



**SETTORE DIR-RAD**  
**PROGETTO SPECIALE:”CONTROLLI SULLA**  
**RADIOATTIVITA’ AMBIENTALE”**

SISTEMI DI MONITORAGGIO DEI CARICHI DI ROTTAME  
METALLICO AI CONFINI E PRESSO GLI IMPIANTI  
INDUSTRIALI DI TRASFORMAZIONE

Responsabile di Settore  
**Ing. Vanio Orteni**

Tutor APAT  
**Maurizio Borreca**

Stagista  
**Corrado Giancaspro**

# **INDICE**

**Riassunto**

**Abstract**

**Introduzione**

**1. Strumenti di misura della radioattività impiegati nella radioprotezione**

**1.1 Le radiazioni ionizzanti**

**1.2 La schermatura delle radiazioni**

**1.3 Unità di misura della radioattività**

**1.4 Strumenti di rilevazione delle radiazioni ionizzanti**

**1.4.1 Contatori**

**1.4.2 Misure di energia - Spettrografia gamma**

**1.4.3 Rivelatori neutronici**

**1.4.4 Dosimetri**

**2. Controlli radiometrici dei carichi di rottame metallico**

**2.1 Rivelatori di materiale radioattivo alle frontiere**

**2.2 Falsi allarmi e Soglie d'allarme**

**2.3 Lo studio ITRAP**

**2.4 Standard tecnici internazionali**

**2.4.1 Norme IAEA-TECDOC-1312**

**2.4.2 ISO 22188:2004**

**2.4.3 Norma IEEE N42.35-2004**

**2.4.4 Norma UNI CEN 185 U54.04185**

**Conclusioni**

**ALLEGATO**

**Bibliografia**

## **Riassunto**

Il traffico illecito di materiale radioattivo sta divenendo sempre più un problema di livello mondiale a causa della circolazione di un gran numero di “sorgenti orfane” e d’ingenti quantità di materiale nucleare, principalmente dovuto ai cambiamenti organizzativi nelle infrastrutture di supervisione di questo pericoloso materiale nelle nuove nazioni succedutesi dopo il crollo dell’Unione Sovietica.

In anni recenti, materiale radioattivo è stato rinvenuto nei carichi di rottame metallico destinati al riciclo, ponendo crescenti problemi sui rischi sanitari per la popolazione coinvolta. In Spagna, nel Giugno del 1998 una sorgente di Cs 137 fu accidentalmente fusa dall’acciaieria Acerinox provocando contaminazioni anche presso nazioni confinanti.

Lo sviluppo di sistemi di monitoraggio finalizzati ad escludere materiale radioattivo nei carichi di rottame usati negli impianti metallurgici da svolgersi presso i confini nazionali e presso gli impianti stessi, necessita di meccanismi che certifichino l’assenza di contaminazioni radioattive e quindi rappresentino un’adeguata garanzia di qualità dei prodotti in termini di radioprotezioni. Questo è necessario se si considera che il riciclo del metallo è oggi un’attività industriale d’estrema importanza per l’economia di un paese.

E’ necessario quindi disporre indicazioni chiare su quali procedure adottare e soprattutto quali strumenti installare presso i checkpoints, quali i requisiti minimi e gli standard di prestazione cui devono rispondere.

Il presente lavoro fornisce una panoramica sintetica della specifica problematica focalizzandosi sui sistemi di monitoraggio della radioattività.

Sono sintetizzati i principi fisici su cui si fondano, i limiti ed i pregi di ciascuna tipologia, gli standard internazionali che fissano i requisiti minimi ed i parametri di riferimento.

## **Abstract**

Illicit trafficking in nuclear materials has become more and more a worldwide problem, due to the circulation of the high number of radioactive sources and big amount of nuclear material caused by the changes of the organisational infrastructures to supervise these materials, within the successor states of the former Soviet Union.

In recent years radioactive material has quite frequently been found in scarp shipments for recycling, thereby giving rise to growing social concern in view of the risk involved.

In Spanish, on June 1998 one  $^{137}\text{Cs}$  source is smelted by Acerinox, causing contaminations also into bordering nations.

The implementation of monitoring measure in attempt to exclude radioactive material form metal material used by metallurgical plants or at border provides a mechanism for certifying that the product is free of radioactive contamination and, consequently, represents an added guarantee as regards the quality of the product in radioprotection terms.

This is necessary referring to the recycling of metals that is, nowadays, an industrial activity extremely important for the national economy.

Thereby it's indispensable making clear indications on practices and mainly on devices that have to be installed at checkpoint, it's necessary to indicate on minimum requirements and performance standards.

This work provides a brief overview of the matter focusing the attention on radioactive monitoring systems.

The work summarizes the basically physical principles of the instruments, the limits and the good quality of any different type of theme and finally, there are shown international standards setting the minimum requirements and reference parameters.

## **INTRODUZIONE**

Le attività umane che implicano l'utilizzo diretto o indiretto di tecnologie basate sullo sfruttamento delle radiazioni ionizzanti negli Stati membri sono innumerevoli. Le più significative riguardano la medicina, la produzione di energia elettrica, la ricerca scientifica e tecnologica, ed ancora l'industria in senso lato, l'agricoltura e l'industria alimentare, la geologia per la prospezione mineraria, le applicazioni ambientali sin anche l'archeologia. Una tale moltitudine di attività comporta l'inevitabile produzione di rifiuti radioattivi, ovvero contaminati o attivati, che se non ben gestiti e trattati possono rappresentare un serio pericolo per la popolazione e per i lavoratori esposti.

Dati dell'UE stimano in circa 110.000 le sorgenti sigillate tuttora in uso in Europa mentre diverse centinaia sono depositate nei centri di stoccaggio, restituite ai fabbricanti oppure avviate allo smaltimento.

L'utilizzo di tali tecnologie è attualmente disciplinato da un sistema normativo comunitario che include misure di controllo rigorose dei movimenti transfrontalieri. Malgrado tali controlli è stata rilevata tra i materiali metallici destinati al riciclo e tra i rifiuti solidi urbani, la presenza, avvolta anche consistente, di sorgenti e materiale radioattivo non controllato o di cui si è persa ogni possibilità di rintracciarne il produttore.

A questo va aggiunto che grossi quantitativi di materiali radioattivi si sono negli anni accumulati negli impianti nucleari di potenza e che tuttora aspettano una collocazione definitiva in siti di stoccaggio sicuri. Tra questi vi sono anche materiali fissili che oltre a rappresentare un pericolo per i loro elevati livelli di radioattività possono essere mira di attività illecite e persino terroristiche.

Molto spesso tali sorgenti sfuggono ai controlli sia perché non lo sono mai state, sia perché sottoposte ai controlli e successivamente abbandonate, o infine perché collocate in luoghi non idonei, trafugate e trasferite senza alcun'autorizzazione.

Secondo una terminologia oggi corrente, tali sorgenti radioattive sono dette "sorgenti orfane", e possono essere sia sigillate, ovvero comprendenti della capsula che racchiude il materiale radioattivo, sia libere, quindi più pericolose dal punto di vista radioprotezionistico per la maggior facilità con cui possono contaminare le diverse matrici ambientali[1].

Il D.Lgs 230 del 17 marzo 1995, in attuazione delle direttive EURATOM 89/618, 90/641, 92/3 e 96/29, all'articolo 157 specifica come i controlli radiometrici sui rottami metallici spettano non più all'Autorità competente bensì a tutti i soggetti che, a scopo industriale o

commerciale ad eccezione di coloro che svolgono attività di trasporto, compiono operazioni di raccolta o fusione di rottami o di altri materiali metallici di risulta.

Lo stesso Decreto Legislativo all'art. 104 delega alle amministrazioni centrali e periferiche il compito di controllo solo dell'ambiente e degli alimenti attraverso la gestione delle reti nazionali e regionali di sorveglianza della radioattività ambientale.

Stante quindi l'attuale quadro normativo italiano, alcun controllo sistematico dei rottami metallici è oggi svolto alle frontiere terrestri o marittime, permettendo in tal modo che materiale radioattivo nascosto nei carichi di rottame possa circolare liberamente per il territorio nazionale sino agli utilizzatori finali ovvero rottamai e fonderie.

Non migliora la situazione per quest'ultimi dove spesso, benché obbligati da norme nazionali e comunitarie, non praticano alcun controllo radiometrico e questo è tanto più vero quanto più piccola è la realtà industriale considerata.

Da consultazioni svolte in APAT con le associazioni di categoria coinvolte, è emerso che se da una parte i grossi impianti di fusione e di produzione dell'acciaio hanno adottato nel tempo misure di controllo radiometrico più o meno accurato, dall'altra parte una gran moltitudine di medi e piccoli rottamai sparsi per il territorio nazionale nulla hanno fatto dal 95' in tal senso.

A rendere il quadro ancor più problematico vi è inoltre la difficoltà intrinseca nel rivelare, con le attuali strumentazioni oggi in commercio, tali sorgenti radioattive.

Queste, infatti, sono spesso sepolte in grossi volumi di rottame tali da schermare o quantomeno attenuare fortemente il livello di attività radioattiva delle stesse sorgenti.

Carichi contenenti sorgenti radioattive, se ben schermate, possono quindi passare i controlli agli ingressi nelle fabbriche e finire in fusione insieme al rottame e da qui sprigionarsi in aria (a causa del basso punto di fusione di molte sorgenti), contaminare l'intera filiera produttiva, finire nei manufatti.

Dal 1990 si sono purtroppo susseguiti episodi di radiocontaminazione di diverso livello e gravità. L'evento più noto risale alla primavera del 1997 ed ha coinvolto un'acciaiera nel bresciano che accidentalmente fuse diverse sorgenti di Cs137 e Co60 contaminando l'intera filiera produttiva nonché i territori circostanti per le ricadute dei fumi di fusione contaminati da Cesio radioattivo. In quel caso a rilevare la contaminazione furono le centraline di monitoraggio in continuo della radioattività ambientale dell'ARPA. E' chiaro che nell'ottica della prevenzione e della minimizzazione del rischio, tali centrali di monitoraggio della radiazione, benché preziosissime sotto il profilo radioprotezionistico, pur tuttavia non si mostrano idonee nel fronteggiare la specifica problematica della

contaminazione dei rottami metallici in quanto intervengo solo dopo che la sorgente è stata fusa e si è dispersa in ambiente, ovvero quando il danno è già compiuto.

Il caso fu emblematico di una situazione di assenza totale di controlli nei confronti di un pericolo, quello della contaminazione dei rottami, che invece si è dimostrato più consistente di quel che si pensasse e dai risvolti gravi, in special modo se si considerano i costi economici e sociali per la bonifica a seguito delle contaminazioni.

I costi sopportati dall'azienda per affrontare tutte le attività contingenti di messa in sicurezza del materiale contaminato, della bonifica nonché del blocco dell'attività produttiva per ben più di 65 giorni, è stato di circa 10 miliardi di vecchie lire.

Successivamente a questo incidente di fusione, la Regione Lombardia ritenne necessario adottare un provvedimento che concretizzasse l'obbligo della sorveglianza radiometrica, specificandone le modalità di attuazione, al fine di garantire la tutela della popolazione e dei lavoratori, nonché dell'ambiente, dal rischio di fusione accidentale di materiali radioattivi. E' stata quindi adottata dal Presidente della Giunta regionale un'ordinanza contingibile ed urgente ai fini di sanità pubblica, la n.57671 del 20 giugno 1997, che imponeva una serie di controlli da effettuarsi all'esterno dei contenitori utilizzati per il trasporto del carico di rottami o di altri materiali, al momento dello scarico e nelle fasi che precedono la lavorazione, dopo la fusione, sulle scorie e le polveri derivanti dall'impianto di abbattimento e nelle aree di lavoro a maggior rischio e pericolo.

Tale ordinanza, benché oggi decaduta e non più operativa, può considerarsi la prima vera contromisura per fronteggiare tale situazione, nonché fu di aiuto alle Autorità competenti per quantificare l'entità del problema. Non si dimentichi, infatti, che in Italia il mercato del riciclo del materiale ferroso è alquanto fiorente, con circa sette milioni di tonnellate/anno di materiale ferroso importato dall'estero per il recupero[1], in parte proviene dai paesi dell'ex Unione Sovietica dove sono in atto imponenti attività di smaltimento di vecchie centrali nucleari, armamenti nucleari in disuso, resti di naviglio contaminato.

