

MANUALE ARPAV PER LE EMERGENZE RADIOLOGICHE

REV. 2



arpav

A cura di
A.R.P.A.V.
Direzione Area Tecnico-Scientifica
SERVIZIO OSSERVATORIO AGENTI FISICI
ANNO 2012

ARPAV
Agenzia Regionale per la Prevenzione e Protezione
Ambientale del Veneto

MANUALE ARPAV
PER LE EMERGENZE RADIOLOGICHE

rev. 2

Laura Belleri (DAP VI), Andrea Bertolo (DAP PD),
Elena Caldognetto (SOAF-DAPVR), Claudio Martinelli (SOAF-DAPVR),
Sabrina Poli (SOAF-DAPVR), Mauro Lanciai (SOAF-DAPVR),
Alberto Prandina (EQ Arpav), Francesca Predicatori (DAP VR),
Daniele Sepulcri (DAP VE), Flavio Trotti (SOAF-DAPVR)

VERONA, 08.02.12

Direttore Generale: Carlo Emanuele Pepe
Direttore dell'Area Tecnico Scientifica: Sandro Boato
Direttore Dipartimento Provinciale ARPAV di Verona: Giancarlo Cunego
Responsabile Servizio Osservatorio Agenti Fisici: Flavio Trotti

INDICE

| | |
|---|----|
| 1. PREMESSA | 1 |
| 2. INTRODUZIONE | 1 |
| 3. PRINCIPALI RIFERIMENTI NORMATIVI..... | 1 |
| 3.1 Inquadramento normativo nazionale | 1 |
| 3.2 Livelli di intervento..... | 2 |
| 3.3 Piano Nazionale delle Misure protettive contro le Emergenze Radiologiche | 2 |
| 4. VALUTAZIONE DELLA DOSE EFFICACE | 3 |
| 5. LIVELLI OPERATIVI DI DOSE EFFICACE IMPEGNATA..... | 6 |
| 6. STRUMENTAZIONE E ATTREZZATURE | 7 |
| 6.1 Strumentazione | 7 |
| 6.2 Attrezzature..... | 8 |
| 7. PROTOCOLLI SPECIFICI DI EMERGENZA ALLEGATI | 8 |
| APPENDICE I : LIVELLI OPERATIVI..... | 9 |
| APPENDICE II: PROTOCOLLO DI EMERGENZA: RITROVAMENTO DI SORGENTE RADIOATTIVA | 14 |
| APPENDICE III: PROTOCOLLO DI EMERGENZA: INCIDENTE STRADALE COINVOLGENTE AUTOMEZZO TRASPORTANTE SORGENTE RADIOATTIVA... | 19 |
| APPENDICE IV: PROTOCOLLO DI EMERGENZA: RITROVAMENTO DI SORGENTI RADIOATTIVE IN ROTTAMI METALLICI | 22 |
| APPENDICE V: PROTOCOLLO DI EMERGENZA: INCENDIO CON PRESENZA DI MATERIALE RADIOATTIVO..... | 28 |

1. PREMESSA

Scopo del presente lavoro è affrontare in modo quanto più possibile organico il tema delle emergenze radioattive, dal punto di vista tecnico, tenendo conto sia dei mezzi a disposizione sia dei compiti istituzionali dell'Agenzia.

Le procedure sviluppate, oltre a dare una prima base conoscitiva e di formazione, si prefiggono quindi lo scopo di essere di guida per gli operatori nei casi di emergenza radiologica.

2. INTRODUZIONE

Il presente lavoro consiste in una parte generale in cui si affrontano gli argomenti comuni alle emergenze radiologiche, quali gli aspetti normativi, di valutazione di dose, di strumentazione e attrezzatura, ed in una parte specifica che tratta alcune tipologie di emergenze radiologiche, cercando di presentare assieme alle generalità anche alcuni esempi concreti.

La scelta di quali tipologie di emergenze trattare, tra le molte ipotizzabili, si è basata sull'esperienza acquisita negli anni all'interno dei vari servizi ora confluiti nei Dipartimenti ARPAV.

Rimane da sottolineare come la bassa incidenza numerica di tali emergenze non escluda la possibilità del verificarsi di situazioni complesse e con effettivi rischi sia per gli operatori sia, in minor misura, per la popolazione; questo implica la necessità di un aggiornamento professionale degli operatori di una chiarezza maggiore sui compiti propri dell'Agenzia in questo ambito.

3. PRINCIPALI RIFERIMENTI NORMATIVI

3.1 Inquadramento normativo nazionale

La legge (capo X del D. Lgs. 230/95, come modificato dal D. Lgs. 241/00) disciplina la gestione delle emergenze radiologiche per eventi incidentali delle seguenti tipologie:

- a. da *impianti nucleari di potenza o di ricerca e affini*
- b. da *impianti al di fuori del territorio nazionale con ricaduta nel territorio nazionale* o altri eventi incidentali che non siano preventivamente correlabili con alcuna specifica zona del Paese
- c. da *pratiche con materie radioattive* che siano soggette a provvedimenti autorizzativi di nulla osta per impiego di categoria A e B e di deposito e/o smaltimento di rifiuti radioattivi.

Le disposizioni di cui al capo X del D. Lgs. 230/95, come modificato dal D. Lgs. 241/00, si applicano alle esposizioni potenziali suscettibili di comportare, nell'arco di un anno, per gruppi di riferimento della popolazione interessati dall'emergenza, valori di dose efficace superiori ai limiti per gli individui della popolazione stabiliti in 1 mSv/anno.

Per le situazioni di cui sopra la legge prevede dei *livelli di intervento* (in termini di dose) e dei livelli di intervento derivati (espressi come concentrazioni di attività in aria, acque e suolo, nonché in alimenti e bevande, sia ad uso umano che animale).

I livelli di intervento sono da intendersi come riferimenti (di dose o concentrazione di attività) in corrispondenza ai quali si adottano dei provvedimenti che vanno nella direzione di una riduzione della dose per la parte di popolazione interessata dall'emergenza.

Gli interventi sono inseriti in appositi *piani* ed attuati da enti e figure diversi in funzione della specifica situazione incidentale.

Nel caso di *eventi incidentali del tipo a*), per assicurare la protezione della popolazione e dei beni dagli effetti dannosi derivanti da emergenza nucleare, deve essere predisposto dal Prefetto competente per territorio, in base alla documentazione fornita dall' esercente l' impianto, un *piano di emergenza esterna*.

Nel caso di *eventi incidentali del tipo b*) (incidenti con conseguenze radiologiche 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 stesso), è stato predisposto, ad opera del Dipartimento della Protezione Civile, un *Piano Nazionale delle Misure protettive contro le Emergenze Radiologiche* (si veda paragrafo 3.3).

Per *eventi incidentali del tipo c*), sono ancora i titolari del provvedimento autorizzativo a fornire i presupposti tecnici che vengono poi adottati all'interno dei piani di intervento di cui alla Legge n. 225 del 14/02/92.

Per l'attuazione dei piani di intervento nelle emergenze, la legge prevede anche la creazione di *squadre speciali* di intervento per le quali è assicurata la presenza delle competenze necessarie, di tipo tecnico, medico o sanitario, la cui protezione è disciplinata da livelli di esposizione fissati come da art. 74 e allegato VI (personale professionalmente esposto in categoria A con possibilità di esposizione a dosi efficaci fino a 100 mSv/anno).

Un altro aspetto importante è costituito dalla disciplina delle "*esposizioni prolungate*" (art. 126) ovvero delle esposizioni per la popolazione successive all'evento emergenziale (e in generale successive a pratiche ed attività pregresse con materie radioattive): si richiamano in tale caso le amministrazioni competenti ad adottare gli opportuni provvedimenti (alcuni vengono indicati) per ridurre le dosi alla popolazione.

3.2 Livelli di intervento

In attesa dello specifico decreto previsto dalla legge, l'allegato XII del D. Lgs. 230/95, come modificato dal D. Lgs. 241/00, fissa per la dose dei livelli di intervento per l'adozione di misure protettive, per tutti i casi di cui alle lettere a), b), c).

Tali livelli (riportati in tabella 1) indicano la dose che viene risparmiata in relazione all'adozione dell'intervento considerato e sono espressi come intervalli di valori; dei due riferimenti di dose riportati per ogni caso, quello più basso rappresenta il valore al di sotto del quale la contromisura appare ingiustificata, quello più alto il livello al di sopra del quale la contromisura dovrebbe sempre essere adottata.

| TIPO DI INTERVENTO | LIVELLI DI DOSE RISPARMIATA |
|---|--|
| Riparo al chiuso | Da alcune unità ad alcune decine di dose efficace |
| Somministrazione di iodio stabile – tiroide | Da alcune decine ad alcune centinaia di dose equivalente |
| Evacuazione | Da alcune decine ad alcune centinaia di dose efficace |

Tabella 1: Livelli di intervento in emergenza per l'adozione di misure protettive, espressi in millisievert

Per i livelli di intervento derivati (matrici ambientali ed alimentari), la legge prevede specifici decreti non ancora emanati. Nel transitorio, essa richiama la pregressa normativa (DM 4/8/77). Per gli alimenti (vedi par. successivo), un utile riferimento è costituito dai Regolamenti della UE.

3.3 Piano Nazionale delle Misure protettive contro le Emergenze Radiologiche

Il Piano Nazionale delle Misure protettive contro le Emergenze Radiologiche prende in considerazione situazioni di emergenza radiologica che si registrino sul territorio italiano, e che discendono dai seguenti scenari: incidenti oltre frontiera comportanti ricadute radioattive sul suolo nazionale, caduta di satelliti con sistemi nucleari a bordo, eventi incidentali derivanti da attività non conosciute a priori, incidenti a centrali elettronucleari italiane (in centri di ricerca, stabilimenti nucleari o luoghi in cui si impiegano o si detengono sostanze radioattive), incidenti nel corso del trasporto di sostanze radioattive.

Il piano, oltre agli aspetti tecnici relativi ai suddetti scenari, individua le strutture operative (per il Veneto, il CRR di Verona) e quelle amministrative con le relative funzioni (locali e centrali) e descrive i flussi informativi del caso.

Il piano riporta i livelli di intervento in dose per l'adozione di contromisure, derivati dai regolamenti CEC, che coincidono con quelli di cui alla tabella 1.

Oltre ad essi sono anche indicati dei livelli di intervento derivati, ovvero le concentrazioni di attività in alimenti e bevande dei diversi radionuclidi al di sopra delle quali si impone il ritiro dal commercio del prodotto contaminato. Questi livelli provengono dai Regolamenti EURATOM n. 2218/89 (prodotti primari per consumo umano), n. 944/89 (prodotti secondari per consumo umano, 10 volte superiori ai precedenti), n. 770/90 (prodotti per consumo animale). In tabella 2 sono mostrati i valori di cui al Regolamento UE n. 2218/89.

| Radionuclide | Livello massimo ammissibile (Bq/kg) | | | |
|---|-------------------------------------|---------------------------|----------------|------------------|
| | Alimenti per lattanti | Prodotti lattiero caseari | Altri prodotti | Alimenti liquidi |
| Isotopi dello Stronzio | 75 | 125 | 750 | 125 |
| Isotopi dello Iodio | 150 | 500 | 2000 | 500 |
| Isotopi del Plutonio e di elementi transuranici che alfa emittenti | 1 | 20 | 80 | 20 |
| Tutti gli altri nuclidi il cui tempo di dimezzamento supera i 10 giorni | 400 | 1000 | 1250 | 1000 |

Tabella 2: Livelli massimi ammissibili di radioattività per i prodotti alimentari in caso di emergenza nucleare.

4. VALUTAZIONE DELLA DOSE EFFICACE

Nel settore delle radiazioni ionizzanti effettuare una valutazione del rischio equivale ad effettuare la valutazione della dose efficace (E) che i singoli lavoratori e le persone del pubblico possono venire ad assorbire nel corso dell'attività stessa, sia in quella di routine sia in caso di incidente e quindi in situazione di emergenza.

Effettuare tale valutazione in caso di incidente che coinvolga sorgenti radioattive equivale ad effettuare la valutazione della distribuzione spaziale e temporale delle materie radioattive eventualmente disperse o rilasciate, nonché delle esposizioni potenziali relative ai lavoratori e ai gruppi di riferimento della popolazione.

Ricordiamo brevemente alcune definizioni:

- La *dose equivalente* nel tessuto od organo dovuta ad una radiazione è la dose assorbita in un tessuto od organo per un fattore di ponderazione che dipende dal tipo e dalla qualità della radiazione.
- La *dose efficace* (E) è la somma delle dosi equivalenti ponderate nei tessuti ed organi del corpo causate da irradiazioni interne ed esterne. La dose efficace tiene quindi conto del tipo di radiazione e del tipo di organi o tessuti coinvolti.
- La *dose equivalente impegnata* è l'integrale rispetto al tempo T dell'intensità di dose equivalente in un tessuto od organo che sarà ricevuta da un individuo, in quel tessuto od organo, a seguito dell'introduzione di uno o più radionuclidi.

- T è il periodo di tempo, espresso in anni, in cui avviene l'integrazione. Qualora T non sia indicato, si intende un periodo di 50 anni per gli adulti e un periodo fino all'età di 70 anni per i bambini.

Il rischio è dovuto all'irraggiamento esterno, all'inalazione e alla ingestione.

Valutiamo E, dose efficace per irraggiamento esterno e contaminazione interna da inalazione e ingestione, secondo il D.Lgs 230/95 modificato dal D.Lgs 241/00, allegato IV.

$$1) \quad E = E_{est} + \sum_j h(g)_{j,ing} J_{j,ing} + \sum_j h(g)_{j,ina} J_{j,ina}$$

Con:

- E_{est} = dose efficace derivante da esposizione esterna
- J = indice riferito al radionuclide j-esimo
- $h(g)_{j,ing}$; $h(g)_{j,ina}$ = dose efficace impegnata per unità di introduzione del radionuclide j (Sv/Bq) rispettivamente ingerito o inalato da un individuo appartenente al gruppo d'età g pertinente
- $J_{j,ing}$; $J_{j,ina}$ rappresentano rispettivamente l'attività introdotta tramite ingestione o inalazione del radionuclide j e sono espresse in Bq.

Supponendo di essere in presenza di un unico radionuclide ($j = 1$), la 1) diviene:

$$2) \quad E = E_{est} + h(g)_{ing} J_{ing} + h(g)_{ina} J_{ina}$$

I coefficienti $h(g)$ sono riportati nelle tabelle IV.1 e IV.3 del summenzionato decreto, rispettivamente per i lavoratori e per la popolazione.

ESEMPIO:

Calcolo della dose efficace per i lavoratori e la popolazione nel caso di una sorgente di ^{60}Co .

Per il calcolo della dose efficace occorre conoscere il tipo di composto per poter scegliere il fattore di dose più appropriato: $h(g)$ è infatti dipendente dal tipo di assorbimento (M o S o F) nei fluidi corporei, dall'AMAD (Activity Median Aerodynamic Diameter - Diametro Aerodinamico Mediano di Attività), e dal fattore di transito intestinale f_1 , che rappresenta la frazione di elemento ingerito, dovuto all'ingestione diretta o susseguente l'inalazione, che viene assorbito direttamente dai fluidi corporei (sangue, sistema linfatico).

In mancanza di informazioni specifiche sul valore di AMAD si usano i coefficienti di dose relativi a $5 \mu\text{m}$ (paragrafo 14.1 allegato IV del D. Lgs. 230/95, come modificato dal D. Lgs. 241/00).

Poiché non si conosce a priori sotto che forma è il ^{60}Co lo si considera "Composto non specificato", cui corrisponde $f_1 = 0.100$ nelle tabelle IV.5 e IV.6.

Secondo queste ipotesi la 2) diviene:

per i lavoratori :

($f_{1,inalaz} = f_{1,ing} = 0.100$; AMAD = $5 \mu\text{m}$):

$$3) \quad E = E_{est} + 3.4 \cdot 10^{-9} J_{ing} + 7.1 \cdot 10^{-9} J_{ina}$$

per la popolazione 2 – 7 anni:

$$4) \quad E = E_{est} + 1.17 \cdot 10^{-8} J_{ing} + 5.9 \cdot 10^{-8} J_{ina}$$

In questo caso non conoscendo il tipo di assorbimento per inalazione per i bambini, cautelativamente si considera quello che produce l'h(g) maggiore.

per la popolazione > 17 anni:

L' h(g)_{ina} corrisponde al tipo di assorbimento M, come per i lavoratori.

$$5) \quad E = E_{est} + 3.4 \cdot 10^{-9} J_{ing} + 1 \cdot 10^{-8} J_{ina}$$

Si può osservare che gli h(g)_{ing}, ossia i coefficienti Sv/Bq, per gli individui adulti della popolazione coincidono con quelli per i lavoratori.

