semicircolare di raggio via via crescente ma con tempi di transito costanti. Si può fare in modo che la particella venga accelerata ogni volta che si trova ad attraversare l'intercapedine che separa gli elettrodi a D, fino a quando viene deviata ed estratta. L'energia massima della particella dipende dall'intensità del campo magnetico e dal diametro del magnete. Con un ciclotrone si possono accelerare protoni, deutoni ed α ; il limite è costituito dall'impossibilità di raggiungere energie relativistiche, dovuto all'aumento relativistico della massa che causa un aumento del tempo necessario a percorrere gli elettrodi e uno sfasamento rispetto alla tensione acceleratrice \Rightarrow il sincrociclotrone supera il limite (frequenza modulata)

⁵⁵**Betatrone:** gli elettroni, prodotti da un filamento riscaldato, percorrono orbite circolari all'interno di una camera a vuoto anulare (ciambella) posta tra i poli di un elettromagnete circolare alimentato da corrente variabile sinusoidalmente; viene impiegato solo il primo quarto di ogni periodo del campo magnetico sinusoidale con un duplice effetto:

- 1) per induzione viene prodotto un campo elettrico che accelera il fascio di elettroni
- 2) si esercita sugli elettroni una forza radiale in grado di fare percorrere un'orbita circolare stabile

⁵⁶Acceleratori di protoni producono: protoni e neutroni in cascata (protoni primari dell'ordine del GeV) con una distribuzione soprattutto nella direzione delle particelle incidenti
Mesoni (massa intermedia tra elettrone e p) e iperoni (massa maggiore del protone)

Protoni e neutroni di evaporazione

γ di alta energia

Le particelle emesse, se di alta energia, possono a loro volta indurre reazioni nucleari

Acceleratori di elettroni producono: X di frenamento a spettro continuo che possono determinare a loro volta coppie $e^+ e^-$ con ulteriore radiazione di frenamento associata e sciame elettromagnetico

Neutroni di risonanza gigante, protoni pioni carichi e neutri

⁵⁷Scopo principale di tutti i sistemi di sicurezza sta nell'evitare esposizione diretta del personale ai fasci di particelle accelerate.

Un acceleratore, prescindendo dal problema della radioattività indotta, può considerarsi sicuro solo quando valgono contemporaneamente le seguenti condizioni:

- 1) La sorgente di particelle non è in funzione
- 2) Il sistema di accelerazione è inoperante
- 3) Non vi è possibilità di autoeccitazione

Quando vi sono possibilità di impiego di fasci in ambienti diversi e si desidera accedere a quelli in cui non è presente il fascio, è opportuno dotare i vari canali di "otturatori" la cui assenza inibisce l'apertura degli accessi agli ambienti in cui il canale è attivo.

Radioattività indotta: costituisce la fonte di esposizione principale per il personale presso tutti i più importanti acceleratori del mondo; dipende da tipo di particella accelerata sua energia, parte della macchina presa in considerazione. Può manifestarsi in solidi liquidi e aeriformi. E' difficile effettuare previsioni esatte in quanto numerosi sono i parametri in gioco (tipo, energia, corrente delle particelle accelerate, natura dei bersagli, modalità di funzionamento della macchina, tempi di lavoro, soste, tempi trascorsi dall'accesso).

⁵³ CNEN, ELEMENTI DI FISICA SANITARIA, 1971 pag. 441

⁵⁴ CNEN, ELEMENTI DI FISICA SANITARIA, 1971 pag. 446

⁵⁵ CNEN, ELEMENTI DI FISICA SANITARIA, 1971 pag. 448

⁵⁶ CNEN, ELEMENTI DI FISICA SANITARIA, 1971 pag. 457

⁵⁷ Problemi di radioprotezione collegati all'esercizio di un ciclotrone, a cura di M. Pelliccioni

Radioattività indotta nei solidi: I livelli maggiori si hanno nei bersagli e nei collimatori. Ne caso di ciclotroni importanti sorgenti sono localizzate (a causa di inevitabili perdite) negli elettrodi a D e nella regione del setto deflettore.

Quando si lavora con protoni o deutoni: \Rightarrow ^{65}Zn

Quando si lavora con α : \Rightarrow ^{67}Ga

⁵⁸L'impiego di ciclotroni in ambito medicale produce anche rifiuti radioattivi

- a) Rifiuti Solidi: materiali attivati, processamento di targhette nei laboratori di radiochimica, materiali provenienti da impianti di filtrazione
- b) Rifiuti liquidi: materiali provenienti dai laboratori di radiochimica e dai liquidi di raffreddamento attivati
- c) Rifiuti aeriformi: originati dalle targhette e dai processi di lavorazione eseguiti nei laboratori di radiochimica; prodotti di attivazione dovuti all'interazione dei campi γ e neutronici con l'aria dei locali ove vi è presenza del fascio. Scarsamente probabile l'attivazione di pulviscolo se vi è presenza dei filtri in ingresso. Il problema maggiore è costituito dalla attivazione neutronica dell'aria a seguito di due problemi:
 - ✓ Presenza di elementi gassosi (difficilmente filtrabili) in grandi volumi d'aria
 - ✓ Attività importanti (centinaia di Ci/anno)

Per lavori di manutenzione accanto alla camera a vuoto è meglio attendere almeno 8 ore prima del loro inizio.

1.3.2 ⁵⁹Il progetto radioprotezionistico di un bunker per acceleratore deve essere basato sulle peggiori condizioni di funzionamento dell'acceleratore in termini di energia, tipo di radiazione, corrente. Si dovrebbe inoltre cercare di prevedere sviluppi che comportino l'impiego di energie più elevate o correnti maggiori

1.3.3 E' necessario prevedere ispezioni durante l'avanzamento dei lavori per verificare che la realizzazione sia coerente con il progetto; l'acceleratore dovrebbe essere portato gradualmente al suo massimo rateo effettuando contestualmente le verifiche del caso.

2.1.1 Collocazioni ottimali di un acceleratore: edificio separato, sotterraneo, scavo; nel caso di modifiche a strutture esistenti vanno verificati i carichi che le strutture dovranno sopportare a seguito del posizionamento delle barriere

2.1.2 L'accesso alla sala, almeno inizialmente, dovrebbe essere grande abbastanza da consentire l'ingresso dei componenti di maggiori dimensioni. In alcuni casi può essere utile creare un'apertura nella schermatura: tale apertura dovrà essere chiusa dopo la collocazione della macchina, in maniera tale da non presentare discontinuità con la barriera adiacente

2.2.2 E' meglio una sola porta di accesso alla sala: in ogni caso, interlocks su tutte le porte disposti e progettati in modo da prevenire il danno da radiazioni. La funzione beam-on deve essere attivabile da una sola posizione; le porte di accesso al bunker dovrebbero essere monitorate con una telecamera; dovrebbero essere presenti stop di emergenza nella sala di irradiazione e nella sala con alti campi di irradiazione. Schermature mobili dovrebbero essere dotate di interlocks che impediscano l'emissione raggi n caso di errato posizionamento della barriera

2.2.3 Segnalazioni ottiche ed eventualmente acustiche che entrino in funzione quando l'acceleratore è in grado di erogare raggi: eventuali segnalazioni acustiche dovrebbero entrare in funzione preventivamente, con anticipi in grado di consentire alle persone di azionare gli stop di emergenza.

2.2.4 L'azionamento dell'acceleratore dovrebbe essere consentito solo con chiave

2.2.5 Dovrebbero essere presenti area monitors in tutti gli ambienti in cui possono essere presenti campi di radiazione. Dovrebbe essere centralizzata l'informazione dosimetrica complessiva, ottenuta anche attraverso l'impiego di rivelatori diversi per tenere conto dei diversi campi di radiazione (neutroni, fotoni etc)

2.2.6 Va valutato il rischio di incendio dovuto al rapido innalzamento della temperatura indotto nei materiali irradiati, soprattutto dagli elettroni; vanno valutati gli effetti elettrici indotti da correnti di elettroni particolarmente intense ($> 100 \mu\text{A}$) se nelle vicinanze si trovano vapori di materiale organico

2.3.1 Va valutata la produzione di ozono con i conseguenti rischi per le persone e per il funzionamento della macchina: la produzione di gas tossici avviene soprattutto nelle vicinanze della finestra per cui è meglio impiegare sistemi di aspirazione localizzata. Si possono formare anche diversi ossidi di azoto che, combinandosi con il vapore acqueo, danno origine ad HNO_3 che può attaccare le superfici metalliche; si possono originare gas radioattivi a seguito di reazioni (γ, n): ^{15}O , ^{13}N , ^{16}N . La necessità di filtrazione assoluta va valutata caso per caso

- ✓ ⁶⁰Quantità di attività prodotta in aria (**ciclotrone**)

⁵⁸ C. Birattari et al, Il progetto ciclotrone per usi biomedici di Milano: valutazione sulla attivazione indotta nell'aria, INFN/TC-84/29

⁵⁹ NCRP 51 salvo diversa specificazione

⁶⁰ C. Birattari et al, Il progetto ciclotrone per usi biomedici di Milano: valutazione sulla attivazione indotta nell'aria, INFN/TC-84/29

E' funzione del flusso di neutroni, della σ , della ρ dell'elemento irradiato, della ventilazione dei locali. Il flusso medio può essere calcolato ipotizzando un locale sferico; una volta calcolata l'attività a saturazione è possibile, considerando la λ e il numero di ricambi aria/ora, calcolare il tempo necessario a fare scendere la concentrazione al livello desiderato, nonché l'attività aspirata dal sistema di espulsione dell'aria.

I Step: Scelta e calcolo del flusso neutronico: Tra le possibili reazioni va scelta quella che genera il peggiore campo di radiazione neutronica \Rightarrow ${}^9\text{Be}(d, n)$ con deutoni da 20 MeV, produce neutroni da 24.4 MeV essendo il Q della reazione pari a 4.4 MeV. Si ottengono spettri neutronici diversi in funzione della direzione considerata; dalle Distribuzioni spettrali dei neutroni emessi in funzione dell'angolo, sotto opportune ipotesi, posso calcolare la resa totale dei neutroni per unità di tempo e di angolo solido ($\text{ns}^{-1}\text{sr}^{-1}$) (soglia 0) e quindi, conoscendo la superficie dell'ambiente, il flusso dei termici attraverso la relazione di Moyer; le reazioni indotte dai veloci hanno soglie variabili \Rightarrow calcolo la resa totale dei neutroni a partire dall'energia di soglia.

II Step: calcolo dell'attivazione in aria: Sono possibili reazioni di cattura dei termici (n, γ), reazioni indotte dai veloci (n, xn), (n, p), ($n, {}^4\text{He}$). Si può effettuare uno studio in diverse situazioni operative a partire dalla considerazione che, per effetto di un flusso Φ di neutroni, in un certo intervallo di tempo dt , per una data reazione, si formano nel volume V un numero di nuclei attivi K dato da

$$K \, dVdt = \sigma \times \rho \times f \times (N_A/P_a) \times \Phi \times dt \, dV \quad (f = \text{frazione isotopica del bersaglio})$$

e che, per effetto della ventilazione e del decadimento, si ha contemporaneamente una diminuzione del numero di radionuclidi dato da

$$h \, dVdt = (\lambda + m) \times n \times dt \, dV \quad (f = \text{frazione isotopica del bersaglio})$$

con h = numero dei nuclidi attivi rimossi

m = numero dei ricambi aria/ora

La soluzione dell'equazione di bilancio porta al seguente valore dell'attività a saturazione:

$$a = a_s \times [1 - e^{-(\lambda+m)t}] \Rightarrow a_s = \frac{\left(\sigma \times \rho \times f \times \frac{N_a}{P_a} \right) \times \Phi \times \lambda}{(\lambda + m)}$$

Per ottimizzare il processo: durante l'irraggiamento nei locali con presenza di fascio, fermare la mandata d'aria e riprendere la quantità d'aria necessaria a mantenere la depressione voluta. Al termine dell'irradiazione, qualora sia necessaria l'apertura dei locali in precedenza interessati al fascio, riattivare l'impianto di ventilazione a pieno regime (\cong 20 ricambi aria/ora)

- 2.3.2 Il problema della radioattività indotta dovrebbe essere affrontato preventivamente soprattutto ai fini della facilità di manutenzione e sostituzione di parti. Potrebbe essere necessario predisporre un deposito schermato per lo stoccaggio di parti sostituite. Va tenuta in debita considerazione la radioattività prodotta nei circuiti di raffreddamento, nella polvere, nel grasso e nei lubrificanti. L'acqua dei circuiti di raffreddamento soggetta a irradiazione ad alta energia dovrebbe essere a circuito chiuso e adeguatamente filtrata. Va valutata la contaminazione da trizio (usata come particella accelerata e come target). Il trizio può essere trattenuto in maniera inamovibile e non rilevabile attraverso smear test e pertanto sorgenti di ioni, contenitori di gas, tubi di accelerazione spostati a trizio o a ioni di trizio dovrebbero essere considerati rifiuti radioattivi dopo il loro impiego
- 2.3.3 Va prestata particolare attenzione al problema del danno da radiazioni su materiali isolanti (di solito presenta una soglia) e sui sistemi elettronici

11. Caratteristiche dei campi di radiazione prodotti da acceleratori

⁶¹Caratteristica fondamentale del campo di radiazione **prodotto in un ciclotrone** dall'interazione del fascio primario con la materia è la prevalenza della componente neutronica su quella elettromagnetica.

Nelle zone esterne alla schermatura può viceversa aversi la prevalenza della componente elettromagnetica. Le valutazioni radioprotezionistiche dovrebbero fare riferimento alla reazione più prolifica che si possono produrre con i fasci a disposizione.

3.1.1 ⁶²Quando le particelle accelerate sono portate al di fuori delle zone sotto vuoto dell'acceleratore, costituiscono una fonte di rischio in se. Quando poi interagiscono con un target, possono essere prodotti vari tipi di radiazione:

- ✓ X di frenamento prodotti dall'interazione di elettroni con la materia

⁶¹ Problemi di radioprotezione collegati all'esercizio di un ciclotrone, a cura di M. Pelliccioni

⁶² NCRP 51 salvo diversa specificazione

- ✓ X caratteristici prodotti dall'interazione di elettroni con la materia
- ✓ γ pronti prodotti dall'interazione di ioni o neutroni con la materia
- ✓ neutroni prodotti dall'interazione di elettroni, fotoni, protoni o ioni con la materia
- ✓ γ ritardati o β prodotti dai prodotti di attivazione

La distribuzione angolare della radiazione emessa può essere fortemente anisotropa e non necessariamente piccata in avanti

3.1.2 Parametri che influenzano il rate di emissione

- ✓ **tipo di particella accelerata**
- ✓ **tipo di target:** la sua composizione determina il tipo di reazione prodotta; ai fini protezionistici va ipotizzato che sia spesso abbastanza da stoppare completamente il fascio incidente
- ✓ **Energia delle particelle accelerate:** le particelle vanno considerate monoenergetiche con una energia pari a quella massima
- ✓ **Corrente:** nel caso di fasci pulsati l'intensità è pari al prodotto dell'intensità durante l'impulso per il duty cycle. Il rate di emissione è in generale proporzionale all'intensità
- ✓ **Distribuzione angolare:** dipende dalla reazione considerata, dall'energia della particella dallo Z del target. Il rate di emissione della radiazione prodotta da elettroni o ioni su un target tende a piccare in avanti, tranne che nel caso dei neutroni prodotti a seguito di reazioni (γ , n) in cui i neutroni tendono ad essere emessi lateralmente
- ✓ **Distribuzione spettrale della radiazione.**

3.2.1 **Elettroni:** hanno un range finito, proporzionale alla loro energia. Il range massimo, per scopi pratici è di circa 0.6 gcm^{-2} moltiplicato per l'energia in MeV, indipendentemente dal numero atomico, nel range 2-20 MeV. Poiché l'aria ha una densità di circa $1.2 \times 10^{-3} \text{ g/cm}^3$ a STP, il range massimo in aria di elettroni è pari a circa 5 volte (in metri) la loro energia (in MeV) ($0.6 \text{ g/cm}^2 / 1.2 \times 10^{-3} \text{ g/cm}^3 \cong 5000 \text{ cm}$)

3.2.2 **Ioni leggeri (Idrogeno ed elio):** Il range è molto minore di quello degli elettroni. Possono però dare origine a un gran numero di reazioni nucleari con formazioni di prodotti di attivazione. I deutoni possono costituire un problema a seguito della reazione ${}^2\text{H}(d, n){}^3\text{He}$ negli acceleratori di deutoni. Esiste infatti la possibilità che il deuterio possa essere adsorbito su parti dell'acceleratore originando quindi un background di neutroni

3.2.3 **Ioni pesanti:** hanno un range molto piccolo e non costituiscono un problema a condizione che siano confinati nel vuoto. Possono produrre X caratteristici che possono costituire un problema per il personale che osservi direttamente la fluorescenza

3.3.1 **Raggi X:** spettro continuo più sovrapposizione di X caratteristici. Il rate di emissione aumenta con lo Z del target ancor più che con il potenziale di accelerazione.