Con l'entrata in vigore dell'ordinanza regionale in Lombardia, tra il 97-98 sono stati scoperti circa 113 carichi su TIR sfuggiti ai controlli doganali. Estrapolando il dato su base nazionale (comunque pur sempre ampiamente sottostimato) circa l'1% dei carichi di rottami metallici che arrivano in Italia potrebbero essere contaminati da sorgenti radioattive.

L'ultimo grave incidente radiologico in ordine di tempo si è verificato nel 1998 in Spagna in un'acciaieria ad Algeciras, nei pressi di Gibilterra. La fusione di rottame metallico contenente sorgenti di Cs137 e Co60 ha provocato questa volta la formazione di una nube

radioattiva che, diffusasi grazie anche alla concomitante azione dei venti, ha contaminato mezza Europa a più di 2000 km dal luogo in cui avvenne l'incidente.

In seguito il Governo spagnolo adottò e rese operativo un protocollo per il monitoraggio dei rottami metallici all'interno del proprio confine nazionale.

In tempi più recenti si riporta il caso di un'acciaiera nella zona industriale di Vicenza nel Gennaio del 2004. Anche qui come negli altri casi la fusione di una sorgente di Cs137 potrà alla contaminazione della filiera produttiva e all'esposizione di otto lavoratori a ingenti dosi di radioattività.

Nel caso specifico l'emergenza è scattata non appena gli autoveicoli preposti allo smaltimento delle polveri di abbattimento del sistema di filtrazione a maniche, installato presso i forni fusori, transitarono attraverso i portali di controllo della radioattività posti all'uscita (nonché all'ingresso) dell'acciaiera. L'evento assunse i connotati dell'emergenza sanitaria per i valori molto alti riscontrati sul particolato e per la rilevante quantità di materiale che è risultato contaminato (circa 250t).

Risulta quindi evidente l'urgenza di definire metodologie standardizzate di controllo dei carichi di rottame nonché l'individuazione di tecnologie di rilevamento sempre più sensibili. Appare chiaro che le attività di controllo radiometrico svolto sia presso gli impianti privati che trattano rottame sia presso i confini nazionali ad opera di organi pubblici e doganali non sono idonei per assolvere efficacemente lo specifico compito di monitoraggio dei carichi di rottame.

Il presente lavoro ha l'obiettivo di focalizzare l'attenzione e fare il punto sulla tecnologia oggi impiegata per la rilevazione della radioattività, esplicandone i principi fisici fondanti, comparandoli per evidenziare limiti e pregi di ciascuno anche nell'ottica dell'individuazione di quali tra di loro meglio si addice alle specifiche esigenze di monitoraggio dei carichi di rottame.

Successivamente saranno presi in considerazione i principali protocolli e standard di monitoraggio della radioattività oggi disponibili a livello nazionale ed internazionale, per evidenziarne le particolarità procedurali. E' indubbio che la formulazione di nuove procedure di sorveglianza da adottare in Italia, sia presso confini che presso le industrie, non potrà non tener conto di quanto attualmente già svolto in altri paesi Comunitari o comunque presso nazioni tecnologicamente avanzate quali gli USA.

E' altresì chiaro che parallelamente agli sforzi tecnologici e procedurali, urge la formulazione di un quadro normativo armonizzato a livello Comunitario che sproni le

nazioni ad adottare quanto in loro possesso ed attraverso regole comuni, per scongiurare il rischio radiologico derivante dalle diverse centinaia di migliaia di sorgenti radioattive piccole e grandi sparse nel territorio europeo.

La recente Risoluzione del Consiglio Europeo (2002/C/05) sulla creazione di sistemi nazionali di sorveglianza e controllo della presenza di materie radioattive nel riciclo dei rottami, nonché la Direttiva 2004/122/EURATOM del Consiglio del 2003 sul controllo delle sorgenti radioattive sigillate e delle sorgenti orfane, hanno dato forte impulso su questo versante. Queste, infatti, esortano gli Stati membri ad aumentare o ad implementare qualora non ci fossero, controlli radiometrici transfrontalieri sui rottami avvalendosi anche di tecnologie avanzate per ridurre al minimo i rischi di esposizioni indebite per i lavoratori e la popolazione.

## **1 Strumenti di misura della radioattività impiegati nella radioprotezione**

In questo capitolo si focalizzerà l'attenzione sulle attuali tecnologie impiegate nella rilevazione di sorgenti radioattive siano esse libere che occultate in rottami.

Prima però si ritiene opportuno descrivere brevemente le principali caratteristiche fisiche delle radiazioni ionizzanti, le loro unità di misura, le interazioni con la materia, per meglio comprenderne poi la fisica dei corrispondenti rivelatori.

### **1.1 Le radiazioni ionizzanti**

Per radioattività si deve intendere la proprietà di alcuni elementi chimici naturali o artificiali di emettere radiazioni ionizzanti, ovvero capaci di ionizzare la materia con la quale vengono ad interagire[3].

Caratteristica comune a tutti i tipi di radiazione è la cessione di energia alla materia attraversata che si manifesta in genere con un aumento di temperatura del corpo irraggiato ed a volte anche con fenomeni di fluorescenza e fosforescenza.

In natura vi sono quattro diverse tipologie di radiazioni ionizzanti che presentano caratteristiche intrinseche, di interazione con la materia attraversata nonché di pericolosità biologica anche piuttosto diverse.

Le *radiazioni alfa* sono particelle cariche, che vengono emesse dai nuclei instabili degli atomi durante il loro decadimento e sono costituite da due protoni e due neutroni (nuclei di elio ionizzato).

Nell'aria, queste particelle si possono muovere solo per pochi centimetri e sono facilmente schermate da un semplice foglio di carta o dallo strato di pelle.

Questa radiazione è estremamente pericolosa per l'uomo specialmente quando i materiali che la emettono (alfa-emettitori) sono introdotti all'interno del corpo umano e metabolizzati. La più nota sorgente alfa è il radio ed i vari isotopi del uranio e del torio.

Sono detti beta-emettitori invece quegli isotopi radioattivi che emettono *radiazioni beta*, ovvero elettroni o positroni. Sono molto più penetranti se confrontati con le radiazioni alfa, ma di contro possono esser schermati da materiali quali l'acqua, il vetro ed i conduttori in genere; sono comuni beta-emettitori vari isotopi dello Iodio e l'Ittrio.

Le *radiazioni gamma* sono quanti di radiazione elettromagnetica estremamente energetici che in quanto non massivi possono più facilmente attraversare la materia ordinaria.

In generale molti radionuclidi nel loro decadimento alfa o beta lasciano i loro nuclei in uno stato energetico eccitato il quale rilassa spesso attraverso emissioni gamma. Pertanto tali emissioni sono associabili alla maggior parte degli isotopi radioattivi in concomitanza ad altre forme di decadimento già descritte.

Da un punto di vista radioprotezionistico la loro maggiore pericolosità si manifesta specialmente per irraggiamento esterno in considerazione dell'elevata capacità di penetrazione nei vari materiali compresi i tessuti organici.

Infine tra le radiazioni ionizzanti, si annoverano anche le emissioni di decadimento per *neutroni*, specialmente da parte di elementi fissili quali alcuni isotopi dell'uranio ( $^{235}\text{U}$ ).

I neutroni in quanto particelle senza carica elettrica sono molto più penetranti delle altre forme di radiazione giacché non subiscono processi di interazione elettromagnetica.

Non ionizzano direttamente la materia irraggiata, ma la loro interazione primaria con i nuclei atomici può indurre l'emissione secondaria di radiazioni alfa, beta e gamma che a loro volta provocano la ionizzazione diretta.

A causa della loro piccola massa (se confrontata con i nuclei atomici), i neutroni possono essere bloccati efficacemente da materiali molto leggeri come acqua, paraffina e calcestruzzo in spessori più o meno grandi.

## **1.2 La schermatura delle radiazioni**

Per schermatura dalle radiazioni ionizzanti si deve intendere la proprietà che manifestano i materiali nell'assorbire le diverse radiazioni ionizzanti.

In riferimento ai meccanismi di occultamento delle sorgenti radioattive nei rottami metallici, riveste un ruolo fondamentale comprendere come e quanto i materiali metallici possano schermare o quantomeno attenuare le diverse tipologie di radiazione da rilevare.

La capacità di schermatura alle radiazioni ionizzanti di un particolare materiale dipende da numerosi fattori tra i quali i più importanti sono senza dubbio il tipo di radiazione che deve essere bloccata, la sua energia, la densità del materiale usato come schermo e naturalmente il suo spessore.

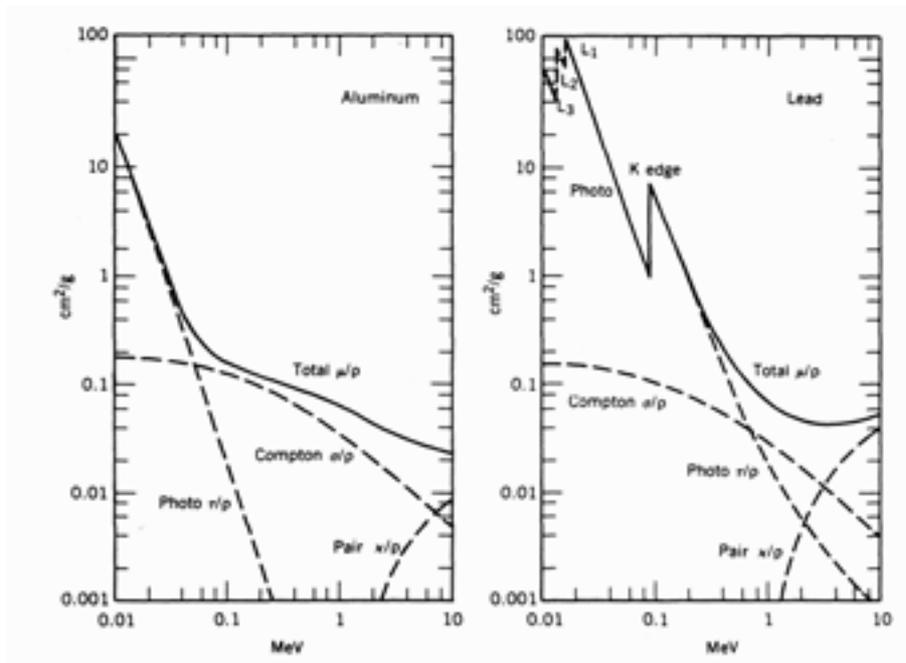


fig.1

Nei grafici riportati in figura 1 sono evidenziati gli andamenti del “coefficiente di attenuazione di massa” rispettivamente per l’alluminio ed il piombo in funzione dell’energia della radiazione gamma che attraversa tali materiali.

Il coefficiente di attenuazione di massa è il rapporto tra il coefficiente lineare di attenuazione (ovvero il coefficiente di assorbimento della legge di Lambert-Bear) diviso per la densità specifica del materiale considerato. Tale parametro in quanto normalizzato sulle densità specifiche, consente il confronto diretto tra diversi materiali in relazione alla loro attitudine nell’assorbire le radiazioni gamma di diversa energia; dimensionalmente:

$$[\text{cm}^{-1}] \cdot [\text{cm}^3 \text{ g}^{-1}] = [\text{cm}^2 \text{ g}^{-1}]$$

I grafici mostrano come varia l’assorbimento di un quanto fotonico in funzione della sua energia (tratto continuo nel grafico).

Si evince chiaramente come a basse energie (0.01 MeV~10 keV) vi è un forte assorbimento della radiazione per entrambi i materiali che decresce con il progressivo aumento dell’energia, lentamente per l’alluminio e a tratti per il piombo.

I grafici evidenziano inoltre gli assorbimenti parziali dovuti ai processi di foto-assorbimento elettronico, scattering Compton, produzione di coppie (processi che avvengono quando la radiazione gamma penetra in un materiale denso).