Per l'inalazione gli h(g) per la popolazione risultano diversi da quelli corrispondenti per i lavoratori perché per gli individui del pubblico è stata considerata la distribuzione del tempo nelle quattro fasi di sonno, attività sedentaria, attività motoria leggera ed attività pesante.

In tutti e tre i casi gli h(g) maggiori corrispondono all'attività inalata e ciò significa che la dose efficace è maggiore, a parità di introduzione, quando avviene per inalazione piuttosto che per ingestione.

CONSIDERANDO INFINE,

- $J_{ing} = J_{ina} = 1 \text{ kBq}$
- $E_{est} = 0$

Risulta:

$$E_{lavoratori} = 10.5 \mu\text{Sv}$$

$$E_{popolazione \ 2-7 \ \text{anni}} = 76 \mu\text{Sv}$$

$$E_{popolazione \ >17 \ \text{anni}} = 13.4 \mu\text{Sv}$$

E_{est} si calcola in base alle misure di rateo di dose in aria in una determinata posizione, tenuto conto del tempo di permanenza dell'individuo in quella posizione.

Considerando, a titolo di esempio, una sorgente puntiforme da 1 kBq non schermata, a 1 metro di distanza da essa risulta:

$$\dot{D}(\mu\text{Sv}/\text{ora}) = I_{\gamma} \times \text{Attività} = 3.49 \cdot 10^{-13} \cdot 10^6 \cdot 10^3 = 3.5 \cdot 10^{-4}$$

Se la permanenza è di 1 ora, risulta:

$$E_{est} = 3.5 \cdot 10^{-4} \mu\text{Sv}$$

5. LIVELLI OPERATIVI DI DOSE EFFICACE IMPEGNATA

Per tutti gli scenari trattati nel manuale vengono fissati, per i membri del pubblico e per i lavoratori, dove per lavoratori si intendono i lavoratori professionalmente esposti, dei *livelli operativi* (assimilabili concettualmente ai livelli di intervento indicati dalla normativa nazionale) in dose e livelli operativi derivati (in concentrazioni di attività di radionuclidi), che si collocano in una fascia più bassa rispetto a quella della normativa nazionale, ovvero della gestione delle emergenze vere e proprie, in un orizzonte inteso al non superamento dei limiti di dose per la popolazione nel suo insieme (1 mSv/anno di dose efficace). Tali livelli non sono da intendersi come limiti di sicurezza, ma come livelli decisionali che consentano per esempio di intraprendere ulteriori indagini sulle persone esposte o a livello ambientale, o di adottare dei primi interventi protettivi nei confronti della popolazione, ecc.

In generale, in caso di emergenze radiologiche, l'esposizione delle popolazione alle radiazioni ionizzanti, in presenza di sostanze radioattive nell'ambiente, deriva da:

- irradiazione esterna, dovuta a campi di radiazione emessi da sostanze radioattive sospese nell'aria, depositate al suolo, su edifici, sugli stessi corpi umani e su animali;
- irradiazione interna, dovuta ad inalazione di sostanze radioattive sospese nell'aria e all'ingestione di radionuclidi attraverso il consumo di alimenti contaminati.

L'organismo può essere protetto dall'irradiazione esterna evitandone o riducendone l'esposizione mediante allontanamento dalla sorgente, limitazione del tempo di esposizione o schermatura.

La protezione dall'irradiazione interna può essere conseguita limitando l'incorporazione per inalazione o ingestione. Dopo che il materiale radioattivo è stato incorporato, l'irradiazione perdura nel tempo, diminuendo con il decadimento radioattivo e terminando con l'eliminazione dal corpo.

Individuando, in caso di emergenza radiologica, due distinte fasi, una acuta della durata di un giorno e una di esposizione prolungata della durata di un anno, sono stati introdotti, per la popolazione e i lavoratori nella fase acuta livelli operativi in dose e derivati (contaminazione dell'aria) e livelli operativi per la popolazione nella fase di esposizione prolungata in dose e derivati (contaminazione in aria e di alimenti e bevande). In particolare, sono state considerate le seguenti categorie di persone:

- lavoratori professionalmente esposti
- popolazione: membri adulti
bambini al di sotto di un anno di età (lattanti)
bambini di età compresa tra 1 – 2 anni

I livelli operativi in dose (comuni alle due fasi) sono:

0.3 mSv di dose efficace per la popolazione (valore cautelativamente più basso del limite annuo della normativa pari a 1 mSv)

2 mSv di dose efficace per i lavoratori (valore cautelativamente più basso del limite annuo della normativa per i lavoratori in categoria B pari a 6 mSv).

A partire dai suddetti livelli di dose efficace si introducono i livelli di rateo di dose per irraggiamento esterno, per la fase acuta, ipotizzando un'esposizione continuativa di 24 ore per la popolazione e di 8 ore per i lavoratori.

I livelli di rateo di dose (un giorno di esposizione) sono:

per i membri del pubblico: **12 µSv/h**

per i lavoratori: **250 µSv/h**

Sono stati poi calcolati i livelli operativi derivati (per l'aria e gli alimenti e le bevande) corrispondenti alla dose efficace di 0.3 mSv per la popolazione e di 2 mSv per i lavoratori nella fase acuta e cronica, considerando rispettivamente l'esposizione di 1 giorno (intero per la popolazione, 8 ore per i lavoratori) e di un anno.

I coefficienti di dose utilizzati sono quelli dell'allegato IV del D. Lgs. 230/95 e coincidono con quelli delle pubblicazioni n. 72 dell'ICRP (per la popolazione) e n. 68 dell'ICRP (per i lavoratori).

Al fine di una valutazione di dose è opportuno utilizzare i corretti fattori di transito intestinale o, in caso di inalazione, il tipo di assorbimento ed il diametro aerodinamico delle particelle. In condizioni di emergenza non è sempre immediato risalire a questi dati, sono quindi stati sempre seguiti i suggerimenti dell'ICRP per i composti di tipo ignoto. In mancanza di indicazioni sono stati considerati i fattori di dose più cautelativi.

Per i valori di concentrazione di attività in aria sono poi stati utilizzati i parametri della Pubblicazione n. 66 dell'ICRP per quanto riguarda il volume d'aria respirato.

Per i valori di concentrazione di attività in alimenti e bevande sono stati utilizzati i valori sulle diete medie nazionali dell'Istituto Nazionale della Nutrizione.

I coefficienti di dose impiegati per i radionuclidi di origine naturale, pur derivando dalla medesima fonte dei precedenti, sono tratti dalle pubblicazioni UE "Radiation Protection n. 122 part 2 (2001)" e "Radiation Protection n. 135 (2003)", secondo le aggregazioni per segmento di serie di decadimento ivi riportate.

In Appendice I vengono riportate alcune tabelle in cui sono calcolati i livelli operativi per l'aria per la popolazione e i lavoratori nelle fasi acuta e di esposizione prolungata e i livelli operativi per alimenti e bevande per la popolazione nella fase di esposizione prolungata. Tali valori sono preferibili a quelli riportati nel D.M. del 4/8/77 e nei citati Regolamenti UE perché, oltre ad essere più cautelativi, sono stati calcolati mediante l'uso di metodologie e di coefficienti di dose aggiornati.

6. STRUMENTAZIONE E ATTREZZATURE

Vengono qui riportati sia la strumentazione che le attrezzature (compresi i mezzi di protezione individuali, DPI) di uso comune, mentre si rimanda alle singole trattazioni dei casi particolari per strumentazione e attrezzature specifiche.

6.1 Strumentazione

Strumentazione personale

- dosimetro total body e dosimetro a bracciale a termoluminescenza per le estremità, con sensibilità pari ad esempio a 100 μ Sv, letti mensilmente dal servizio di dosimetria incaricato;
- dosimetro personale con sensibilità, ad esempio, 1 μ Sv in grado di misurare la dose profonda Hp (10 mm) e superficiale Hs (0.07 mm) e di visualizzarle in tempo reale.

Strumentazione portatile per misure di dose ambientale e contaminazione superficiale

- contatore Geiger-Muller o a scintillazione o contatore proporzionale, generalmente in grado di individuare la radiazione β e γ di energia compresa tra circa 30 KeV e 3 MeV, fornendo misure di rateo di dose;
- camera di ionizzazione per la rilevazione di alte intensità di dose;
- contaminometro per radiazioni beta e gamma;
- contaminometro per radiazioni alfa.

Strumentazione portatile in grado di rilevare lo spettro energetico per radiazioni gamma

- spettrometro portatile a scintillazione (che quantifica anche il rateo di dose) oppure a stato solido HPGe (migliore risoluzione energetica).

Strumentazione di laboratorio

- spettrometro gamma a stato solido (HPGe);
- contatore a scintillazione liquida;
- spettrometro o contatore alfa totale;
- contatore beta totale;
- rateometro ad alta sensibilità per misure di dose gamma in aria (stazione fissa).

6.2 Attrezzature

Dispositivi di protezione individuali

(Sono elencati solo i DPI specifici per le radiazioni ionizzanti, non quelli di uso generali per interventi di emergenza in ambiente esterno)

- tute “TTVEK” usa e getta di varie misure con cappuccio;
- camici “TYVEK”;
- guanti protettivi contro agenti chimici e contaminazione radioattiva;
- copriscarpe (2 misure);
- mascherine antipolvere “FFP3”;
- maschere pieno facciale;
- filtri polivalenti per maschere (A2,B2,E2,K2,P3: massima protezione contro polveri, sostanze organiche, acidi) (ad esempio WILLSON mod. MX/S 7703).

Materiale e attrezzature per campionamento

- campionatori per aspirazione su filtro di particolato atmosferico;
- filtri per smear test (da analizzare in spettrometria gamma o scintillazione liquida);
- contenitori di varie misure (Marinelli o a geometria standard) per prelievo campioni da analizzare in laboratorio;
- trivelle o altre attrezzature per campionamento del terreno;
- sacchi per raccolta rifiuti contaminati;
- adesivi o cartelli con simbolo radioattività;
- nastro a strisce per delimitazione aree.

7. PROTOCOLLI SPECIFICI DI EMERGENZA ALLEGATI

I protocolli specifici hanno carattere operativo di guida in alcune situazioni di emergenza ipotizzabili.

- Ritrovamento di sorgente radioattiva
- Incidente stradale coinvolgente automezzo trasportante sorgente radioattiva
- Ritrovamento di sorgente radioattiva in rottami metallici
- Incendio con presenza di materiale radioattivo

APPENDICE I : LIVELLI OPERATIVI

Livello operativo per l'aria giornaliero (8 ore per i lavoratori e 24 ore per la popolazione) - concentrazione di attività in Bq/m³

| Radionuclidi | lavoratori | popolazione | | |
|--------------|------------|-------------|----------|----------|
| | | <1anno | 1-2 anni | adulti |
| C-14 | 2,6,E+05 | 1,1,E+04 | 7,6,E+03 | 5,6,E+03 |
| Cr-51 | 4,9,E+06 | 3,4,E+05 | 2,4,E+05 | 3,0,E+05 |
| Co-60 | 2,1,E+04 | 2,1,E+03 | 1,5,E+03 | 1,1,E+03 |
| Ni-63 | 2,8,E+05 | 3,6,E+04 | 2,6,E+04 | 2,3,E+04 |
| Se-75 | 8,7,E+04 | 1,1,E+04 | 8,3,E+03 | 1,1,E+04 |
| Kr-85 | 5,0,E+05 | 1,5,E+05 | 8,4,E+04 | 1,9,E+04 |
| Sr-90 | 4,9,E+03 | 6,0,E+02 | 4,5,E+02 | 3,1,E+02 |
| Mo-99 | 4,1,E+05 | 1,5,E+04 | 1,1,E+04 | 1,2,E+04 |
| Tc-99m | 7,4,E+06 | 6,9,E+05 | 5,1,E+05 | 5,8,E+05 |
| I-125 | 2,0,E+04 | 4,5,E+03 | 2,2,E+03 | 2,2,E+03 |
| I-131 | 1,3,E+04 | 1,2,E+03 | 6,9,E+02 | 1,5,E+03 |
| Cs-137 | 2,2,E+04 | 1,0,E+04 | 9,3,E+03 | 2,4,E+03 |
| Eu-152 | 5,5,E+03 | 8,1,E+02 | 5,0,E+02 | 2,6,E+02 |
| Ta-182 | 2,6,E+04 | 2,1,E+03 | 1,5,E+03 | 1,1,E+03 |
| Ir-192 | 6,7,E+04 | 3,2,E+03 | 2,3,E+03 | 1,7,E+03 |
| Au-198 | 3,8,E+05 | 1,7,E+04 | 1,1,E+04 | 1,3,E+04 |
| Tl-201 | 1,9,E+06 | 2,0,E+05 | 1,5,E+05 | 2,5,E+05 |
| U-236 | 2,4,E+01 | 6,4,E+00 | 5,0,E+00 | 3,5,E+00 |
| Pu-239 | 4,6,E+00 | 1,1,E+00 | 6,5,E-01 | 2,2,E-01 |
| Am-241 | 5,5,E+00 | 1,2,E+00 | 7,2,E-01 | 2,6,E-01 |

| Radionuclidi naturali | lavoratori | popolazione | | |
|-----------------------|------------|-------------|----------|----------|
| | | <1anno | 1-2 anni | adulti |
| U-238 sec | 7,8,E+00 | 4,7,E-01 | 3,0,E-01 | 1,9,E-01 |
| U-238+ | 2,6,E+01 | 5,3,E+00 | 5,3,E+00 | 3,8,E+00 |
| U-234 | 2,2,E+01 | 4,5,E+00 | 4,5,E+00 | 3,2,E+00 |
| Th-230 | 2,1,E+01 | 2,0,E+00 | 1,4,E+00 | 7,9,E-01 |
| Ra-226+ | 6,6,E+01 | 2,6,E+00 | 1,7,E+00 | 1,2,E+00 |
| Pb-210+ | 1,3,E+02 | 4,9,E+00 | 2,7,E+00 | 2,0,E+00 |
| Po-210 | 6,7,E+01 | 5,0,E+00 | 3,6,E+00 | 2,6,E+00 |
| Th-232 sec | 3,1,E+00 | 3,2,E-01 | 2,1,E-01 | 1,3,E-01 |
| U-235 sec | 1,8,E+00 | 2,3,E-01 | 1,4,E-01 | 8,4,E-02 |
| U-235+ | 2,6,E+01 | 3,0,E+00 | 1,9,E+00 | 1,3,E+00 |

Note: a) "sec": tutta la catena in equilibrio secolare

b) "+": la semiserie dei discendenti di breve emivita in equilibrio secolare

Livello operativo per l'aria annuale - concentrazione di attività in Bq/m³

| Radionuclide | popolazione | |
|--------------|-------------|----------|
| | <1anno | adulti |
| C-14 | 2,9,E+01 | 1,5,E+01 |
| Cr-51 | 9,4,E+02 | 8,2,E+02 |
| Co-60 | 5,8,E+00 | 3,0,E+00 |
| Ni-63 | 9,8,E+01 | 6,3,E+01 |
| Se-75 | 3,1,E+01 | 3,0,E+01 |
| Kr-85 | 4,1,E+02 | 5,1,E+01 |
| Sr-90 | 1,6,E+00 | 8,5,E-01 |
| Mo-99 | 4,1,E+01 | 3,4,E+01 |
| Tc-99m | 1,9,E+03 | 1,6,E+03 |
| I-125 | 1,2,E+01 | 6,0,E+00 |
| I-131 | 3,4,E+00 | 4,1,E+00 |
| Cs-137 | 2,8,E+01 | 6,6,E+00 |
| Eu-152 | 2,2,E+00 | 7,2,E-01 |
| Ta-182 | 5,8,E+00 | 3,0,E+00 |
| Ir-192 | 8,7,E+00 | 4,6,E+00 |
| Au-198 | 4,5,E+01 | 3,5,E+01 |
| Tl-201 | 5,4,E+02 | 6,9,E+02 |
| U-236 | 1,7,E-02 | 9,5,E-03 |
| Pu-239 | 3,1,E-03 | 6,1,E-04 |
| Am-241 | 3,4,E-03 | 7,2,E-04 |

| Radionuclidi naturali | <1anno | adulti |
|-----------------------|----------|----------|
| U-238 sec | 1,3,E-03 | 5,3,E-04 |
| U-238+ | 1,5,E-02 | 1,0,E-02 |
| U-234 | 1,2,E-02 | 8,7,E-03 |
| Th-230 | 5,4,E-03 | 2,2,E-03 |
| Ra-226+ | 7,2,E-03 | 3,2,E-03 |
| Pb-210+ | 1,3,E-02 | 5,3,E-03 |
| Po-210 | 1,4,E-02 | 7,1,E-03 |
| Th-232 sec | 8,9,E-04 | 3,6,E-04 |
| U-235 sec | 6,2,E-04 | 2,3,E-04 |
| U-235+ | 8,2,E-03 | 3,6,E-03 |