Se prodotti con elettroni con $E < 1 \text{ MeV} \Rightarrow$ produzione a 90°

Se prodotti con elettroni con $E > 1 \text{ MeV} \Rightarrow$ produzione in avanti

Ad esempio se voglio calcolare il rendimento a 0° e 90° in funzione dell'energia:

- a) dall'appendice E1 mi calcolo il rendimento a 1 m in funzione dell'energia su un bersaglio ad alto Z
- b) se il mio bersaglio non è ad alto Z, sfruttando il fatto che la radiazione di frenamento per energie elevate va come $1/Z^2$ dall'appendice E3 trovo gli opportuni fattori moltiplicativi per il mio bersaglio

Le reazioni (γ , n) sono importanti per energie $> 10 \text{ MeV}$: reazioni nucleari non possono essere prodotte con fotoni con $E < 1.67 \text{ MeV}$ (soglia di fotodisintegrazione del Berillio)

3.3.2 **Neutroni:** sono prodotti a seguito di un gran numero di reazioni nucleari dipendenti da tipo ed energia delle particelle accelerate. Possono essere prodotti neutroni monoenergetici con energia dipendente dall'energia della particella incidente e dall'angolo di emissione, neutroni appartenenti a gruppi di energie. **Le reazioni fotonucleari portano ad uno spettro continuo** con energia che va da valori molto bassi alla differenza tra l'energia dei fotoni e la soglia per la specifica reazione. Va valutata intensità, distribuzione angolare, spettro

Ad esempio se voglio calcolare il rate di emissione neutronica:

- a) dall'appendice F(1,2,3) mi calcolo lo Yield totale su 4π in funzione del tipo di reazione e dell'energia
- b) dall'appendice F4 trovo i fattori che mi fanno passare da Yield totale su 4π a Yield a 0° e 90°
- c) si calcola il flusso alla distanza d dividendo per d^2

3.4.1 Altre sorgenti di radiazione

Elettroni diffusi o retrodiffusi dal target

Raggi X retrodiffusi

Preiniettori (operano a centinaia di kV e necessitano di schermature)

Klystron: operano a 150 – 250 kVp con correnti di 100 – 300 A

Radiazione di fuga dalla testata: va rilevato che gli spessori necessari a schermare dagli X spesso non sono sufficienti a ridurre la dose da fotoneutroni sotto i limiti)

12. Calcolo delle barriere

12.1. Scelta dei materiali

4.1.1 ⁶³Nella scelta del materiale schermante, dovrebbero essere valutati i seguenti elementi:

- ✓ Spessore e peso del materiale
- ✓ Possibilità di impiego delle schermature anche ai fini strutturali
- ✓ Possibilità di impiego ai fini della schermatura dagli X e dai gamma ma anche dai neutroni
- ✓ Uniformità e omogeneità della schermatura
- ✓ Durata della schermatura anche in relazione alla stabilità della sua composizione
- ✓ Nel caso di visive, trasparenza e deterioramento con il danno da radiazioni
- ✓ Costi, compresi quelli della manutenzione
- ✓ Possibilità di induzione di radioattività pronta o ritardata

4.1.2 Materiali di uso comune

- ✓ **Elettroni:** materiali a basso Z per minimizzare gli X di frenamento, aria
- ✓ **Ioni leggeri:** materiali ad alto Z per minimizzare la produzione di neutroni se l'energia degli ioni è minore di 5 MeV; sopra i 5 MeV gli ioni leggeri producono neutroni sulla maggior parte dei materiali
- ✓ **X e γ :** calcestruzzo ($\rho=2.35 \text{ g/cm}^3$). In taluni casi può essere utile l'impiego di ferro. Va però prestata attenzione che il tenore di H₂O nel calcestruzzo diminuisce nel tempo. In situazioni particolari può essere utilizzato acciaio. Il piombo va bene per $E < 1 \text{ MeV}$ (effetto fotoelettrico, proporzionale a Z^5), va bene per $E > \text{qualche MeV}$ (creazione di coppie proporzionale a Z^2); per energie comprese tra 1 e qualche MeV non c'è convenienza particolare. Lo svantaggio nell'impiego del Pb sta nel fatto che, per il peso, collassa su se stesso. Per i sistemi di collimazione: Materiali ad alto Z (Tungsteno o Uranio depleto). La terra può essere impiegata come materiale di riempimento tra pareti di calcestruzzo.
- ✓ **Neutroni:** cemento per la presenza di H₂O e di aggregati normalmente a basso Z. Va sempre valutata la diminuzione nel tempo del contenuto di H₂O nel cemento. Può essere addizionato al cemento Boro, Cadmio, e materiali a basso Z per ridurre lo spessore. Il legno ha un buon contenuto di H ma è infiammabile. Può essere usato occasionalmente per barriere temporanee, tappi. La masonite e il panforte non sono soggetti a modifiche nelle dimensioni ma sono poco resistenti al danno da radiazioni. Acqua paraffina e composti organici idrogenati necessitano di supporti e presentano una elevata infiammabilità. Per neutroni molto energetici vanno impiegati materiali ad alto Z nella prima parte dello schermo per rallentarli attraverso reazioni di scattering elastico, poi va impiegato un materiale idrogenato nell'ultimo spessore decivalente. I γ sono una componente significativa in barriere spesse e neutroni di energia minore di quelli presenti in uno spettro di fissione.

12.2. Calcolo delle barriere: generalità

4.2.3 **Calcolo delle barriere:** un acceleratore deve essere ipotizzato in funzionamento continuo, al massimo rate di emissione, 8h/giorno, 5 giorni alla settimana. Nel caso in cui lavori di più il personale non deve comunque stazionare nelle zone classificate più di 40h/settimana.

Le osservabili dosimetriche fanno riferimento all'indice di dose equivalente H_i.

Obiettivo fondamentale nel calcolo delle barriere è fare in modo che i campi di radiazione nel punto di interesse siano ridotti in modo tale da stare al di sotto dei limiti di dose e dell'obiettivo di progetto.

$$\dot{H}_{ID} \leq \dot{H}_M \text{ con } \dot{H}_{ID} = \sum_j \frac{\dot{F}_{0j} \times B_j \times T}{K_j \times d_j^2} \quad \text{con}$$

\dot{F}_{0j}	=	max dose rate o densità di fluena di particelle dovuta al campo primario o secondario alla distanza di 1 m ($\text{Gym}^2\text{min}^{-2}$) o ($\text{n m}^2\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$)
B_j	=	coefficiente di trasmissione
T	=	fattore di occupazione
D	=	distanza sorgente punto di interesse
k_i	=	costante dimensionale

4.2.4 **Parametri relativi alla sorgente di radiazioni:** devono essere determinati tutti i termini sorgente legati al tipo di acceleratore al fine di determinare quale sia il termine dominante. I rate di emissione possono essere determinati da NCRP 51 anche in funzione dell'angolo di emissione. Quando le distribuzioni angolari non sono note, si deve assumere che rate e spettro della radiazione siano invarianti con l'angolo.

4.2.5 **Fattori geometrici:** la sorgente può essere considerata puntiforme se ha dimensioni almeno 1 ordine di grandezza inferiori alla distanza del punto di interesse. Sorgenti estese devono essere

⁶³ NCRP 51 salvo diversa specificazione

considerate come somma di sorgenti puntiformi. Deve essere conosciuta la direzione delle particelle accelerate dal momento che il massimo rate di emissione è nella stessa direzione (eccezion fatta per **fontoneutroni** e X prodotti da elettroni con energia **< 1 MeV**); devono essere conosciuti materiali e spessori di pavimento e soffitti

4.2.6 **Carico di lavoro:** può essere espresso il Gym^2sett^{-1}

4.3.1 **Calcolo delle barriere per particelle cariche:**

- ✓ È indipendente dalla corrente (range finito)
- ✓ Si ignora l'aria a meno che gli spessori d'aria in gioco siano $> R_{max}$ (aria)
- ✓ In prima approssimazione, per gli elettroni, il R_{max} (aria) è inversamente proporzionale a ρ
- ✓ Si deve tenere in considerazione anche il backscattering

Il problema è pertanto costituito dalla radiazione secondaria (X, γ e neutroni) la cui sorgente è costituita dal materiale irradiato (superficie irradiata moltiplicata il range delle particelle cariche del fascio primario)

12.3. Calcolo delle barriere per fotoni

12.3.1. Fascio primario (fotoni)

4.3.2 Il problema sta nel determinare l'attenuazione richiesta per raggiungere l'obiettivo di progetto.

$$\dot{H}_{ID} \leq \dot{H}_M = \frac{\dot{D}_{I0} \times B_x \times T}{(1.67 \times 10^{-5}) \times d^2} \Rightarrow B_x \geq (1.67 \times 10^{-5}) \frac{\dot{H}_x d^2}{\dot{D}_{I0} \times T} \quad \text{con} \quad \dot{D}_{I0} = Gym^{-2} min^{-1} \text{ a } 1 \text{ m}$$

NCRP 51 fornisce le curve per molte energie e diversi materiali; per energie non tabulate e delle quali non si conoscono le curve di trasmissione, B_x può essere collegato al numero di spessori decivalenti:

$$B_x = 10^n \Rightarrow n = \log_{10} B_x$$

La pendenza della curva di trasmissione vs. lo spessore cambia soprattutto nella prima decade e quindi

$$S = T_1 + (n-1)T_e \quad \text{con} \quad T_1 = I \text{ spessore decivalente} \\ T_e = \text{spessore decivalente all'equilibrio}$$

Per materiali a basso Z lo spessore necessario può essere calcolato in funzione del rapporto tra le densità dei materiali.

Nel caso in cui gli elettroni collidano direttamente con la barriera, si devono considerare gli X prodotti dalla barriera stessa. Il punto di interazione diventa sorgente degli X. Se il diametro di tale punto è minore del 10% dello spessore della barriera la sorgente può essere considerata puntiforme. Il rate di emissione può essere calcolato dall'energia degli elettroni, dalla corrente, dallo Z dell'assorbitore. La correzione per d^2 va effettuata dal punto di interazione. Diversamente la sorgente va considerata lineare e pertanto come somma di sorgenti puntiformi.

Ad esempio:

- 1) Si calcola il rate di emissione degli X a 0° e 90°
- 2) Si calcola il B_x impiegando la relazione *
- 3) Si cerca sul grafico opportuno lo spessore corrispondente e se non lo trovo applico il metodo degli spessori decivalenti: prima trovo n , poi dall'appendice E12 (mi da T_1 e T_e in funzione di E) trovo T_1 e T_e
- 4) Aggiungo 1 SeV
- 5) Per il calcolo a 90° devo tenere conto della diversa composizione spettrale della radiazione

12.3.2. Diffusa (fotoni)

Importante nei labirinti e nei fori di accesso. Si deve tenere conto di tre elementi

Dipendenza dalla superficie irradiata, dall'angolo di incidenza, dall'energia

Distanza tra punto di interesse e oggetto diffondente

La componente diffusa può essere espressa in funzione della componente primaria dalla relazione:

$$\dot{D}_{I,RO} = \frac{\dot{D}_{I0} \times \alpha_x \times A}{d_i^2}$$

α_x = coefficiente di diffusione $f(E, Z, \text{angolo})$
 A = Superficie irradiata
 T = fattore di occupazione
 d = distanza oggetto diffondente/punto di interesse

Sostituendo la relazione sopra indicata in quella fondamentale si ottiene:

$$\dot{H}_{I,dr,x} \leq \dot{H}_m = \frac{\dot{D}_{I0} \times \alpha_x \times A \times B_{x,r} \times T}{(1.67 \times 10^{-5}) \times d^2 \times d_r^2} \Rightarrow B_x \geq (1.67 \times 10^{-5}) \frac{\dot{H}_m \times d^2 \times d_r^2}{\dot{D}_{I0} \times \alpha_x \times A \times T}$$

α_x è tabulato in funzione dell'energia e del materiale. In caso di spettro continuo di fotoni, per calcolare α_x si assume come energia quella pari a metà dell'energia massima.

Una volta calcolato B_x per la diffusa:

- ✓ se gli elettroni primari $E < 0.5$ MeV \Rightarrow spettro diffuso da considerarsi identico a quello primario
- ✓ se gli elettroni primari $0.5 < E < 3$ MeV \Rightarrow predomina il Compton \Rightarrow a 90° $E = 0.5$ MeV, a 180° $E = 0.25$ MeV
- ✓ se gli elettroni primari $3 < E < 10$ MeV \Rightarrow predomina la creazione di coppie $\Rightarrow 511$ keV
- ✓ se gli elettroni primari $E > 10$ MeV $\Rightarrow \alpha_x = 10^{-2}$ su ferro e materiali equivalenti ed equivalente a quello da 10 MV su cemento; la trasmissione viene considerata uguale a quella relativa agli X prodotti a 90° dagli elettroni primari.

Lo spettro in energia degli X prodotti a 90° è degradato in energia rispetto a quello prodotto a 0° (appendice E6); se ne tiene conto ipotizzando che lo spettro della diffusa sia lo stesso dei raggi X emessi a 90° dagli elettroni primari che interagiscono sul target.

12.4. Calcolo delle barriere per neutroni

12.4.1. Fascio primario (neutroni)

Anche i neutroni sono attenuati approssimativamente in maniera esponenziale. Il fattore di qualità però cambia con l'energia e quindi con la trasmissione. In più i neutroni producono γ di cui si deve tenere conto.

$$\dot{H}_{d,n} \leq \dot{H}_m = \frac{\Phi_0 \times B_n \times T}{(2.8 \times 10^{-7}) \times d^2} \Rightarrow B_n \geq (2.8 \times 10^{-7}) \frac{\dot{H}_m \times d^2}{\Phi_0 \times T} \quad \text{Con} \quad B_n = \text{Rem cm}^2$$

$$\Phi_0 = \text{m}^2 \text{cm}^{-2} \text{s}^{-1}$$

Sono disponibili in NCRP 51 curve relative a neutroni monoenergetici che includono anche il contributo dei γ . Se lo spettro dei neutroni incidenti sulla barriera è noto, le curve possono essere utilizzate per ciascuna componente spettrale. Se lo spettro non è noto sono comunque disponibili curve di trasmissione.

Se B_n è più piccolo di quello ricavabile dalle curve, allo spessore ricavabile dalle curve va aggiunto un adeguato numero di spessori decivalenti: procedura da impiegarsi solo per trasmissioni inferiori a 10^{-16} remcm².

N.B. le curve di trasmissione sono normalizzate all'indice di dose equivalente per unità di fluena (rem cm²) incidente sulla barriera: sono relative a fasci larghi e paralleli di neutroni incidenti, l'accuratezza delle curve non va oltre un fattore 2 per cui è sempre necessario aggiungere un SEV.

Lo spessore della barriera può variare non solo per d^2 ma anche per la diversa distribuzione angolare della fluena neutronica

Energie degli ioni < di qualche MeV \Rightarrow distribuzione isotropica dei neutroni

Energie degli ioni > di qualche MeV \Rightarrow distribuzione piccata in avanti

Reazioni fotonucleari: fluena a 90° più che doppia rispetto a 0° , ma per energie di elettroni > 100 MeV neutroni emessi in avanti.

Per esempio:

calcolare a 0° e 90° la barriera necessaria per attenuare neutroni veloci, sorgente da 1 cm di diametro, $10 \mu\text{A}$, prodotti da deutoni da 10 MeV incidenti su un target spesso di Be, distanza 5 m tra target e punto di riferimento a 0° , 3 m a 90° , $T=1$, Zona controllata.