Quindi si può sintetizzare dicendo *che la radiazione gamma a più bassa energia è quella che maggiormente viene assorbita dai materiali metallici e no.*

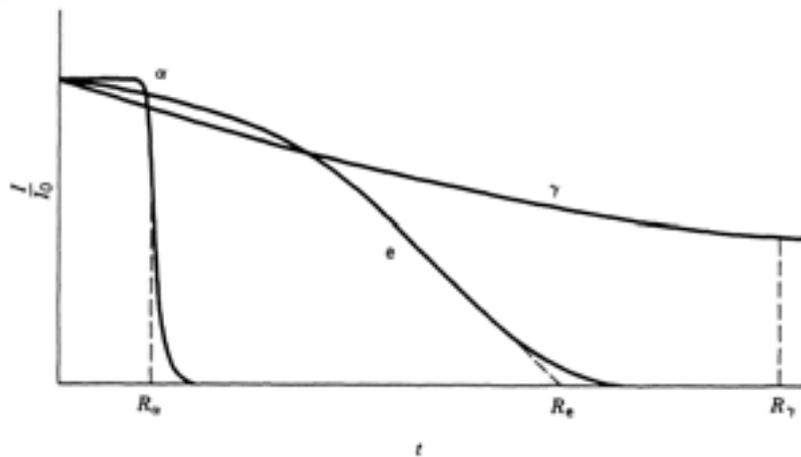


fig.2

La fig.2 mostra invece come varia l'intensità I (ovvero il numero di particelle alfa, beta o gamma che nell'unità di tempo attraversano l'unità di superficie) di una determinata radiazione in funzione dello spessore di una lastra d'alluminio.

Sperimentalmente si misura l'intensità I emergente da uno specifico spessore t d'alluminio rapportandola all'intensità  $I_0$  della radiazione non attenuata incidente la lastra.

Da qui si definisce un parametro molto importante per la fisica dei rivelatori di radiazione, ovvero il "range medio" (o mean range) definito come quello spessore di uno specifico materiale in corrispondenza del quale l'intensità della radiazione che lo attraversa è dimezzata rispetto all'intensità della radiazione incidente (prima che entri nel materiale) [  $I/I_0=0,5$ ].

Il grafico mostra come per le radiazioni alfa di 1 MeV che attraversano uno spessore di alluminio, l'intensità della radiazione è inalterata sino al range medio oltre il quale l'intensità cade bruscamente a zero.

Per l'alluminio il range medio è stimato intorno a  $3 \mu\text{m}$ , ciò implica che per spessori al di sotto di tale valore, la radiazione alfa è sostanzialmente non attenuata mentre subito oltre è totalmente schermata.

Pertanto le radiazioni alfa tendono a rilasciare gran parte della loro energia in superficie arrestandosi velocemente con la profondità.

Per la radiazione beta l'intensità comincia a decrescere regolarmente già prima di raggiungere il range medio ma ad ogni modo con dipendenza rispetto allo spessore meno accentuata, quindi con capacità di penetrazione maggiore rispetto alla radiazione alfa; il

range medio estrapolato (per l'alluminio e per un beta energetico di 1 MeV) è di 0,18 cm, tre ordini di grandezza più grande rispetto al range medio delle alfa.

Si può quindi affermare che *la radiazione beta (ci si sta riferendo alla  $\beta^-$ ) è progressivamente attenuata in modo più o meno lineare nei materiali densi comprendo spessori dell'ordine della frazione dei centimetri.*

La radiazione gamma è quella che ha la maggior capacità di penetrazione, intendendo con ciò che il suo range medio è circa 100 volte quello della radiazione alfa. Come si evince dal grafico, l'intensità decresce esponenzialmente con lo spessore (secondo la legge di Lambert-Bear). Per un fascio gamma mono-energetico di 1 MeV che attraversa uno spessore di alluminio il range medio è di circa 4,3 cm.

Questo vuol dire che *una lastra di alluminio di 5 cm di spessore è ancora attraversata da un considerevole flusso di radiazione*; in questo caso la radiazione gamma può esser considerata totalmente attenuata almeno per un valore doppio al range medio ovvero per uno spessore di alluminio almeno pari a 10 cm.

### **1.3 Unità di misura delle radioattività**

Quando ci si occupa di materiali radioattivi il primo e forse più importante parametro da valutare è "l'attività" dello stesso. Per attività si intende il numero di disintegrazioni radioattive che subisce un materiale nell'unità di tempo o altrimenti detto l'esatto numero di decadimenti al secondo[4]. L'unità di misura internazionalmente adottata è il Becquerel (Bq) equivalente ad un conteggio al secondo. Tuttavia per ragioni storiche è possibile esprimere tale parametro anche con un unità di misura alternativa e multipla della precedente, ovvero il Curie (Ci) che originalmente indicava l'attività di un grammo di radio ma che è ora semplicemente definito come:  $1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ decad./sec} = \text{Bq}$ .

Nella strumentazione nucleare spesso si utilizza un unità equivalente al Becquerel, ovvero il cps (*count per second*) o il cpm (*count per minute*).

Si può normalizzare il valore dell'attività sulla quantità di materiale radioattivo considerato per renderlo da esso indipendente e per consentirne in tal modo comparazioni dirette tra sostanze diverse, si definisce in tal modo "l'attività specifica" ovvero il rapporto tra l'attività misurata in Bq ed il valore in peso della massa (grammi o kg) del campione.

L'attività di un campione radioattivo tende a diminuire in tempi molto variabili e dipendenti fortemente dallo specifico radionuclide, a causa della trasformazione dei nuclei instabili in quelli più stabili. Data la natura intrinsecamente probabilistica dei processi di

decadimento radioattivo, non è possibile conoscere con esattezza quando e quanti nuclei decadranno, tuttavia da ragionamenti statistici si può valutare in quanto tempo l'attività di un determinato campione si dimezza. Tale parametro è definito tempo di dimezzamento (si misura in ore-giorni-anni) del campione radioattivo ed è specifico per ogni radionuclide.

Altre grandezze ed unità di misura intervengono invece quando si vogliono valutare gli effetti della radiazione sui materiali irraggiati o i danni biologici a seguito di esposizioni.

Quando si vuol valutare la carica elettrica totale prodotta per ionizzazione dovuta all'esposizione di una ben determinata massa d'aria secca a radiazioni X o gamma, ci si riferisce comunemente all'*Esposizione*. In particolare il Roentgen è definita come l'esposizione risultante dalla ionizzazione di 1 cm<sup>3</sup> di aria secca a 0°C e a 760mmHg di pressione atmosferica che produce una carica elettrostatica unitaria:  $1 R = 2.58 \times 10^{-4} C/kg$ .

Naturalmente nella pratica strumentale si utilizzano sottomultipli standard di queste e di altre unità di misura quali il milli, il micro e il nano.

Come già detto all'inizio di questo capitolo uno dei principali effetti della radiazione sulla materia irraggiata è quello di rilasciare energia.

E' necessario avere pertanto uno standard per definire l'energia assorbita per ionizzazione nei differenti materiali. Questa quantità è definita *Dose Assorbita (D)* del materiale e misura l'energia depositata dalla radiazione per ionizzazione, nell'unità di massa, il materiale irraggiato. L'unità di misura comunemente utilizzata è il *rad (radiation absorbed dose)*, attualmente però nel Sistema Internazionale di misura si preferisce il *Gray (Gy)* che equivale all'assorbimento di 1 joule per kg di materia convertibile nella precedente unità di misura tramite un fattore 100:  $1 Gy = 100 rad$ .

La grandezza radioprotezionistica che quantifica il rischio associato all'irradiazione di un singolo organo o tessuto tenendo conto del tipo di radiazione è la dose equivalente. Il suo valore si ottiene moltiplicando la dose assorbita dal tessuto biologico per un fattore correttivo che dipende dal tipo di radiazione, detto fattore di peso della radiazione. La dose equivalente si misura in *Sievert (Sv)*. Una dose equivalente di 1 Sv ad un determinato organo comporta, per definizione, lo stesso rischio di effetti stocastici dell'irradiazione dello stesso organo con una dose assorbita di 1 Gy di radiazione X o gamma.

Si vuole infine osservare che spesso si preferisce esprimere le grandezze sopra menzionate come *ratei*, ovvero rapportati ad una ben precisa unità di tempo che generalmente è l'ora (h). Spesso gli strumenti usati in radioprotezione forniscono al posto della semplice dose assorbita, il rateo di dose (mSv/h) o rateo di esposizione ( $\mu\text{R/h}$ ) al posto della semplice esposizione, e così via.

Grandezza	Unità di misura del SI	Vecchia unità di misura	Equivalenza fra le unità
Attività	becquerel (Bq)	curie (Ci)	1 Bq = $2,7 \times 10^{-11}$ Ci
Tempo di dimezzamento	unità di tempo	unità di tempo	-
Esposizione	coulombichilogrammo (C/kg)	röntgen (R)	1 R = $2,58 \times 10^{-4}$ C/kg
Intensità di esposizione	röntgen/ora (R/h)	röntgen/ora (R/h)	-
Intensità di esposizione	röntgen/ora (R/h)	röntgen/ora (R/h)	-
Dose assorbita	gray (Gy)	rad (rad)	1 Gy = 100 rad
Intensità di dose assorbita	gray/ora (Gy/h)	rad/ora (rad/h)	1 Gy/ora = 100 rad/ora
Dose equivalente	sievert (Sv)	rem (rem)	1 Sv = 100 rem
Intensità di dose equivalente	sievert/ora (Sv/h)	rem/ora (rem/h)	1 Sv/ora = 100 rem/ora
Dose efficace	sievert (Sv)	rem (rem)	1 Sv = 100 rem
Intensità di dose efficace	sievert/ora (Sv/h)	rem/ora (rem/h)	1 Sv/ora = 100 rem/ora
Dose collettiva	sievert-uomo	rem-uomo	1 Sv-uomo = 100 rem-uomo

Fig. 3 –Principali grandezze di interesse radioprotezionistico

## 1.4 Strumenti di rilevazione delle radiazioni ionizzanti

Lo scopo della strumentazione di rilevazione in radioprotezione, è quella rilevare la presenza di radionuclidi naturali o artificiali determinandone l'attività ovvero la dose di radiazione assorbita dai lavoratori esposti, dalla popolazione e più ingenerale dai diversi comparti ambientali[3].

A grandi linee i sensori di rivelazione della radioattività ambientale e personale possono essere divisi in due macro categorie, *contatori* e *dosimetri*.

### 1.4.1 Contatori:

I contatori sono strumenti che sfruttando gli effetti ionizzanti prodotti dalla radiazione di decadimento dei radionuclidi, sono in grado di “contare” il numero di disintegrazioni degli elementi radioattivi che avvengono in una determinata quantità di materia, attraverso il conteggio delle particelle alfa, beta e gamma emessi da questi nell'unità di tempo.

Per alcune tipologie di contatori, se integrati con apposite apparecchiature elettroniche di amplificazione e d'analisi, sono anche in grado di misurare l'energia specifica della radiazione analizzata.

A seconda del principio di funzionamento e della tecnologia impiegata, i contatori si possono distinguere a sua volta in tre categorie ciascuna con specifiche prestazioni e attitudini atte a misurare particolari tipologie di radiazione.

Si distinguono pertanto **Contatori a gas**, **Contatori a scintillazione** e **a semiconduttore**.

I **contatori a gas** sono i più antichi misuratori di radioattività, questi fondano il loro funzionamento sulla variazione della conducibilità elettrica di un gas quando questo è esposto a radiazioni ionizzanti. Nella pratica, si utilizza un campo elettrico per separare e contare gli ioni (elettroni) formati come risultato del passaggio della radiazione attraverso l'elemento sensibile del rivelatore. Questi misuratori altro non sono che condensatori ad armature piane e parallele oppure cilindrici coassiali, riempiti con un dielettrico a gas (generalmente 90% Argon, 10% etanolo) e sottoposti ad una differenza di potenziale più o meno grande. A seconda del valore di quest'ultimo si possono considerare tre tipologie di contatori a gas: a **camera di ionizzazione**, **contatori proporzionali**, **contatori Geiger-Muller**.