Note: a) "sec": tutta la catena in equilibrio secolare

b) "+": la semiserie dei discendenti di breve emivita in equilibrio secolare

Livello operativo per alimenti e bevande annuale - concentrazione di attività in Bq/kg

| Radionuclide | popolazione | |
|--------------|-------------|----------|
| | <1anno | adulti |
| C-14 | 6,0,E+02 | 8,6,E+02 |
| Cr-51 | 2,4,E+03 | 1,3,E+04 |
| Co-60 | 1,5,E+01 | 1,5,E+02 |
| Ni-63 | 5,2,E+02 | 3,3,E+03 |
| Se-75 | 4,2,E+01 | 1,9,E+02 |
| Kr-85 | - | - |
| Sr-90 | 3,6,E+00 | 1,8,E+01 |
| Mo-99 | 1,5,E+02 | 8,3,E+02 |
| Tc-99m | 4,2,E+03 | 2,3,E+04 |
| I-125 | 1,6,E+01 | 3,3,E+01 |
| I-131 | 4,6,E+00 | 2,3,E+01 |
| Cs-137 | 4,0,E+01 | 3,8,E+01 |
| Eu-152 | 5,2,E+01 | 3,6,E+02 |
| Ta-182 | 6,0,E+01 | 3,3,E+02 |
| Ir-192 | 6,4,E+01 | 3,6,E+02 |
| Au-198 | 8,3,E+01 | 5,0,E+02 |
| Tl-201 | 9,9,E+02 | 5,3,E+03 |
| U-236 | 2,4,E+00 | 1,1,E+01 |
| Pu-239 | 2,0,E-01 | 2,0,E+00 |
| Am-241 | 2,3,E-01 | 2,5,E+00 |

| Radionuclidi naturali | <1anno | adulti |
|-----------------------|----------|----------|
| U-238 sec | 1,8,E-02 | 1,9,E-01 |
| U-238+ | 5,7,E+00 | 1,0,E+01 |
| U-234 | 6,4,E+00 | 1,0,E+01 |
| Th-230 | 2,0,E-01 | 2,4,E+00 |
| Ra-226+ | 1,8,E-01 | 1,8,E+00 |
| Pb-210+ | 9,9,E-02 | 7,2,E-01 |
| Po-210 | 3,2,E-02 | 4,2,E-01 |
| Th-232 sec | 2,0,E-02 | 4,7,E-01 |
| U-235 sec | 1,6,E-02 | 2,5,E-01 |
| U-235+ | 2,4,E+00 | 1,1,E+01 |

Note: a) "sec": tutta la catena in equilibrio secolare

b) "+": la semiserie dei discendenti di breve emivita in equilibrio secolare

COEFFICIENTI DI DOSE DA INGESTIONE E INALAZIONE PER LAVORATORI E MEMBRI DELLA POPOLAZIONE

INGESTIONE

FATTORI DI DOSE UTILIZZATI e(t) Sv/Bq

| Radionuclidi | f1 | lavoratori | f1 | adulti | 1 anno | f1 | 3 mesi |
|--------------|----------|------------|----------|----------|----------|-------|----------|
| C-14 | 1 | 5,80E-10 | 1 | 5,80E-10 | 1,60E-09 | 1 | 1,40E-09 |
| Cr-51 | 0,01 | 3,70E-11 | 0,1 | 3,80E-11 | 2,30E-10 | 0,2 | 3,50E-10 |
| Co-60 | 0,1 | 3,40E-09 | 0,1 | 3,40E-09 | 2,70E-08 | 0,6 | 5,40E-08 |
| Ni-63 | 0,05 | 1,50E-10 | 0,05 | 1,50E-10 | 8,40E-10 | 0,1 | 1,60E-09 |
| Se-75 | 0,8 | 2,60E-09 | 0,8 | 2,60E-09 | 1,30E-08 | 1 | 2,00E-08 |
| Kr-85 | | | | | | | |
| Sr-90 | 0,3 | 2,80E-08 | 0,3 | 2,80E-08 | 7,30E-08 | 0,6 | 2,30E-07 |
| Mo-99 | 0,8 | 7,40E-10 | 1 | 6,00E-10 | 3,50E-09 | 1 | 5,50E-09 |
| Tc-99m | 0,8 | 2,20E-11 | 0,5 | 2,20E-11 | 1,30E-10 | 1 | 2,00E-10 |
| I-125 | 1 | 1,50E-08 | 1 | 1,50E-08 | 5,70E-08 | 1 | 5,20E-08 |
| I-131 | 1 | 2,2,E-08 | 1 | 2,2,E-08 | 1,8,E-07 | 1 | 1,8,E-07 |
| Cs-137 | 1 | 1,3,E-08 | 1 | 1,3,E-08 | 1,2,E-08 | 1 | 2,1,E-08 |
| Eu-152 | 5,00E-04 | 1,40E-09 | 5,00E-04 | 1,4,E-09 | 7,4,E-09 | 0,005 | 1,6,E-08 |
| Ta-182 | 0,001 | 1,50E-09 | 0,001 | 1,50E-09 | 9,40E-09 | 0,01 | 1,40E-08 |
| Ir-192 | 0,01 | 1,40E-09 | 0,01 | 1,40E-09 | 8,70E-09 | 0,02 | 1,30E-08 |
| Au-198 | 0,1 | 1,00E-09 | 0,1 | 1,00E-09 | 7,20E-09 | 0,2 | 1,00E-08 |
| Tl-201 | 1 | 9,50E-11 | 1 | 9,50E-11 | 5,50E-10 | 1 | 8,40E-10 |
| U-236 | 0,02 | 4,60E-08 | 0,02 | 4,70E-08 | 1,30E-07 | 0,04 | 3,50E-07 |
| Pu-239 | 5,00E-04 | 2,50E-07 | 5,00E-04 | 2,50E-07 | 4,20E-07 | 0,005 | 4,20E-06 |
| Am-241 | 5,00E-04 | 2,00E-07 | 5,00E-04 | 2,00E-07 | 3,70E-07 | 0,005 | 3,70E-06 |

| Radionuclidi naturali | fonte | lavoratori | fonte | adulti | 1 anno | fonte | 3 mesi |
|-----------------------|----------------------|------------|-------|----------|----------|-------|----------|
| U-238 sec | RP122 | 2,57E-06 | RP122 | 2,57E-06 | 1,43E-05 | RP122 | 4,64E-05 |
| U-238+ | RP135 | 4,84E-08 | RP135 | 4,84E-08 | 1,45E-07 | | - |
| | f1 = 0,02 | | | | | | |
| U-234 | (All. IV D.Lgs. 230) | 4,90E-08 | RP135 | 4,90E-08 | 1,30E-07 | | - |
| Th-230 | RP122 | 2,10E-07 | RP122 | 2,10E-07 | 4,10E-07 | RP122 | 4,10E-06 |
| Ra-226+ | RP122 | 2,80E-07 | RP122 | 2,80E-07 | 9,62E-07 | RP122 | 4,70E-06 |
| Pb-210+ | RP122 | 6,91E-07 | RP122 | 6,91E-07 | 3,61E-06 | RP122 | 8,42E-06 |
| Po-210 | RP122 | 1,20E-06 | RP122 | 1,20E-06 | 8,80E-06 | RP122 | 2,60E-05 |
| Th-232 sec | RP122 | 1,06E-06 | RP122 | 1,06E-06 | 7,25E-06 | RP122 | 4,12E-05 |
| U-235 sec | RP122 | 1,97E-06 | RP122 | 1,97E-06 | 5,70E-06 | RP122 | 5,20E-05 |
| U-235+ | RP122 | 4,73E-08 | RP122 | 4,73E-08 | 1,33E-07 | RP122 | 3,54E-07 |

Note: a) "sec": tutta la catena in equilibrio secolare

b) "+": la semiserie dei discendenti di breve emivita in equilibrio secolare

INALAZIONE

FATTORI DI DOSE UTILIZZATI e(t) Sv/Bq

| Radionuclidi | tipo assorbimento | lavoratori | tipo assorbimento | adulti | 1 anno | 3 mesi |
|--------------|----------------------|------------|----------------------|----------|----------|----------|
| C-14 | vapori | 5,80E-10 | M | 2,00E-09 | 6,60E-09 | 8,30E-09 |
| Cr-51 | F | 3,00E-11 | S | 3,70E-11 | 2,10E-10 | 2,60E-10 |
| Co-60 | M | 7,10E-09 | M | 1,00E-08 | 3,40E-08 | 4,20E-08 |
| Ni-63 | F | 5,20E-10 | M | 4,80E-10 | 1,90E-09 | 2,50E-09 |
| Se-75 | M | 1,70E-09 | F | 1,00E-09 | 6,00E-09 | 7,80E-09 |
| Kr-85 | All. IV-7 D.Lgs. 230 | 2,97E-10 | All. IV-7 D.Lgs. 230 | 5,94E-10 | 5,94E-10 | 5,94E-10 |
| Sr-90 | F | 3,00E-08 | M | 3,60E-08 | 1,10E-07 | 1,50E-07 |
| Mo-99 | F | 3,60E-10 | M | 8,90E-10 | 4,40E-09 | 6,00E-09 |
| Tc-99m | F | 2,00E-11 | M | 1,90E-11 | 9,90E-11 | 1,30E-10 |
| I-125 | F | 7,30E-09 | F | 5,10E-09 | 2,30E-08 | 2,00E-08 |
| I-131 | F | 1,1,E-08 | F | 7,4,E-09 | 7,2,E-08 | 7,2,E-08 |
| Cs-137 | F | 6,7,E-09 | F | 4,6,E-09 | 5,4,E-09 | 8,8,E-09 |
| Eu-152 | M | 2,7,E-08 | M | 4,2,E-08 | 1,0,E-07 | 1,1,E-07 |
| Ta-182 | M | 5,80E-09 | S | 1,00E-08 | 3,40E-08 | 4,20E-08 |
| Ir-192 | F | 2,20E-09 | S | 6,60E-09 | 2,20E-08 | 2,80E-08 |
| Au-198 | F | 3,90E-10 | S | 8,60E-10 | 4,40E-09 | 5,40E-09 |
| Tl-201 | F | 7,60E-11 | F | 4,40E-11 | 3,30E-10 | 4,50E-10 |
| U-236 | S | 6,30E-06 | M | 3,20E-06 | 1,00E-05 | 1,40E-05 |
| Pu-239 | M | 3,20E-05 | M | 5,00E-05 | 7,70E-05 | 8,00E-05 |
| Am-241 | M | 2,70E-05 | M | 4,20E-05 | 6,90E-05 | 7,30E-05 |

| Radionuclidi naturali | fonte | lavoratori | fonte | adulti | 1 anno | 3 mesi |
|-----------------------|------------------------|------------|-------|----------|----------|----------|
| U-238 sec | RP122 | 1,91E-05 | RP122 | 5,70E-05 | 1,66E-04 | 1,91E-04 |
| U-238+ | RP135 | 5,71E-06 | RP135 | 2,91E-06 | 9,43E-06 | - |
| U-234 | S (All. IV D.Lgs. 230) | 6,80E-06 | RP135 | 3,50E-06 | 1,10E-05 | - |
| Th-230 | RP122 | 7,20E-06 | RP122 | 1,40E-05 | 3,50E-05 | 4,50E-05 |
| Ra-226+ | RP122 | 2,23E-06 | RP122 | 9,53E-06 | 2,91E-05 | 3,42E-05 |
| Pb-210+ | RP122 | 1,16E-06 | RP122 | 5,69E-06 | 1,83E-05 | 1,84E-05 |
| Po-210 | RP122 | 2,20E-06 | RP122 | 4,30E-06 | 1,40E-05 | 1,80E-05 |
| Th-232 sec | RP122 | 4,82E-05 | RP122 | 8,46E-05 | 2,38E-04 | 2,76E-04 |
| U-235 sec | RP122 | 8,30E-05 | RP122 | 1,33E-04 | 3,49E-04 | 3,95E-04 |
| U-235+ | RP122 | 5,70E-06 | RP122 | 8,50E-06 | 2,60E-05 | 3,00E-05 |

Note: a) "sec": tutta la catena in equilibrio secolare

b) "+": la semiserie dei discendenti di breve emivita in equilibrio secolare

APPENDICE II: PROTOCOLLO DI EMERGENZA: RITROVAMENTO DI SORGENTE RADIOATTIVA

1. SCENARIO IPOTIZZABILE

Possono essere ipotizzate due principali situazioni a riguardo:

- a) chiamata per ritrovamento di sospetta sorgente (es. parafulmine, rivelatori di fumo, fusti non identificati, manufatti di metallo non bene identificati, contenitori con simboli “strani”, oggetti con ipotesi di contaminazione, ecc.);
- b) chiamata per valutazione di sorgente radioattiva già identificata.

2. PROCEDURE DI INTERVENTO

Si fornisce nel seguito una possibile sequenza di operazioni da compiere in caso di intervento.

1) ACQUISIZIONE DI INFORMAZIONI

Durante la chiamata è opportuno raccogliere il maggior numero possibile di informazioni sulla situazione:

- Quale è l'oggetto o il materiale sospetto?
- Come si presenta? (solido, liquido, polveroso, granulare, colore, odore ecc.)
- È contenuto in un involucro? Di che tipo? L'involucro è integro o danneggiato?
- Quali scritte o simboli presenta?
- Emette luce/calore?
- Da dove viene?
- Come è stato ritrovato e da chi?
- Perché si sospetta che sia radioattivo?
- È stato già manipolato, spostato o trattato in qualche modo dopo il ritrovamento?
- Come? Da chi? (farsi dare se possibile un recapito da contattare)
- Il luogo in cui si trova presenta rischi? (terreno accidentato/scosceso o scivoloso, pericolo di caduta dall'alto, presenza di fumi o polveri, vapori, fonti di calore, inquinamento del suolo, amianto, ecc.)

Dalle informazioni così raccolte è possibile farsi un'idea della situazione che si dovrà affrontare.

2) PREPARAZIONE DELL'USCITA

Prelevare tutto il materiale necessario, in particolare:

- DPI
- strumento di misura per irraggiamento gamma
- strumento di misura per contaminazione alfa-beta
- eventuale strumentazione di misura per approfondimento (es. spettrometro)
- contenitore con materiale per eventuale prelievo di campioni (contenitori Marinelli prepesati, smear test con buste in plastica per conservazione, etichette per identificazione campioni, cazzuola, cucchiaio, sacchi in polietilene, lacci o fascette, sigilli)
- penne, moduli per redigere il verbale, moduli per la registrazione dei dati, carta per scrivere
- sacchi in polietilene con laccio per eventuali rifiuti contaminati

Verificare il funzionamento e la carica batterie degli strumenti.

Indossare il dosimetro personale TLD.

Prelevare il dosimetro personale a lettura diretta; verificarne il funzionamento e la carica della batteria; verificare che la soglia di allarme sia impostata a 12 μ Sv/ora.

Accendere il dosimetro personale a lettura diretta e indossarlo.

3) FASE CONOSCITIVA SUL POSTO

Parcheggiare in una posizione a distanza tale da ritenere ragionevolmente ininfluenza la presunta sorgente.

Accendere gli strumenti di misura, e fare per ognuno le operazioni preliminari necessarie (calibrazione, verifiche, stabilizzazione ecc.) secondo quanto previsto dai manuali d'uso.

Fare delle misure di fondo gamma in aria e di contaminazione superficiale di fondo.

In base ai rischi prevedibili dalle informazioni acquisite durante la chiamata indossare i DPI appropriati.

Avvicinarsi al punto sospetto tenendo acceso uno strumento di misura di irraggiamento gamma. Se non si rilevano valori superiori al fondo ambientale, avvicinarsi fino a contatto con il materiale sospetto (nel caso di cumuli di materiali può essere consigliato far spostare i materiali in modo da controllare i singoli pezzi). Se si rileva un livello di irraggiamento superiore al fondo ambientale, fare una rapida mappatura della zona circostante la sorgente per individuare le eventuali aree da delimitare secondo i criteri di cui al punto successivo.

Se non si rilevano livelli di irraggiamento gamma superiori al fondo ambientale, fare misure a contatto con l'oggetto sospetto e sulle superfici circostanti con contaminometro alfa-beta.

4) FASE OPERATIVA

In base alle misure effettuate si possono verificare diverse situazioni.

Caso 1: non si sono rilevati valori superiori al fondo ambientale e in base a come si presenta il materiale sospetto si può escludere l'eventualità che sia presente una sorgente radioattiva schermata. Redigere un verbale in cui si dichiarano queste conclusioni, consegnarne una copia al responsabile del materiale sospetto o suo delegato presente sul posto, e all'Autorità di Pubblica Sicurezza se presente sul posto.