1) calcolo il rate di emissione dei neutroni nelle direzioni di interesse

Appendice F4: $Y(4\pi) = 1.6 \times 10^{10} \text{s}^{-1} \mu\text{A}^{-1}$

$Y_{sr^{-1}}(0^\circ)/Y(4\pi) \geq 0.5$ (assumo 1 come ipotesi conservativa)

$\approx 1.0 \times 1.6 \times 10^{10} \text{s}^{-1} \text{sr}^{-1} \mu\text{A}^{-1} = 1.6 \times 10^{11} \text{s}^{-1} \text{sr}^{-1} \Rightarrow \Phi_0(0^\circ) = 1.6 \times 10^7 \text{m}^2 \text{cm}^{-2} \text{s}^{-1}$

(basta dividere per la distanza al quadrato in metri)

$Y_{sr^{-1}}(90^\circ)/Y_{sr^{-1}}(0^\circ) \leq 0.1 \Rightarrow \Phi_0(90^\circ) = 1.6 \times 10^6 \text{m}^2 \text{cm}^{-2} \text{s}^{-1}$

2) calcolo B_n a 0° e 90°

$$B_n(0^\circ) = 2.8 \times 10^{-7} \frac{2.5 \times 5^2}{(1.6 \times 10^{-7}) \times 1} = 1.1 \times 10^{-12}$$

$$B_n(90^\circ) = 2.8 \times 10^{-7} \frac{2.5 \times 3^2}{(1.6 \times 10^{-6}) \times 1} = 3.9 \times 10^{-12}$$

dall'appendice F9, curva C (16 MeV perché non è disponibile 10 MeV):
 a 0°: 370 g/cm², con cemento densità 2.35 g/cm³) ⇒ 157 cm : in realtà ne metto 168 cm
 a 90°: 320 g/cm², con cemento densità 2.35 g/cm³) ⇒ 136 cm in realtà ne metto 152 cm

12.4.2. Fascio riflesso (neutroni)

4.3.3 Diffusione multipla in grandi sale: la diffusione multipla proviene soprattutto dal backscattering delle varie barriere che circondano l'acceleratore. L'energia è degradata rispetto allo spettro incidente. In corrispondenza di pareti lontane più di qualche metro dalla sorgente, la fluena di neutroni può essere quasi 10 volte maggiore di quella dovuta ai primari: il contributo alla dose però, a seguito della diminuzione del fattore di qualità può essere al massimo di un fattore 2: è quindi necessario aggiungere 1 SEV

Diffusione da fasci collimati di neutroni: nel caso in cui il fascio di neutroni sia collimato su una superficie ben definita, i neutroni diffusi possono essere il problema dominante nelle pareti non interessate dai neutroni primari. La sorgente dei neutroni riflessi è in tal caso descritta dalla relazione:

$$\Phi_{so} = \frac{\Phi_0 \times \alpha_n \times A}{d^2} \quad \text{con } \Phi_{so} = \text{fluena a 1 metro}$$

Sono disponibili valori di α_n in funzione dell'energia di neutroni **monoenergetici** incidenti su cemento e ferro. Se i neutroni non sono monoenergetici, va usata l'energia mediana dello spettro in caso di spettro stretto; se lo spettro dei neutroni è largo va usato il massimo valore di α_n per l'angolo in questione.

12.5. Sorgenti multiple

4.3.4 Nel caso di sorgenti multiple che non operano contemporaneamente, va effettuato il calcolo per ogni sorgente e quindi va scelto il valore più conservativo. Se le sorgenti sono attive contemporaneamente, gli spessori vanno calcolati separatamente per ogni sorgente e confrontati tra di loro. Se i risultati portano a spessori comparabili per le j sorgenti si abbatta l'obiettivo di progetto di un fattore $1/j$ e si sceglie il valore più elevato tra quelli calcolati. Se viceversa lo spessore più elevato calcolato supera di 1 TVL lo spessore calcolato relativamente alla II componente più penetrante, si usa lo spessore trovato. N.B. S è lo spessore calcolato lungo il percorso della radiazione = $S/\cos\theta$ con θ = angolo tra la radiazione incidente e la normale alla superficie di incidenza.

12.6. Labirinti e porte di accesso

Labirinti per acceleratori di elettroni: il metodo più semplice consiste nel disegnare il labirinto in modo che sia di lunghezza maggiore del percorso in aria degli elettroni, impiegando i percorsi più brevi. La lunghezza può essere ridotta con l'impiego di una porta. Va però tenuto conto dei fotoni prodotti per frenamento.

Labirinti per sorgenti di raggi X: l'apertura interna del labirinto non dovrebbe essere interessata dal fascio diretto. Per raggi X di energia < 10 MeV l'indice di dose all'ingresso può essere calcolato attraverso la relazione:

$$\dot{H}_{I,j} = \frac{D_0 \times \alpha_1 \times A_1 \times (\alpha_2 \times A_2)^{j-1}}{(d_j \times d_{r1} \times d_{r2} \dots d_{rj})^2}$$

α_1 = coefficiente di riflessione sul I materiale
 α_2 = coefficiente di riflessione sul II materiale a 0.5 MeV
 A_1 = area di prima riflessione
 A_2 = sezione del labirinto
 d_1 = Distanza sorgente-prima riflessione
 $d_{r1} \dots d_{rj}$ = somma delle lunghezze del labirinto
 J si riferisce al j -esimo processo di riflessione

N.B.: d_{rj}/A_2 dovrebbe essere compreso tra 2 e 6

Per energie > 10 MeV dovrebbe comunque essere prevista una porta di ingresso: in ogni caso la somma degli spessori delle pareti dei labirinti deve essere equivalente a quella calcolata in assenza del labirinto.

Labirinti per neutroni: il problema è complesso, i risultati sperimentali dei calcoli effettuati portano spesso alla necessità di porte aggiuntive e quindi alla necessità di porte schermate. Si assume che le pareti del labirinto siano in cemento. Una grande frazione dei neutroni che arrivano all'ingresso del labirinto hanno subito diverse interazioni sulle pareti ed hanno una energia degradata rispetto ai primari. La prima gamba del labirinto riduce la fluena dei veloci: nelle gambe successive prevale quindi la componente termica: oltre la II gamba tutti i neutroni sono termici. I gamma emessi dal labirinto danno un contributo dosimetrico circa uguale a quello dei termici, così che oltre la II gamba l'indice di dose è circa il doppio di quello dovuto ai termici. Il comportamento della radiazione può essere espresso in funzione delle unità di radice quadrata della sezione del labirinto $\sqrt{(hw)}$. Dall'appendice F11 ricavo la trasmissione della fluena dei termici in funzione del tipo di labirinto (1, 2, 3 gambe) e del termine $\sqrt{(hw)}$.

Quindi prima mi ricavo l'attenuazione necessaria attraverso la relazione

$$B_{n,m} \leq \frac{270 \times \dot{H}_M}{K \times \Phi_m}$$

Φ_m = fluensa dei neutroni all'ingresso del labirinto ($\text{cm}^{-2} \text{s}^{-1}$)
 270 = rate di fluensa neutronica per unità di dose dei termici
 K = fattore che tiene conto dei γ e del tipo di labirinto

Una volta trovato $B_{n,m}$, con appendice F11 vedo quale tipo di labirinto soddisfa le esigenze richieste; **in alternativa può essere impiegato il metodo di Kersey**

2.3.4 ⁶⁴**Metodo di Kersey:** metodo empirico basato su misure sperimentali effettuate in molte sale per radioterapia. La dose equivalente all'ingresso del labirinto è calcolata sulla base dell'inverso del quadrato della distanza. L'attenuazione del labirinto è basata sulla sua lunghezza e si assume uno spessore decivalente per l'indice di dose pari a 5 metri. I risultati sono all'interno di un fattore 2 rispetto alle misure nonostante i presupposti fisici del metodo siano discutibili. I γ alla fine del labirinto possono essere assunti pari a 1/5 del rate di dose equivalente neutronico

Per esempio (NCRP 79 2.3.4):

suppongo che la fuga di neutroni dalla testata dia lo 0.05% della dose fotonica all'isocentro (0.5 mrem/rad fotonico), che la distanza tra la testata e l'ingresso del labirinto sia di 3.7 m e che la lunghezza del labirinto sia di 3.7 m.

$$H_N(\text{alla porta}) = \frac{0.5}{3.7^2 \times 10^{3.7/5}} = 6.6 \times 10^{-3} \text{ mrem/rad fotonico}$$

in pratica, per valutare spessore e composizione della porta di ingresso:

1. **calcolo la dose equivalente da neutroni all'isocentro: 0.05% della dose fotonica all'isocentro con $Q = 10$**
2. **calcolo la dose equivalente neutronica all'ingresso del labirinto usando l'inverso del quadrato della distanza**
3. **riduco la dose neutronica a seguito dell'effetto del labirinto di lunghezza d , di un fattore $10^{d/5}$**
4. **calcolo la dose γ come 1/5 di quella neutronica**

Applico quindi uno spessore di materiale idrogenato all'interno della porta e di un materiale ad alto Z all'esterno della porta per raggiungere l'obiettivo di progetto.

4.4.3 **Porta di accesso:** in assenza di labirinto, la porta di accesso deve garantire un livello di protezione analogo a quello delle pareti adiacenti. Materiali comunemente impiegati: Cemento, Pb, Fe, Polietilene borato. È importante eliminare le discontinuità nelle schermature. È necessario prevedere un overlap della porta sulla porta al fine di minimizzare la diffusa e garantire continuità nella schermatura. L'overlap deve essere almeno 10 volte superiore allo spessore interposto tra porta e parete. La porta dovrebbe essere montata all'interno della sala. Possono essere impiegate porte a tappo. La porta dovrebbe scorrere all'interno del pavimento e del soffitto. Altri accessi alla sala possono essere di tre tipi: tubi e condotti per accessi continui alla sala, tunnel e condotti per accessi intermittenti alla sala, dispositivi per convogliare in maniera intermittente campioni all'interno e all'esterno della sala.

Accessi di materiale omogeneo: tubi per gas e fluidi di raffreddamento, hanno spessore piccolo rispetto allo spessore della barriera. Va evitato l'allineamento al fascio diretto. Lo spessore della barriera dovrebbe essere progettato in modo da considerare la presenza del vuoto indotto dal tubo

Accessi intermittenti: il tunnel dovrebbe essere disegnato come un piccolo labirinto e la sezione non dovrebbe essere maggiore di quella strettamente necessaria al passaggio del materiale

Dispositivi per convogliare campioni: idem

12.7. Skyshine

Consiste nella diffusione dell'aria soprastante l'installazione se il bunker è a cielo aperto

a) Fotoni: si impiega la relazione:

$$\dot{D}_{ISds} = \frac{\left[(2.5 \times 10^{-2}) \times \dot{D}_{i0} \times \Omega^{1.3} \right]^*}{d_s^2}$$

⁶⁴ NCRP 79

la relazione * da risultati conservativi per distanze tra 20 e 250 metri ed energie basse dei fotoni, ancora più conservativi per energie alte e distanze piccole. Quando lo skyshine è il fenomeno determinante nel calcolo delle barriere B_{xs} può essere sostituito sostituendo * nella relazione fondamentale ottenendo:

$$B_{xs} \leq (0.67 \times 10^{-3}) \times \left[\frac{H_m \times d_1^2 \times d_s^2}{\dot{D}_{IO} \times \Omega^{1.3}} \right]$$

d_1 = distanza sorgente-2 metri sopra il soffitto

\dot{D}_{IO} = indice di dose misurato verso l'alto a 1 metro di altezza

Per soddisfare le condizioni si può o predisporre una schermatura aggiuntiva sul soffitto, o predisporre una barriera mobile sopra la sorgente per ridurre Ω .

c) Neutroni: lo skyshine per i neutroni si affronta in maniera analoga:

$$\Phi_{sds} = \frac{(6.5 \times 10^{-2}) \times \Phi_0 \times \Omega}{2\pi d_s^{1.6}} \text{ per } d_s > 20 \text{ m}^{**}$$

$$\Phi_{sds} = \frac{(5.4 \times 10^{-4}) \times \Phi_0 \times \Omega}{2\pi} \text{ per } d_s \leq 20 \text{ m}^{***}$$

le equazioni ** e *** sono relative ad una sorgente isotropica di neutroni da 5 MeV ma vanno bene anche per altre energie. Quando lo skyshine domina, B_{ns} è ottenibile dalla relazione fondamentale sostituendo Φ_0 con l'espressione ** e *** ottenendo:

$$B_{ns} \leq (2.7 \times 10^{-5}) \times \left[\frac{H_m \times d_i^2 \times d_s^{1.6}}{\Phi_0 \times \Omega} \right] \text{ per } d_s > 20 \text{ m}$$

$$B_{ns} \leq (3.3 \times 10^{-3}) \times \left[\frac{H_m \times d_i^2}{\Phi_0 \times \Omega} \right] \text{ per } d_s \leq 20 \text{ m}$$

12.8. Reazioni fotonucleari nella testata di un Linac

2.1.2 fluenza a 90° più che doppia rispetto a 0°, ma per energie di elettroni > 100 MeV neutroni emessi in avanti; lo spettro dei fotoneutroni primari in acceleratori per radioterapia consiste di poche linee discrete: in ogni caso i dati spettrali relativi ai fotoneutroni sono abbastanza incompleti, soprattutto per quelli prodotti da fotoni emessi a seguito di radiazione di frenamento. Esiste la possibilità di approssimare lo spettro dei fotoneutroni.

2.2.1 I neutroni prodotti nella testata in acceleratori per radioterapia sono emessi in maniera isotropica. Il materiale schermante della testata fornisce una buona attenuazione per fotoni (alto Z) ma il solo meccanismo di perdita di energia per i neutroni è costituito dallo scattering elastico e dalle reazioni (n, 2n). Lo scattering elastico determina le perdite di energia alle basse energie, le reazioni (n, 2n) dominano alle energie più elevate. Il W è molto più efficace del Pb nel ridurre l'energia dei neutroni anche se la σ per scattering anelastico è praticamente la stessa: ha quasi il doppio di atomi per cm^3 , lo scattering anelastico avviene anche a energie più basse: per $E < 0.57$ MeV il Pb è virtualmente trasparente ai neutroni. In ogni caso i neutroni che escono dalla testata subiscono molte collisioni: anche se si tratta di collisioni elastiche hanno l'effetto di aumentare il percorso dei neutroni e pertanto aumentare la probabilità di una reazione (n, 2n). I fotoneutroni primari hanno uno spettro simile a quello dei neutroni di fissione: lo spettro cambia però se viene valutato al di fuori della testata. Anche l'energia media diminuisce quasi esponenzialmente con lo spessore della testata fino quando scende al di sotto del primo stato eccitato di W o Pb: il tutto può essere descritto in termini di HEL (Half energy layer).

2.2.2 **Attenuazione della fluenza:** se i materiali nella testata sono ad alto Z i veloci prodotti subiscono una piccola attenuazione nella fluenza (se la testata è tutta in W, circa il 15%, se in Pb, praticamente non c'è attenuazione nella fluenza. Può esserci una moltiplicazione di neutroni dovuta alla re-

azione (n, 2n). In alcuni casi all'esterno delle testata è stato aggiunto Borato con sensibile diminuzione nella fluenza.

2.2.3 **Attenuazione della dose:** a testata non attenua la fluenza ma causando una diminuzione nell'energia dei neutroni diminuisce il rateo di dose. E' possibile trovare una relazione tra l'energia media dello spettro dei neutroni e il fattore di conversione tra fluenza e dose equivalente. Con questo fattore e il valore di HEL è possibile calcolare il valore di dose equivalente attraverso una semplice schermatura di ferro, piombo, tungsteno.

2.3.1 **Trasporto di neutroni in una stanza con pareti in cemento:**

- ✓ forte aumento del numero di neutroni che sono retrodiffusi dalle pareti
- ✓ il campo neutronico può essere descritto come la somma dei neutroni che provengono dalla sorgente e la componente scatterata dalle pareti. La componente diretta segue la legge dell'inverso del quadrato della distanza, la componente scatterata è costante nella stanza e la fluenza dei neutroni scatterati Φ_{sc} può essere espressa come

✓

$$\Phi_{sc} = 5.4 \times \frac{a \times Q}{S}$$

Q= numero dei neutroni veloci

S= Superficie interna della sala (cm²)

A= 0.85 per una testata di W, 1 per una testata di Pb (rappresenta il numero di neutroni che emergono dalla testata)

Si può dimostrare che un neutrone attraversa mediamente 2.4 volte la sala prima di cadere sotto il cut-off del Cd.