#### *Contatori a camera di ionizzazione*

Applicando una differenza di potenziale tra le armature dell'ordine del centinaio di Volts, il campo elettrico in questa regione è in grado di non permettere agli ioni di ricombinarsi con gli elettroni costituenti il plasma. L'effetto sarà l'instaurarsi di una corrente ionica verso il catodo ed elettronica verso l'anodo che farà variare la carica elettrica accumulata sulle armature del condensatore con conseguente variazione della differenza di potenziale. Tale variazione di potenziale è però troppo piccola per esser letta direttamente ( $\Delta V \sim 0,5 \text{ mV}$ ), quindi necessita di apparecchiature elettroniche integrate di amplificazione con guadagni tensione dell'ordine di  $10^4$ .

L'ampiezza del segnale misurato è proporzionale al numero di ioni formati e quindi all'energia depositata dalla radiazione, e in ogni caso entro certi range, è indipendente dal valore di tensione applicato tra le armature. L'intensità della radiazione (ovvero la sua energia) è registrata invece attraverso l'ampiezza dell'impulso di corrente dovuto alle numerose interazioni della radiazione durante il tempo risposta della camera.

A causa dei bassi tempi di risposta (dell'ordine dei 10 ms), la camera a ionizzazione non è usata per il conteggio delle singole disintegrazioni (misure integrate), e quindi è

largamente usato come strumento di monitoraggio ambientale in cui è sufficiente conoscere solo la presenza o meno di radioattività.

### *Contatori proporzionali*

Per diminuire il tempo di risposta di questi contatori è necessario che gli ioni e gli elettroni prodotti nel gas aumentino considerevolmente la loro velocità di migrazione verso gli elettrodi (velocità di drift). Questo è possibile aumentando notevolmente la differenza di potenziale tra le armature. Per valori di tensione dell'ordine dei 1000V, il campo elettrico è tale per cui gli elettroni e gli ioni hanno sufficiente energia cinetica per indurre, attraverso urti anelastici con le altre molecole neutre del gas, numerosi processi di ionizzazione (eventi secondari) mediante un processo detto di *moltiplicazione a valanga*.

Anche in presenza di un gran numero di eventi secondari per ogni ione originale, la camera è ad ogni modo operante in modo tale che il numero di eventi secondari è sempre proporzionale al numero di eventi primari (generazione degli ioni dovuta alle radiazioni); per tale motivo il contatore è comunemente noto come contatore proporzionale.

Poiché il segnale d'uscita del contatore proporzionale deriva principalmente dal processo di moltiplicazione a valanga degli eventi secondari, i quali si sviluppano in un tempo rapidissimo, il tempo di risposta dello strumento è quindi in ultima analisi determinato unicamente dal tempo di deriva degli elettroni primari dal punto di formazione sino alla zona prospiciente l'anodo, ovvero la zona in cui si attiva il processo di moltiplicazione.

L'intensità di conteggio di questo rivelatore è dell'ordine dei  $10^6$  conteggi al secondo.

### *Contatori Geiger-Muller*

Incrementando ulteriormente la tensione tra le armature si attivano ulteriori processi di moltiplicazione che conducono in breve tempo a eccitare il gas nel suo complesso. In questa condizione non è più possibile ricavare alcun'informazione dalla radiazione originale, giacché non esiste più alcuna relazione di proporzionalità tra gli eventi primari e secondari; tutte le radiazioni incidenti producono identici segnali di uscita.

Di contro i numerosi processi di ionizzazione secondaria che avvengono in questa regione di tensione detta di Geiger-Muller, consentono di ottenere impulsi del segnale d'uscita di sufficiente ampiezza ( $\sim 1V$ ) tale da non richiedere l'integrazione di amplificatori elettronici, a tutto vantaggio della semplicità e della leggerezza dello strumento stesso, che gli hanno resi i più popolari misuratori portatili.

L'intensità di conteggio di questo rivelatore è dell'ordine dei  $10^6$  conteggi al secondo.

I contatori a gas si rivelano molto efficienti per misurare radiazioni beta ed entro certi limiti energetici anche radiazioni alfa, purché le pareti e le armature di contenimento del gas siano sufficientemente sottili da non assorbire tali radiazioni, condizione questa che mal si concilia con la pressione del gas utilizzato che è inferiore a quell'atmosferica di circa 10 volte.

Si potrebbero riscontrare difficoltà anche nella rilevazione di radiazione beta a bassa energia come ad esempio nella rilevazione delle emissioni beta del Carbonio-14 e del Trizio. Sono poco efficienti per rilevare la radiazione gamma poiché il mezzo sensibile (il gas) è poco denso e quindi con bassa probabilità di interazione, in questo caso i contatori a scintillazione offrono maggiori prestazioni.

I **contatori a scintillazione** furono sviluppati nei primi anni 50', la novità tecnologica più rilevante consiste nell'utilizzare il quanto di luce visibile come intermediario tra la ionizzazione prodotta della radiazione con il materiale sensibile e il conseguente impulso elettronico del segnale d'uscita.

Quando la radiazione incidente attraversa il rivelatore subisce un numero elevato di interazioni le quali conducono in breve tempo gli atomi a portarsi mediamente in stati eccitati. Gli stati atomici o molecolari si diseccitano rapidamente emettendo luce visibile attraverso un processo di fluorescenza. La luce così generata investe la superficie di un materiale fotosensibile (fotocatodo) il quale emette un elettrone (fotoelettrone) per ogni fotone incidente. Questi a loro volta sono accelerati da una serie di *dinodi* a potenziale crescente che hanno lo scopo di moltiplicare il numero di fotoelettroni; tale sistema di amplificazione elettronica costituisce il tubo fotomoltiplicatore il quale restituisce un segnale d'uscita amplificato e misurabile, proporzionale all'intensità della radiazione ionizzante incidente.

In commercio si possono trovare numerose varietà di scintillatori e tubi fotomoltiplicatori a seconda dell'applicazione dello strumento. Le proprietà che generalmente sono considerate nella scelta del materiale scintillante sono l'intensità della luce prodotta, ovvero la frazione energetica della radiazione incidente che appare come luce visibile, l'efficienza, ovvero la probabilità che la radiazione sia efficacemente assorbita dal materiale, il tempo di risposta e la risoluzione energetica.

Ci sono due tipologie base di contatori a scintillazione, quelli in cui l'elemento sensibile è composto da materiale organico o plastico e quelli composti da materiali inorganici.

#### *Scintillatori organici o plastici*

Nei scintillatori organici, che possono essere sia liquidi che solidi, l'interazione tra le macromolecole è relativamente debole e può essere pensata in termini di diseccitazione dei livelli discreti elettronici e vibrazionali di queste molecole.

Uno dei principali vantaggi di questi particolari materiali è la loro totale trasparenza alla luce prodotta per fluorescenza dalla radiazione ionizzante che rende trascurabile il fenomeno dell'auto autoassorbimento della luce prodotta.

Gli scintillatori organici grazie alle loro proprietà plastiche possono essere facilmente modellati e tagliati senza che questo comprometta la loro sensibilità come rivelatori, inoltre sono piuttosto resistenti alle condizioni ambientali ed agli stress meccanici.

#### *Scintillatori inorganici*

Tra gli scintillatori inorganici la varietà più diffusa è senza dubbio quella costituita da cristalli di alogenuri-metalli alcalini, tra cui NaI (ioduro di sodio) è quello che ha trovato la più ampia diffusione. Quando la radiazione ionizzata attraversa questo cristallo, la sua energia riesce a promuovere gli elettroni liberi più esterni (quelli per intenderci che partecipano ai legami chimici del solido cristallino) dalla banda di valenza a quella di conduzione del cristallo, creando delle vacanze elettroniche in banda di valenza.

In breve tempo gli elettroni di conduzione decadono spontaneamente nei livelli energetici sottostanti per colmare le lacune create; in questo salto energetico (circa 4eV) viene emesso un fotone visibile per conservare l'energia. Per incrementare la probabilità della fotoemissione e ridurre al minimo l'auto assorbimento della luce da parte del cristallo stesso, vengono aggiunte piccole quantità di impurità dette *attivatori*, tra i quali il più comunemente usato è il Tallio. Pertanto questi contatori a scintillazione inorganici vengono comunemente chiamati allo Ioduro di Sodio attivati al Tallio NaI(Tl).

I cristalli di NaI sono fortemente igroscopici quindi si opacizzano facilmente anche in presenza di piccole quantità di vapore acqueo, necessitano pertanto di accurati accorgimenti tecnologici per mantenere il cristallo ben sigillato.

I contatori NaI(Tl) sono molto efficienti nella rivelazione della radiazione gamma a causa del grande numero atomico ( $Z=53$ ) dell'atomo di Iodio che gli conferisce al cristallo un

alta probabilità di fotoassorbimento della radiazione ionizzante. D'altro canto per accurati conteggi e misurazioni temporali, gli scintillatori plastici offrono prestazioni più elevate, grazie alle dimensioni relativamente più grandi dell'elemento sensibile rispetto la NaI(Tl). Anche se i rivelatori plastici sono molto meno costosi dei corrispondenti rivelatori inorganici, questi comunque non offrono lo stesso grado di precisione nella identificazione energetica della radiazione (risoluzione energetica).

**I Contatori a semiconduttore** sono oggi una valida alternativa ai più comuni scintillatori grazie alle proprietà semiconduttrici dei materiali impiegati come elementi sensibili.

Tali dispositivi, infatti, consentono di coniugare i vantaggi tecnologici dei materiali isolanti come ad esempio la capacità di supportare intensi campi elettrici di modo che elettroni e ioni possano essere efficacemente raccolti per generare l'impulso elettronico d'uscita con bassa corrente residua in assenza di radiazione e quindi basso rumore elettronico di fondo, ed i vantaggi dei materiali conduttori quale ad esempio la capacità di produrre un gran numero di elettroni liberi quando colpiti da radiazione e la capacità di questi di attraversare velocemente (come in un conduttore) il materiale.

Queste particolari proprietà del semiconduttore nascono allorché si pone in contatto un cristallo del IV gruppo della tavola periodica (silicio o germanio) drogato con atomi *accettori* del III gruppo (gallio, alluminio) con un identico cristallo drogato però con atomi del V gruppo *donori* (arsenico, fosforo). A causa dei diversi drogaggi, il materiale contaminato con atomi accettori conterrà un eccesso di cariche positive libere (lacune), detta anche *zona p*, mentre il cristallo drogato con atomi donori conterrà un eccesso di cariche negative libere (elettroni) formando la così detta *zona n*. Nella zona di contatto, la neutralizzazione delle cariche libere, conduce alla formazione di una zona neutra (*depletion zone*) delimitata da una barriera di cariche statiche non compensate positive nella regione n e negativa nella regione p venendosi, di fatto, a creare un campo elettrico naturale del tutto simile a quello generato da un condensatore a facce piane e parallele.

Una radiazione ionizzante che attraversa questa zona produce una coppia di cariche elettriche di segno opposto (lacune-elettroni) che a causa del campo elettrico esistente in questa zona migrano velocemente nel materiale modificandone la conducibilità elettrica istantanea. L'applicazione sul semiconduttore di una differenza di potenziale esterna molto intensa (tra 1000 e 3000V) in polarità inversa, amplifica l'effetto ampliando notevolmente la zona neutra sensibile alla radiazione e incrementando la risposta elettronica alla sollecitazione. Il tempo di risposta di tali rivelatori elettronici è compresa tra 10 e 100 ns.

Tuttavia poiché già a temperatura ambiente questi materiali subiscono profonde modificazioni nella struttura cristallina a causa dell'alterazione dei gradienti di concentrazione dei droganti, i rivelatori a semiconduttore necessitano di ingombranti sistemi di raffreddamento con azoto liquido (77 K) che ne limitano l'utilizzabilità pratica. Recentemente lo sviluppo tumultuoso delle tecniche di fabbricazione dei materiali microelettronici, ha consentito di ottenere la produzione di un cristallo di germanio iperpuro che può lavorare anche a temperature ordinarie con basso rumore elettronico di fondo ed alta sensibilità alla radiazione.