Caso 2 : non si sono rilevati valori superiori al fondo ambientale ma vi è la possibilità che sia presente una sorgente radioattiva schermata (presenza di involucri non facilmente apribili contenenti materiale non identificato). In questi casi per poter dare una valutazione definitiva è necessario procedere, previo consenso da parte dell'Autorità di Pubblica Sicurezza, all'apertura dell'involucro. Ciò deve essere fatto in sicurezza e in modo tale da garantire anche la protezione da potenziali rischi diversi da quello radioattivo (per esempio, rischi chimici, biologici, esplosioni o altro) che non sempre sono valutabili dal personale ARPAV, pertanto è opportuno che l'operazione venga concordata in maniera adeguata con Vigili del Fuoco e Autorità di Pubblica Sicurezza. Nel frattempo l'oggetto dovrebbe essere conservato in sicurezza (non presso il laboratorio ARPAV). Una volta aperto l'involucro, si effettueranno le misurazioni per verificare la presenza di radioattività e, in caso affermativo, si adotteranno misure adeguate come previsto al punto successivo.

Caso 3 : si sono rilevati valori di irraggiamento gamma o alfa o beta superiori al fondo ambientale e la sorgente è in forma sigillata. Si devono dare indicazioni al responsabile della detenzione della sorgente e/o all'Autorità di Pubblica Sicurezza eventualmente presente sul posto affinché vengano istituite limitazioni di accesso con recinzione e cartelli di avvertimento individuando le seguenti zone:

- a) Zona con rateo di dose gamma inferiore al doppio del fondo ambientale: Accesso libero.
- b) Zona con rateo di dose gamma compreso tra il doppio del fondo ambientale e 12 $\mu\text{Sv}/\text{ora}$: Accesso consentito ai lavoratori professionalmente esposti; per la popolazione accesso consentito solo se non conseguibile il rispetto del doppio del fondo ambientale e per intervalli di tempo limitati.
- c) Zona con rateo di dose gamma compreso fra 12 e 250 $\mu\text{Sv}/\text{ora}$: Accesso consentito, solo a personale professionalmente esposto.
- d) Zona con rateo di dose gamma superiore a 250 $\mu\text{Sv}/\text{ora}$: Accesso vietato. In questa zona potranno accedere solo lavoratori professionalmente esposti per periodi di tempo limitati, esclusivamente per svolgere particolari operazioni non evitabili.

In caso di sorgente alfa o beta emittente e non gamma emittente, dare indicazioni circa le misure da prendere per evitare che la sorgente venga a contatto con persone o contamini la zona circostante (confinamento della sorgente, segnaletica).

Caso 4: si sono rilevati valori di irraggiamento gamma e/o contaminazione superficiale alfa/beta superiori al fondo e la sorgente è in forma non sigillata (liquido sparso, polvere, granulare). Dare indicazioni per limitare l'ulteriore spargimento della sorgente (inumidire e coprire i materiali polverosi, coprire e confinare materiali granulari, apporre barriere fisiche allo spargimento di liquidi). Delimitare l'area con i criteri di cui al punto precedente ma vietando comunque l'accesso a tutta la zona contaminata.

Le operazioni di delimitazione, confinamento e trattamento della sorgente sopra descritte, da realizzarsi immediatamente per evitare rischi alla popolazione, in mancanza di altri soggetti (responsabile della detenzione della sorgente, Autorità di Pubblica Sicurezza, Vigili del Fuoco) devono essere eseguite, per quanto possibile, direttamente dal personale ARPAV.

5) COMUNICAZIONE DEL RITROVAMENTO

In caso di effettivo ritrovamento di sorgenti radioattive, in base all'art. 25 del D. Lgs. 230/95 come modificato dal D. Lgs. 241/00, deve essere immediatamente avvisata l'Autorità di Pubblica Sicurezza (Polizia o Carabinieri). Inoltre, obbligatoriamente per le attività connesse con il trattamento di rottami e semilavorati metallici (L. n. 100/11), per estensione negli altri casi, va fatta comunicazione a:

- Dipartimento di Prevenzione dell'ULSS
- Vigili del Fuoco
- Prefetto (in particolare in caso di contaminazione del terreno, per gli adempimenti di cui all'art. 126 bis del D. Lgs. 230/95 come modificato dal D. Lgs. 241/00 "Interventi nelle esposizioni prolungate")
- Regione
- ISPRA (tramite Prefetto, se del caso)
- Comandante di Porto e Ufficio di Sanità Marittima (se di competenza)

6) CARATTERIZZAZIONE DELLA SORGENTE

Una volta adottate le misure di sicurezza più immediate, è opportuno, per una più accurata valutazione del rischio, cercare di caratterizzare la sorgente in termini di isotopi radioattivi presenti e attività. In caso di sorgenti gamma in forma sigillata si può tentare di identificare l'isotopo mediante spettrometria con spettrometro portatile (qualora disponibile); noto l'isotopo, la stima dell'attività può essere fatta mediante la conoscenza della costante gamma specifica (si vedano Appendici IV.1 e IV.2).

Nel caso di possibile contaminazione dell'area circostante una sorgente, si devono prelevare campioni sotto forma di smear test o di quote di terreno contaminato per una successiva analisi in laboratorio.

7) GESTIONE PROVVISORIA DELLA SORGENTE

In una seconda fase ARPAV dà supporto tecnico in merito alla possibilità di spostare la sorgente in luogo più sicuro in attesa dello smaltimento definitivo, e in merito alle opportune misure di sicurezza a seconda di quanto indicato ai punti precedenti. Le eventuali operazioni di spostamento e messa in sicurezza dovranno essere eseguite da personale professionalmente esposto.

8) CHIUSURA DELL'INTERVENTO

- Documentazione: a conclusione dell'intervento, è opportuno che venga redatto un verbale nel quale sono indicate in modo sintetico l'esito delle misure, le operazioni effettuate. Copia del verbale va consegnata a tutte le Autorità Pubbliche e agli interessati presenti

(proprietari del terreno, titolari di attività ecc.). In seguito copia del verbale e/o una relazione tecnica dettagliata sarà inviata a tutte le Autorità indicate.

- Gestione rifiuti: una volta terminato l'intervento, il materiale DPI monouso deve essere chiuso in un sacchetto e gettato; se contaminato, deve essere trattato come rifiuto radioattivo. Altri materiali che possono essere venuti a contatto con materiale contaminato (indumenti, scarpe, stivali) devono essere accuratamente lavati con modalità tali da poter raccogliere le acque di lavaggio.

APPENDICE II.1

| Radioisotopo | T1/2 | Emissione | E γ (MeV) | Utilizzo | A iniziale (MBq) | A (MBq) sorgente esaurita (*) | Γ (Sv m ² /h Bq) | Sv/ora a 1 m prodotto dalla sorgente esaurita |
|----------------------|-------------|------------------|-----------------------------|--------------------------|------------------|-------------------------------|------------------------------------|---|
| Cr-51 ^{b)} | 27.7 giorni | γ | 0.320 | industriale | | | 4.9E-15 | |
| Co-60 ^{a)} | 5.27 anni | γ | 1.173 1.332 | ospedaliero | 7.0E+07 | 1.8E+07 | 3.492E-13 | 6.1E+00 |
| | | | | " | 2.5E+08 | 6.3E+07 | 3.492E-13 | 2.2E+01 |
| | | | | " | 4.0E+06 | 1.0E+06 | 3.492E-13 | 3.5E-01 |
| | | | | sorg. taratura | 3.0E+02 | 7.5E+01 | 3.492E-13 | 2.6E-05 |
| Cs-137 ^{a)} | 30 anni | β, γ | 0.662 | misuratore di livello | 8.0E+01 | 2.0E+01 | 3.492E-13 | 7.0E-06 |
| | | | | ospedaliero | 3.5E+07 | 8.8E+06 | 8.94E-14 | 7.8E-01 |
| | | | | irradiatori | 7.0E+07 | 1.8E+07 | 8.94E-14 | 1.6E+00 |
| | | | | Misuratore di spessore | 5.0E+02 | 1.3E+02 | 8.94E-14 | 1.1E-05 |
| Ta-182 ^{b)} | 115 giorni | β, γ | 0.043-1.453 | misuratore di densità | 5.0E+03 | 1.3E+03 | 8.94E-14 | 1.1E-04 |
| | | | | industriale | | | 1.6E-13 | |
| Ir-192 ^{a)} | 73.8 giorni | β, γ | 0.317 | industriale | | | 1.6E-13 | |
| | | | | misuratore di grammatura | 7.7E-02 | 1.9E-02 | 1.19E-13 | 2.3E-09 |
| Au-198 ^{b)} | 2.7 giorni | β, γ | 0.412-0.109 | industriale | | | 6.24E-14 | |
| Ra-226 ^{a)} | 1600 anni | α, γ | 0.186 - 2.2 | parafulmine | 3.7E+02 | 3.7E+02 | 2.23E-13 | 8.3E-05 |
| | | | | " | 4.7E-01 | 4.7E-01 | 2.23E-13 | 1.1E-07 |
| Am-241 ^{a)} | 432 anni | α, γ | 0.06 | industriale | | | 6.24E-14 | |
| | | | | rivelatore di fumo | 3.0E+00 | 3.0E+00 | 2.79E-15 | 8.4E-09 |
| C-14 ^{b)} | 5730 anni | β | β max 0.158 | centraline aria | | | | |
| Ni-63 ^{b)} | 96 anni | β | β max 0.066 | gascromatografi | | | | |
| Sr-90 ^{a)} | 29.1 anni | β | β max 0.546; 2.284 | misuratore di densità | 2.0E+03 | 5.0E+02 | | |
| Tl-204 ^{a)} | 3.78 anni | β, γ | 0.069 β max 0.763 | misuratore di spessore | 1.6E-01 | 4.0E-02 | | |

Tabella: Elenco delle principali sorgenti radioattive che si ritrovano nei rottami metallici con alcune proprietà di carattere radioprotezionistico

a) *Radiation Protection Dosimetry – Data Handbook 1998 vol 76 Nos. 1-2 1998*. L'attività della sorgente esaurita, riportata in tabella 1, è quella della sorgente dopo due tempi di dimezzamento; per i radioisotopi a tempo di dimezzamento lungo (²²⁶Ra e ²⁴¹Am) si è considerata l'attività iniziale.

b) *ENEA, Banca dati dei radionuclidi, 1991*

APPENDICE II.2

Noto il radionuclide, si può determinare con buona approssimazione il raggio della zona da delimitare con la formula:

$$\Gamma = \frac{X \times d^2}{A}$$

dove A è l'attività della sorgente e X il rateo di dose in un punto a distanza d, la costante Γ si esprime in $\mu\text{Sv m}^2 \text{h}^{-1} \text{GBq}^{-1}$. In tabella in Appendice IV.1 sono riportate le costanti per alcuni radionuclidi di uso generale.

La distanza alla quale si verifica un rateo di dose X è data in metri dalla formula:

$$d = \left(\frac{\Gamma \times A}{X} \right)^{1/2}$$

Se ad una distanza d dalla sorgente si misura un rateo di dose X, si può stimare l'attività A della sorgente (nell'ipotesi di sorgente puntiforme e priva di schermature):

$$A = \frac{X \times d^2}{\Gamma}$$

In tabella in Appendice II.1 sono riportate le costanti specifiche di alcuni radionuclidi.

APPENDICE III: PROTOCOLLO DI EMERGENZA: INCIDENTE STRADALE COINVOLGENTE AUTOMEZZO TRASPORTANTE SORGENTE RADIOATTIVA

1. SCENARIO IPOTIZZABILE

- a) Incidente coinvolgente un automezzo che trasporta una o più sorgenti radioattive sigillate.
- b) Incidente coinvolgente un mezzo che trasporta sorgenti radioattive non sigillate o rifiuti radioattivi.
- c) Incidente coinvolgente un mezzo che trasporta sorgenti radioattive con sviluppo di incendio.

2. PROCEDURE DI INTERVENTO

1) ACQUISIZIONE DI INFORMAZIONI

È importante acquisire preliminarmente il maggior numero di informazioni relative all'incidente ed al tipo di sorgente radioattiva. In particolare le principali domande da porre a chi richiede l'intervento sono:

- Tipo di sorgente: sigillata o non sigillata, oppure se si tratta di rifiuti radioattivi e la provenienza dei rifiuti (da ospedali o altri tipi di lavorazioni).
- Tipo di radionuclide ed attività.
- Numero di mezzi coinvolti e livello di gravità dell'incidente. È, infatti, possibile che vi sia stata contaminazione od esposizione anche di persone a bordo di altri mezzi o che gli stessi soccorritori vengano contaminati nel caso in cui il contenitore della sorgente si danneggi o vi sia dispersione nell'ambiente di materiale radioattivo.
- Quando è avvenuto l'incidente: ARPAV potrebbe essere chiamata ad intervenire parecchio tempo dopo e potrebbe, quindi, essere necessario ricostruire dal punto di vista dell'esposizione e/o contaminazione lo scenario incidentale.
- Esiste la possibilità di un incendio per lo scoppio dei serbatoi o perché è stato coinvolto un mezzo che trasporta materiale infiammabile.
- Vi sono altri mezzi coinvolti che trasportano materiale pericoloso (di tipo chimico, combustibili, altri rifiuti pericolosi o altro).

2) PREPARAZIONE DEL MATERIALE NECESSARIO PER L'INTERVENTO

Prima di intervenire sul posto è necessario preparare tutto il materiale necessario in base alle informazioni raccolte. In particolare, portare con sé:

- DPI
- strumentazione per la misura di irraggiamento γ
- contaminometro α e β
- eventuale strumentazione portatile per spettrometria γ
- materiale per prelievi di campioni (contenitori Marinelli prepesati, sacchi, cazzuola, etichette autoadesive, lacci o fascette, sigilli)
- materiale per redigere un verbale, o per registrazione scritta di ciò che avviene durante l'intervento
- sacchi in polietilene per rifiuti radioattivi
- catene e paletti per delimitare la zona dell'intervento
- metro a nastro
- carta, penna, materiale per compilare le etichette di identificazione dei campioni
- dosimetro personale a termoluminescenza
- dosimetro personale a lettura diretta (impostare la soglia di allarme a 20 $\mu\text{Sv/h}$)
- camice piombato

Nel caso non si possa escludere la dispersione in atmosfera degli isotopi portare anche un campionatore d'aria con filtri in fibra di vetro, carta o acetato di cellulosa.

Nel caso in cui non sia possibile escludere la contaminazione dovuta a radioisotopi dello iodio dotarsi anche di filtri in carbone attivo o zeolite/argento.

3. GESTIONE DELL'INTERVENTO

Quanto segue deroga in parte dalle linee fornite in premessa e nelle altre Appendici applicative, poiché esistono delle "Indicazioni per l'elaborazione della pianificazione provinciale di emergenza per il trasporto di materie radioattive e fissili" a cura del Dipartimento della Protezione Civile (che riprendono un rapporto tecnico dell'ISPRA - Rapporto Tecnico ai sensi del DPCM 10/2/2006, aprile 2009) e destinate, alle Prefetture affinché vi conformino un piano di emergenza, omogeneo sul territorio nazionale. Dunque le indicazioni che qui si richiamano a tale documento fanno riferimento.

Si ipotizzano due scenari di trasporto: quantitativi e tipologia di colli non soggetti a comunicazione preventiva al Prefetto ex DPCM 10/2/2006 (scenario 1), quantitativi e tipologia di colli ad essa soggetti (scenario 2). L'incidente può essere lieve (interessa marginalmente le materie radioattive) grave (fuoriuscita del materiale radioattivo dal contenitore) o molto grave (incendio con dispersione aerea del materiale radioattivo). Per tutte queste situazioni è individuata l'area all'interno della quale prendere provvedimenti immediati (riparo al chiuso ed evacuazione) e successivi (controllo della contaminazione ambientale ed alimentare) a protezione della popolazione.

Nella tabelle 1 e 2 che seguono è indicata l'estensione di tali aree¹.

| Tipo incidente | Trasporto non soggetto a comunicazione preventiva | Trasporto soggetto a comunicazione preventiva |
|----------------|---|---|
| Molto grave | 100 m | 300 m |
| Grave | 50 m | 100 m |
| Lieve | 30 m (solo esclusione) | 50 m (solo esclusione) |

Tabella 1: zona di esclusione della popolazione e di riparo al chiuso nella fase acuta

| Tipo incidente | Trasporto non soggetto a comunicazione preventiva | Trasporto soggetto a comunicazione preventiva |
|----------------|---|---|
| Molto grave | 6 km | 20 km |
| Grave | 3 km | 3 km |
| Lieve | - | - |

Tabella 2: controlli radiometrici di matrici ambientali ed alimentari, nella fase successiva

Le zone di esclusione/riparo al chiuso corrispondono, grossomodo, a livelli di dose efficace di qualche mSv (compatibili con i livelli di intervento di cui all'Allegato XII del D. Lgs. n. 230/95). Le aree della tabella 2 sono quelle per le quali è possibile rinvenire contaminazione alimentare la di sopra dei valori delle raccomandazioni UE n. 2218/89 e n. 770/90.