La fluenza totale degli epitermici (E < cut-off del Cd=0.41 eV) è data da

$$\Phi = \Phi_{dir} + \Phi_{sc} = \frac{a \times Q}{4\pi r^2} + 5.4 \times \frac{a \times Q}{S}$$

L'energia media della componente scatterata è legata all'energia media della componente diretta da

una relazione lineare: $\bar{E}_{sc} = 0.24 \times \bar{E}_{dir}$. Quindi l'energia media dello spettro totale è data da:

$$\bar{E} = \frac{\bar{E}_{dir} \times \Phi_{dir} + \bar{E}_{sc} \times \Phi_{sc}}{\Phi_{dir} + \Phi_{sc}} = \bar{E}_{dir} \times \left(1 - \frac{4.1 \times 4\pi r^2}{S + 5.4 \times 4\pi r^2} \right)^*$$

L'applicazione di questo metodo prevede:

- 1) la misura della fluenza epitermica in un punto, ad esempio mediante attivazione
- 2) la determinazione di \bar{E}_0 dei neutroni primari con i dati di tabella 8
- 3) la determinazione di \bar{E}_0 dei neutroni primari che emergono dalla testata conoscendo HEL
- 4) Il calcolo di S in funzione delle dimensioni della sala
- 5) Il calcolo di \bar{E} attraverso * per ogni punto di misura
- 6) la conversione della fluenza misurata in dose assorbita o dose equivalente (fig. 31a o 31b)
- 7) La misura separata della fluenza dei termici, la sua conversione in dose e la sua aggiunta alla dose dovuta agli epitermici

I risultati ottenibili sono in accordo con $\pm 10\%$ rispetto a risultati ottenuti con metodo Montecarlo

2.3.2 **Distribuzione spaziale della fluenza, della dose assorbita e della dose equivalente in una sala in cemento:** per una sorgente di neutroni veloci emessi dalla testata, la fluenza dei termici e dei veloci scatterati è costante: la fluenza in ogni punto della sala è composta di neutroni veloci scatterati con uno spettro costante, di neutroni termici costanti, di veloci e pochi termici emergenti direttamente dalla testata la cui fluenza va come $1/d^2$. La fluenza misurata in funzione della distanza dalla testata pertanto cadrà più lentamente di quanto prevedibile dalla legge dell'inverso del quadrato della distanza; la componente termica e scatterata contribuiscono meno alla dose equivalente: \Rightarrow dose e dose equivalente cadono più rapidamente della fluenza in funzione della distanza dalla testata, ma più lentamente di quanto prevedibile dalla legge della divergenza.

2.3.3 **Schermatura della sala:** nel calcolo delle barriere della sala in funzione della componente neutronica c'è una complicazione legata al fatto che la maggior parte dei dati di attenuazione della dose equivalente sono relativi ad una sorgente puntiforme e a un fascio di neutroni parallelo incidente su una superficie; in realtà si ha una situazione del tipo:

- a) Sorgente approssimativamente puntiforme circondata su tutti i lati da pareti da schermare
- b) Sorgente di neutroni o campo neutronico da schermare al termine di un passaggio di cemento in cui è collocata una porta da schermare

c) Distribuzione di sorgenti di neutroni lungo una linea o una circonferenza con schermature su tutti i lati da considerare (più che puntiforme, lineare)

Tali condizioni determinano un'attenuazione peggiore rispetto a quella di letteratura, legata condizioni di "quasi" buona geometria. Un'ulteriore complicazione è legata al fatto che i dati di letteratura sono relativi a sorgenti di neutroni monoenergetici, mentre in pratica ci si trova di fronte a spettri continui. Ci sono disponibili gli andamenti dei TVL in funzione dell'energia media per vari materiali: in generale sono rette con intercette e coefficienti angolari dipendenti dal materiale.

Queste curve mostrano che la pratica usuale di usare le curve per neutroni monoenergetici con energia pari a quella media dello spettro, non è né corretta né conservativa.

Peraltro le curve in NUCRP 51 tengono conto anche del contributo dei γ e pertanto l'apparente accordo tra Fig. 33 di NCRP 79 e figura F8 di NCRP 51 non esiste.

In ogni caso si può stimare il contributo dei neutroni alla dose assorbita a 1 m dal target $\cong 0.05\%$ della dose fotonica; assumendo un fattore di ponderazione pari a 10 il contributo arriva allo 0.5 % cioè circa 5 volte il contributo della radiazione fotonica di fuga dalla testata. L'energia media dei

neutroni prodotti dalla testata $\left(\bar{E}_{dir}^- \right)$ non dovrebbe superare 1 MeV \Rightarrow TVL \cong 21 cm di cemento.

Quindi anche considerando l'energia maggiore dei neutroni e la minore energia degli X, per ciascun spessore decimale di fotoni (38 cm) i neutroni sono attenuati di un fattore $10^{0.38/21} = 65$ e pertanto gli spessori predisposti per i fotoni sono di solito sufficienti a risolvere anche i problemi di schermature da neutroni. L'unica avvertenza va prestata nel caso in cui si usi Pb o Fe che sono poco efficienti per schermare neutroni.

12.9. Porte in acceleratori per radioterapia

2.3.4 Assumiamo che la porta sia adeguatamente schermata rispetto alla radiazione fotonica; la radiazione incidente sulla porta sarà composta di veloci (di bassa energia), termici e γ di cattura (1/5 della dose dovuta alla componente neutronica); i γ di cattura hanno energie elevate, fino a 10 MeV e un TVL (con labirinti ad una gamba) di 5-7- cm (con labirinti migliori si riduce il SEV di un fattore 10). Neutroni + fotoni possono dare all'ingresso della porta dosi dell'ordine di 2-10 rem/anno e quindi c'è necessità di schermare per un fattore almeno 4-20. 2 pollici di politene riducono la componente veloce di un fattore 10. Se un pollice di etilene, quello esterno viene borato, la componente termica viene praticamente eliminata. In questo modo viene ridotta la componente neutronica e non quella γ . Per ridurre la componente gamma può essere aggiunto bario al cemento del labirinto (vengono prodotti gamma meno energetici perché il Bo cattura con emissione di 1 fotone da 0.48 MeV, Cemento cattura con emissione di 2 fotoni da 10 MeV).

13. Legislazione in sostanza

13.1. Definizioni importanti (Allegato IV)

0.1. Dose equivalente. Fattori di ponderazione delle radiazioni

0.1.1. La dose equivalente $H_{T,R}$ nel tessuto o nell'organo T dovuta alla radiazione R è data da:

$$H_{T,R} = w_R \cdot D_{T,R}$$

dove:

$D_{T,R}$ è la dose assorbita media nel tessuto o nell'organo T, dovuta alla radiazione R;

w_R è il fattore di ponderazione per la radiazione R, che dipende dal tipo e dalla qualità del campo di radiazioni esterno, oppure dal tipo e dalla qualità delle radiazioni emesse da un radionuclide depositato all'interno dell'organismo.

0.1.2. I valori del fattore di ponderazione delle radiazioni w_R sono i seguenti:

Fotoni, tutte le energie		1
Elettroni e muoni, tutte le energie		1
Neutroni con energia	< 10 keV	5
con energia	10 keV - 100 keV	10
con energia	> 100 keV - 2 MeV	20
con energia	> 2 MeV - 20 MeV	10
con energia	> 20 MeV	5
Protoni, esclusi i protoni di rinculo, con energia	> 2 MeV	5
Particelle alfa, frammenti di fissione, nuclei pesanti		20.

0.1.3. Quando il campo di radiazioni è composto di tipi ed energie con valori diversi di w_R , la dose equivalente totale, H_T , è espressa da:

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

0.1.4. Per esprimere la dose equivalente totale in modo alternativo, la dose assorbita può essere espressa come distribuzione continua di energia, in cui ciascun elemento della dose assorbita, dovuto ad un'energia compresa tra E ed E + dE, va moltiplicato per il valore di w_R ricavato dal paragrafo 0.1.2 o, nel caso dei neutroni, come approssimazione della funzione continua di cui al paragrafo 0.1.5, integrando sull'intero spettro di energia.

0.1.5. Per i neutroni, ove sorgano difficoltà nell'applicazione dei valori a gradino riportati nel paragrafo 0.1.2, possono essere utilizzati i valori risultanti dalla funzione continua descritta dalla seguente relazione:

$$w_R = 5 + 17 \exp(-((\ln 2E)^2)/6)$$

dove E è l'energia del neutrone espressa in MeV.

0.1.6. Per i tipi di radiazioni e per le energie non comprese nella tabella si può ottenere un valore approssimato di w_R calcolando il fattore di qualità medio \bar{Q} , definito nel paragrafo 04, lettera b), ad una profondità di 10 mm nella sfera ICRU di cui al paragrafo 0.4, lettera j).

0.1.7. Il fattore di qualità Q è una funzione del trasferimento lineare di energia non ristretto L_∞ , di cui al paragrafo 0.4, lettera a), impiegato per la ponderazione delle dosi assorbite in un punto al fine di tener conto della qualità della radiazione.

0.3. Definizione di particolari grandezze dosimetriche. Sfera ICRU

a) **Trasferimento lineare di energia non ristretto (L_∞):** grandezza definita dalla formula $L_\infty = dE/dl$, in cui dE è l'energia media ceduta dalla particella carica nell'attraversamento della distanza dl. Nel presente allegato il mezzo attraversato è l'acqua e L_∞ è indicato come L.

b) **Fattore di qualità medio \bar{Q} :** valore medio del fattore di qualità in un punto del tessuto quando la dose assorbita è impartita da particelle aventi diversi valori di L. Tale fattore è calcolato secondo la relazione

$$\bar{Q} = \frac{1}{D} \int_0^\infty Q(L) D(L) dL$$

dove $D(L)dL$ è la dose assorbita a 10 mm di profondità nell'intervallo di trasferimento lineare di energia L e L + dL, Q(L) è il fattore di qualità in tale punto. La relazione tra il fattore di qualità, Q(L), ed il trasferimento lineare non ristretto di energia L in keV μm^{-1} nell'acqua è riportata di seguito:

L (keV· μm^{-1})	Q(L)
< 10	1
10-100	0,32·L- 2,2
> 100	300/ \sqrt{L} .

- c) **Fluenza Φ** : quoziente di dN diviso per da, $\Phi = dN/da$, in cui dN è il numero di particelle che entrano in una sfera di sezione massima da;
- d) **Campo espanso**: un campo derivato dal campo di radiazioni reale, in cui la fluenza e le distribuzioni direzionale e di energia hanno valori identici, in tutto il volume interessato, a quelli del campo reale nel punto di riferimento;
- e) **Campo espanso e unidirezionale**: campo di radiazioni in cui la fluenza e la distribuzione d'energia sono uguali a quelle del campo espanso, ma la fluenza è unidirezionale;
- f) **Equivalente di dose ambientale $H^*(d)$** : equivalente di dose in un punto di un campo di radiazioni che sarebbe prodotto dal corrispondente campo espanso e unidirezionale nella sfera ICRU a una profondità d, sul raggio opposto alla direzione del campo unidirezionale; l'unità di misura dell'equivalente di dose ambientale è il sievert;
- g) **Equivalente di dose direzionale $H'(d, \Omega)$** : equivalente di dose in un punto di un campo di radiazioni che sarebbe prodotto dal corrispondente campo espanso, nella sfera ICRU, a una profondità d, su un raggio in una determinata direzione Ω ; l'unità di misura dell'equivalente di dose direzionale è il sievert;
- h) **Equivalente di dose personale $H_p(d)$** : equivalente di dose nel tessuto molle, ad una profondità appropriata d, al di sotto di un determinato punto del corpo; l'unità di misura dell'equivalente di dose personale è il sievert;
- i) **Energia potenziale alfa (dei prodotti di decadimento del ^{222}Rn e del ^{220}Rn)**: l'energia totale alfa emessa durante il decadimento dei discendenti del ^{222}Rn fino al ^{210}Pb escluso e durante il decadimento dei discendenti del ^{220}Rn fino al ^{208}Pb stabile. L'unità di misura dell'energia potenziale alfa è il joule (J); l'unità di esposizione a una data concentrazione in un determinato periodo di tempo, è il Jhm^{-3} .
- j) **Sfera ICRU**: corpo introdotto dalla ICRU (International Commission on Radiation Units and Measurements) allo scopo di riprodurre approssimativamente le caratteristiche del corpo umano per quanto concerne l'assorbimento di energia dovuto a radiazioni ionizzanti; esso consiste in una sfera di 30 cm di diametro costituita da materiale equivalente al tessuto con una densità di $1 \text{ g}\cdot\text{cm}^{-3}$ e la seguente composizione di massa: 76,2 % di ossigeno, 11,1 % di carbonio; 10,1 % di idrogeno e 2,6 % di azoto;
- k) **Concentrazione di energia potenziale alfa in aria**: somma dell'energia potenziale alfa di tutti i prodotti di decadimento a breve tempo di dimezzamento del ^{222}Rn o del ^{220}Rn presenti nell'unità di volume di aria. L'unità di misura della concentrazione di energia potenziale alfa è il $\text{J}\cdot\text{m}^{-3}$;
- l) **Concentrazione equivalente all'equilibrio in aria (di una miscela non in equilibrio dei prodotti di decadimento a breve tempo di dimezzamento del ^{222}Rn o del ^{220}Rn)**: concentrazione in aria del ^{222}Rn o del ^{220}Rn in equilibrio radioattivo con i relativi prodotti di decadimento a breve tempo di dimezzamento che ha la stessa concentrazione di energia potenziale alfa della miscela non in equilibrio dei prodotti di decadimento del ^{222}Rn o del ^{220}Rn .

13.2. Art. 23 Detenzione di materie fissili speciali, materie grezze, minerali e combustibili nucleari.

1. I detentori di materie fissili speciali, di materie grezze, di minerali e di combustibili nucleari debbono farne denuncia, ai sensi dell'articolo 3 della legge 31 dicembre 1962, n. 1860, e, inoltre, tenerne la contabilità nei modi e per le quantità che sono stabiliti con decreto del Ministro dell'industria, del commercio e dell'artigianato, sentita l'ANPA.

13.3. Capo VI

L'autorizzazione ex art. 6 della legge 1860 viene rilasciata previa presentazione di

- 1) Progetto di massima dell'impianto con indicazioni sulla gestione dei rifiuti radioattivi
- 2) Rapporto preliminare di sicurezza

L'autorizzazione viene rilasciata dal MICA al termine della seguente procedura:

- 1) ANPA:
 - 1) effettua istruttoria tecnica che trasmette a tutti i ministeri interessati
 - 2) trasmette al MICA il parere definitivo elaborato sulla base delle indicazioni fornite dalla commissione tecnica ex art. 9
- 2) Il MICA rilascia il nulla osta o l'autorizzazione

Il titolare dell'autorizzazione o del nulla osta produce i progetti particolareggiati dell'impianto che ANPA ritiene fondamentali ai fini della protezione. ANPA li deve approvare e la costruzione viene effettuata sotto il controllo tecnico dell'ANPA.

Collaudo:

- 1) Deve essere definito un programma di prove non nucleari approvato dall'ANPA che ne certifica, al termine, il superamento
- 2) Deve essere definito un programma di prove non nucleari approvato dall'ANPA che viene eseguito dopo l'approvazione, da parte del prefetto, del piano di emergenza esterno e previa presentazione di:
 - ✓ Rapporto finale di sicurezza
 - ✓ Regolamento di esercizio
 - ✓ Manuale di operazione
 - ✓ Programma delle prove
 - ✓ Certificazione relativa alle prove non nucleari
 - ✓ Organigramma del personale
- 3) I verbali delle prove e i risultati delle prove devono essere trasmessi ad ANPA
- 4) Il regolamento di esercizio deve essere approvato da ANPA
- 5) Superate le prove nucleari viene richiesta la licenza di esercizio che viene rilasciata dal MICA: durante l'esercizio, obbligo di provvedere alla sorveglianza ambientale locale

Per i Reattori di Ricerca ⇒ procedura semplificata

Per i depositi e complessi nucleari sottocritici ⇒ autorizzazione del MICA

Per i depositi occasionali e temporanei ⇒ Imballi originali, per non oltre 30 gg, Nulla Osta di Tipo B (art. 27) rilasciato dal prefetto o dal comando di porto (la documentazione deve essere inviata anche al comandante del porto o al direttore della circoscrizione aeroportuale⁶⁵). Comunicazione preventiva ad ANPA, a VVFF e, nel caso di Aeroporto o porto, al Prefetto. Sono esenti dal nulla osta le installazioni ed aree adibite in via esclusiva ad operazioni connesse al trasferimento tra mezzi diversi allorché le aree siano sotto la responsabilità esclusiva di un soggetto autorizzato al trasporto, sia garantita l'integrità degli imballaggi, la permanenza nelle aree in questione non superi i 3 giorni⁶⁶.