#### **1.4.2 Misure di energia-Spettrografia gamma**

I rivelatori sin qui esaminati producono un segnale d'uscita, dopo opportune regolazioni dello stesso con pre-amplificatori e amplificatori elettronici, che è di norma proporzionale all'energia depositata dalla radiazione sull'elemento sensibile del rivelatore.

Equipaggiando tali contatori con un sistema elettronico di analisi multicanale (*MAC-Multichannel analyzer*), il segnale prodotto dal rivelatore viene digitalizzato, e memorizzate le informazioni riguardanti l'ampiezza e la larghezza degli impulsi in apposite allocazioni di memoria chiamati appunto *canali*. Queste informazioni sono quindi elaborate restituendo su di un apposito display un istogramma che riporta sulla scala orizzontale il valore delle energie rilasciate dalla radiazione durante le numerose interazioni con il materiale, sulla scala verticale il numero di impulsi nell'unità di tempo conteggiati.

Il risultante spettro energetico degli impulsi può essere utilizzato per determinare con diversi livelli di precisione, le energie (posizione sull'asse orizzontale) della radiazione emessa da una sorgente e la sua intensità relativa (area dei vari picchi dello spettro).

Questa catena strumentale è ampiamente usata per registrare gli spettri gamma delle più comuni sorgenti radioattive.

Quando la radiazione gamma attraversa il mezzo denso del rivelatore (Ge, NaI), subisce tre principali interazioni elettromagnetiche. Il *fotoassorbimento*, ovvero il totale assorbimento di un quanto fotonico gamma da parte dei livelli elettronici più interni degli atomi attraversati, l'*Effetto Compton*, ovvero lo scattering della radiazione elettromagnetica conseguente all'interazione di questa con gli elettroni esterni degli atomi con la possibilità anche di emissione di elettroni liberi e perdita di energia del fotone gamma, ed infine la

*produzione di coppie*, ovvero la scomparsa del quanto fotonico e la comparsa di una coppia elettrone-positrone con energia totale (energia di massa più quella cinetica relativa) pari all'energia del fotone scomparso. Queste cariche possono a loro volta cedere la propria energia al materiale o sfuggire dallo stesso.

La probabilità di accadimento di uno di questi fenomeni è fortemente correlata al contenuto energetico della radiazione gamma; generalmente durante un'interazione questi processi avvengono tutti con intensità relative diverse.

Da un punto di vista spettroscopico, il foto assorbimento da origine ad un picco più o meno definibile, ampio e stretto. L'Effetto Compton produce invece un'emissione continua che può sovrapporsi o meno al picco del foto-assorbitivo, con un limite energetico al disopra del quale la traccia continua del suo assorbimento si annulla repentinamente.

La produzione di coppie avviene solo per fotoni altamente energetici ( $E_\gamma > 2m_e c^2$ ) e si manifesta principalmente attraverso la comparsa di piccoli e numerosi picchi energetici che emergono dal fondo continuo della traccia Compton.

L'individuazione di un particolare radionuclide si basa sulla individuazione precisa dei picchi e più in generale sul confronto tra lo spettro energetico prodotto da una radiazione con quello generato da un elemento radioattivo noto. La risoluzione e l'efficienza di uno spettrografo gamma determinano la capacità di risolvere picchi energetici anche molto vicini e poco intensi.

Ad esempio i rivelatori allo NaI hanno alta efficienza (area del fotopicco) rispetto ai rivelatori al Germanio ed in più hanno il vantaggio di avere un basso costo (circa 1/10 di quelli del Ge), con ampie condizioni operative che non richiedendo sistemi di refrigerazione.

Di contro i rivelatori al Ge offrono maggiore risoluzione (larghezza del picco), parametro questo di fondamentale importanza per gli studi dei complessi sistemi di decadimento in cui la determinazione precisa dei picchi energetici può distinguere ad esempio tra due isotopi radioattivi.

I rivelatori al Ge soffrono però di una mancanza di efficienza, (10% del NaI) dovuto al basso numero atomico del Germanio rispetto allo Iodio che implica una più bassa probabilità di interazione. I recenti cristalli di Germanio iper-puro hanno notevolmente incrementato la loro efficienza avvicinandosi molto a quelli a NaI(Tl).

### *Spettrometro Gamma al Germanio*

In radioprotezione lo strumento più accurato oggi diffusamente utilizzato è la catena spettrometrica al Germanio. A differenza dei più comuni rivelatori allo Ioduro di Sodio, il rivelatore al germanio consente di discriminare radioisotopi che emettono fotoni ad energie molto prossime fra loro (alta risoluzione energetica), in quantità anche molto piccole (alta efficienza di conteggio). Questo strumento consente quindi un'accurata analisi quantitativa di matrici potenzialmente contaminate da radioisotopi gamma emittenti. Affinché la catena spettrometrica dia analisi accurate ed affidabili è necessario che sia calibrata in efficienza ed energia attraverso l'utilizzo di sorgenti costituite da una particolare miscela di radioisotopi di cui sia nota con precisione attività ed energia.

### *Contaminazione interna (Whole Body Counter)*

Il WBC è uno strumento atto a valutare la presenza anche di piccole tracce di radioisotopi gamma emittenti (la minima attività rilevabile è dell'ordine dei 100 Bq) in tre regioni anatomiche critiche: apparato gastrointestinale, polmoni e tiroide. Il soggetto in esame viene fatto sedere su una poltrona dotata di due possibilità di movimento: orizzontale e verticale. L'obiettivo consiste nel posizionare il lavoratore potenzialmente contaminato il più vicino possibile ai tre rivelatori. Scale graduate consentono di riposizionare la poltrona in modo riproducibile nel caso si effettuino controlli seriali. Grazie all'alta efficienza di conteggio dello strumento il tempo di misura è piuttosto contenuto (5:10 minuti).

Il sistema di rivelazione della radiazione gamma consiste di tre cristalli di ioduro di sodio attivati al tallio. Il segnale elettrico prodotto a valle dei rivelatori viene inviato ad un analizzatore multicanale. Lo spettro relativo ad ogni rivelatore viene infine visualizzato attraverso un Personal Computer. Il software consente di stimare, nota l'efficienza, l'entità della contaminazione. Il sistema viene giornalmente calibrato in energia e annualmente in efficienza.

### **1.4.3 Rivelatori neutronici**

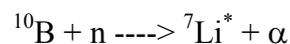
Tra i contatori un discorso a parte merita la classe di strumenti atti a rilevare l'attività neutronica, sia per le peculiarità del tipo di radiazione cui sono indirizzati, sia per l'importanza che riveste il rinvenimento di radionuclidi con emissione neutronica.

Eccetto alcuni rari elementi naturali che fissionano spontaneamente emettendo neutroni (tra cui il più noto è il  $^{252}\text{Cf}$ :  $2,56 \text{ y} - 2,3 \times 10^{12}$  neutroni/secondo per grammo), la maggior parte dell'attività neutronica si registra associata ad elementi transuranici artificiali prodotti nei reattori nucleari, divenendo in tal modo una chiara impronta del passaggio di sostanze radioattive di manifattura umana, quindi potenzialmente più pericolose per eventuali utilizzi illeciti.

Il neutrone è un nucleone di massa circa pari a quella del protone ma priva di carica elettrica. Questa proprietà rende difficile la sua rivelazione in quanto non avendo interazioni elettromagnetiche con la materia non è in grado di produrre ionizzazioni primarie con gli elementi sensibili dei rivelatori.

I moderni rivelatori di neutroni si basano principalmente su due meccanismi di rivelazione, ovvero la registrazione dei processi nucleari secondari che conducono alla produzione di cariche elettriche in movimento a seguito dell'assorbimento di un neutrone (processi (n,p) o (n, $\alpha$ )), la rivelazione del rinculo di particelle leggere (idrogeno) colpite da neutroni veloci in processi di scattering.

Il primo metodo trova la sua applicazione elettiva nel rilevare neutroni termici e lenti (da frazioni di eV sino a 1 KeV), in quanto in questo range di energia molti elementi presentano un'alta sezione d'urto di cattura (o in altri termini alta probabilità di interazione e cattura del neutrone). La cattura di un neutrone crea sbilanci di energia di legame per singolo nucleone all'interno del nucleo atomico con la conseguente espulsione di particelle alfa o protoni necessari per stabilizzarsi. Una tipica reazione molto utilizzata in alcuni rivelatori sensibili è quella con il Boro o meglio con un suo composto  $\text{BF}_3$  (fluoruro di boro):



dove il Litio è lasciato in uno stato eccitato (e quindi potrebbe emettere anche radiazione gamma) mentre lo ione alfa può essere facilmente rivelato se il fluoruro di boro è usato come gas riempiente in una camera a ionizzazione o proporzionale.

Altri elementi utilizzati come gas di rivelazione neutronica sono il  $^6\text{Li}$  ed  $^3\text{He}$ . Particolarmente diffuso commercialmente è  $^3\text{He}$  in quanto più facile da produrre industrialmente, questo gas leggero è utilizzato come gas di rivelazione in contatori proporzionali.

Quando l'energia cinetica dei neutroni da rilevare è molto alta (neutroni veloci  $>100\text{keV}$ ), le reazioni nucleari sopra menzionate diventano poco efficienti poiché diminuisce drasticamente la sezione d'urto di cattura ( $\sigma \propto 1/v$ ), in questo caso si sfruttano gli effetti di scattering nucleare dei flussi neutronici con elementi leggeri.

E' infatti intuitivo comprendere come il trasferimento di energia di moto di un neutrone è più efficiente nei confronti di elementi molto leggeri quali idrogeno e suoi isotopi piuttosto che con elementi pesanti.

Quando un neutrone colpisce un protone di un atomo di idrogeno in quiete quest'ultimo rincula conservando l'energia ed il momento; questa particella di idrogeno in movimento può generare processi di ionizzazione o fenomeni di scintillazione (se in matrice densa), sfruttabili al fine della rivelazione.

Nella pratica si sfruttano materiali plastici o organici che contengono un alta percentuale in peso di idrogeno nella struttura molecolare. Questi materiali hanno il duplice vantaggio di avere target utili per lo scattering neutronico e nel contempo esser sfruttati come elementi attivi per rivelatori a scintillazione durante il processo di rinculo protonico.

L'efficienza dei "scintillatori a rinculo protonico" per neutroni dell'ordine dei MeV è del 50%.

#### **1.4.4 Dosimetri**

I Dosimetri sono strumenti atti alla valutazione della quantità di energia depositata dalle radiazioni ionizzanti nell'unità di massa e di tempo di esposizione.

Sono generalmente strumenti integratori, ovvero accumulano le modificazioni che la radiazione ionizzante induce sull'elemento sensibile per un periodo più o meno lungo. Lo scopo di questi strumenti è di valutare i rischi sanitari derivanti dalla esposizione del corpo umano e suoi organi alle radiazioni ionizzanti, mediante la conoscenza della dose energetica assorbita e della tipologia del campo di radiazione interessato.

In commercio sono diffusi tre principali tipologie di dosimetri con caratteristiche di sensibilità, precisione e tempi di esposizione diversi a seconda dello specifico uso cui sono impiegati.

### *Dosimetri a tracce*

Si basano sul conteggio delle tracce lasciate dalle radiazioni nell'attraversare un mezzo denso. L'energia cinetica delle particelle alfa, beta e gamma sono tali da rompere i legami molecolari di alcuni solidi inorganici o polimeri organici. In molti materiali gli ioni così prodotti si ricombinano cancellando ogni traccia del passaggio della radiazione, nel caso invece di alcuni materiali dielettrici (plastiche) questi processi producono, in determinate condizioni, una rottura permanente dei legami molecolari lasciando una traccia del loro passaggio. Queste tracce non ancora visibili (poiché dell'ordine di qualche micron) possono esser sviluppate mediante procedure chimiche con soluzioni acide o alcaline a temperature di alcune decine di gradi. Le tracce si sviluppando fino a divenire visibili con i normali microscopi ottici o elettronici, ed a volte anche ad occhio nudo.

Il numero di tracce accumulate durante il periodo di esposizione è proporzionale alla concentrazione ed all'attività dei radionuclidi presenti nell'ambiente.