Il ruolo degli operatori ARPAV è di fornire supporto strumentale e consulenza radioprotezionistica ai soggetti che dirigono le operazioni (Direttore Tecnico dei Soccorsi, Direttore Sanitario dei Soccorsi, Prefetto), nelle due fasi richiamate nelle tabelle 1 e 2. L'accesso in zona rossa (tabella 1), nella fase acuta è consentito solo se inevitabile e per

¹ L'applicabilità dei due scenari al trasporto di materie fissili è legata al quantitativo (per i dettagli si rinvia al documento di ISPRA).

intervalli di tempo tali da non eccedere il livello di dose per i lavoratori di categoria B introdotto in questo manuale (2 mSv).

4. AZIONI COMPLEMENTARI DI DETTAGLIO

- Raccogliere tutto il materiale importante al fine di valutare la contaminazione ambientale: campioni di terreno, smear test, filtri del campionatore d'aria, indumenti. Inserire tutto il materiale in sacchetti di polietilene, sigillare ed etichettare indicando con chiarezza il codice del campione, data ed ora del prelievo. Sul foglio di lavoro da compilare sul luogo dell'intervento dovrà essere riportato con chiarezza il codice del campione, la data ed ora del prelievo, il tipo di campione, il luogo del prelievo e tutte le informazioni che si reputino necessarie per identificare con chiarezza la provenienza del campione. Ad esempio nel caso di guanti o tute da lavoro indicare il nominativo della persona proprietaria, l'appartenenza o meno ad una squadra di soccorso, il motivo del campionamento.
- Registrare tutte le informazioni utili relative all'incidente, in particolare quelle riportate dai documenti di trasporto della sorgente.
- Registrare i nominativi delle persone coinvolte nell'incidente per le quali è necessaria una valutazione di dose da contaminazione interna.
- Redigere un verbale sulle operazioni svolte da consegnare alle Autorità di Pubblica Sicurezza presenti. Tale verbale verrà completato da una relazione comprendente anche le valutazioni di dose effettuate in seguito in laboratorio.
- Tutto il materiale contaminato non riutilizzabile come i DPI monouso deve essere raccolto e trattato come rifiuto radioattivo. Indumenti, scarpe e stivali contaminati devono essere lavati con modalità tali da raccogliere le acque di lavaggio.

APPENDICE IV: PROTOCOLLO DI EMERGENZA: RITROVAMENTO DI SORGENTI RADIOATTIVE IN ROTTAMI METALLICI

1. SCENARIO IPOTIZZABILE

1.1 Come avviene il ritrovamento

Il ritrovamento di sorgente radioattiva all'interno di rottami metallici può avvenire nei seguenti modi:

- rinvenimento di oggetti contraddistinti da simboli che facciano chiaramente desumere la presenza di materiale radioattivo;
- rilevamento di un aumento della dose nelle vicinanze di porzioni di rottami metallici all'interno dei quali siano presenti contaminazioni o frammenti di sorgenti radioattive, durante un eventuale controllo radiometrico in loco.

Nel primo caso il ritrovamento può essere fatto dal soggetto interessato alla commercializzazione del rottame, che può attivare ARPAV direttamente o tramite un'autorità di pubblica sicurezza.

Nel secondo caso il ritrovamento può essere conseguente a misure eseguite sui mezzi trasportanti i rottami (camion, carri ferroviari) sia dal soggetto interessato sia da ARPAV all'interno di convenzioni per controlli sui rottami metallici.

1.2 Dove può avvenire il ritrovamento

I rottami metallici vengono trasportati su camion o carri ferroviari; un eventuale ritrovamento di sorgente può avvenire al momento del controllo radiometrico (anche tramite portali) in ingresso alla Ditta acquirente o al momento dello scarico, e quindi in un contesto ambientale circoscrivibile (maggiore facilità nell'allontanamento delle persone e di delimitazione dell'area).

Qualora il ritrovamento avvenga su un carro ferroviario all'interno di una stazione ferroviaria, l'intervento immediato per la protezione della popolazione è più critico.

1.3 Provenienza dei rottami e probabilità di rinvenimento di sorgenti radioattive o materiali contaminati

A seconda della provenienza del rottame e del tipo di trattamento cui è sottoposto prima della commercializzazione, esistono probabilità diverse di ritrovamento di sorgenti radioattive o di materiali contaminati.

La possibilità che durante il trasporto una sorgente radioattiva venga smaltita illegalmente è comunque presente.

40% dei rottami proviene da scarti della lavorazione dei prodotti siderurgici o da semilavorati difettosi o inutilizzabili: materiali con caratteristiche di analisi e qualità certe che subiscono cernite ed adeguamento volumetrico; probabilità nulla di presenza di sorgenti radioattive e quasi nulla di materiali contaminati .

8% deriva da torniture sui semilavorati siderurgici nuovi: valgono le stesse osservazioni condotte sopra.

20% proviene dalle demolizioni industriali, ossia dalla demolizione di capannoni, macchinari, impianti chimici o petroliferi: anche in questo caso sono sottoposti a cernite e adeguamento volumetrico ma la fonte non è la stessa; probabilità nulla di presenza di sorgenti radioattive ma possibilità di presenza di materiali contaminati.

- 15% deriva dalla raccolta pesante con provenienze estremamente diverse (officine meccaniche, agricoltura, dismissione di manufatti e di apparecchiature ospedaliere); cernite non sistematiche; possibile presenza sia di sorgenti radioattive che di materiale radiocontaminato.
- 12% del rottame ha origine dalle carrozzerie delle automobili: possibilità nulla di rinvenire sorgenti o materiale contaminato.
- 5% dei rottami consiste in prodotti di ghisa: possibilità di presenza di sorgenti nulla e quasi nulla possibilità di presenza di materiale contaminato.

2. RISCHI DI TIPO RADIOLOGICO

L'entità del rischio dipende dal radioisotopo, dall'attività e dal suo stato al momento del ritrovamento.

2.1 Tipologia delle sorgenti ritrovabili tra i rottami metallici

Possiamo classificare la tipologia delle sorgenti radioattive ritrovabili nel rottame metallico nel modo seguente:

- a) sorgenti radioattive propriamente dette mescolate con il rottame;
- b) sorgenti radioattive di tipo "improprio";
- c) rottame di ferro ed acciaio contaminato da sorgenti inglobate in sede di fusione;
- d) rottami metallici derivanti dall'industria estrattiva o da lavorazioni di minerali (NORM: Naturally Occurring Radioactive Materials)

Il **caso a)** rappresenta l'eventualità più rilevante dal punto di vista radioprotezionistico. L'impiego di sorgenti radioattive per scopi industriali, medici o di ricerca è più diffuso di quanto si ritenga comunemente. Sorgenti radioattive vengono utilizzate per la misura di spessori, per il controllo della omogeneità nei processi di colata, per l'analisi delle polveri, in alcuni tipi di parafulmini e rilevatori di fumo, per la calibrazione di strumenti di misura, oltre che per controlli di tipo industriale, in agricoltura e nella diagnostica e terapia medica.

Le piccole dimensioni che possono avere sorgenti radioattive anche di elevata intensità fanno sì che, in generale, non sia facile individuare la loro presenza senza l'uso di appropriati strumenti di misura.

Nel caso di sorgenti di elevata intensità (principalmente sorgenti utilizzate in medicina e nell'industria), la presenza della sorgente viene di solito evidenziata mediante l'apposito simbolo posto all'esterno del contenitore. Non sempre però il contenitore della sorgente appare in condizioni tali da permettere una chiara visione del simbolo e questo può addirittura essere assente. Sorgenti radioattive sono abbastanza comuni sulle navi, sugli aerei ed in generale su tutti i mezzi militari.

Il caso delle sorgenti propriamente dette è il più importante dal punto di vista radioprotezionistico. Essendo sorgenti preparate per essere usate in virtù della loro capacità di emettere radiazioni ionizzanti, la loro attività è generalmente elevata ed in molti casi, anche se la sorgente non appare più idonea per l'impiego originale, la sua pericolosità, se immessa nell'ambiente, può continuare ad essere cospicua. Tali sorgenti possono costituire un pericolo sia per il personale operante nei pressi dei veicoli adibiti al trasporto del rottame sia per il personale dell'impianto siderurgico al quale il rottame è destinato. Sorgenti di questo tipo possono determinare la contaminazione delle linee di colata ed il rilascio di radioisotopi nell'atmosfera con conseguente rischio di inalazione.

Le sorgenti della classe a) possono essere sia gamma-emittenti che beta-emittenti. Tra di esse vi sono anche sorgenti alfa-emittenti, ma in generale vengono utilizzate in quanto gamma o beta emettitrici o produttrici di neutroni. Nel corso dei controlli, sorgenti di questo tipo si

manifestano in genere con la presenza di un punto di intensità di dose molto elevata circondato da una zona con valori via via decrescenti. Nella tabella 1 sono elencate alcune proprietà di interesse radioprotezionistico per le sorgenti di tipo a).

| Radioisotopo | T1/2 | Emissione | E _γ (MeV) | Utilizzo | A iniziale (MBq) | A (MBq) sorgente esaurita (*) | Γ (Sv m ² /h Bq) | Sv/ora a 1 m prodotto dalla sorgente esaurita |
|----------------------|-------------|-----------|-----------------------|--------------------------|------------------|-------------------------------|-----------------------------|---|
| Cr-51 ^{b)} | 27.7 giorni | γ | 0.320 | industriale | | | 4.9E-15 | |
| Co-60 ^{a)} | 5.27 anni | γ | 1.173 1.332 | ospedaliero | 7.0E+07 | 1.8E+07 | 3.492E-13 | 6.1E+00 |
| | | | | " | 2.5E+08 | 6.3E+07 | 3.492E-13 | 2.2E+01 |
| | | | | " | 4.0E+06 | 1.0E+06 | 3.492E-13 | 3.5E-01 |
| | | | | sorg. taratura | 3.0E+02 | 7.5E+01 | 3.492E-13 | 2.6E-05 |
| | | | | misuratore di livello | 8.0E+01 | 2.0E+01 | 3.492E-13 | 7.0E-06 |
| Cs-137 ^{a)} | 30 anni | β,γ | 0.662 | ospedaliero | 3.5E+07 | 8.8E+06 | 8.94E-14 | 7.8E-01 |
| | | | | irradiatori | 7.0E+07 | 1.8E+07 | 8.94E-14 | 1.6E+00 |
| | | | | misuratore di spessore | 5.0E+02 | 1.3E+02 | 8.94E-14 | 1.1E-05 |
| | | | | misuratore di densità | 5.0E+03 | 1.3E+03 | 8.94E-14 | 1.1E-04 |
| Ta-182 ^{b)} | 115 giorni | β,γ | 0.043-1.453 | Industriale | | | 1.6E-13 | |
| Ir-192 ^{a)} | 73.8 giorni | β,γ | 0.317 | misuratore di grammatura | 7.7E-02 | 1.9E-02 | 1.19E-13 | 2.3E-09 |
| Au-198 ^{b)} | 2.7 giorni | β,γ | 0.412-0.109 | industriale | | | 6.24E-14 | |
| Ra-226 ^{a)} | 1600 anni | α,γ | 0.186 – 2.2 | parafulmine | 3.7E+02 | 3.7E+02 | 2.23E-13 | 8.3E-05 |
| | | | | " | 4.7E-01 | 4.7E-01 | 2.23E-13 | 1.1E-07 |
| Am-241 ^{a)} | 432 anni | α,γ | 0.06 | rivelatore di fumo | 3.0E+00 | 3.0E+00 | 2.79E-15 | 8.4E-09 |
| C-14 ^{b)} | 5730 anni | β | β max 0.158 | centraline aria | | | | |
| Ni-63 ^{b)} | 96 anni | β | β max 0.066 | gascromatografi | | | | |
| Sr-90 ^{a)} | 29.1 anni | β | β max 0.546; 2.284 | misuratore di densità | 2.0E+03 | 5.0E+02 | | |
| Tl-204 ^{a)} | 3.78 anni | β,γ | 0.069 β max 0.763 | misuratore di spessore | 1.6E-01 | 4.0E-02 | | |

Tabella 1: Elenco delle principali sorgenti radioattive che si ritrovano nei rottami metallici con alcune proprietà di carattere radioprotezionistico

a) *Radiation Protection Dosimetry – Data Handbook 1998 vol 76 Nos. 1-2 1998*. L'attività della sorgente esaurita, riportata in tabella 1, è quella della sorgente dopo due tempi di dimezzamento; per i radioisotopi a tempo di dimezzamento lungo (²²⁶Ra e ²⁴¹Am) si è considerata l'attività iniziale.

b) *ENEA, Banca dati dei radionuclidi, 1991*

Dalla tabella 1 si può osservare che ⁶⁰Co, ¹³⁷Cs, ²²⁶Ra, radionuclidi più frequentemente usati nelle attività mediche ed industriali, si possono trovare con attività più elevate.

Nel **caso b)** rientrano quei dispositivi che utilizzano sostanze radioattive per scopi diversi da quelli elencati nella classe a), come i quadranti luminescenti. Questo tipo di sorgenti (in genere ²²⁶Ra), molto comune su mezzi e strumenti militari, è caratterizzato da livelli di attività in generale inferiori a quelli delle sorgenti della classe a); tuttavia, la rottura dei vetri protettivi e la fuoriuscita della sostanza luminescente determinano un rischio di

contaminazione interna dovuta all'inalazione della polvere radioattiva. Per quanto riguarda le caratteristiche di ritrovamento esse sono le medesime della classe a).

Il **caso c)** comprende rottame contaminato. Tale contaminazione è quasi solamente dovuta al ^{60}Co che, in caso di fusione nella colata, va a legarsi con il metallo. Altri possibili isotopi possono essere quelli del cromo, ferro, iridio, molibdeno, nichel, platino ed argento. I rottami di rame, zinco e piombo possono contenere solamente radioisotopi dello stesso elemento, in quanto il processo produttivo di questi materiali è attentamente controllato per garantire metallo di alto grado di purezza. Un'eccezione è costituita dall'alluminio, il quale può essere contaminato con uranio. Nella tabella 2, a titolo di esempio, è riportata la distribuzione di tre radioisotopi nel processo di produzione dell'acciaio.

| Elemento | Nell'acciaio (prodotto finito) | Scorie | Fumi |
|-------------------|--------------------------------|--------|-------|
| ^{60}Co | 98.9% | 1% | 0.1% |
| ^{137}Cs | 0.1% | 10% | 89.9% |
| ^{226}Ra | * | 100%* | * |

Tabella 2: Distribuzione di radioisotopi nel caso in cui una sorgente venga introdotta nel forno assieme al rottame.

(*) Non si conoscono dati dettagliati sulla ripartizione del radio nei prodotti di fusione. Da indicazioni di letteratura si ritiene possa concentrarsi nella scoria (atti della conferenza internazionale "La radioattività nei rottami metallici: conseguenze e soluzioni", 23/6/98 – Brescia).

Nel **caso d)** rientrano depositi, stratificazioni, incrostazioni di radionuclidi naturali all'interno di manufatti impiegati nell'estrazione del greggio, quali valvole, separatori di fase, lamiere di serbatoi ecc. spesso in cattivo stato di conservazione con forti tracce di ossidazione e corrosione, con quantità anche notevoli di incrostazioni dalla consistenza dura o dall'apparenza di fango essiccato, di colore dal bruno scuro al giallo ocra. Sono comuni i frazionamenti della serie di decadimento dei naturali con accumulo degli isotopi del radio, considerata la loro maggiore solubilità e di conseguenza mobilità, rispetto ai capostipiti uranio e torio. Si ritrovano generalmente ^{226}Ra con concentrazioni tipiche di 0.1 – 1000 Bq/kg.

Il ^{228}Ra è generalmente presente in quantità minore di 1 – 2 ordini di grandezza.

3. STRUMENTAZIONE E ATTREZZATURE

L'operatore ARPAV che, su segnalazione di possibile presenza di una sorgente radioattiva, o durante il controllo radiometrico di rottami metallici, esegue misure, al fine di garantire la sicurezza personale, deve essere dotato del vestiario e della strumentazione idonea (si veda anche la parte generale).

Strumentazione personale

- un dosimetro total body e un dosimetro a bracciale a termoluminescenza per le estremità. Questi dosimetri hanno una sensibilità pari ad esempio a 100 μSv e sono letti mensilmente dal servizio di dosimetria incaricato;
- dosimetro personale con sensibilità ad esempio 1 μSv in grado di misurare la dose profonda Hp (10 mm) e superficiale Hs (0.07 mm) e di visualizzarle in tempo reale.