Disattivazione

Autorizzata dal MICA anche attraverso fasi intermedie

Ciascuna fase deve essere autorizzata: tra l'altro, per ciascuna fase deve essere descritto l'inventario delle materie radioattive presenti e la stima degli effetti sull'ambiente

L'Istruttoria tecnica viene effettuata dall'ANPA

Dopo la dismissione l'esercente produce un rapporto conclusivo con lo stato del sito

13.4. Principi generali per gli interventi

Dose evitabile: differenza tra dose prevista senza adozione di interventi e con adozione di interventi in un certo intervallo di tempo

Dose proiettata: dose assorbita su un certo intervallo di tempo quando non vengano adottati interventi

I tipi di intervento sono definiti in relazione ai valori di dose evitabile o di dose proiettata

Tipo di intervento: riparo al chiuso, somministrazione di iodio stabile, evacuazione

I costi degli interventi devono essere giustificati

L'intervento deve essere ottimizzato

Alle operazioni svolte in caso di intervento non si applicano i limiti di dose

13.4.1. Allegato XII

Fornisce i valori di dose evitabile che giustificano l'adozione dei provvedimenti (Tabella A)

⁶⁵ Vedi allegato IX del D.Lgs 241/2000 punto 8.1

⁶⁶ Vedi allegato IX del D.Lgs 241/2000 punto 8.2

Fornisce altresì i valori di soglia per la dose proiettata in un intervallo di tempo minore di 2 giorni (tabella B): (dosi comprese nell'intervallo 1-10 Gy ad eccezione della dose al feto che vale 0.1 Gy);
E' sempre giustificata l'adozione di provvedimenti di intervento nel caso in cui le dosi proiettate (senza interventi) siano suscettibili di produrre effetti deterministici

13.5. Capo X

Il piano di emergenza esterno per gli impianti è predisposto previo invio all'ANPA di un rapporto tecnico contenente:

- ✓ Stima delle conseguenze radiologiche per la popolazione derivante da incidenti
- ✓ Procedure per il rilevamento della radioattività ambientale in caso di incidente
- ✓ Analisi degli scenari incidentali ipotizzati

ANPA istruisce la pratica e invia al prefetto una relazione redatta con la commissione ex art. 9 contenente le linee di indirizzo per la predisposizione del piano di emergenza

Il prefetto predispose il piano di emergenza avvalendosi di diverse competenze e di diverse amministrazioni

Il piano di emergenza viene trasmesso all'ANPA per una approvazione preliminare

ANPA lo ritrasmette al prefetto che ne chiede l'approvazione definitiva al ministero degli interni

Entro 30 g dall'approvazione del piano, il prefetto attua i provvedimenti atti a rendere il piano operativo in caso di emergenza.

Il piano viene periodicamente verificato.

Attuazione del piano di emergenza esterno

Il direttore dell'impianto notifica l'incidente al Prefetto, alla regione, all'ANPA, al SSN, ai VVFF

Il prefetto informa la presidenza del consiglio, il presidente della giunta e SSN, avvia le procedure e, se del caso, avvisa le prefetture limitrofe.

Si attiva il centro di elaborazione dei dati coordinato da ANPA.

13.5.1. Piano nazionale d'emergenza

Di competenza centrale, trasmesso a tutti i prefetti e le amministrazioni interessate, riguarda gli incidenti che possono avvenire al di fuori del territorio nazionale ed emergenze non correlabili ad una specifica area.

Obbligo di informazione: preventiva e in caso di emergenza radiologica

14. Legislazione

Articolo 4 - Definizioni

- a) **acceleratore:** apparecchio o impianto in cui sono accelerate particelle e che emette radiazioni ionizzanti con energia superiore a un mega electron volt (1 MeV);
- g) **combustibile nucleare:** le materie fissili impiegate o destinate ad essere impiegate in un impianto nucleare; sono inclusi l'uranio in forma di metallo, di lega o di composto chimico (compreso l'uranio naturale), il plutonio in forma di metallo, di lega o di composto chimico ed ogni altra materia fissile che sarà qualificata come combustibile con decisione del Comitato direttivo dell'Agenzia per l'energia nucleare dell'Organizzazione per la cooperazione e lo sviluppo economico (OCSE);
- t) **emergenza:** una situazione che richiede azioni urgenti per proteggere lavoratori, individui della popolazione ovvero l'intera popolazione o parte di essa;
- c) **esposizione potenziale:** esposizione che, pur non essendo certa, ha una probabilità di verificarsi prevedibile in anticipo;
- l) **intervento:** attività umana intesa a prevenire o diminuire l'esposizione degli individui alle radiazioni dalle sorgenti che non fanno parte di una pratica o che sono fuori controllo per effetto di un incidente, mediante azioni sulle sorgenti, sulle vie di esposizione e sugli individui stessi;
- r) **livello di intervento:** valore di dose oppure valore derivato, fissato al fine di predisporre interventi di radioprotezione;
- t) **materie fissili speciali:** il plutonio 239, l'uranio 233, l'uranio arricchito in uranio 235 o 233; qualsiasi prodotto contenente uno o più degli isotopi suddetti e le materie fissili che saranno definite dal Consiglio delle Comunità europee; il termine "materie fissili speciali" non si applica alle materie grezze;
- u) **materie grezze:** l'uranio contenente la mescolanza di isotopi che si trova in natura, l'uranio in cui il tenore di uranio 235 sia inferiore al normale, il torio, tutte le materie summenzionate sotto forma di metallo, di leghe, di composti chimici o di concentrati, qualsiasi altra materia contenente una o più delle materie summenzionate con tassi di concentrazione definiti dal Consiglio delle Comunità europee;
- a) **uranio arricchito in uranio 235 o 233:** l'uranio contenente sia l'uranio 235, sia l'uranio 233, sia questi due isotopi, in quantità tali che il rapporto tra la somma di questi due isotopi e l'isotopo 238 sia superiore al rapporto tra isotopo 235 e l'isotopo 238 nell'uranio naturale;

Art. 7 Definizioni concernenti particolari impianti nucleari e documenti relativi.

- a) **reattore nucleare:** ogni apparato destinato ad usi pacifici progettato od usato per produrre una reazione nucleare a catena, capace di autosostenersi in condizioni normali, anche in assenza di sorgenti neutroniche;
- b) **complesso nucleare sottocritico:** ogni apparato progettato od usato per produrre una reazione nucleare a catena, incapace di autosostenersi in assenza di sorgenti di neutroni, in condizioni normali o accidentali;
- c) **impianto nucleare di potenza:** ogni impianto industriale, dotato di un reattore nucleare, avente per scopo la utilizzazione dell'energia o delle materie fissili prodotte a fini industriali;
- d) **impianto nucleare di ricerca:** ogni impianto dotato di un reattore nucleare in cui l'energia o le materie fissili prodotte non sono utilizzate a fini industriali;
- e) **impianto nucleare per il trattamento di combustibili irradiati:** ogni impianto progettato o usato per trattare materiali contenenti combustibili nucleari irradiati. Sono esclusi gli impianti costituiti essenzialmente da laboratori per studi e ricerche che contengono meno di 37 TBq (1000 curie) di prodotti di fissione e quelli a fini industriali che trattano materie che non presentano un'attività di prodotti di fissione superiore a 9,25 MBq (0,25 millicurie) per grammo di Uranio 235 ed una concentrazione di Plutonio inferiore a 10⁻⁶ grammi per grammo di Uranio 235, i quali ultimi sono considerati aggregati agli impianti di cui alla lettera f);
- f) **impianto per la preparazione e per la fabbricazione delle materie fissili speciali e dei combustibili nucleari:** ogni impianto destinato a preparare o a fabbricare materie fissili speciali e combustibili nucleari; sono inclusi gli impianti di separazione isotopica. Sono esclusi gli impianti costituiti essenzialmente da laboratori per studi e ricerche che non contengono più di 350 grammi di uranio 235 o di 200 grammi di Plutonio o Uranio 233 o quantità totale equivalente;
- g) **deposito di materie fissili speciali o di combustibili nucleari:** qualsiasi locale che, senza far parte degli impianti di cui alle lettere precedenti, è destinato al deposito di materie fissili speciali o di combustibili nucleari al solo scopo dell'immagazzinamento in quantità totali superiori a 350 grammi di Uranio 235, oppure 200 grammi di Plutonio o Uranio 233 o quantità totale equivalente;
- h) **rapporto preliminare, rapporto intermedio e rapporto finale di sicurezza:** documenti o serie di documenti tecnici contenenti le informazioni necessarie per l'analisi e la valutazione della installazione e dell'esercizio di un reattore o impianto nucleare, dal punto di vista della sicurezza nucleare e della protezione sanitaria dei lavoratori e della popolazione contro i pericoli delle radiazioni ionizzanti, e contenenti

inoltre una analisi ed una valutazione di tali pericoli. In particolare i documenti debbono contenere una trattazione degli argomenti seguenti;

- 1) ubicazione e sue caratteristiche fisiche, meteorologiche, demografiche, agronomiche ed ecologiche;
- 2) edifici ed eventuali strutture di contenimento;
- 3) descrizione tecnica dell'impianto nel suo insieme e nei suoi sistemi componenti ausiliari, inclusa la strumentazione nucleare e non nucleare, i sistemi di controllo e i dispositivi di protezione ed i sistemi di raccolta, allontanamento e smaltimento (trattamento e scarico) dei rifiuti radioattivi;
- 4) studio analitico di possibili incidenti derivanti da mal funzionamento di apparecchiature o da errori di operazione, e delle conseguenze previste, in relazione alla sicurezza nucleare e alla protezione sanitaria;
- 5) studio analitico delle conseguenze previste, in relazione alla protezione sanitaria, di scarichi radioattivi durante le fasi di normale esercizio e in caso di situazioni accidentali o di emergenza;
- 6) misure previste ai fini della prevenzione e protezione antincendio.

Il rapporto è denominato preliminare se riferito al progetto di massima; finale, se riferito al progetto definitivo. Il rapporto intermedio precede il rapporto finale e contiene le informazioni, l'analisi e la valutazione di cui sopra è detto, con ipotesi cautelative rispetto a quelle del rapporto finale;

- i) **regolamento di esercizio**: documento che specifica l'organizzazione e le funzioni in condizioni normali ed eccezionali del personale addetto alla direzione, alla conduzione e alla manutenzione di un impianto nucleare, nonché alle sorveglianze fisica e medica della protezione, in tutte le fasi, comprese quelle di collaudo, avviamento, e disattivazione;
- l) **manuale di operazione**: l'insieme delle disposizioni e procedure operative relative alle varie fasi di esercizio normale e di manutenzione dell'impianto, nel suo insieme e nei suoi sistemi componenti, nonché le procedure da seguire in condizioni eccezionali;
- m) **specifico tecnica di prova**: documento che descrive le procedure e le modalità che debbono essere applicate per l'esecuzione della prova ed i risultati previsti. Ogni specifica tecnica di prova, oltre una breve descrizione della parte di impianto e del macchinario impiegato nella prove, deve indicare:
 - 1) lo scopo della prova;
 - 2) la procedura della prova;
 - 3) l'elenco dei dati da raccogliere durante la prova;
 - 4) gli eventuali valori minimi e massimi previsti delle variabili considerate durante la prova;
- n) **prescrizione tecnica**: l'insieme dei limiti e condizioni concernenti i dati e i parametri relativi alle caratteristiche e al funzionamento di un impianto nucleare nel suo complesso e nei singoli componenti, che hanno importanza per la sicurezza nucleare e per la protezione sanitaria;
- o) **registro di esercizio**: documento sul quale si annotano i particolari delle operazioni effettuate sull'impianto, i dati rilevati nel corso di tali operazioni, nonché ogni altro avvenimento di interesse per l'esercizio dell'impianto stesso;
- p) **disattivazione**: insieme delle azioni pianificate, tecniche e gestionali, da effettuare su un impianto nucleare a seguito del suo definitivo spegnimento o della cessazione definitiva dell'esercizio, nel rispetto dei requisiti di sicurezza e di protezione dei lavoratori, della popolazione e dell'ambiente, sino allo smantellamento finale o comunque al rilascio del sito esente da vincoli di natura radiologica.

Art. 23 Detenzione di materie fissili speciali, materie grezze, minerali e combustibili nucleari.

1. I detentori di materie fissili speciali, di materie grezze, di minerali e di combustibili nucleari debbono farne denuncia, ai sensi dell'articolo 3 della legge 31 dicembre 1962, n. 1860, e, inoltre, tenerne la contabilità nei modi e per le quantità che sono stabiliti con decreto del Ministro dell'industria, del commercio e dell'artigianato, sentita l'ANPA.

Capo VII - IMPIANTI.

Art. 36 Documentazione di sicurezza nucleare e di protezione sanitaria.

1. Il richiedente l'autorizzazione di cui all'articolo 6 e seguenti della legge 31 dicembre 1962, n. 1860, per gli impianti di cui all'articolo 7 lettere a), c), d), e), f), ai fini dell'accertamento delle condizioni di sicurezza nucleare e di protezione sanitaria, deve trasmettere, oltre che al Ministero dell'industria, del commercio e dell'artigianato, all'ANPA i seguenti documenti:

- a) progetto di massima dell'impianto corredato dalla pianta topografica, dai piani esplicativi, dai disegni e descrizioni dell'impianto e da uno studio preliminare di smaltimento dei rifiuti radioattivi;
 - b) rapporto preliminare di sicurezza, con l'indicazione delle previste misure di sicurezza e protezione.
2. L'autorizzazione di cui all'articolo 6 della legge 31 dicembre 1962 n. 1860, è rilasciata previo l'espletamento della procedura di cui al presente capo.

Art. 37 Impianti non soggetti ad autorizzazione ai sensi dell'articolo 6 della legge 31 dicembre 1962, n. 1860.

1. Gli impianti nucleari destinati comunque alla produzione di energia elettrica compresi anche quelli non soggetti all'autorizzazione di cui all'articolo 6 e seguenti della legge 31 dicembre 1962 n. 1860, possono essere costruiti solo a seguito del nulla osta alla costruzione, sotto il profilo della sicurezza nucleare e della protezione sanitaria.
2. Il nulla osta è rilasciato dal Ministro dell'industria, del commercio e dell'artigianato, sentita l'ANPA, su domanda dell'interessato, corredata dei documenti di cui al precedente articolo, secondo la procedura prevista dal presente capo.
3. Le disposizioni di cui ai precedenti commi si applicano anche agli impianti di qualsiasi tipo costruiti ed esercitati da amministrazioni dello Stato.

Art. 38 Istruttoria tecnica.

1. Sulle istanze di cui ai precedenti articoli 36 e 37 l'ANPA effettua un'istruttoria tecnica e redige una relazione tecnica sul progetto di massima, nella quale deve essere espresso l'avviso sulla ubicazione dell'impianto, sulle caratteristiche di esso risultanti dal progetto di massima, e debbono essere indicati inoltre tutti gli elementi atti a consentire una valutazione preliminare complessiva sulle caratteristiche di sicurezza nucleare e di protezione sanitaria dell'impianto e sul suo esercizio.
2. L'ANPA, oltre alla documentazione rimessagli ai sensi degli articoli 36 e 37 può richiedere agli interessati ogni ulteriore documentazione che ritiene necessaria alla istruttoria.
3. La relazione tecnica elaborata dall'ANPA deve contenere un esame critico del rapporto preliminare di sicurezza e dello studio preliminare di smaltimento dei rifiuti radioattivi.

Art. 39 Consultazione con le Amministrazioni interessate.

1. Il Ministero dell'industria, del commercio e dell'artigianato trasmette copia della relazione tecnica dell'ANPA ai Ministeri dell'interno, del lavoro e della previdenza sociale, della sanità ed agli altri ministeri interessati.
2. Il Ministero dell'industria, del commercio e dell'artigianato e gli altri ministeri interessati possono richiedere all'ANPA ulteriori informazioni ed i dati necessari per una completa valutazione della ubicazione dell'impianto e del progetto di massima.
3. Tutti i ministeri interessati trasmettono all'ANPA non oltre sessanta giorni dalla data di ricevimento della relazione tecnica, i rispettivi pareri relativi al progetto di massima ed alla ubicazione dell'impianto.

Art. 40 Parere dell'ANPA.

1. La Commissione tecnica di cui all'articolo 9, tenuto conto delle eventuali osservazioni dei vari ministeri, esprime un parere tecnico finale, specificando le eventuali prescrizioni da stabilire per l'esecuzione del progetto.
2. L'ANPA trasmette al Ministero dell'industria, del commercio e dell'artigianato il suo parere elaborato sulla base di quello della Commissione tecnica con le eventuali osservazioni delle varie amministrazioni.

Art. 41 Progetti particolareggiati di costruzione.