Numerosi sono i materiali in commercio che possono esser impiegati per questo tipo di misure tra i quali ricordiamo:

- **LR-115** e **CN-85** (nitrato di cellulosa) prodotti dalla Kodak Pathé (Francia)
- **CR-39** (poliallildiglicol carbonato) prodotto dalla Page Mouldings – Pershore (UK), dalla American Acrylics and Plastics (USA) dalla TASL (UK)
- **Makrofol** (policarbonato) prodotto dalla Bayer AG tedesca.

I materiali sono inseriti in appositi contenitori chiamati dispositivi di campionamento e posti nei luoghi in cui si vuol valutare i livelli di dose o indossati direttamente sui soggetti esposti secondo le procedure e le corrette pratiche di radioprotezione.

La tecnica è ampiamente studiata ed offre un accettabile grado di affidabilità se confrontata con il basso contenuto tecnologico dello strumento ed i costi piuttosto contenuti se paragonati con altre tecnologie.

### *Dosimetri ad elettrete*

Un disco di teflon viene caricato elettrostaticamente con un valore di carica elettrica noto.

Il materiale dielettrico è tale da conservare per lungo tempo questa carica se mantenuto in opportune condizioni ambientali (bassa umidità). Il disco è quindi posto in una camera contenete un volume d'aria predefinito e dal cui valore dipende anche il tempo di esposizione per la misura. I gas contenenti i radionuclidi in sospensione entrano nella

camera del dispositivo ionizzando il volume d'aria contenuto; poiché vi è presente un campo elettrico negativo generato dalla carica depositata sul disco di teflon, gli ioni prodotti dalla radiazione vengono attratti da questo depositandosi. La neutralizzazione della carica sul disco, dovuto al contatto con gli ioni positivi del volume di gas alla fine di un ciclo di esposizione, si manifesterà come diminuzione della carica contenuta sul teflon e il cui valore era noto. La diminuzione è proporzionale alla dose assorbita e pertanto alla contaminazione ed all'attività dei radionuclidi.

I dosimetri ad elettretti si prestano a misure di dose per tempi più brevi rispetto a quelli a tracce i quali richiedono cicli di esposizione dell'ordine dei mesi.

#### *Dosimetri a termoluminescenza*

Un dosimetro a termoluminescenza (TLD), basicamente un solido cristallino isolante, ha la proprietà di emettere luce visibile quando sia riscaldato dopo averlo esposto ad una radiazione ionizzante. L'effetto della radiazione ionizzante nel cristallo è di produrre elettroni liberi, alcuni dei quali possono essere catturati da atomi di impurezza o da altri difetti presenti nel reticolo cristallino del solido. Tali difetti sono comunemente chiamati trappole e gli elettroni catturati in essi vi possono permanere per tempi più o meno lunghi. Quando il cristallo è riscaldato, gli elettroni intrappolati acquistano un'energia sufficiente per uscire dalle trappole e ritornare nelle loro posizioni originarie: questo processo produce un'emissione di luce. Nel linguaggio tecnico usuale tale emissione luminosa viene indicata con il termine inglese "glow curve". Una glow curve è composta, in genere, da un insieme di picchi ed ogni picco corrisponde ad un ben determinato livello di intrappolamento.

La TL risulta utile per la realizzazione di dosimetri di largo impiego e a costi relativamente bassi. I rivelatori a TL possono rivelare particelle alfa e beta, radiazione gamma e X, neutroni e ioni pesanti.

L'uso dei dosimetri TL nel settore della radioprotezione e della dosimetria ambientale, in luogo del ben noto film dosimetrico, è di particolare efficacia in quanto questi dispositivi hanno elementi sensibili solidi e di piccole dimensioni (per esempio 4x4 mm e meno di 1 mm di spessore), inoltre alcuni materiali TL sono equivalenti al tessuto, ovvero rispondono alla radiazione ionizzante nello stesso modo del tessuto biologico, migliorando la valutazione della dose efficace assorbita.

## 2. Controlli radiometrici dei carichi di rottame metallico

I rottami metallici destinati al riciclo possono contenere indebitamente, radioisotopi sia naturali sia artificiali. Questi se non individuati per tempo, come già detto in introduzione, possono condurre a contaminazione dell'ambiente oltre che dei prodotti di fusione finiti e dei luoghi di lavoro.

D'altro canto la loro individuazione è resa alquanto difficile dal carico metallico stesso nonché dai loro contenitori che assorbono gran parte delle radiazioni ionizzanti da loro prodotti. In tale configurazione l'unica radiazione che potrà emergere dal carico è quella più penetrante ovvero la radiazione gamma energetica ( $>60$  keV) ed eventualmente i neutroni veloci, giacché le particelle ionizzanti alfa e beta sono ampiamente assorbite dal metallo che si frappone tra il sensore e la sorgente.

Inoltre i carichi di rottame viaggiano su mezzi di trasporto stradale, marittimo o ferroviario che non consentono prolungate soste davanti a rivelatori di radiazione per ovvi motivi logistici e d'efficienza temporale del trasporto delle merci.

Quindi il carico deve essere analizzato con il mezzo in movimento la qual cosa riduce ulteriormente la sensibilità di rivelazione della strumentazione.

Molto spesso nel rottame possono essere contenuti considerevoli quantitativi di radionuclidi naturali ad elevata attività che contaminano o attivano il carico d'origine giacché presenti nell'ambiente di provenienza della merce.

Tali radionuclidi sono comunemente denominati NORM (Naturally Occurring Radioactive Materials) e tra questi si annoverano il  $^{40}\text{K}$  e gli ossidi di uranio e torio  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  nonché tutti i loro prodotti di decadimento. Tali radioisotopi sono presenti, in percentuale diversa, nelle diverse matrici ambientali ed sono promotori di gran parte della radiazione di fondo naturale. Le attuali normative non considerano tali sorgenti alla stregua dei comuni radionuclidi artificiali che invece contribuiscono in modo addizionale alla radiazione di fondo, tuttavia lo scrivente ritiene che alte concentrazioni di NORM possono comunque rappresentare un rischio radiologico per la popolazione ed i lavoratori esposti, pertanto vanno monitorati e controllati.

Da un punto di vista prettamente tecnologico, la presenza di NORM nei carichi di rottame costituisce fonte di notevole disturbo per la rilevazione delle sorgenti artificiali, in quanto inducono frequenti falsi allarmi, ovvero il superamento delle soglie di allarme presso i rivelatori.

Da quanto sin qui detto, si comprende come i rivelatori di radiazione ionizzante impiegati per tal fine debbono possedere caratteristiche costruttive e di rivelazione che vengano incontro alle specifiche esigenze richieste e cerchino di superare molti dei problemi tecnici intrinseci al tipo di monitoraggio.

Vi sono inoltre considerazioni legate alla localizzazione geografica di tali rivelatori, che dipenderanno da valutazioni generali di carattere nazionale ed internazionale, da specifiche priorità di sicurezza nazionale o da ragioni storico-geografiche con le nazioni confinanti.

Azioni di controllo della radioattività potrebbero esser implementate ai confini nazionali sia terrestri che marittimi, presso gli scali doganali aeroportuali e ferroviari o più semplicemente agli ingressi/uscite dei commercianti di rottami delle fonderie ed acciaierie.

La priorità potrebbe esser quella di individuare traffici illeciti di Materiale Nucleare Speciale (SNM) per prevenire attività terroristiche finalizzate alla costruzione di ordigni nucleari per uso bellico, o invece ridurre i rischi sanitari dovuti all'accidentale fusione dei rottami destinati al riciclo migliorando i controlli alle frontiere e presso gli impianti di lavorazione.

Qualunque sia il fine ed i luoghi geografici nei quali tali attività di controllo devono svolgersi è indispensabile implementare procedure standardizzate ed internazionalmente condivise che regolino le modalità di svolgimento dei controlli nonché i requisiti minimi della strumentazione impiegata nel controllo stesso.

In questo capitolo si focalizzerà l'attenzione sulla strumentazione attualmente impiegata nel controllo radiometrico dei carichi di rottame metallico procedendo quindi ad una comparazione degli standard tecnici previsti da norme nazionali ed internazionali relativamente ai requisiti strumentali richiesti.

## **2.1 Rivelatori di materiale radioattivo alle frontiere**

Nelle attività di monitoraggio della radioattività alle frontiere s'impiegano principalmente tre tipologie di strumenti con caratteristiche dimensionali e prestazionali diverse a seconda della specifica attività di sorveglianza che s'intende svolgere.

I cosiddetti *Pocket-type instruments*, sono rivelatori portatili sensibili soltanto alla componente gamma del campo di radiazione ed hanno la caratteristica di essere molto

leggeri e maneggevoli, per l'appunto tascabili. Sono facilmente applicabili sulle uniformi del personale addetto alla sorveglianza e sono provvisti di segnalatori acustici o di vibrazione che allertano il sorvegliante quando i ratei di dose superano livelli prefissati.

Non possono identificare i radionuclidi ma la loro funzione è di segnalare la presenza di anomali ratei di dose in particolari zone durante l'espletamento delle abituali attività di sorveglianza.

Gli *Hand-held instruments* sono rivelatori anch'essi portatili, generalmente hanno un'elevata sensibilità e possono essere utilizzati per rilevare, localizzare nonché identificare materiale radioattivo. Tali strumenti potrebbero essere usati per eseguire accurate misurazioni di ratei di dose al fine di determinare idonee procedure di salvaguardia sanitaria alle radiazioni. L'elemento attivo è costituito generalmente da NaI(Tl) che consente di eseguire spettrometria gamma ed alcuni modelli implementano sullo stesso apparato anche sensori neutronici. Benché portatili rimangono ad ogni modo meno maneggevoli dei precedenti ed avvolte di considerevole peso.

I *Portali* sono rivelatori automatici fissi progettati per essere usati presso i checkpoints come quelli stradali o i confini nazionali terrestri e marittimi.

La sensibilità di questi rivelatori è tale da permettere il monitoraggio radiometrico del flusso continuo pedonale, veicolare o di merci compensando nel contempo le fluttuazioni del fondo naturale in modo del tutto automatico. Infatti, una delle principali cause di *falso allarme* presso i portali è l'anomala fluttuazione del fondo naturale in seguito al transito di un veicolo dinnanzi al sensore che scherma la radiazione di fondo. Poiché la distribuzione dei carichi di rottame quasi mai è omogenea all'interno dei contenitori di trasporto, potrebbero verificarsi momentanei incrementi del fondo già basso a causa della presenza del veicolo, interpretabili come dovuti al passaggio di una qualche sorgente radioattiva.

Attualmente i più comuni portali, impiegano sistemi di monitoraggio in continuo del fondo naturale (in assenza del veicolo) e tramite algoritmi software riescono a compensare in automatico la variazione del fondo naturale dovuto all'attività di schermatura dei veicoli stessi.



Fig. 4 - Camion che attraversa un portale

L'unità funzionale principale di un sistema Portale è denominata comunemente *Pillar*, essa è costituita dall'elemento sensibile alla radiazione e dalle apparecchiature elettriche ed elettroniche di elaborazione del segnale. A seconda delle esigenze, un checkpoints radiometrico potrebbe esser costituito da più di un pillar coordinati e disposti un modo da rendere più efficiente la rilevazione dell'eventuale sorgente occulta per singolo passaggio. L'elemento sensibile è prevalentemente costituito da materiale scintillante plastico, specie in matrice polimerica quale il PVT (poliviniltolluene). La scelta di tali materiali discende dalla facilità e dall'economicità di produzione nonché da un'intrinseca robustezza del materiale plastico alle condizioni ambientali operative (agenti atmosferici, resistenza alle vibrazioni ecc.). Tuttavia se confrontati con i cristalli inorganici quali NaI(Tl) presentano una più bassa efficienza di scintillazione che però si cerca di compensare aumentando i volumi e le superfici del sensore esposto alla radiazione. Le grandi superfici ottenibili con questi materiali a basso costo di produzione, vengono incontro inoltre alle esigenze di monitorare ampie zone. Molto spesso i portali montano anche sensori neutronici come ad es. camere proporzionali ad  $^3\text{He}$ , per la rilevazione di eventuale Materiale Radioattivo Speciale.