Per eseguire misure di dose ambientale attorno alla sorgente incognita l'operatore utilizza la seguente strumentazione portatile:

- contatore GM, generalmente in grado di individuare la radiazione β e γ di energia compresa tra 65 KeV e 3 MeV, producendo misure di rateo di dose;
- scintillatore NaI(Tl) per radiazione X e γ di energia maggiore di 30 KeV, producendo misure di rateo di dose;

- camera di ionizzazione per la rilevazione di alte intensità di dose.

Per condurre il riconoscimento in loco della sorgente serve:

- sistema portatile per spettrometria gamma con rivelatore stato solido Ge intrinseco di tipo p o n (il tipo n assicura la rivelazione di picchi a partire da energie più basse rispetto al tipo p), o scintillatore (lo scintillatore pur garantendo una maggior efficienza, per altro non necessaria nel ritrovamento di sorgenti di una certa taglia, ha una risoluzione energetica più bassa rendendo più difficile il riconoscimento);
- cavi di prolunga per alimentazione dalla rete;
- personal computer portatile;
- sorgente multigamma solida per verificare in loco la bontà della taratura in energia;
- ICRP publication 38: “RADIONUCLIDE TRANSFORMATIONS Energy and Intensity of Emissions”.

Per eseguire infine uno o più smear test a distanza dalla sorgente, al fine di valutare la presenza o meno di contaminazione, si utilizzano:

- filtri per l'esecuzione dello smear test;
- un'asta di prolunga;
- nastro adesivo.

4. PROCEDURE DI INTERVENTO

Viene descritta di seguito in modo schematico la procedura di intervento con particolare attenzione alla protezione della popolazione e degli operatori ARPAV.

L'operatore ARPAV deve indossare sempre i due dosimetri personali a termoluminescenza ed essere in possesso del dosimetro che visualizza la dose in tempo reale. Al momento dell'intervento deve inoltre indossare gli indumenti protettivi in dotazione nel caso di ritrovamento di sorgente incognita.

L'operatore deve effettuare una misura del livello di radiazione di fondo a debita distanza dai materiali da verificare.

Successivamente deve avvicinarsi lentamente al mezzo o materiale da controllare tenendo sempre in funzione l'apparecchio di misura. L'intensità di dose media misurata attorno ai mezzi di trasporto è considerata non rilevante se minore o uguale al doppio del valore medio del fondo ambientale misurato.

Nel caso in cui venga riscontrato un valore superiore al doppio del fondo ambientale medio misurato, deve rimanere fermo e osservare che il valore istantaneo si mantenga sempre superiore al valore suddetto e che non sia presente una fluttuazione dovuta al fatto che lo strumento è in movimento. Ripassare sul punto di misura per accertarsi che l'evento riscontrato si ripeta.

L'operatore deve allontanarsi e porsi in posizione protetta mantenendo in funzione lo strumento di misura. Il livello operativo di rateo di dose per l'operatore professionalmente esposto è posto pari a 250 $\mu\text{Sv/h}$ (si veda la parte generale).

In caso di impossibilità di allontanamento immediato della popolazione, in via temporanea, il personale del pubblico non deve essere sottoposto ad un livello operativo di rateo di dose superiore a 12 $\mu\text{Sv/h}$ (si veda la parte generale). L'operatore fa quindi provvedere ad un eventuale allontanamento del mezzo in un'area isolata, al fine di ottenere un migliore grado di schermatura.

- L'operatore, deve provvede a delimitare con la striscia di colore bianco e rosso l'area in cui l'intensità di dose in aria è superiore al doppio del fondo ambientale.
- Se la delimitazione è difficoltosa perché l'intensità è troppo elevata si deve provvedere a schermare, ad esempio con altri vagoni o camion riempiti di rottami metallici, il vagone o camion in cui si trova la sorgente e quindi provvedere alla delimitazione.
- Se ciò nonostante non si riesce a diminuire in aree di dimensioni ragionevoli l'intensità di dose fino al raggiungimento del doppio del fondo ambientale, si deve ipotizzare una durata della esposizione per valutare la dose e delimitare la zona. Nella zona delimitata, l'accesso è vietato al personale non classificato o autorizzato.
- L'operatore provvede a che venga eseguito uno o più smear test, per valutare la presenza o meno di contaminazione sul vagone o camion indagato. Va eseguito anche uno smear test su un vagone o camion risultato non radioattivo al fine di ottenere una valutazione del fondo ambientale.
- L'operatore fa comunque ricoprire il vagone con un'adeguata copertura per evitare che l'eventuale presenza di polveri radioattive possa diffondersi nell'ambiente.
- Se l'analisi degli smear test evidenziasse la contaminazione radioattiva del vagone, l'operatore provvede al prelievo di matrici ambientali al fine di determinare o meno una possibile diffusione di contaminazione.

APPENDICE V: PROTOCOLLO DI EMERGENZA: INCENDIO CON PRESENZA DI MATERIALE RADIOATTIVO

1. SCENARIO IPOTIZZABILE

Le radiazioni ionizzanti di per sé non producono alcun effetto di combustione, quindi non possono causare incendi; la radioattività non influisce sul comportamento in caso di innalzamento anomalo della temperatura come nel caso di incendio. Conseguentemente in caso di incendio la sostanza, a seconda della sua forma fisica iniziale, solida, liquida o gassosa, subirà delle trasformazioni del tipo fusione, ebollizione, sublimazione, con formazione di prodotti della combustione corrispondenti alle caratteristiche chimiche e che si presenteranno sotto forma di scorie, ceneri, polveri, aerosol, vapori o gas. Si noti che i prodotti di combustione sono, in genere, più frazionati e meno densi del materiale da cui hanno origine, per cui è più facile la loro dispersione, e di conseguenza più difficile il controllo del rischio radiologico.

Quindi il fuoco non altera la radioattività presente, ma può altresì modificare lo stato fisico e chimico delle sorgenti radioattive presenti: infatti le sostanze radioattive a contatto con il fuoco tenderanno a vaporizzare, potendo quindi aumentare il grado di pericolo potenziale relativo all'incendio, poiché, in seguito alla dispersione in aria di gas, polveri, ceneri o vapori, si potrebbe innescare un processo di contaminazione radioattiva dell'ambiente circostante, sia esso interno all'installazione industriale o di ricerca, sia esterno.

Possibili strutture coinvolte in un incendio con presenza di materiale radioattivo sono:

- Ospedali, in cui vi è la presenza di sorgenti per diagnostica non sigillate (in particolare sorgenti liquide), oppure di sorgenti per terapia non sigillate (ad esempio, Tc-99m, I-125 e I-131) o sigillate (ad esempio Co-60).
- Installazioni industriali, in cui vi è la presenza di sorgenti solide sigillate per uso industriale (misuratori di livello e di spessore, gammagrafia).
- Installazioni di ricerca, in cui sono utilizzate sorgenti solide o liquide, sigillate o meno, anche in quantità rilevanti.
- Strutture in cui sono presenti rivelatori di fumo.

I rischi più rilevanti, in particolare per quanto riguarda la contaminazione ambientale, sono dovuti ad incendi in strutture con presenza di notevoli quantità di materiali radioattivi (in particolari sorgenti di tipo non sigillato, in uso e quindi non custodite in contenitori schermati a prova di incendio), quali gli ospedali, le strutture di ricerca e alcune installazioni industriali.

2. RISCHI DI TIPO RADIOLOGICO

Oltre al rischio dell'incendio in quanto tale, si possono presentare per i soccorritori il rischio di irradiazione esterna, dovuto alle radiazioni emesse dalle sostanze radioattive, ed il rischio di irradiazione interna e di contaminazione, dovuto alla loro dispersione nell'ambiente.

Per quanto riguarda il rischio da **irradiazione esterna**, può diventare rilevante nel caso di distruzione delle schermature normalmente presenti.

Il rischio da **contaminazione interna** può essere provocato da radionuclidi sotto forma di polveri, vapori, aerosol che, successivamente, per ricaduta, contaminano le superfici circostanti e vengono inalati, o addirittura ingeriti se entrano a far parte del ciclo alimentare; tale rischio dipende in modo determinante dal tipo di contenimento della sorgente radioattiva.

Si sottolinea come sia le sorgenti sia i rifiuti radioattivi siano in genere detenuti e utilizzati in locali costruiti per un'adeguata tenuta al fuoco in caso di incendio, eccetto nel caso di manipolazione di quantità modeste che può avvenire in normali locali di lavoro.

Il fattore di rischio di contaminazione risulta inversamente proporzionale alla capacità dei contenitori di resistere alle temperature e alle sollecitazioni meccaniche provocate dall'incendio.

Un incendio che avvenga in una zona ove sono presenti sostanze radioattive può provocare direttamente o indirettamente la **rottura dei loro contenitori di protezione**, facendo quindi aumentare il rischio potenziale per gli operatori coinvolti nelle attività di spegnimento, ed anche per le persone che si trovassero nelle vicinanze; infatti si potrebbero generare episodi di contaminazione aereodispersa, con conseguenti ricadute che potrebbero coinvolgere anche zone relativamente distanti; pertanto **l'incendio di locali ove sono detenute sostanze radioattive sono da ritenersi a maggior rischio potenziale**.

Vediamo nel dettaglio i rischi ipotizzabili.

La diffusione accidentale incontrollata di radioelementi può provocare:

- contaminazione delle superfici di lavoro e dei pavimenti.
Può avvenire in seguito al versamento di liquidi radioattivi o alla dispersione di materie radioattive solide sotto varie forme: in questo caso si devono prendere le precauzioni atte ad evitare l'estensione della contaminazione superficiale, quali l'uso di prodotti assorbenti (terra, sabbia,...), evitando di usare getti o spargimenti di acqua, se non nebulizzata.
- contaminazione aereodispersa.
Provocata da radioelementi presenti sotto forma di polveri, vapori e gas. La pericolosità ed estensione è legata alla dinamica dell'incendio e alle condizioni meteorologiche: sarebbe opportuno per le installazioni rilevanti avere una valutazione preventiva della diffusione della contaminazione, in quanto non sempre è facilmente controllabile e monitorabile.
Il rischio più grave è dovuto all'inalazione di prodotti radioattivi presenti in aria, con la pericolosità maggiore attribuibile alle radiazioni alfa; è opportuno dotare il personale che interviene di adeguate protezioni.
Inoltre per ricaduta si possono avere contaminazioni più o meno estese, che devono essere controllate con opportuna strumentazione (contaminometri, smear test, prelievi di particolato, si veda oltre).
- rischio da irradiazione esterna.
Si verifica in seguito ad una contaminazione di una certa entità dovuta alla dispersione di elevate quantità di radioisotopi emettitori, ad esempio nel caso della messa a nudo accidentale di un emettitore gamma dovuta alla distruzione anche parziale del contenitore schermante. Per prevenire una tale irradiazione ci si basa su 3 criteri: *distanza dalla sorgente, schermatura e tempo di permanenza.*

3. PRINCIPALI RIFERIMENTI NORMATIVI

Come riportato nella parte generale, si riassume qui quanto previsto relativamente ai livelli operativi derivati in aria in situazioni di emergenza.

In mancanza del decreto previsto dal comma 3 dell'art. 115 del D. Lgs. 241/00, è utile proporre dei livelli operativi in dose e dei livelli operativi derivati (si vedano cap. 5 della parte generale e Appendice I) calcolati per i lavoratori e per la popolazione mediante coefficienti di dose più aggiornati e che si collocano in una fascia più bassa rispetto le indicazioni di legge (secondo quanto stabilito dall'art. 152bis comma 9, ci si dovrebbe riferire al DPR 185/64, e

precisamente all'art. 108 "Situazioni eccezionali", che rimanda al DM 4/8/77 e per alimenti e bevande valgono i Regolamenti UE). Resta, comunque, di riferimento, per quanto riguarda la **valutazione della dose efficace**, il D. Lgs. 241/00, in particolare l'allegato IV.3, che fornisce i valori dei coefficienti h(g) per inalazione e ingestione con cui, attraverso varie assunzioni, poter calcolare la dose efficace.

Ad esempio, considerando le condizioni maggiormente cautelative, nei casi di esposizione giornaliera e annuale, si ottengono, rispettivamente, i seguenti valori di concentrazione per due radionuclidi comuni:

¹³⁷Cs popolazione (inalazione): giornaliera = **2.4 kBq/m³**, annuale = **6 Bq/m³**

²⁴¹Am popolazione (inalazione): giornaliera = **0.26 Bq/m³**, annuale = **66 mBq/m³**

4. STRUMENTAZIONE E ATTREZZATURE

Si veda parte generale.

5. PROCEDURE DI INTERVENTO

Oltre alle normali procedure adottate nel caso di incendio, chi interviene deve indossare vestiario di protezione, maschere antipolvere e antigas ed eventuale autorespiratore, munendosi, se le circostanze lo permettono, di misuratori portatili, anche a soglia.

Bisogna **evitare l'uso dell'acqua** per impedire lo spargimento della contaminazione superficiale; se indispensabile, usare acqua nebulizzata che abbassa la temperatura e abbatte eventuali polveri presenti, diminuendo il rischio di contaminazione atmosferica.

L'intervento deve essere attuato dal minor numero di persone possibile.

L'obiettivo principale è quello di evacuare il materiale radioattivo se è vulnerabile al fuoco, o almeno di preservarne il più possibile l'integrità.

Si dovranno inoltre controllare dal punto di vista radiometrico tutte le persone che hanno partecipato all'intervento.

5.1 Attività di decontaminazione

Avviene nei locali colpiti da incendio in presenza di sorgenti radiogene: la contaminazione può presentarsi con tre diverse tipologie: aereodispersa, liquida o fissa. In ogni caso deve essere effettuato il controllo radiometrico di quanto rimosso, attraverso contaminometri, smear test, monitoraggio degli effluenti liquidi o in atmosfera.

Il controllo e il ripristino degli ambienti coinvolti deve essere condotto da personale appositamente istruito, sotto il controllo dell'esperto qualificato.

Si deve ridurre al minimo la manipolazione dei materiali che possono produrre bruciature, rotture, ferite per minimizzare il rischio di contaminazione interna. Le scorie prodotte dall'incendio dovranno essere isolate e rigorosamente controllate.

Tutte le attrezzature di decontaminazione devono essere tali da evitare ogni diffusione o estensione della contaminazione in atmosfera:

- aspiratori muniti di filtri per arrestare le polveri radioattive;
- pompe per aspirazione di liquidi munite di filtri;
- volume di liquidi utilizzati per il lavaggio il più limitato possibile.

5.2 Intervento del personale ARPAV

Per quanto riguarda l'intervento in caso di incendio prevedibilmente richiesto agli operatori dell'ARPAV, si ipotizzano le seguenti attività:

- supporto delle squadre dei VVFF nel controllo delle installazioni distrutte dall'incendio;
- monitoraggio degli effluenti gassosi, liquidi e solidi, in particolare nel caso di dispersione dell'ambiente;
- valutazione retrospettiva delle dosi al personale ed eventualmente alla popolazione nel caso di contaminazione ambientale.

5.2.1 Supporto nel controllo delle installazioni coinvolte nell'incendio

Si dovrà procedere con cautela e idonea attrezzatura, sempre controllando tramite dosimetri a soglia e strumentazione portatile l'effettiva esposizione presente.

La procedura di intervento è del tutto analoga a quella prevista nel caso di ritrovamento di sorgente contaminata, eccetto che in questo caso le sorgenti di contaminazioni possono essere diverse e disperse nei vari locali incendiati.

5.2.2 Monitoraggio degli effluenti gassosi, liquidi e solidi, in particolare nel caso di dispersione dell'ambiente

È sicuramente il compito di specifica competenza dell'Agenzia, e quindi sarà descritto in maggior dettaglio, facendo riferimento alla guida tecnica per le misure di radioattività ambientale redatta dal CTN-AGF (ANPA - Centro Tematico Nazionale Agenti Fisici, *Guida tecnica sulle misure di radioattività ambientale derivanti dall'adeguamento dei relativi insiemi di dati*, 2000).

Sarà dato maggior risalto alla misura degli effluenti gassosi, e quindi alle misure di concentrazione di radionuclidi nel particolato atmosferico e alle misure di dose gamma in aria, in quanto si ritiene essere l'aria la matrice ambientale più facilmente contaminata in caso di incendio, pur fornendo cenni anche riguardo alle matrici suolo e liquide.

Nel caso di *rilascio locale* occorre considerare il tipo di effluente, liquido o aeriforme, e le modalità di deposizione del contaminante. In entrambi i casi le quantità di contaminante depositate possono variare con la direzione e la distanza dal punto di rilascio. In particolare la dispersione del particolato dipende dalle sue dimensioni e dai parametri meteorologici, come la direzione del vento e la piovosità al momento dell'incidente. La distribuzione di contaminanti in matrice liquida è influenzata dalla composizione e dalla quantità di liquido, dalla topografia del luogo, dal tipo di suolo e dalle caratteristiche chimiche del contaminante radioattivo. Si deve comunque sottolineare che, nel caso di un evento accidentale di carattere locale, bisogna fare una attenta valutazione delle caratteristiche morfologiche e orografiche dell'area interessata ed eventualmente modificare le tecniche di campionamento utilizzando altre tecniche di prelievo, oltre a quello superficiale.