1. Il titolare della autorizzazione o del nulla osta di cui ai precedenti articoli deve trasmettere all'ANPA i progetti particolareggiati di quelle parti costitutive dell'impianto che sulla base della documentazione di cui agli articoli 36 e 37 l'ANPA, sentita la Commissione tecnica, ritiene rilevanti ai fini della sicurezza nucleare e della protezione sanitaria. I progetti relativi a dette parti, completati di relazioni che ne illustrano o dimostrano la rispondenza ai fini della sicurezza nucleare e della protezione sanitaria, devono essere approvati dall'ANPA sentita la Commissione tecnica, prima della costruzione e messa in opera.
2. L'esecuzione dei progetti relativi allo smaltimento dei rifiuti radioattivi non può essere approvata dall'ANPA nei casi previsti dall'articolo 37 del Trattato istitutivo della Comunità europea della energia atomica se non ad avvenuta comunicazione da parte dell'Agenzia stessa alla Commissione della predetta Comunità dei dati generali del progetto in questione.
3. La costruzione viene effettuata sotto il controllo tecnico dell'ANPA che vigila sulla rispondenza della costruzione ai progetti approvati dall'ANPA stessa.

Art. 42 Collaudi.

1. Il collaudo degli impianti di cui al secondo comma dell'articolo 7 della legge 31 dicembre 1962, n. 1860, è eseguito con le modalità di cui agli articoli 43, 44, e 45, per i tipi di impianti definiti all'articolo 7 lettere a), c), d), e), f).

2. Con le norme di esecuzione del presente decreto sono stabilite le modalità per l'esecuzione delle prove di collaudo per altri impianti nucleari. Dette norme possono prevedere procedure semplificate rispetto a quelle previste dal presente capo.

Art. 43 Prove non nucleari.

1. Ultimata la costruzione delle parti dell'impianto, di cui all'articolo 41, o di qualunque altra parte ritenuta dall'ANPA rilevante ai fini della sicurezza nucleare e della protezione sanitaria, il titolare dell'autorizzazione o del nulla osta è tenuto ad eseguirne mediante prove non nucleari la verifica. Copia dei verbali delle prove è trasmessa dal titolare all'ANPA.
2. Il titolare dell'autorizzazione o del nulla osta è altresì tenuto procedere all'esecuzione delle prove combinate dell'impianto antecedenti al caricamento del combustibile e, ove trattisi di impianti di trattamento di combustibili irradiati, antecedenti all'immissione di combustibile irradiato, previa approvazione da parte dell'ANPA di un programma delle prove stesse. Per le prove dichiarate dalla stessa ANPA rilevanti ai fini della sicurezza, le specifiche tecniche di ogni singola prova devono essere approvate prima della loro esecuzione. L'ANPA ha facoltà di introdurre, nelle specifiche tecniche delle prove, opportune modifiche e prescrizioni aggiuntive attinenti alla sicurezza. Delle modalità di esecuzione delle prove è redatto apposito verbale. Copia del verbale delle prove è trasmessa dal titolare dell'autorizzazione o del nulla osta all'ANPA.
3. L'ANPA ha facoltà di far assistere alle prove di cui ai commi 1 e 2 propri ispettori. In tal caso il verbale è redatto in contraddittorio.
4. L'esecuzione delle prove avviene sotto la responsabilità del titolare dell'autorizzazione o del nulla osta.
5. A compimento di tutte le prove antecedenti al caricamento del combustibile e, ove si tratti di impianti di trattamento di combustibili irradiati, di quelle antecedenti l'immissione di combustibile irradiato, l'ANPA rilascia al titolare della autorizzazione o del nulla osta apposita certificazione del loro esito attestante che l'impianto dal punto di vista della sicurezza nucleare e della protezione sanitaria è idoneo al caricamento del combustibile o, per gli impianti di trattamento di combustibile irradiato, alla immissione di detto combustibile.

Art. 44 Prove nucleari.

1. Il titolare dell'autorizzazione o del nulla osta, prima di procedere alla esecuzione di prove ed operazioni con combustibile nucleare ivi comprese quelle di caricamento del combustibile stesso, ovvero qualora si tratti di impianti di trattamento di combustibili irradiati, prima di procedere all'esecuzione di prove con combustibile irradiato, ivi compresa quella della sua immissione nell'impianto stesso, deve ottenere l'approvazione del programma generale di dette prove da parte dell'ANPA ed il rilascio, da parte dello stesso, di un permesso per l'esecuzione di ciascuna di esse.
2. Al fine di ottenere l'approvazione di cui al comma 1, il titolare dell'autorizzazione o del nulla osta è tenuto a presentare all'ANPA la seguente documentazione:
 - a) rapporto finale di sicurezza;
 - b) regolamento di esercizio;
 - c) manuale di operazione;
 - d) programma generale di prove con combustibile nucleare o con combustibile irradiato;
 - e) certificato di esito favorevole delle prove precedenti al caricamento del combustibile o alla immissione di combustibile irradiato comprese quelle relative a contenitori in pressione destinati a contenere comunque sostanze radioattive;
 - f) organigramma del personale preposto ed addetto all'esercizio tecnico dell'impianto, che svolga funzioni rilevanti agli effetti della sicurezza nucleare o della protezione sanitaria e relative patenti di idoneità;
 - g) proposte di prescrizioni tecniche.
3. Il titolare dell'autorizzazione o del nulla osta deve presentare, a richiesta dell'ANPA, ogni altra documentazione ritenuta necessaria, concernente la sicurezza e la protezione sanitaria dell'impianto.
4. L'ANPA, esaminata la documentazione esibita, sentita la Commissione tecnica, provvede alla approvazione del programma generale di prove nucleari. L'approvazione da parte dell'ANPA del programma generale di prove nucleari è subordinata all'approvazione da parte del prefetto, del piano di emergenza esterna, con le modalità previste dal capo X.
5. Al fine di ottenere il permesso per l'esecuzione dei singoli gruppi di prove nucleari, il titolare dell'autorizzazione o del nulla osta è tenuto a presentare all'ANPA le specifiche dettagliate di ciascuna di esse. Le specifiche dettagliate devono contenere gli elementi atti ad accertare che sono state adottate tutte le misure per garantire alle prove la maggiore sicurezza e l'efficacia in relazione alle particolari caratteristiche dell'impianto soggette al controllo.
6. L'ANPA rilascia il permesso per l'esecuzione dei singoli gruppi di prove nucleari condizionandolo alla osservanza delle prescrizioni tecniche con la possibilità di indicare a quali di esse si possa derogare con la singola

prova e quali ulteriori prescrizioni debbono invece essere eventualmente adottate. L'ANPA ha anche facoltà di chiedere che siano studiate ed eseguite prove particolari rilevanti ai fini della sicurezza nucleare e protezione sanitaria.

7. L'ANPA può altresì concedere al titolare dell'autorizzazione o del nulla osta l'approvazione di singoli gruppi di prove nucleari anche prima che sia intervenuta l'approvazione dell'intero programma generale; in tal caso il titolare dell'autorizzazione o del nulla osta non può eseguire i detti singoli gruppi di prove fino a che non abbia ottenuto, da parte dell'ANPA, l'approvazione del programma generale delle prove nucleari stesse.

8. Le prove nucleari sono eseguite dal titolare dell'autorizzazione o del nulla osta, che ne è responsabile a tutti gli effetti. Lo stesso è responsabile della esattezza dei calcoli dei progetti e delle dimostrazioni di sicurezza.

Art. 45 Verbali, relazioni e certificazioni delle prove nucleari.

1. Per ogni prova nucleare il titolare dell'autorizzazione o del nulla osta è tenuto a misurare e registrare i dati come previsto dalle specifiche approvate con la procedura dell'articolo precedente; copia di tali dati, inclusa nel relativo verbale, è trasmessa all'ANPA al termine della prova stessa.
2. Le modalità con le quali ciascuna prova nucleare è stata eseguita e il suo esito devono constare da apposita relazione predisposta dal titolare dell'autorizzazione o del nulla osta. Copia della relazione deve essere trasmessa dallo stesso all'ANPA.
3. L'ANPA ha comunque la facoltà di fare assistere propri ispettori all'esecuzione delle prove nucleari ed in tal caso il verbale è redatto in contraddittorio. L'ANPA rilascia al titolare dell'autorizzazione o del nulla osta apposite certificazioni dell'esito dei singoli gruppi di prove nucleari.
4. Nei casi in cui le modalità di esecuzione di una prova nucleare non rispondano a quelle previste dalle specifiche tecniche e alle prescrizioni aggiuntive di cui al quinto e sesto comma dell'articolo precedente, l'ispettore dell'ANPA presente sul posto ha facoltà di sospendere lo svolgimento della prova stessa, previa contestazione ed invito al titolare ad adeguare le modalità di esecuzione a quelle previste dalle specifiche approvate.

Art. 46 Regolamento di esercizio.

1. Il regolamento di esercizio, necessario per gli impianti di cui agli articoli 36 e 37, è approvato dall'ANPA, sentita la Commissione tecnica.

Art. 47 Manuale di istruzioni per le situazioni eccezionali.

1. Il manuale di operazione di cui all'articolo 44, comma 2, lettera c), deve contenere in allegato un manuale di istruzioni per le situazioni eccezionali, che possono insorgere nell'impianto e che determinano la previsione o il verificarsi di una emergenza nucleare.
2. Il manuale di operazione deve altresì contenere la identificazione del personale addetto all'impianto, che, in caso di insorgenza di situazioni eccezionali, deve essere adibito a mansioni di pronto intervento.

Art. 48 Personale tenuto a non allontanarsi in qualsiasi evenienza.

1. Dal momento in cui il combustibile nucleare è presente nell'impianto, deve essere assicurata in ogni caso, ai fini della sicurezza nucleare e della protezione sanitaria, la permanenza del personale indispensabile che non può abbandonare il posto di lavoro senza preavviso e senza avvenuta sostituzione.
2. Il Ministro dell'industria, del commercio e dell'artigianato, con proprio decreto, d'intesa con i Ministri per il lavoro e della previdenza sociale e della sanità, sentita l'ANPA, stabilisce per ciascun impianto il numero e la qualifica degli addetti soggetti all'obbligo di cui al comma 1.
3. In ottemperanza al decreto del Ministro il titolare dell'autorizzazione o del nulla osta, con ordine di servizio affisso nel luogo di lavoro, stabilisce i turni nominativi del personale indispensabile, ai fini della sicurezza nucleare e della protezione sanitaria, per le varie condizioni di funzionamento.
4. Copia dell'ordine di servizio e delle eventuali variazioni deve essere comunicata al prefetto, all'Ispettorato del lavoro competente per territorio, agli organi del servizio sanitario nazionale competenti per territorio ed all'ANPA.

Art. 49 Collegio dei delegati alla sicurezza dell'impianto.

1. Per gli impianti di cui all'articolo 7 lettere a), b), c), d), e), f), deve essere costituito un Collegio dei delegati alla sicurezza dell'impianto.
2. Il titolare dell'autorizzazione o del nulla osta è tenuto a sottoporre all'approvazione dell'ANPA la composizione di detto Collegio.
3. Il Collegio è composto da almeno quattro membri prescelti fra i tecnici che sovrintendono a servizi essenziali per il funzionamento dell'impianto; di esso deve far parte l'esperto qualificato di cui all'articolo 77. Il Collegio ha funzioni consultive, con i seguenti compiti:

- a) esprimere parere preventivo su ogni progetto di modifica dell'impianto o di sue parti;
 - b) esprimere parere preventivo su ogni proposta di modifica alle procedure di esercizio dell'impianto;
 - c) esprimere parere preventivo su programmi di esperienze, prove ed operazioni di carattere straordinario da eseguire sull'impianto;
 - d) rivedere periodicamente lo svolgimento dell'esercizio dell'impianto, esprimendo il proprio parere unitamente ad eventuali raccomandazioni relative alla sicurezza e protezione;
 - e) elaborare il piano di emergenza interna dell'impianto e provvedere a sue eventuali modifiche successive, d'intesa col comando provinciale dei vigili del fuoco;
 - f) assistere il direttore responsabile di turno o il capo impianto nella adozione delle misure che si rendono necessarie per fronteggiare qualsiasi evento o anomalìa che possa far temere l'insorgere di un pericolo per l'incolumità pubblica o di danno alle cose.
4. Nel caso previsto dalla lettera f) assiste alle riunioni del Collegio di sicurezza dell'impianto un esperto nucleare designato dall'ANPA; negli altri casi tale esperto ha la facoltà di intervenire alle riunioni. Alle riunioni del Collegio di sicurezza dell'impianto possono inoltre partecipare funzionari rappresentanti delle amministrazioni interessate.
5. Tra i componenti del Collegio di sicurezza devono esser designati due tecnici incaricati di esplicitare le funzioni di collegamento con le autorità competenti per gli adempimenti relativi allo stato di emergenza nucleare di cui al capo X.

Art. 50 Licenza di esercizio.

1. La licenza di esercizio è accordata per fasi successive d esercizio, correlative all'esito positivo di successivi gruppi di prove nucleari e determina limiti e condizioni che l'esercente è tenuto ad osservare.
2. L'istanza intesa ad ottenere la licenza di esercizio di ciascuna fase è presentata al Ministero dell'industria, del commercio e dell'artigianato. Ogni istanza deve essere corredata dei certificati di esito positivo del gruppo di prove nucleari relative e della dimostrazione che le caratteristiche dell'impianto consentono di prevedere una fase di esercizio sicuro entro determinati limiti e condizioni. Copia dell'istanza, corredata della copia della detta documentazione, deve essere contemporaneamente presentata all'ANPA.
3. L'ANPA, esaminata l'istanza e la documentazione, sentita, per gli impianti di cui agli articoli 36 e 37, la Commissione tecnica, trasmette al Ministero dell'industria, commercio e dell'artigianato il proprio parere, prescrivendo eventualmente l'osservanza di determinati limiti e condizioni per l'esercizio.
4. Il Ministero dell'industria, del commercio e dell'artigianato rilascia la licenza di esercizio, condizionandola all'osservanza delle eventuali prescrizioni definite dall'ANPA che vigila sulla loro osservanza.
5. L'esercente dee tenere aggiornati in tutte le fasi, gli appositi registri di esercizio. L'esercente è tenuto inoltre ad osservare le disposizioni di cui agli articoli 46, 47, 48, 49 e gli obblighi di cui al Capo X.

Art. 51 Reattori di ricerca.

1. Per gli impianti con reattore di ricerca di potenza non superiore a 100 chilowatt termici non si applica la procedura prevista dagli articoli 38 e 39.
2. Il Ministero dell'industria, del commercio e dell'artigianato, prima del rilascio della autorizzazione o del nulla osta, richiede il parere dell'ANPA, che lo rilascia sentita la Commissione tecnica.
3. Per i reattori di ricerca di potenza maggiore si applicano integralmente le disposizioni previste dal presente capo.

Art. 52 Depositi e complessi nucleari sottocritici.

1. L'esercizio di un deposito di materie fissili speciali o di combustibili nucleari di cui all'articolo 7 lettera g) e quello dei complessi nucleari sottocritici di cui all'articolo 7 lettera b), sono subordinati all'autorizzazione del Ministero dell'industria, del commercio e dell'artigianato, di intesa con i Ministri dell'interno del lavoro e della previdenza sociale e della sanità, sentito il parere dell'ANPA che lo rilascia sentita la Commissione tecnica se si tratta di combustibili nucleari irradiati. Nel decreto di autorizzazione possono essere stabilite speciali prescrizioni.

Art. 53 Depositi temporanei ed occasionali.

1. Il deposito temporaneo ed occasionale di materie fissili speciali o di combustibili nucleari non irradiati, purché conservati negli imballaggi di trasporto e nelle quantità autorizzate per le singole spedizioni, può essere costituito per non oltre trenta giorni con il nulla osta del prefetto che lo rilascia secondo le procedure del decreto di cui all'articolo 27, ferme tutte le disposizioni di cui alla legge 31 dicembre 1962, n. 1860, sull'obbligo della garanzia finanziaria per la responsabilità civile di cui agli articoli 19, 20 e 21 della stessa legge. Per i depositi di zona portuale e aeroportuale il nulla osta è rilasciato dal comando di porto, sentito il dirigente dell'ufficio di sanità marittima, o dal direttore della circoscrizione aeroportuale.

2. Del deposito temporaneo ed occasionale deve essere data preventiva comunicazione all'ANPA ed al comando provinciale dei vigili del fuoco e nei casi di deposito in zona portuale o aeroportuale, anche al prefetto.
3. La sosta tecnica in corso di trasporto effettuata per non oltre ventiquattro ore non è soggetta alle disposizioni del presente articolo.

Art. 54 Sorveglianza locale della radioattività ambientale.