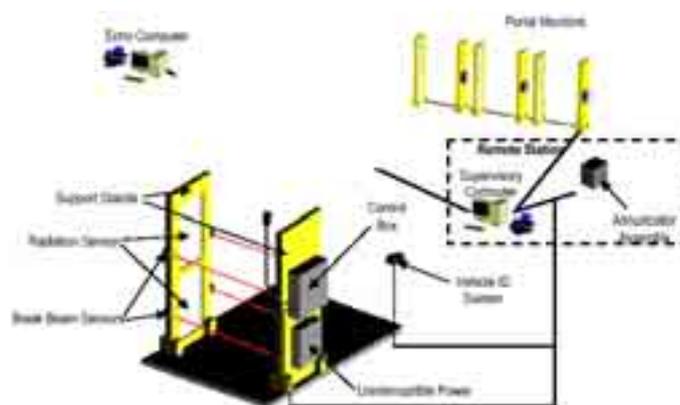


Fig.5 - Configurazione strumentale di un portale

Anche se molto sensibili i portali necessitano in ogni caso di limiti nelle velocità di transito nonché restrizioni della zona di rilevazione per consentire un'ottimale distanza di rilevazione tra l'elemento sensibile ed il carico da analizzare.

Pertanto tutti i portali dispongono di sensori di occupazione e di velocità; il sensore di occupazione in particolare consente di commutare il portale dallo stato di acquisizione del fondo naturale (per la compensazione) in quello di monitoraggio attivo dei veicoli.

## **2.2 Falsi allarmi e Soglie d'allarme**

Un problema cruciale nell'ottimizzazione di un sistema di rivelazione del materiale radioattivo sia esso portatile che fisso, è la scelta appropriata del "*livello d'allarme strumentale*", ovvero della soglia del rateo di dose (o conteggi nell'unità di tempo) oltre la quale si dovrebbe procedere ad un più accurato controllo del mezzo e della merce trasportata ovvero dei pedoni.

Infatti, scegliendo tale soglia molto prossima al fondo naturale medio del luogo di analisi potrebbero essere intollerabili il numero di falsi allarmi o al contrario una soglia troppo alta potrebbe non garantire una sufficiente sensibilità dello strumento nel rilevare i carichi occultati.

Gli allarmi reali sono causati dalla presenza di materiale radioattivo illecito o materiale nucleare, mentre come già detto sopra, i falsi allarmi sono dovuti sia a fluttuazioni statistiche dell'intensità del fondo di radiazione nonché del rumore elettronico della strumentazione, sia provocati dall'incremento dei ratei di dose dovuti ai NORM o da radionuclidi somministrati a pazienti per uso medico o ancora da sorgenti radioattive legali usate nell'industria. Questi tipi di allarme sono comunemente chiamati "*innocenti*" perché non provenienti da attività di carattere militare ed comunque non idonei per tal fini.

La probabilità di allarmi innocenti nonché la loro tipologia dipende naturalmente dal tipo di checkpoints e dal luogo in cui essi sono svolti. Per esempio, per passeggeri civili dei voli aerei o nei pedoni che attraversano portali per accedere in luoghi di pubblica sicurezza, la probabilità di falsi allarmi dovuti alla rilevazione di radionuclidi di natura medica è piuttosto alta, mentre presso i controlli doganali delle merci è più probabile incontrare materiale contaminato da NORM.

Rimane quindi l'importante problema di definire criteri generali per stabilire le soglie d'allarme nelle diverse circostanze. A questo proposito bisogna distinguere tra "*livello*

*“nominale di investigazione”* e *“soglia d’allarme strumentale”*. Il primo definisce un livello teorico ritenuto idoneo per procedere a verifiche approfondite del veicolo o persona in esame, il secondo è invece un indice pratico su dove tarare l’allarme dello strumento.

E’ chiaro che a causa delle fluttuazioni statistiche dei processi di emissione radioattiva, il livello di investigazione va inteso come il valore più probabile di una distribuzione statistica, in prima approssimazione gaussiana, centrata per l'appunto su tale valore.

Quindi per aumentare la probabilità di rilevazione della sorgente secondo quanto indicato dal livello di investigazione, bisognerà settare il livello d’allarme strumentale ben al disotto della precedente soglia. Quanto al disotto dipenderà dal grado di certezza che si vuol raggiungere, ad esempio, ipotizzando il caso ideale di un’emissione del carico con distribuzione perfettamente gaussiana, il 99,9% di probabilità di rivelazione si ottiene impostando la soglia d’allarme strumentale a  $3\sigma$  (deviazione standard) sotto quella di investigazione.

Va tenuto conto però che alte probabilità di rivelazione (es. 99,9%) potrebbero comportare soglie d’allarme molto vicine al fondo naturale medio, il che implicherebbe maggior frequenza dei falsi allarmi. Impostando la soglia di allarme a  $4\sigma$  del valore medio del fondo misurato ( $\sim 0,07 \mu\text{Sv/h}$ ) le frequenze dei falsi allarmi si attesterebbero intorno a una rilevazione ogni 10.000 passaggi (a  $3\sigma$  il tasso scenderebbe a 1:1000).

Trovare un buon compromesso tra numero di falsi allarmi ancora tollerabili e comunque un discreto livello di sensibilità, non è facile e spesso ci si affida all’esperienza dei tecnici qualificati del luogo. Bisognerebbe specificare tali soglie al particolare checkpoint implementato, alle caratteristiche del fondo naturale del luogo geografico nonché alla tipologia dei controlli effettuati, è infatti chiaro che per portali ad uso esclusivamente pedonale dove è molto alta la probabilità di allarmi innocenti e bassa la probabilità di rinvenire materiale radioattivo nucleare, potrebbe essere opportuno fissare soglie d’allarme strumentale molto al disopra del fondo medio a scapito della sensibilità, per minimizzare in tal modo il numero di falsi allarmi che altrimenti aggraverebbero l’attività di controllo.

A questo proposito utili indicazioni possono esser tratte dai risultati dello studio ITRAP (Illicit Trafficking Radiation Assessment Program) condotto in Austria tra il settembre 1997 e lo stesso mese del 2000.

In tale studio, descritto più in dettaglio nei prossimi paragrafi, in seguito all’esperienza maturata in numerose ore di indagine presso i confini nazionali austriaci con portali e strumentazione manuale, si suggerisce come livello nominale di investigazione, un valore

compreso tra  $7\sigma$  e  $14\sigma$  del fondo naturale medio, corrispondente rispettivamente a circa 1,2 e 1,4 volte tale fondo. La soglia d'allarme strumentale invece andrà settata a  $3\sigma$  sotto il livello di investigazione.

### **2.3 Lo studio ITRAP - Illicit Trafficking Radiation Assessment Program –**

Attualmente sono presenti in commercio numerose aziende, anche di respiro internazionale, che sviluppano e commercializzano sensori nel campo delle radiazioni ionizzanti, molte delle quali hanno prodotto negli anni sistemi di monitoraggio fissi o portatili sempre più sensibili ed efficaci, basandosi, per la maggior parte, sulle esperienze di carattere militare maturate durante il periodo della Guerra Fredda tra i blocchi sovietici e statunitensi.

E' difficile poter valutare a priori l'efficacia di un sistema di monitoraggio della radioattività specie per quelli implementati sui confini nazionali, perché mancano seri studi comparativi, e normative di riferimento che ne vincolino i requisiti minimi di prestazione.

Sono inoltre carenti statistiche che delineino la rilevanza dei traffici di materiale radioattivo illecito o nucleare tra i vari stati nazionali.

Anche lo stesso fenomeno dei traffici di sorgenti orfane nei carichi di rottame metallico destinati al riciclo, ad oggi non è ancora suffragato da solidi studi transnazionali che ne quantifichino la reale portata. Molte delle considerazioni svolte anche nel presente lavoro sulla gravità del fenomeno, si basano su proiezioni ed indicazioni di bibliografia.

L'Agenzia Internazionale per l'Energia Atomica (IAEA) ha sviluppato già dagli anni 80' un database nel quale sono registrati casi di traffico illecito di materiale radioattivo ufficialmente accertati; ad oggi il database della IAEA conta più di 300 casi verificati.

La stessa Agenzia dell'Energia Atomica nel Settembre del 1997 diede avvio ad un poderoso studio pilota denominato ITRAP, per testare nel concreto i sistemi di monitoraggio ai confini. Scopo dello studio era produrre requisiti tecnici ed applicativi nell'utilizzo dei più comuni sistemi di monitoraggio della radioattività presso le frontiere terrestri e marittime. I risultati dello studio sono stati messi a disposizione degli Stati membri della IAEA affinché potessero esser da indirizzo per la produzione di raccomandazioni tecniche nazionali ed internazionali nello specifico settore.

Lo studio ITRAP, si è svolto tra il 1997 e la fine del 2000 in Austria presso Centro Ricerche austriache di Seilbersdorf (ARCS), finanziato in gran parte dallo stesso governo austriaco attraverso il coinvolgimento di ben cinque differenti ministeri.

Lo studio si è articolato in cinque distinte fasi, di seguito elencate:

- 1) Progettazione e definizione dello studio
- 2) Pre-selezione degli apparati di rivelazione coinvolti
- 3) Test di prestazione degli apparati presso i laboratori di Seilbersdorf
- 4) Test sul campo presso i confini austriaci
- 5) Presentazione dei risultati e produzione di un Report sintetico finale.

Sono stati invitati a partecipare allo studio le più prestigiose aziende private del settore le quali hanno messo a disposizione portali fissi e rivelatori manuali e tascabili.

Preventivamente, un gruppo di esperti a livello internazionale e coordinati dall'IAEA ha definito dei requisiti minimi di prestazione che dovevano esser soddisfatti dai rivelatori pena l'esclusione successiva dallo studio.

La pre-selezione degli apparati nonché tutti i conseguenti test di laboratorio si sono svolti presso l'ARCS, mentre gli apparati che hanno superato i rigidi test preselettivi sono stati poi testati sul campo presso il confine di Nickelsdorf e l'aeroporto di Vienna.

Ogni sistema era collegato in remoto con l'ARCS e quindi permanentemente controllato dagli esperti. Le guardie preposte al controllo hanno ricevuto precedentemente un'adeguata formazione sull'utilizzo delle apparecchiature e sulle modalità di risposta nel caso di allarme. Lo studio fu condotto con metodologie diversificate per i portali fissi e per i dispositivi manuali.

I primi risultati dello studio ITRAP mostrarono come circa l'85% dei rivelatori fissi testati non soddisfaceva i requisiti minimi imposti dall'IAEA per quel che concerne la rivelazione dell'attività neutronica, mentre oltre il 70% non soddisfaceva quelli per la rivelazione gamma, sia in termini di sensibilità minima sia in termini di frequenza minima di falsi allarmi. Nel particolare solo 2 dei 14 portali fissi testati rispondeva soddisfacentemente ai parametri ITRAP per la misura delle sorgenti a neutroni ( $^{252}\text{Cf}$ ).

Si decise quindi di concedere un periodo di prova di circa 6 mesi per consentire alle case costruttrici di implementare i propri apparati al fine di poter superare i test.

I nuovi test preselettivi, condotti dopo tale periodo di prova, portarono ad una percentuale di superamento del 50% dei portali fissi, mentre alcun apparato fu considerato idoneo per l'identificazione dei radioisotopi (*Hand-held instruments*).

I test sul campo mostrarono invece difficoltà dei portali fissi nella rivelazione delle sorgenti neutroniche, da qui la raccomandazione ITRAP ad implementare tale tecnologia per il futuro.

Lo studio ha consentito infine di valutare in modo quantitativo frequenza e tipologia delle sorgenti scoperte sul campo presso il confine terrestre e lo scalo aeroportuale.