Nel caso di *rilasci locali accidentali*, i punti di prelievo dovrebbero essere individuati utilizzando tutte le informazioni disponibili di carattere meteorologico e quelle inerenti alle modalità di rilascio (per es. dimensioni del particolato, altezza massima di rilascio in aria, ecc.).

I siti di campionamento dovrebbero essere individuati seguendo un piano preciso: per esempio, si potrebbero scegliere i centri delle maglie quadrate di una griglia, oppure i punti di uno schema a simmetria radiale. In entrambi i casi è comunque consigliabile estendere ed intensificare il campionamento lungo la direzione prevalente del vento. Nell'eventualità che un punto non possa essere campionato, bisogna sceglierne un altro che possa essere ritenuto sostitutivo di quello mancante in modo da non introdurre distorsioni sulle informazioni globali ottenute. Particolare attenzione deve essere dedicata anche alla localizzazione di possibili recettori, ad esempio nei centri abitati.

Misura della concentrazione di radionuclidi nel particolato atmosferico

Campionamento

Si utilizzano sistemi di aspirazione su filtro: in condizioni di emergenza si devono dislocare sistemi di tipo portatile (a meno di non avere a disposizione un mezzo mobile attrezzato), in genere a basso-medio volume (30-140 l/min). Il filtro può essere in fibra di vetro, carta,

acetato o nitrato di cellulosa, con diametro standard di circa 50 mm, capaci di trattenere con efficienza vicina al 100% le particelle in sospensione nell'aria con diametro dell'ordine di 0.5-0.8 μm , su cui sono attaccati i radionuclidi.

Per misurare gli isotopi radioattivi dello Iodio si devono utilizzare filtri a carbone attivo o zeolite/argento, in grado di trattenere anche lo Iodio gassoso, mentre l'impiego di filtri tradizionali comporta la perdita di buona parte dello Iodio.

Analisi su filtro

Spettrometria gamma

L'utilizzo di un rivelatore ad alta risoluzione è fondamentale per identificare i diversi radionuclidi: come libreria deve essere utilizzata la libreria contenente i principali radionuclidi artificiali gamma emittenti, eventualmente integrata con altri radionuclidi di cui è nota la presenza nel caso particolare.

Riveste grande importanza la corretta taratura in energia ed efficienza del sistema, che deve essere effettuata nelle corrispondenti geometrie di misura utilizzate (nel caso esaminato, la geometria a filtro); è altresì importante provvedere ad una accurata misurazione del fondo di misura.

I tempi di conteggio dipendono dalla concentrazione di attività nel campione e dal livello di sensibilità che si vuole ottenere. In genere sono compresi tra una e alcune ore. La Minima Attività Rivelabile (MAR) ottimale per le esigenze del monitoraggio viene riferita convenzionalmente all'emissione a 661,7 keV del Cs-137.

La spettrometria gamma va eseguita sul filtro tal quale, dopo almeno un'ora dal prelievo. I tempi di misura vanno scelti in modo da ottenere una sensibilità dell'ordine del mBq/m^3 per il Cs-137 e per lo I-131, considerando il volume di aria aspirato e la necessità di ottenere un risultato in tempi brevi.

In caso di emergenza non possono essere ovviamente seguite le procedure utilizzate per i monitoraggi routinari; la richiesta è di fornire dati affidabili nel minor tempo possibile e con continuità; di seguito si esaminano i criteri con cui svolgere i campionamenti e la periodicità e durata delle misure.

Fondamentali risultano le seguenti due caratteristiche:

- portata della pompa di aspirazione
- efficienza relativa dei rivelatori di Germanio iperpuro, considerando la spettrometria gamma la tecnica elettiva in questi casi, pur potendola affiancare con conteggi α e β totale (si veda nel seguito).

È evidente che l'esigenza di ottenere una descrizione dettagliata dell'evoluzione temporale della concentrazione in aria deve essere temperata dalla contrastante esigenza di avere dati sufficientemente sensibili.

È pertanto necessario stabilire a priori la minima sensibilità richiesta e, sulla base di questa, definire poi, a seconda dei casi, le procedure migliori per raggiungerla. La definizione di una sensibilità minima richiesta imporrà evidentemente delle limitazioni sui tempi di aspirazione e di analisi e quindi sulla risoluzione temporale ottenibile.

La relazione base è la seguente:

$$MAR = \frac{K}{p \cdot t_{\text{aspirazione}} \cdot \sqrt{t_{\text{conteggio}}}}$$

nella quale p indica la portata delle pompe, t i tempi di aspirazione e conteggio, mentre la costante K dipende dalle caratteristiche del rivelatore e del radionuclide; sulla base di tale espressione si possono quindi valutare le prestazioni ottenibili nei vari casi.

Resta da definire il valore della Minima Attività Rivelabile richiesta.

Considerando il radionuclide ^{137}Cs , un livello accettabile per monitoraggi in caso di incidente non dovrebbe essere superiore a $0,1 \text{ Bq/m}^3$. Si ricordi che la concentrazione raggiunta in Italia durante l'incidente di Chernobyl fu di qualche Bq/m^3 .

Tale livello di sensibilità può essere sufficiente per fare le prime valutazioni radioprotezionistiche.

Rimane inoltre da considerare nella scelta dei tempi di campionamento e di misura la necessità nei casi di emergenza di seguire l'andamento temporale della concentrazione.

Tramite l'equazione indicata si possono calcolare le MAR ottenibili nelle varie situazioni, fissate le portate delle pompe di prelievo, l'efficienza del rivelatore e variando tempi di prelievo e tempi di misura; ad esempio nel caso concreto di un rivelatore HPGe con efficienza relativa del 25 % si ha l'andamento in figura 1.

Per ottenere una sensibilità dell'ordine di $0,1 \text{ Bq/m}^3$ è necessario campionare per almeno 1 ora, eseguendo poi un conteggio della durata di circa mezz'ora. Risultati leggermente migliori si ottengono campionando per 2 ore con successivo conteggio della durata di soli 12 minuti.

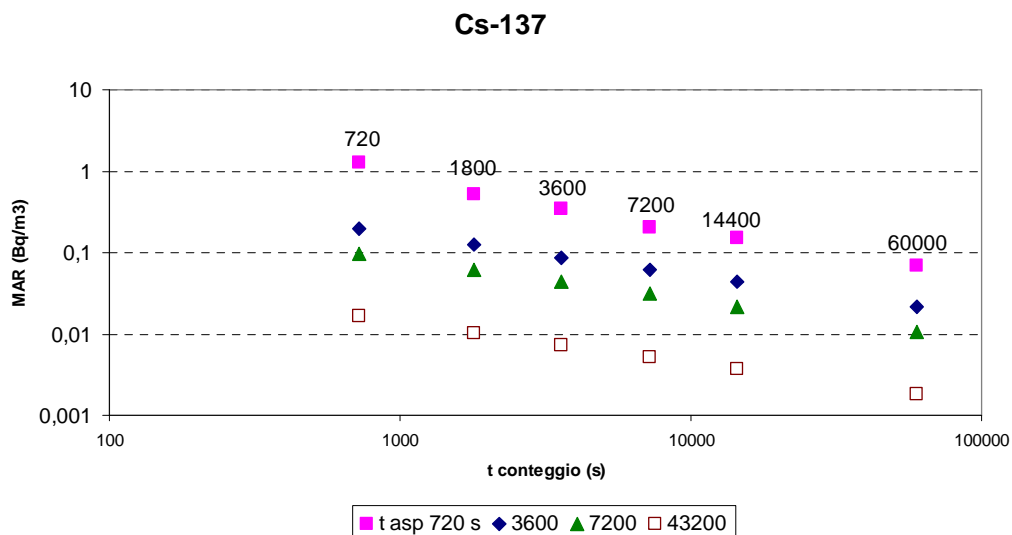


Figura 1: Andamento delle MAR ottenibili per un rivelatore HPGe con efficienza relativa del 25 %, in funzione del tempo di prelievo e del tempo di misura.

Attività β totale

Questo tipo di analisi può essere effettuato con contatori proporzionali a basso fondo a flusso di gas o tramite scintillazione liquida, oppure anche con contatori plastici o Geiger-Muller.

L'analisi va eseguita su ogni filtro se possibile facendo trascorrere almeno 120 ore dal prelievo affinché decada gran parte dell'attività dovuta ai radionuclidi di origine naturale con breve tempo di decadimento. Si consiglia di effettuare una misura di fondo con un filtro pulito, che non sia stato ancora inserito nella pompa (bianco), nella stessa geometria utilizzata per la sorgente di taratura. Il campione deve essere disposto nella stessa geometria utilizzata per la sorgente di taratura, ovviamente con il lato su cui si è depositato il particolato, rivolto verso la finestra del rivelatore. I tempi di conteggio devono essere i più lunghi possibile. Si consiglia di utilizzare tempi tra 1500 e 2500 s.

La concentrazione in attività C e la *Minima Attività Rilevabile*, espresse in Bq/m^3 , possono essere ricavate dalle seguenti espressioni:

$$C = \frac{r - r_F}{\varepsilon \cdot V}$$

$$MAR = \frac{4,66 \cdot \sqrt{N_F}}{\varepsilon \cdot V \cdot t}$$

dove r = rateo di conteggio del campione espresso in cps;
 r_F = rateo di conteggio di fondo espresso in cps;
 ε = efficienza del rivelatore;

t = durata della misura del campione;
 V = volume normalizzato (TPN) di aria aspirata sul filtro;
 N_F = numero di conteggi del fondo.

I valori di MAR che un contatore a basso fondo a flusso di gas può raggiungere sono dell'ordine di 10^{-2} Bq. Ciò significa che, per un'aspirazione giornaliera di circa 100 m^3 , si possono raggiungere MAR dell'ordine di 10^{-5} Bq/ m^3 . La residua attività beta totale è infatti sufficientemente alta (di solito intorno al mBq/ m^3) da non richiedere strumentazione particolarmente sensibile.

ATTIVITÀ ALFA

Questo tipo di analisi, normalmente non effettuato di routine dai laboratori, può avere una certa importanza per valutare l'eventuale presenza di alfa emettitori durante situazioni di emergenza. Per fare ciò è però importante disporre di adeguate serie storiche di dati.

Si possono utilizzare contatori a basso fondo a flusso di gas che prevedano la discriminazione tra attività alfa e attività beta oppure anche rivelatori al Silicio a barriera superficiale, se lo strumento è costruito in modo da consentire l'analisi del filtro.

Valgono in generale le stesse modalità dell'analisi di attività beta, e occorre far trascorrere almeno 120 ore dal prelievo. In questi casi si possono ottenere MAR inferiori al mBq/ m^3 per volumi aspirati di circa 200 m^3 e tempi di conteggio di 10000 s.

Misura della dose gamma in aria

In casi di emergenza vengono utilizzati strumenti portatili. Uno dei requisiti principali è la robustezza, in quanto durante il trasporto potrebbero subire urti, cadute, etc., associata tuttavia a un peso non eccessivo. Fondamentali sono però anche la velocità di risposta, la facilità di lettura e la capacità di funzionare in un ampio intervallo di temperatura (in genere tra $-30 \text{ }^\circ\text{C}$ e $+50 \text{ }^\circ\text{C}$), nonché l'autonomia delle batterie.

I tipi di rivelatori più utilizzati sono i contatori Geiger-Muller, anche compensati, i contatori proporzionali e gli scintillatori. Questi ultimi si distinguono per un'elevata sensibilità e prontezza di risposta. L'intervallo energetico di utilizzo è compreso solitamente tra 50-60 keV e 1,5 MeV, ma in genere, per quanto non dichiarata dal costruttore, la sensibilità arriva fino ai 3 MeV. Tutti gli strumenti forniscono in genere il rateo di dose in aria, o di esposizione, espresso in sottomultipli di Gy/h o di R/h. Alcuni strumenti più recenti forniscono invece l'equivalente di dose, in sottomultipli di Sv/h. Anche in questo caso è comunque da preferire l'utilizzo del Gy/h. Il valore misurato può essere però visualizzato quasi sempre anche in termini di *conteggi*. L'errore sul valore misurato è in genere compreso tra il 5 % e il 20 %, ma è comunque molto dipendente dalle condizioni ambientali di impiego. Alcuni strumenti hanno inoltre la possibilità di impostare il tempo di misura, sul quale viene calcolato il valor medio del rateo misurato. Altri, infine, hanno la possibilità di integrare nel tempo il rateo misurato e fornire così un valore di dose riferito ad un certo intervallo di tempo (selezionabile dall'operatore).

Quasi tutti gli strumenti sono infine dotati di sistemi di allarme, luminosi o sonori, nel caso che venga superato un valore soglia, nella maggior parte dei casi impostato dall'operatore.

Nel caso di emergenze radiologiche dovute a rilascio in aria di sostanze radioattive, la misura della dose in aria può risultare molto utile per stimare l'entità dell'incidente e la conseguente dose alla popolazione, per irraggiamento diretto dalla nube o per inalazione di aria contaminata. In questi casi, vi è la necessità di avere il maggior numero di dati nel minore tempo possibile.

Sulle stazioni fisse di monitoraggio verrà impostato un tempo breve per il calcolo del valor medio, in modo da poter seguire l'andamento della concentrazione di attività in aria col trascorrere del tempo. Tale intervallo di tempo potrà successivamente essere modificato a seconda delle caratteristiche della contaminazione.

Gli strumenti portatili potranno essere installati in altre località in modo da avere punti di misura aggiuntivi rispetto alle stazioni fisse. Questi punti potranno essere scelti in base alle condizioni meteorologiche del momento, come direzione del vento, pioggia o altro.

Misura della concentrazione di radionuclidi nel terreno

A seguito di un incidente che produca il rilascio di contaminante radioattivo è possibile determinare la contaminazione del suolo sia tramite una misura diretta con spettrometro gamma portatile o contaminometro di adeguata sensibilità sia effettuando un campionamento superficiale subito dopo l'evento seguito da opportune misure di laboratorio.

Per quanto riguarda le misure dirette tramite spettrometro gamma, si tratta di una metodica che consente di ottenere in tempi brevi una risposta riguardante la contaminazione, per radionuclidi gamma emettitori; per determinazioni quantitative occorre comunque aver tarato il sistema con sorgenti puntiformi di vari radionuclidi.

Tale misura è utilizzabile con ogni tipo di terreno, anche in situazioni di non facile campionamento.

Alternativamente la concentrazione nel terreno può essere determinata campionando i primi 5 cm di suolo, compresa la vegetazione. Tentativi di prelevare strati più sottili di suolo possono portare a non avere campioni riproducibili e confrontabili perché in molte zone lo strato occupato dalle radici delle piante occupa diversi centimetri ed è difficile rimuovere strati intatti con spessori minori di 5 cm.

Il campionamento più facilmente attuabile in caso di emergenza è quello con trivelle (dette olandesi): sono disponibili trivelle con diversi diametri e con diversa larghezza delle lame per consentire il prelievo di campioni anche su suoli particolarmente ghiaiosi o argillosi. Andranno compresi nel campionamento (a differenza di campionamenti per altre finalità) anche gli strati superficiali vegetativi.

Il campionamento mediante trivella olandese presenta i seguenti vantaggi:

- rapidità di campionamento;
- rapidità di preparazione del campione.

Tale modalità permette quindi di ottenere in tempi brevi una notevole densità di campionamento (alto numero di siti campionati) ed una notevole statistica (alto numero di campioni per ogni sito). Tale metodo si rivela utile, quindi, per la rapida valutazione della deposizione di radiocontaminanti anche su un vasto territorio. Mediante trivellazioni successive è inoltre possibile ottenere una grossolana ma rapida valutazione della profondità della contaminazione.

Per una rapida valutazione di contaminazione superficiale è possibile, dopo aver campionato con trivelle, passare direttamente alla omogeneizzazione del campione, che potrà essere effettuata, in caso di presenza di uno scheletro grossolano, con un mulino a pale. I campioni così preparati potranno quindi essere misurati freschi immediatamente dopo il campionamento, tramite spettrometria gamma, prestando attenzione all'adeguatezza delle tarature utilizzate, in presenza di densità a volte molto differenti da quelli di norma impiegate.

Misura della concentrazione di radionuclidi negli effluenti liquidi

Il campionamento deve essere effettuato con mezzi idonei, in particolare utilizzando opportuni DPI per evitare possibili contaminazioni; il campione tal quale viene poi trasferito in contenitori tipo Marinelli per l'analisi in spettrometria gamma con le usuali modalità.