1. Il titolare dell'autorizzazione o del nulla osta e l'esercente sono tenuti a provvedere alle attrezzature per la sorveglianza permanente del grado di radioattività dell'atmosfera, delle acque, del suolo e degli alimenti nelle zone sorvegliate e nelle zone limitrofe ed alle relative determinazioni.

Art. 55 Autorizzazione per la disattivazione degli impianti nucleari.

1. L'esecuzione delle operazioni connesse alla disattivazione di un impianto nucleare è soggetta ad autorizzazione preventiva da parte del Ministero dell'industria, del commercio e dell'artigianato, sentiti i Ministeri dell'ambiente, dell'interno, del lavoro e della previdenza sociale e della sanità, la regione o provincia autonoma interessata e l'ANPA, su istanza del titolare della licenza. Detta autorizzazione è rilasciata, ove necessario, per singole fasi intermedie rispetto allo stato ultimo previsto.
2. La suddivisione in fasi intermedie deve essere giustificata nell'ambito di un piano globale di disattivazione, da allegare all'istanza di autorizzazione relativa alla prima fase.
3. Per ciascuna fase, copia dell'istanza di autorizzazione deve essere inviata alle amministrazioni di cui al comma 1 e all'ANPA, unitamente al piano delle operazioni da eseguire, a una descrizione dello stato dell'impianto, comprendente anche l'inventario delle materie radioattive presenti, all'indicazione dello stato dell'impianto stesso al termine della fase, alle analisi di sicurezza concernenti le operazioni da eseguire e lo stato dell'impianto a fine operazioni, all'indicazione della destinazione dei materiali radioattivi di risulta, ad una stima degli effetti sull'ambiente esterno ed a un programma di radioprotezione anche per l'eventualità di un'emergenza. Nel piano il titolare della licenza di esercizio propone altresì i momenti a partire dai quali vengono meno i presupposti tecnici per l'osservanza delle singole disposizioni del presente decreto e delle prescrizioni attinenti all'esercizio dell'impianto.

Art. 56 Procedura per il rilascio dell'autorizzazione alla disattivazione - Svolgimento delle operazioni.

1. Le Amministrazioni di cui all'articolo 55 trasmettono all'ANPA, non oltre sessanta giorni dal ricevimento della documentazione prevista allo stesso articolo 55, le proprie eventuali osservazioni.
2. L'ANPA, esaminata l'istanza di autorizzazione e la relativa documentazione e tenendo conto delle osservazioni delle amministrazioni di cui al comma 1, predispone e trasmette alle stesse amministrazioni una relazione con le proprie valutazioni e con l'indicazione degli eventuali limiti e condizioni da osservare.
3. Le amministrazioni di cui al comma 2, non oltre trenta giorni dal ricevimento della relazione trasmettono le loro osservazioni finali all'ANPA la quale, sentita la Commissione tecnica, predispone e trasmette al Ministero dell'industria, del commercio e dell'artigianato il proprio parere con l'indicazione delle eventuali prescrizioni.
4. Il Ministro dell'industria, del commercio e dell'artigianato, rilascia l'autorizzazione di cui all'articolo 55, condizionandola all'osservanza delle eventuali prescrizioni definite dall'ANPA.
5. L'esecuzione delle operazioni avviene sotto la vigilanza dell'ANPA che, in relazione al loro avanzamento e sulla base di specifica istanza del titolare dell'autorizzazione, verifica l'effettivo venir meno dei presupposti tecnici per l'osservanza delle singole disposizioni del presente decreto e delle prescrizioni emanate.

Art. 57 Rapporto conclusivo.

1. Il titolare dell'autorizzazione, al termine delle operazioni di cui all'articolo 56, trasmette all'ANPA uno o più rapporti atti a documentare le operazioni eseguite e lo stato dell'impianto e del sito.
2. Il Ministero dell'industria, del commercio e dell'artigianato, sentite le amministrazioni interessate e l'ANPA, emette, con proprio decreto, le eventuali prescrizioni connesse con lo stato dell'impianto e del sito al termine delle operazioni.

Art. 58 Inosservanza delle prescrizioni; sospensioni; revoche.

1. Il titolare dei provvedimenti autorizzativi di cui al presente capo è tenuto alla esecuzione dei progetti come approvati dall'ANPA.
1. Egli deve altresì osservare le prescrizioni impartite con detti provvedimenti.
2. Nel caso di inosservanza delle prescrizioni contenute negli atti di autorizzazione, nel nulla osta o nella licenza di esercizio, oppure di difformità della esecuzione dai progetti approvati dall'ANPA, il Ministro dell'industria e del commercio e dell'artigianato contesta all'interessato l'inosservanza.

3. Quest'ultimo può fornire le proprie giustificazioni entro il termine di trenta giorni. Decorso tale termine, il Ministro dell'industria, del commercio e dell'artigianato, con proprio decreto, sentita l'ANPA, può imporre al titolare delle autorizzazioni, del nulla osta o all'esercente di adempiere, in un termine stabilito, alle modifiche delle opere di esecuzione, ovvero alla osservanza delle prescrizioni.
4. Nel caso di inottemperanza agli adempimenti suddetti da parte del titolare delle autorizzazioni, del nulla osta o da parte dell'esercente, il Ministro dell'industria, del commercio e dell'artigianato, qualora ricorrano motivi di urgenza ai fini della sicurezza nucleare o della protezione sanitaria dei lavoratori e della popolazione, può sospendere con proprio decreto, per una durata di tempo non superiore a sei mesi, l'autorizzazione, il nulla osta o la licenza di esercizio.
5. Nei casi di constatata grave o ripetuta inottemperanza agli adempimenti di cui al comma 2, il Ministro dell'industria, del commercio e dell'artigianato revoca con proprio decreto l'autorizzazione, il nulla osta o la licenza di esercizio.
6. Prima dell'adozione dei provvedimenti di cui ai commi 3 e 4 il Ministro dell'industria, del commercio e dell'artigianato deve sentire la Commissione tecnica, di cui all'articolo 9, per gli impianti di cui agli articoli 36 e 37, e nei casi di revoca deve procedere di intesa con i Ministri per l'interno, per il lavoro e della previdenza sociale, per la sanità e le altre amministrazioni interessate, sentita l'ANPA.
7. Nei provvedimenti di sospensione o di revoca devono essere indicate, ove necessario, le disposizioni per assicurare la sicurezza nucleare e la protezione sanitaria dei lavoratori e della popolazione.

Capo X - INTERVENTI

Sezione I - Piani di emergenza

Art. 115 Emergenza Nucleare.

Campo di applicazione

Livelli di intervento – Livelli di intervento derivati

1. Le disposizioni di cui al presente capo si applicano alle situazioni determinate da eventi incidentali negli impianti nucleari di cui agli articoli 36 e 37, negli altri impianti di cui al capo VII, nelle installazioni di cui all'articolo 115 ter, comma 1, nonché da eventi incidentali che diano luogo o possano dar luogo ad una immissione di radioattività nell'ambiente, tale da comportare dosi per il gruppo di riferimento della popolazione superiori ai valori stabiliti con i provvedimenti di cui al comma 2 e che avvengano:

- a) in impianti al di fuori del territorio nazionale;
- b) in navi a propulsione nucleare in aree portuali;
- c) nel corso di trasporto di materie radioattive;
- d) che non siano preventivamente correlabili con alcuna specifica area del territorio nazionale.

2. Con decreto del Presidente del Consiglio dei Ministri, su proposta del Ministro della sanità, di concerto con i Ministri dell'ambiente, dell'interno e per il coordinamento della protezione civile, sentiti l'ANPA, l'Istituto superiore di sanità, l'Istituto superiore per la sicurezza sul lavoro e il Consiglio Nazionale delle Ricerche, sono stabiliti, in relazione agli orientamenti comunitari ed internazionali in materia, livelli di intervento per la pianificazione degli interventi in condizioni di emergenza e per l'inserimento nei piani di intervento di cui all'articolo 115 quater, comma 1. (all. 12)

3) Con decreto del Ministro dell'ambiente, di concerto con i Ministri della sanità e dell'interno, sentita l'ANPA, l'ISPESL e l'ISS, sono stabiliti per l'aria, le acque ed il suolo, i livelli di riferimento derivati corrispondenti ai livelli di riferimento in termini di dose stabiliti con il decreto di cui al comma 2; i corrispondenti livelli derivati sono stabiliti per le sostanze alimentari e le bevande, sia ad uso umano che animale, e per altre matrici con decreto del Ministro della sanità, di concerto con il Ministro dell'ambiente, sentita l'ANPA, l'ISPESL e l'ISS.

4) Con i decreti di cui al comma 3 vengono anche stabiliti i valori di rilevanti contaminazioni per le matrici di cui allo stesso comma per i quali si applicano le disposizioni di cui all'articolo 115 quinquies."

Articolo 115 bis - Principi generali per gli interventi

1. Ai fini delle decisioni in ordine all'eventuale attuazione ed all'entità di interventi in caso di emergenza radiologica, oppure in caso di esposizione prolungata dovuta agli effetti di un'emergenza radiologica o di una pratica che non sia più in atto devono essere rispettati i seguenti principi generali:

- a) un intervento è attuato solo se la diminuzione del detrimento sanitario dovuto alle esposizioni a radiazioni ionizzanti è tale da giustificare i danni e i costi, inclusi quelli sociali, dell'intervento;
- b) il tipo, l'ampiezza e la durata dell'intervento sono ottimizzati in modo che sia massimo il vantaggio della riduzione del detrimento sanitario, dopo aver dedotto il danno connesso con l'intervento;
- c) alle operazioni svolte in caso di intervento non si applicano i limiti di dose di cui all'articolo 96, commi 1, lettera a), e 3, salvo quanto previsto nell'articolo 126 bis, in caso di esposizione prolungata;
- d) i livelli di intervento in termini di dose, stabiliti ai sensi dell'articolo 115, comma 2, sono utilizzati ai fini della programmazione e dell'eventuale attuazione degli interventi; detti livelli non costituiscono limiti di dose.

Art. 117 Presupposti del piano di emergenza esterna.

1. Fermo restando quanto stabilito all'articolo 44, comma 4, ai fini della predisposizione del piano di emergenza esterna il titolare dell'autorizzazione o del nulla osta dell'impianto nucleare deve fornire all'ANPA un rapporto tecnico contenente:

- a) l'esposizione analitica delle presumibili condizioni ambientali pericolose per la popolazione e per i beni, derivanti dai singoli incidenti nucleari ragionevolmente ipotizzabili, in relazione alle caratteristiche strutturali e di esercizio dell'impianto, e delle prevedibili loro localizzazioni ed evoluzioni nel tempo;
- b) la descrizione dei mezzi predisposti per il rilevamento e la misurazione della radioattività nell'ambiente circostante l'impianto, in caso di incidente, e delle modalità del loro impiego.

2. Nel rapporto tecnico debbono essere evidenziati gli incidenti le cui conseguenze attese siano circoscrivibili nell'ambito provinciale o interprovinciale e quelli che possono invece richiedere misure protettive su un territorio più ampio.

3. L'ANPA, esaminato il rapporto tecnico, redige una relazione critica riassuntiva, che trasmette, unitamente al rapporto stesso, ai Ministeri dell'ambiente, dell'interno e della sanità e alla Commissione tecnica di cui all'articolo 9 del presente decreto.

4. Il rapporto, munito del parere della Commissione tecnica, viene trasmesso dall'ANPA alla Presidenza del Consiglio dei Ministri - Dipartimento per il coordinamento della protezione civile che lo invia al prefetto competente per territorio, unitamente ad uno schema contenente i lineamenti generali del piano individuati sulla base dei criteri definiti dal Consiglio nazionale della protezione civile di cui all'articolo 8 della legge 24 febbraio 1992, n. 225.

Art. 118 Predisposizione del piano di emergenza esterna.

1. Il prefetto, sulla base della documentazione trasmessagli di cui all'articolo 117, predispone il piano di emergenza esterna su territorio della provincia.

2. Per l'attività di cui al comma 1 il prefetto si avvale di un Comitato operante alle sue dipendenze e composto da:

- a) il questore;
- b) il comandante provinciale dei vigili del fuoco;
- c) il comandante provinciale dell'arma dei carabinieri;
- d) un rappresentante dei competenti organi del servizio sanitario nazionale;
- e) un rappresentante dei competenti organi veterinari;
- f) un ispettore laureato in materie tecnico - scientifiche o in medicina e chirurgia dell'Ispettorato del lavoro competente per territorio;
- g) un ingegnere capo del genio civile;
- h) un rappresentante del competente Ispettorato compartimentale della motorizzazione civile e dei trasporti in concessione;
- i) un rappresentante del competente comando militare territoriale;
- l) un rappresentante del Ministero dell'industria, del commercio e dell'artigianato;
- m) un ufficiale di porto designato dai capi dei compartimenti marittimi interessati.

3. Sono chiamati a partecipare ai lavori del Comitato di cui al comma 2 esperti dell'ANPA, un rappresentante della regione o della provincia autonoma e un rappresentante del titolare dell'autorizzazione o del nulla osta. Il comando provinciale dei vigili del fuoco esplica i compiti di segreteria e attua il coordinamento dei lavori. Per tali lavori il prefetto si avvale altresì dei rappresentanti di enti, istituzioni ed altri soggetti tenuti al concorso ai sensi dell'articolo 14 della legge 24 febbraio 1992, n. 225.

4. Nei casi in cui la localizzazione dell'impianto renda prevedibile l'estensione a più province del pericolo per l'incolumità pubblica e per i beni, un piano di emergenza esterna deve essere contemporaneamente predisposto per ciascuna provincia con le modalità previste ai commi 1 e 2, previa intesa fra i prefetti delle province interessate. Il coordinamento dei piani provinciali è demandato al prefetto della provincia ove ha sede l'impianto cui si riferiscono i singoli piani provinciali.

Art. 119 Approvazione del piano di emergenza esterna.

1. Il piano di emergenza esterna di cui all'articolo 118 viene trasmesso dal prefetto all'ANPA che, sentita la Commissione tecnica lo restituisce al prefetto, munito di eventuali osservazioni, ai fini dell'approvazione, nel rispetto delle procedure di cui alla legge 24 febbraio 1992, n. 225, e ai relativi regolamenti di attuazione.

2. Il piano approvato viene trasmesso dal prefetto alla Presidenza del Consiglio dei Ministri - Dipartimento per il coordinamento della protezione civile e al Ministero dell'interno, nonché a ciascuno degli enti e delle amministrazioni di cui al comma 2 dell'articolo 118 e al titolare dell'autorizzazione o del nulla osta.

3. Il prefetto, entro trenta giorni dall'approvazione del piano, compie tutti gli adempimenti necessari per assicurarne l'attuazione in caso di emergenza.

Art. 120 Riesame, aggiornamento e annullamento del piano di emergenza esterna

1. Il piano di emergenza esterna deve essere riesaminato dal prefetto e dal Comitato provinciale di cui all'articolo 118 in caso di modifiche rilevanti dei presupposti tecnici di cui all'articolo 117, e comunque ogni triennio, in relazione ai mutamenti sopravvenuti nelle circostanze precedentemente valutate, e particolarmente nell'ambiente fisico, demografico e nelle modalità per l'impiego dei mezzi previsti, ed allo scopo di adeguarlo alle mutate esigenze della sicurezza ed allo sviluppo della tecnica e dei mezzi disponibili. Gli aggiornamenti eventualmente necessari sono effettuati con le procedure di cui agli articoli 118 e 119.

2. In caso di disattivazione dell'impianto nucleare, il piano di emergenza viene periodicamente riesaminato ed adeguato e, se del caso, revocato, in relazione alle diverse fasi di cui all'articolo 55, secondo le procedure di cui all'articolo 117, commi 1, 2 e 3, ed agli articoli 118 e 119.

Art. 121 Piano nazionale di emergenza.

1. La Presidenza del Consiglio dei Ministri - Dipartimento per il coordinamento della protezione civile, d'intesa con il Ministero dell'interno, avvalendosi degli organi della protezione civile secondo le disposizioni della legge 24 febbraio 1992, n. 225, e dell'ANPA, predispone un piano nazionale delle misure protettive contro le emergenze radiologiche su tutto il territorio.

2. La Presidenza del Consiglio dei Ministri - Dipartimento per il coordinamento della protezione civile, d'intesa con il Ministero dell'interno, include nel piano di cui al comma 1, con le modalità di cui allo stesso comma, ed entro sei mesi dalla data di ricezione del rapporto di cui al comma 4 dell'articolo 117, le misure necessarie per fronteggiare le eventuali conseguenze degli incidenti non circoscrivibili nell'ambito provinciale o interprovinciale. I pareri dell'ANPA sono espressi sentita la Commissione tecnica di cui all'articolo 9. Il piano è trasmesso ai prefetti interessati affinché sviluppino la pianificazione operativa e predispongano i relativi strumenti di attuazione, per quanto di loro competenza. Il piano è trasmesso altresì a tutte le amministrazioni interessate all'intervento di emergenza.

3. Nel piano di cui i commi 1 e 2 sono previste le misure protettive contro le conseguenze radiologiche di incidenti che avvengono in impianti al di fuori del territorio nazionale, nonché per gli altri casi di emergenze radiologiche che non siano preventivamente correlabili con alcuna specifica area del territorio nazionale stesso. Per i casi di cui al presente comma, i presupposti tecnici della pianificazione dell'emergenza sono proposti dall'ANPA, sentita la Commissione tecnica.

4. Per i casi di cui al comma 3, nella pianificazione delle misure protettive sono definiti gli obblighi per la comunicazione iniziale dell'evento che potrebbe determinare l'attuazione delle misure protettive.

Art. 122 Attuazione del piano di emergenza esterna.

1. Il piano di emergenza esterna e le misure protettive di cui all'articolo 121 vengono attuati secondo le disposizioni della legge 24 febbraio 1992, n. 225, e dei relativi regolamenti di attuazione.

2. Il direttore responsabile di un impianto nucleare ha l'obbligo di dare immediata comunicazione al prefetto, alla regione o provincia autonoma interessata, al comandante provinciale dei vigili del fuoco ed all'ANPA, nonché agli organi del Servizio sanitario nazionale competenti per territorio, di qualsiasi incidente nucleare che comporti pericolo per l'incolumità pubblica e per i beni, indicando le misure adottate per contenerlo e comunicando ogni altro dato tecnico per l'attuazione del piano di emergenza esterna, specificando l'entità prevedibile dell'incidente.

3. Lo stesso obbligo incombe al direttore responsabile dell'impianto per qualsiasi evento o anomalia che possa far temere l'insorgenza di un pericolo per l'incolumità pubblica.

4. Il prefetto informa immediatamente la Presidenza del Consiglio dei Ministri - Dipartimento per il coordinamento della protezione civile e la direzione generale della protezione civile e dei servizi antincendi del Ministero dell'interno, nonché il presidente della Giunta regionale e gli organi del servizio sanitario nazionale competenti per territorio. Il prefetto avvia le azioni previste dal piano di emergenza esterna, ovvero, se necessario, quelle di cui all'articolo 121, comma 2, di sua competenza.

5. Il Comandante provinciale dei vigili del fuoco attua i primi interventi di soccorso tecnico urgente nell'ambito del piano di emergenza.

6. Nel caso in cui si preveda che il pericolo per l'incolumità pubblica o il danno alle cose possa estendersi a province limitrofe, il prefetto ne dà immediato avviso agli altri prefetti interessati.

Art. 123 Centro di elaborazione e valutazione dati.

1. Al fine di assicurare un comune riferimento tecnico nella gestione delle emergenze radiologiche di cui al presente capo è istituito, presso l'ANPA, il Centro di elaborazione e valutazione dati.

2. Il Centro costituisce struttura tecnica per il Ministro per il coordinamento della protezione civile, anche ai fini del funzionamento del comitato operativo della protezione civile di cui all'articolo 10 della legge 24 febbraio 1992, n. 225.

3. Il Centro effettua le valutazioni in ordine all'andamento nel tempo e nello spazio dei livelli di radioattività nell'ambiente nelle situazioni di emergenza ed ai conseguenti livelli di esposizione, al fine di consentire alle autorità responsabili della gestione dell'emergenza l'adozione dei necessari provvedimenti di intervento sulla base delle valutazioni effettuate. Tutti i centri e le reti di rilevamento, ivi comprese quelle regionali, debbono far confluire ad esso i dati delle misure radiometriche effettuate nel corso dell'emergenza. Il Centro, sulla base della situazione in atto, può dare indicazione di specifiche modalità operative delle reti e dei mezzi mobili di rilevamento disponibili sul territorio nazionale e fornisce alle autorità preposte alla diffusione dell'informazione alla popolazione i relativi elementi radiometrici.

Le indicazioni formulate dal Centro sono rese prescrittive da parte del Ministro per il coordinamento della protezione civile ovvero dal prefetto nei confronti delle strutture delle reti di sorveglianza regionali e delle reti di sorveglianza nazionale di cui all'articolo 104.

4. Il Centro viene attivato dal Ministro per il coordinamento della protezione civile per ogni situazione che comporti l'adozione delle misure protettive previste all'articolo 121. Il suo intervento può inoltre essere richiesto dal prefetto nelle situazioni che comportino l'attuazione dei piani di emergenza di cui all'articolo 116.

5. Il Centro è formato da quattro membri effettivi e quattro supplenti, esperti di radioprotezione, designati rispettivamente dall'ANPA, dal Corpo nazionale dei vigili del fuoco, dall'Istituto superiore di sanità, dall'ISPESL, e da due membri, di cui uno supplente, designati dal Servizio meteorologico dell'aeronautica militare. Le funzioni di coordinamento sono svolte dall'ANPA.

6. Possono essere chiamati a partecipare all'attività del Centro esperti di radioprotezione designati dalle regioni eventualmente interessate. Possono essere altresì chiamati esperti di altri enti o istituti le cui competenze siano ritenute utili in relazione allo specifico problema in esame.

Art. 124 Aree portuali.

1. Con decreto del Ministro per il coordinamento della protezione civile, di concerto con i Ministri dell'ambiente, della difesa, dell'interno, dei trasporti e della navigazione e della sanità, sentita l'ANPA, sono stabilite le modalità di applicazione delle disposizioni del presente capo alle aree portuali interessate dalla presenza di naviglio a propulsione nucleare.

Art. 125 Trasporto di materie radioattive.

1. Con decreto del Ministro per il coordinamento della protezione civile, di concerto con i Ministri dell'ambiente, dell'interno, della difesa, della sanità, dei trasporti e della navigazione, sentita l'ANPA, sono stabiliti i casi e le modalità di applicazione delle disposizioni del presente capo alle attività di trasporto di materie radioattive, anche in conformità alla normativa internazionale e comunitaria di settore.

2. Il decreto di cui al comma 1 deve in particolare prevedere i casi per i quali i termini del trasporto e la relativa autorizzazione debbono essere preventivamente comunicati alle autorità chiamate ad intervenire nel corso dell'emergenza, nonché le relative modalità di comunicazione.

Art. 126 Esercitazioni.

1. La Presidenza del Consiglio dei Ministri - Dipartimento per il coordinamento della protezione civile ed il prefetto, ciascuno negli ambiti di propria competenza, debbono effettuare esercitazioni periodiche al fine di verificare l'adeguatezza dei piani di emergenza di cui al presente capo e dei relativi strumenti di attuazione.

Articolo 126 bis - Interventi nelle esposizioni prolungate

1. Nelle situazioni che comportino un'esposizione prolungata dovuta agli effetti di un'emergenza radiologica oppure di una pratica non più in atto o di una attività lavorativa, di cui al capo III bis, che non sia più in atto, le autorità competenti per gli interventi ai sensi della legge 25 febbraio 1992, n.225, adottano i provvedimenti opportuni, tenendo conto dei principi generali di cui all'articolo 115 bis, delle necessità e del rischio di esposizione, e, in particolare quelli concernenti:

- a) la delimitazione dell'area interessata;
- b) l'istituzione di un dispositivo di sorveglianza delle esposizioni ;
- c) l'attuazione di interventi adeguati, tenuto conto delle caratteristiche reali della situazione;
- d) la regolamentazione dell'accesso ai terreni o agli edifici ubicati nell'area delimitata, o della loro utilizzazione.

2. Per i lavoratori impegnati negli interventi relativi alle esposizioni prolungate di cui al comma 1 si applicano le disposizioni di cui al capo VIII.

Articolo 126 ter - Collaborazione con altri Stati

1. Nella predisposizione dei piani di intervento di cui al presente capo si tiene altresì conto delle eventuali conseguenze di emergenze radiologiche e nucleari sul territorio nazionale che possano interessare altri Stati, anche non appartenenti all'Unione europea.

2. La Presidenza del Consiglio dei Ministri - Dipartimento per il coordinamento della protezione civile stabilisce opportuni contatti di collaborazione con altri Stati, anche non appartenenti all'Unione europea, che possano essere interessati da eventuali emergenze verificatesi nel territorio nazionale, al fine di agevolare la predisposizione e l'attuazione di misure di radioprotezione di detti Stati.

Articolo 126 quater

Particolari disposizioni per le attività di protezione civile e di polizia giudiziaria

1. In casi di necessità e di urgenza nel corso delle attività di protezione civile svolte sotto la direzione dell'autorità responsabile dell'attuazione dei piani di intervento nonché nel corso delle attività di polizia giudiziaria non si applicano gli obblighi di denuncia, di comunicazione, di autorizzazione o di nulla osta previsti nel presente decreto e nella legge 31 dicembre 1962, n. 1860, per le sorgenti di radiazioni ionizzanti."

Sezione II - INFORMAZIONE DELLA POPOLAZIONE.

Art. 127 Situazioni disciplinate.

1. Le norme della presente sezione disciplinano le attività e le procedure di informazione della popolazione sulle misure di protezione sanitaria e sul comportamento da adottare per i casi di emergenza radiologica e si applicano alle situazioni di emergenza di cui alla sezione I del presente capo, nonché ai casi previsti all'articolo 115-ter.

Art. 128 Definizioni.

1. Ferme restando le definizioni di cui al capo II, ai fini dell'applicazione della presente sezione valgono le definizioni seguenti:

- a) popolazione che rischia di essere interessata dall'emergenza radiologica: qualsiasi gruppo di popolazione per il quale è stato stabilito un piano di intervento in previsione di casi di emergenza radiologica;
- b) popolazione effettivamente interessata dall'emergenza radiologica: qualsiasi gruppo di popolazione per il quale sono previste misure specifiche di protezione qualora sopravvenga un caso di emergenza radiologica;
- c) piano di intervento: i piani di emergenza di cui alla sezione I del presente capo, ovvero i piani di cui alla legge 24 febbraio 1992, n. 225, che tengano conto delle situazioni previste all'articolo 115-ter.

Art. 129 Obbligo di informazione.

1. Le informazioni previste nella presente sezione devono essere fornite alle popolazioni definite all'articolo 128 senza che le stesse ne debbano fare richiesta. Le informazioni devono essere accessibili al pubblico, sia in condizioni normali, sia in fase di preallarme o di emergenza radiologica.

Art. 130 Informazione preventiva.

1. La popolazione che rischia di essere interessata dall'emergenza radiologica viene informata e regolarmente aggiornata sulle misure di protezione sanitaria ad essa applicabili nei vari casi di emergenza prevedibili, nonché sul comportamento da adottare in caso di emergenza radiologica.

2. L'informazione comprende almeno i seguenti elementi:

- a) natura e caratteristiche della radioattività e suoi effetti sulle persone e sull'ambiente;
- b) casi di emergenza radiologica presi in considerazione e relative conseguenze per la popolazione e l'ambiente;
- c) comportamento da adottare in tali eventualità;
- d) autorità ed enti responsabili degli interventi e misure urgenti previste per informare, avvertire, proteggere e soccorrere la popolazione in caso di emergenza radiologica.

3. Informazioni dettagliate sono rivolte a particolari gruppi di popolazione in relazione alla loro attività, funzione e responsabilità nei riguardi della collettività nonché al ruolo che eventualmente debbano assumere in caso di emergenza.

Art. 131 Informazione in caso di emergenza radiologica.

1. La popolazione effettivamente interessata dall'emergenza radiologica viene immediatamente informata sui fatti relativi all'emergenza, sul comportamento da adottare e sui provvedimenti di protezione sanitaria ad essa applicabili nella fattispecie.

2. In particolare vengono fornite in modo rapido e ripetuto informazioni riguardanti:

- a) la sopravvenuta emergenza e, in base alle notizie disponibili, le sue caratteristiche: tipo, origine, portata e prevedibile evoluzione;
- b) le disposizioni da rispettare, in base al caso di emergenza sopravvenuta e eventuali suggerimenti di cooperazione;
- c) le autorità e gli enti cui rivolgersi per informazione, consiglio, assistenza, soccorso ed eventuali forme di collaborazione.

3. Le informazioni di cui al comma 2 sono integrate, in funzione del tempo disponibile, con richiami riguardanti le nozioni fondamentali sulla radioattività ed i suoi effetti sull'essere umano e sull'ambiente.

4. Se l'emergenza è preceduta da una fase di preallarme alla popolazione vengono fornite informazioni riguardanti le modalità ed i tempi con cui vengono diffusi gli aggiornamenti sull'evoluzione della situazione.

5. Informazioni specifiche sono rivolte, anche in fase di preallarme, a particolari gruppi di popolazione, in relazione alla loro attività, funzione ed eventuale responsabilità nei riguardi della collettività nonché al ruolo che eventualmente debbano assumere nella particolare occasione.

Art. 132 Informazione delle persone che possono intervenire nella organizzazione dei soccorsi per i casi di emergenza radiologica.

1. I soggetti che possono comunque intervenire nella organizzazione dei soccorsi in caso di emergenza radiologica devono ricevere un'informazione adeguata e regolarmente aggiornata sui rischi che l'intervento può comportare per la loro salute e sulle precauzioni da prendere in un caso simile; tale informazione deve tener conto dei vari casi di emergenza radiologica prevedibili.

2. Dette informazioni sono completate con notizie particolareggiate in funzione del caso in concreto verificatosi.

Art. 133 Commissione permanente per l'informazione sulla protezione contro i rischi da radiazioni ionizzanti.

1. È istituita presso il Ministero della sanità una commissione permanente per l'informazione sulla protezione contro i rischi da radiazioni ionizzanti, con il compito di:

a) predisporre ed aggiornare le informazioni preventive di cui agli articoli 130 e 132 e di indicare le vie di comunicazione idonee alla loro diffusione, nonché la frequenza della diffusione stessa;

b) predisporre gli schemi generali delle informazioni da diffondere in caso di emergenza di cui all'articolo 131 e indicare i criteri per l'individuazione degli idonei mezzi di comunicazione;

c) fornire consulenza agli organi di cui all'articolo 134;

d) studiare le modalità per la verifica che l'informazione preventiva sia giunta alla popolazione, utilizzando anche le strutture del servizio sanitario nazionale ed il sistema informativo sanitario.

2. La commissione è nominata con decreto del Ministro della sanità, di concerto con i Ministri dell'interno, per il coordinamento della protezione civile e dell'ambiente, sentita l'ANPA. La commissione è composta da quindici esperti in materia di radioprotezione, protezione civile e comunicazioni di massa. Con il medesimo decreto sono stabilite le norme di funzionamento della commissione stessa.

Art. 134 Procedure di attuazione.

1. Con decreto del Ministro della sanità, d'intesa con i Ministri dell'interno, per il coordinamento della protezione civile e dell'ambiente, sentita l'ANPA e le altre amministrazioni interessate, sono individuati le autorità e gli enti che provvedono o concorrono alla diffusione dell'informazione di cui all'articolo 130, i relativi compiti e le modalità operative in funzione dei destinatari dell'informazione stessa.

2. Le modalità operative per la definizione e per la diffusione delle informazioni di cui all'articolo 131 vengono stabilite nei piani di intervento. A tal fine i prefetti e la Presidenza del Consiglio dei Ministri - Dipartimento per il coordinamento della protezione civile predispongono, nell'ambito dei piani di intervento di rispettiva competenza, i piani di informazione della popolazione, sulla base degli schemi predisposti dalla commissione permanente di cui all'articolo 133.

Art. 135 Diffusione dell'informazione nell'Unione europea.

1. L'informazione diffusa ai sensi dell'articolo 131 viene comunicata dalla Presidenza del Consiglio dei Ministri - Dipartimento per il coordinamento della protezione civile alla Commissione europea ed agli Stati membri interessati o che rischiano di essere interessati, secondo quanto previsto all'articolo 10, comma 2, della direttiva del Consiglio del 27 novembre 1989, n. 89/618/EURATOM concernente l'informazione della popolazione sui provvedimenti di protezione sanitaria applicabili e sui comportamenti da adottare in caso di emergenza radiologica.

2. La Presidenza del Consiglio dei Ministri - Dipartimento per il coordinamento della protezione civile comunica alla Commissione europea, su richiesta di quest'ultima, le informazioni di cui agli articoli 130 e 132.