5.2.3 Valutazione retrospettiva delle dosi al personale ed eventualmente alla popolazione nel caso di contaminazione ambientale

Una valutazione dosimetrica nel caso di un incendio che abbia coinvolto materiale radioattivo è fondamentale, anche se spesso non facile: oltre a quanto già riportato nella parte generale, si cercheranno di fornire dei criteri guida, sviluppando poi alcuni casi concreti.

La valutazione delle dosi da irraggiamento ma soprattutto da inalazione e eventuale ingestione ai lavoratori e alla popolazione richiedono sia l'individuazione degli esposti (lavoratori e

gruppi critici della popolazione), sia la conoscenza dei dati di dispersione nei luoghi occupati dai recettori e di diverse assunzioni valutabili caso per caso.

Individuazione dei gruppi di riferimento della popolazione (gruppi critici)

È necessario individuare in ogni incidente quei gruppi critici che possono essere maggiormente coinvolti dall'emissione nell'ambiente dei radionuclidi; per far ciò occorre rilevare le distanze della popolazione dal punto sorgente e considerare le possibili vie di contaminazione e di irraggiamento (in primis nel caso di incendio, l'inalazione).

Ad esempio, si riporta in tabella l'individuazione dei possibili gruppi critici per alcune tipologie di incidente del tipo incendio.

| Installazione | Scenario incidente | Gruppo critico |
|----------------------------------|--|---|
| Medicina nucleare | Incendio del reparto | Degenti del reparto Lavoratori di reparti vicini Degenti di altri reparti Abitanti limitrofi |
| Irraggiatore ospedaliero | Incendio del reparto con fusione della schermatura in piombo | Degenti del reparto Lavoratori di reparti vicini Degenti di altri reparti Abitanti limitrofi |
| Industria: sorgente sigillata | Incendio con fusione della schermatura in piombo | Abitanti e lavoratori delle case e imprese limitrofe |
| | Incendio con spargimento di radioattività Scarico in atmosfera Contaminazione del terreno Contaminazione dell'acqua | Abitanti e lavoratori delle case e imprese limitrofe Scuole Abitanti in un raggio e direzione definita a seconda dei venti e del percorso degli effluenti |
| Industria: sorgente sigillata | Smarrimento e furto della sorgente | Valutazione difficile |

Valutazione delle quantità di sostanze radioattive emesse in ambiente

Per valutare la quantità di sostanze radioattive che possono essere emesse in seguito ad un incendio è necessario innanzitutto conoscere se si è in presenza di sorgenti sigillate o non sigillate.

Sorgenti non sigillate

Possiamo ipotizzare la fuoriuscita del 100% di una sorgente non sigillata.

Sorgenti sigillate

Nel caso delle sorgenti sigillate, ogni sorgente presenta determinate caratteristiche di resistenza al calore, in riferimento ad una classe ISO di certificazione: per quanto riguarda la temperatura si riportano i limiti di temperatura previsti per le varie classi di sorgenti sigillate (la classe di temperatura è data dal primo numero presente dopo la lettera nel codice ISO della sorgente).

| Classe | Temperatura massima °C |
|---------------|-------------------------------|
| 1 | Nessun test |
| 2 | +80 |
| 3 | +180 |
| 4 | +400 |
| 5 | +600 |
| 6 | +800 |

Per una corretta valutazione bisognerebbe quindi valutare il carico di incendio nel locale che ospita la sorgente per arrivare a determinare la temperatura massima raggiunta e il tempo di durata dell'incendio: tali valutazioni, che dovrebbero essere contenute nella relazione dell'esperto qualificato sulle esposizioni potenziali ex-art. 115-ter del D. Lgs. 241/00, richiedono dettagliate conoscenze e sono da acquisire o dall'esperto qualificato, o dall'esercente o dai Vigili del Fuoco.

Nel caso in cui l'incendio sia stato tale da superare i limiti di resistenza delle sorgenti sigillate, è necessario valutare la frazione rilasciata; in via indicativa possono essere utilizzate le seguenti frazioni di rilascio:

| | |
|---------------------|------|
| Gas nobili | 100% |
| Alogeni | 100% |
| Solidi volatili | 10% |
| Solidi non volatili | 5% |

Valutazione della distribuzione spaziale e temporale delle materie radioattive disperse o rilasciate

A questo punto si deve stimare la concentrazione in aria in funzione della distanza dal punto di rilascio, per poi valutare la dose efficace ai lavoratori e al gruppo critico della popolazione. Mentre per una valutazione su aree ristrette nelle vicinanze della zona del rilascio si possono assumere molte semplificazioni, per affrontare una valutazione completa di contaminazione a distanze notevoli occorre la conoscenza di molti parametri, sia di "ingresso" (attività dispersa), sia di tipo geometrico (localizzazione della sorgente), sia di tipo meteorologico (direzione ed intensità del vento, pressione atmosferica,...), oltre ai tempi di permanenza del recettore in una data posizione, con ovvie complicazioni di modello.

Vengono di seguito presentati due modelli: il primo è di uso immediato, anche se contiene numerose semplificazioni, mentre il secondo è completo ma l'applicazione richiede una congrua mole di conoscenze, e verrà descritto brevemente.

A titolo esemplificativo vengono inoltre riportati alcuni casi concreti.

A) MODELLO SEMPLIFICATO

1. Incendio di sorgente non sigillata di ⁶³Ni (gascromatografo)

Stato fisico: sorgente elettrodepositata per gascromatografia

Attività $A_0 = 370$ MBq

$T_{1/2} = 96$ anni

Emissione: beta con $E_{media} = 0.017$ MeV

Valutazione del rischio per gli operatori

In seguito ad un incendio si può ipotizzare che parte dell'attività della sorgente venga dispersa senza essere aspirata dalle cappe e che un operatore permanga per un certo tempo nell'ambiente.

| | |
|--|---|
| Volume locale | $V = 110 \text{ m}^3$ |
| Attività in aria prevista | $A = A_0 \cdot (\% \text{ dispersione})$ |
| Aria respirata da un operatore in 1 minuto | $R = 20 \text{ litri} = 0.02 \text{ m}^3$ |
| Tempo di permanenza nel locale | T minuti |
| Coeff. di dose efficace impegnata per inalazione (D. Lgs 241/00) | $h(g)_{ina} = 5.2 \cdot 10^{-10} \text{ Sv/Bq}$ |

| |
|---|
| Dose efficace impegnata (Sv) $D = (A \cdot R \cdot T \cdot h(g)_{ina}) / V$ |
|---|

Quindi la dose efficace impegnata è funzione del tempo di permanenza e della percentuale dispersa in aria, e solo nel caso più sfavorevole (attività dispersa pari al 100%, permanenza pari a 30 minuti), altamente improbabile, risulta dell'ordine del mSv, limite di dose efficace previsto per la popolazione.

Valutazione del rischio per i gruppi particolari della popolazione

Il rischio è legato alla possibilità di contaminazione dell'aria a causa della fusione della sorgente per l'elevata temperatura. Viene considerata in questo caso una diffusione a distanza ravvicinata, adottando un modello che ipotizza in seguito all'incendio la formazione di un pennacchio di fumi che successivamente si sposta in forma di cono con direzione e velocità determinata dalla velocità e direzione del vento.

Vengono trascurate le condizioni meteorologiche.

Inoltre viene valutato, per determinare la dose alla popolazione, solo il contributo dell'inalazione, che è quello maggiormente significativo.

Quantità note ed ipotesi

Distanza d dal punto dell'incendio

Pennacchio conico con diametro nel punto di misura pari a: $0.4 \cdot d$

Espulsione attività sorgente: 1 ora

Tempo di permanenza dell'individuo della popolazione: 1 ora

La concentrazione, supposta costante, dipende dal volume del pennacchio e dalla attività presente nel pennacchio

Trascurata la deposizione al suolo e il contributo da irraggiamento, sia del suolo sia dalla nube radioattiva.

Flusso del modello

Per valutare la dose si valuta la concentrazione nel pennacchio, poi attraverso il rateo di respirazione si calcola l'attività inalata, che viene infine convertita in dose tramite gli opportuni coefficienti tabulati per ogni radionuclide.

| | |
|--|--|
| Volume del pennacchio conico a distanza d: | $V = 0.0419 \cdot d^3 \text{ (m}^3\text{)}$ |
| Velocità vento | $v = 1 \text{ m/s}$ |
| Tempo di arrivo del pennacchio (in frazione di h) | $t = (d/v) / 3600$ |
| Attività presente nel pennacchio | $A = A_0 \cdot t$ |
| Volume aria respirata nel tempo di permanenza | $R = 1.2 \text{ m}^3/\text{h}$ |
| Coeff. di dose efficace impegnata per inalazione (D. Lgs. 241/00 – popolazione > 17 anni) | $h(g)_{ina} = 1.3 \cdot 10^{-9} \text{ Sv/Bq}$ |

| | |
|------------------------------|--|
| Dose efficace impegnata (Sv) | $D = (A \cdot R \cdot h(g)_{ina}) / V$ |
|------------------------------|--|

Nell'esempio considerato risulta una dose efficace impegnata massima (d = 10 m) pari a 38 µSv, ampiamente inferiore ai limiti previsti per la popolazione.

2. Incendio di sorgente sigillata di ⁸⁵Kr (misuratore di spessore)

Stato fisico: gassoso

$T_{1/2} = 10.7$ anni

Emissione: beta e gamma

Si ipotizza una fuoriuscita del gas con conseguente dispersione nell'ambiente circostante; poiché si tratta di un gas nobile non si verifica combinazione chimica con altri elementi.

Valutazione del rischio per gli operatori

Per stimare l'esposizione del personale dello stabilimento, si deve calcolare la dose efficace, data dalla somma delle dosi equivalenti assorbite dai diversi organi e tessuti della persona. La dose efficace viene calcolata per una esposizione continua di 24 ore (ICRP).

Si ipotizza cautelativamente che non vi siano ricambi d'aria per 24 ore.

| | |
|---|---|
| Attività sorgente | $A_0 = 1.48 \cdot 10^{10} \text{ Bq}$ |
| Volume d'aria del locale | $V = 33187 \text{ m}^3$ |
| Attività in aria prevista | $A = 100\%$ |
| Tempo di permanenza | $T = 24 \text{ ore}$ |
| Dose efficace per esposizione di adulti a gas inerti per 24 ore | $De = 2.2 \cdot 10^{-11} \text{ (Sv/giorno)} \cdot (\text{Bq/m}^3)$ |

| | |
|------------------------------|------------------------|
| Dose efficace impegnata (Sv) | $D = (A \cdot De) / V$ |
|------------------------------|------------------------|

Con i parametri indicati risulta circa pari a 10 μSv in 24 ore, quindi trascurabile rispetto ai limiti.

Valutazione del rischio per i gruppi particolari della popolazione

Il rischio è dovuto alla possibilità di contaminazione dell'aria attraverso la fusione del contenitore della sorgente a causa dell'elevata temperatura. La rottura della sorgente con il rilascio di tutto il gas risulta l'incidente più grave possibile in questa situazione.

Viene considerato il contributo dovuto all'esposizione ai gas inerti, utilizzando il modello semplificato "a pennacchio".

| | |
|---|---|
| Attività sorgente | $A_0 = 1.48 \cdot 10^{10} \text{ Bq}$ |
| Volume del pennacchio conico a distanza d: | $V = 0.0419 \cdot d^3 \text{ (m}^3)$ |
| Velocità vento | $v = 1 \text{ m/s}$ |
| Tempo di arrivo del pennacchio (in frazione di h) | $t = (d/v) / 3600$ |
| Attività presente nel pennacchio | $A = A_0 \cdot t$ |
| Tempo di esposizione (in frazione di h) | $T = 1 \text{ h} = 0.0417 \text{ giorni}$ |
| Volume aria respirata nel tempo di permanenza | $R = 1.2 \text{ m}^3/\text{h}$ |
| Dose efficace per esposizione di adulti a gas inerti per 24 ore | $De = 2.2 \cdot 10^{-11} \text{ (Sv/giorno)} \cdot (\text{Bq/m}^3)$ |

| | |
|------------------------------|--------------------------------|
| Dose efficace impegnata (Sv) | $D = (A \cdot T \cdot De) / V$ |
|------------------------------|--------------------------------|

Nel caso in esame la dose efficace risulta sempre inferiore a 1 μSv .

3. Incendio di sorgenti non sigillate per medicina nucleare: ^{99m}Tc e ^{131}I

^{99m}Tc

$T_{1/2} = 6 \text{ ore}$

Emissioni: beta e gamma

^{131}I

$T_{1/2} = 8 \text{ giorni}$

Emissioni: beta e gamma

Si ipotizza un incendio della camera calda della Medicina Nucleare, con evaporazione completa in aria delle sorgenti non sigillate.

Valutazione del rischio per i gruppi particolari della popolazione

Viene considerato il solo contributo dovuto alla contaminazione interna per inalazione.

| | |
|---|--|
| Attività sorgente ^{99m}T | $A_0 = 37 \cdot 10^9 \text{ Bq}$ |
| Attività sorgente ^{131}I | $A_0 = 11.1 \cdot 10^9 \text{ Bq}$ |
| Volume del pennacchio conico a distanza d: | $V = 0.0419 \cdot d^3 \text{ (m}^3\text{)}$ |
| Velocità vento | $v = 1 \text{ m/s}$ |
| Tempo di arrivo del pennacchio (in frazione di h) | $t = (d/v) / 3600$ |
| Attività presente nel pennacchio | $A = A_0 \cdot t$ |
| Volume aria respirata nel tempo di permanenza | $R = 1.2 \text{ m}^3/\text{h}$ |
| Coeff. di dose efficace impegnata per inalazione ^{99m}T | $h(g)_{\text{ina}} = 2.0 \cdot 10^{-11} \text{ Sv/Bq}$ |
| Coeff. di dose efficace impegnata per inalazione ^{131}I | $h(g)_{\text{ina}} = 1.6 \cdot 10^{-9} \text{ Sv/Bq}$ |
| (D. Lgs. 241/00 – popolazione > 17 anni) | |

| | |
|------------------------------|---|
| Dose efficace impegnata (Sv) | $D = (A \cdot R \cdot h(g)_{\text{ina}}) / V$ |
|------------------------------|---|

Ipotizzando una distanza di 10 m si ottiene una dose efficace impegnata pari a circa 60 μSv per il ^{99m}T e pari a circa 1.4 mSv per lo ^{131}I .

B) MODELLO COMPLETO

In caso di incendio in grado di sviluppare le temperature necessarie per l'evaporazione delle sorgenti radioattive sigillate e non, si ha usualmente lo sviluppo di fumi che si propagano anche all'esterno, disperdendosi nell'atmosfera; inizialmente si assiste ad una distribuzione uniforme in aria dell'attività rilasciata, ma poi inizia il processo di deposizione al suolo.

Il fumo si distribuisce in un pennacchio con asse nella direzione e verso del vento che spirava in quel momento nella zona.

Si riporta sommariamente la procedura di calcolo, rimandando a testi specialistici la trattazione.

- L'intensità di rilascio nell'ambiente della sorgente è data dalla

$$q_A = (A \cdot f - V \cdot C_T) / (3600 \cdot T_A)$$

| | | |
|------|----------------------------------|---|
| dove | A (Bq) | attività della sorgente |
| | f | frazione di A rilasciata durante l'incendio |
| | V (m^3) | volume del locale dell'incendio |
| | C_T (Bq/m^3) | concentrazione residua nel locale a fine incendio |
| | T_A (h) | durata del rilascio di attività della sorgente |

- La concentrazione in ogni punto del pennacchio C_X dipende dall'intensità di rilascio q_A appena definita, ed è data considerando un modello di tipo gaussiano, dipendente dalla velocità del vento e dalle condizioni meteorologiche, identificate attraverso le categorie di stabilità atmosferica.
- La contaminazione del suolo è dovuta al pennacchio che lo lambisce, e dipende dalla velocità di deposizione e dalla durata del rilascio della sorgente.
- Il passaggio della nube radioattiva provoca l'esposizione delle persone sia per inalazione sia per irraggiamento esterno diretto; inoltre la contaminazione depositata al suolo

provoca una esposizione per irraggiamento esterno ed eventualmente anche per inalazione ed ingestione per risospensione, oltre ad una eventuale contaminazione attraverso la catena alimentare.

- Dose da inalazione
Si applicano i coefficienti h(g) stabiliti nell'allegato IV del D. Lgs. 241/00, partendo dalla concentrazione, dalla quantità di aria inspirata e dal tempo impiegato dal pennacchio a transitare per il punto.
- Dose da irraggiamento esterno dalla nuvola
Si calcola integrando il contributo alla dose nel punto in esame degli elementi di volume della sfera della quale il punto è il centro.
- Dose da irraggiamento esterno dal terreno
Si calcola integrando il contributo della dose nel punto a partire dagli elementi di superficie del piano.

Per una trattazione completa si può fare riferimento all'UNSCEAR 2000 o ai protocolli ANPEQ, oltre ad altre trattazioni specialistiche.