	Truck	Bus	Car-1	Car-2	Car-3	Airport
Days	181	181	181	181	181	106
Number of Passages	162968	5400	360000	300000	236690	260490
Number of Passages per day	900	30	1989	1657	1308	2457
False - Alarms	<0,01%	<0,01%	<0,01%	<0,01%	<0,01%	<0,01%
Gamma Alarms	2256	66	65	76	48	837
Neutron Alarms	0	5	11	12	11	5
Alarms per day (G + N)	12.5	0.4	0.4	0.5	0.3	7.9
Not detected Test Alarms	0	0	0	0	0	0
Max. BGR	68	15	3	3	3	11
50% of the Alarms from BGR	> 1,4	> 1,2	> 1,3	> 1,3	> 1,4	> 1,3

Alarms	Reason	Max. observed multiple of BKG / Example
10 per day	<b>Industrial Products and Raw Material</b> e.g. ceramics, fertiliser, lamps, TV, etc	60 / some events with e.g. ceramics
1 per week	<b>Agricultural Products</b> e.g. fruits, vegetable, wood, etc.	60 / e.g. one event with a chicken transport
1 per week	<b>Iron and Metal Transports</b> e.g. Scrap, etc.	60 / e.g. metal plates
1 per week	<b>ADR (legal) Transport</b> e.g. radio pharmaceutical transports and industrial sources, etc.	60 / almost all transports

Fig. 6 – Risultati studio ITRAP

La figura 6 sintetizza i risultati del monitoraggio presso il confine nazionale di Nickelsdorf e l'aeroporto di Vienna per un periodo di prova di 6 mesi. La tabella mostra inoltre la frequenza media giornaliera o settimanale con la quale si sono presentati gli allarmi e quindi l'identificazione delle cause degli stessi.

Sono state identificate quattro principali categorie merceologiche che hanno provocato con maggior frequenza allarmi innocenti, in ordine di frequenza: i prodotti industriali e materiali da costruzione, prodotti agricoli, trasporto di rottame metallico, sorgenti autorizzate per la radiomedicina e per l'industria.

In conclusione lo studio ha evidenziato come molti dei sistemi di rivelazione del materiale radioattivo presenti sul commercio internazionale non sono idonei per l'attività di sorveglianza radiometrica dei confini e tanto meno lo sono per l'identificazione dei radioisotopi. Si è evidenziato come la frequenza di occorrenza di molte "sorgenti

innocenti” è non trascurabile ma comunque non tale da provocare serie interferenze nelle misure o paralisi dei controlli.

Ad oggi lo studio ITRAP rimane l’unico studio pubblico del settore che per portata e qualità dei dati messi a disposizione nonché per prestigio degli organi di ricerca che lo hanno condotto, mette a disposizione dei governati e dei vari organi tecnici nazionali ed internazionali, chiare indicazioni su come poter sviluppare norme e standard di prestazione dei sensori di monitoraggio della radioattività ai confini.

## **2.4 Standard tecnici internazionali**

Di seguito sono brevemente descritte e comparate le principali norme di carattere nazionale ed internazionale di riferimento per lo svolgimento delle attività di controllo radiometrico presso confini.

In particolare si sono approfonditi gli aspetti riguardanti prettamente i requisiti tecnici di prestazione degli strumenti di rilevazione impiegati, tralasciando tutte le procedure riguardanti la buona pratica del controllo.

Si rimanda comunque alla consultazione diretta delle norme per maggiori approfondimenti. Nella identificazione di norme e procedure si è ritenuto opportuno concentrarsi principalmente su quelle maggiormente accreditate in ambito internazionale e già consolidate perché operanti in molte nazioni.

Tutte le norme considerate sono di carattere volontario e non costituiscono obbligo né per gli Stati né per le Società che producono sistemi di controllo delle radiazioni, vanno intese alla stregua di raccomandazioni ed indicazioni per rendere efficaci ed armonizzate le procedure di controllo del materiale radioattivo, specie presso i confini nazionali.

Le norme considerate sono di seguito elencate:

- 1) IAEA-TECDOC-1312
- 2) ISO 22188:2004 (E)
- 3) IEEE N42.35 accreditato ANSI
- 4) UNI CEN 185 U54.04185

In *allegato* al presente lavoro sono sintetizzate le principali raccomandazioni ed i requisiti minimi indicati dalle norme in esame sia per quel che concerne le prestazioni degli

strumenti sia riguardo soglie d'allarme strumentale, tasso di falsi allarmi, probabilità di rivelazione ecc.

Le indicazioni e le raccomandazioni contenute sono suddivise per tipologia di strumento impiegato secondo la distinzione descritta nel paragrafo 2.1.

Si vuol precisare, che le norme fanno riferimento esclusivo ad attività di controllo radiometrico presso le frontiere terrestri, marittime e scali aeroportuali, sia per veicoli civili che per mezzi di trasporto merce su gomma o rotaie nonché per pedoni.

Per evitare che materiale contaminato possa esser fuso nelle attività di recupero e riciclo del rottame metallico, molte nazioni (tra cui l'Italia) hanno imposto controlli agli ingressi degli impianti di lavorazione del rottame (fonderie, acciaierie ecc.). Benché ci siano molte similarità tra questi due sistemi di controllo, tuttavia le condizioni pratiche di rilevazione sono molto differenti. Ai confini, infatti, il gran volume di traffico coinvolto comporta che i tempi di rivelazione e di prima risposta siano limitati ad alcuni secondi massimo e che controlli ripetuti sullo stesso veicolo siano nella maggior parte dei casi impraticabili. In aggiunta poiché il monitoraggio ai confini copre non solo il trasporto su gomma e rotaie ma anche quello pedonale, la dove necessitino controlli mirati alla prevenzioni dei traffici illeciti di materiale nucleare, sono necessari anche sistemi di monitoraggio delle sorgenti neutroniche che invece non sono indispensabili per gli impianti di riciclo.

Naturalmente tutte le norme considerate poiché prodotte in momenti ed in contesti diversi, fanno riferimento ad unità di misura, valutazione delle soglie o dei falsi allarmi differenti. E' difficile quindi una comparazione diretta anche perché molto spesso non si può facilmente trasformare una unità di misura in un'altra senza che siano specificate esattamente le condizioni operative o trasformare una definizione di soglia d'allarme in un'altra perché hanno riferimenti diversi.

Ad esempio, le norme tecniche americane fanno ancora oggi molto uso dei ratei d'esposizione espressi in R/h, benché la trasformazione nel Sistema Internazionale rem/h è piuttosto banale per le radiazioni X e gamma ( $1 \text{ R/h} \sim 1 \text{ rem/h}$ ) non lo è invece la trasformazione nei ratei di dose.

In fatti in questo caso la precisa commutazione tra unità di misura è possibile una volta note le tipologia del campo di radiazione in esame, l'energia media delle radiazioni ed alcune condizioni operative; una sorgente gamma di Cs 137 che genera una esposizione di  $10 \mu\text{R/h}$  corrisponde a ratei di dose compresi tra  $0,0873$  e  $0,0879 \mu\text{Sv/h}$  a seconda che l'energia media della radiazione gamma o X vari tra  $10\text{keV}$  e  $2\text{MeV}$ .

Per quanto detto si è preferito riportare le indicazioni delle diverse norme così come definite senza apportare alcuna trasformazione o adattamento.

#### **2.4.1 Norme IAEA-TECDOC-1312**

La TECDOC-1312 è un Documento Tecnico pubblicato in Austria e diffuso nel Settembre del 2002 dalla IAEA, Agenzia Internazionale per l'Energia Atomica.

Questo è il secondo documento di un gruppo di tre TECDOC riguardanti specificamente la movimentazione di materiale radioattivo non autorizzato ed il traffico illecito di materiale nucleare speciale, promosso congiuntamente con il World Customs Organization (WCO), EUROPOL ed INTERPOL.

I tre Documenti Tecnici sono di seguito elencati:

- IAEA-TECDOC-1311 “Prevention of the Inadvertent Movement and Illicit Trafficking of Radioactive Materials”.
- IAEA-TECDOC-1312 “Detection of radioactive materials at borders”
- IAEA-TECDOC-1313 “ Response to Events Involving the Inadvertent Movement or Illicit Trafficking of Radioactive Materials”

La IAEA coopera con gli Stati Membri ed altri Organismi internazionali in attività congiunte per prevenire incidenti concernenti il traffico illecito di materiale nucleare e materiale radioattivo non autorizzato, armonizzando le azioni di polizia internazionale e le contromisure di prevenzione attraverso assistenza tecnica sul campo e documenti d'indirizzo.

Molte sono le misure che devono esser intraprese dalle diverse Nazioni per combattere il traffico illegale di materiale radioattivo. Queste sono generalmente imposte tramite regolamenti e leggi nazionali. Una di queste misure riguarda per l'appunto la rilevazione di materiale radioattivo presso i confini nazionali terrestri e marittimi. Tuttavia mentre l'effettivo sistema di monitoraggio, nel suo complesso, coinvolge una pluralità di azioni strategiche legali e regolamentari di livello transnazionale, l'attenzione di questo Documento Tecnico è rivolto principalmente sui metodi di rivelazione della radioattività ed in particolare sulla strumentazione necessaria per il suo espletamento.

La norma si prefigge di assistere gli Stati Membri nell'organizzare efficaci azioni di monitoraggio radiometrico del materiale che attraversa i confini nazionali, siano essi merci di importazione ovvero di esportazione o di transito.

## 2.4.2 ISO 22188:2004 (E)

La ISO 22188 “Monitoring for inadvertent movement and trafficking of radioactive material” è uno standard internazionale del tutto volontario prodotto da una specifica commissione tecnica coordinata dall'ISO, International Organization for Standardization. Come ben noto la ISO è una federazione mondiale di organismi nazionali di standardizzazione. La specifica norma è stata redatta dalla Commissione Tecnica ISO/TC 85, *Nuclear Energy*, Sottocommissione SC 2, *Radiation Protection*.

Questo Standard Internazionale prescrive sia azioni procedurali nello svolgimento delle attività di monitoraggio del materiale radioattivo, sia requisiti minimi riguardanti la strumentazione impiegata nel processo. Gli aspetti di procedura riguardano tecniche di ricerca, localizzazione e possibilmente identificazione delle sostanze contaminate da isotopi radioattivi nonché le attività di pronta risposta nelle situazioni di allarme.

Per la strumentazione impiegata, lo Standard prescrive invece attività di caratterizzazione degli stessi rispetto a requisiti minimi di riferimento per far sì che le procedure di cui sopra siano applicabili.

Tali requisiti e procedure si basano su risultati di estesi programmi di test su sistemi di monitoraggio in cooperazione con la IAEA.

*Test di procedura* sono raccomandati per operazioni di routine al fine di garantire la piena funzionalità operativa delle apparecchiature, mentre *Test di Selezione* hanno il fine di verificare il soddisfacimento dei requisiti minimi.

Sia la TECDOC della IAEA che la ISO 22188 prendono le mosse dai risultati prodotti dallo studio ITRAP e pertanto si fondano su definizioni e strutture generali molto simili.

Anche i requisiti della strumentazione di monitoraggio sono sostanzialmente identici e richiamano quelli stessi dell'ITRAP.

Si faccia riferimento alle tabelle riassuntive tab N.1 e Tab. N.2 in allegato.

Relativamente alla soglia di allarme ed alle frequenza dei falsi allarme per il monitoraggio gamma, la ISO prescrive misure meno restrittive della TECDOC della IAEA.

Relativamente ai portali fissi, la TECDOC definisce in modo più puntuale le dimensioni geometriche della regione di ricerca (*Detection Zone*), ovvero lo spazio delimitato dai sensori entro il quale deve svolgersi la rivelazione della radioattività, differenziando tra monitor per automobili, camion e pedoni.

### 2.4.3 Norma IEEE N42.35-2004

La IEEE è l'Istituto statunitense per l'Ingegneria Elettrica ed Elettronica che si occupa nell'ambito degli Stati Uniti d'America, dei processi di armonizzazione delle procedure e di standardizzazione delle tecniche impiantistiche nel settore elettrico ed elettronico.

Lo standard N42.35 intitolata: "American National Standard for Evaluation and Performance of Radiation Detection Portal Monitors for Use in Homeland Security" è stata accreditata nell'Ottobre del 2003 dall'Istituto di Standardizzazione Nazionale Americana (ANSI) quale norma nazionale di riferimento.

Scopo della norma è prescrivere stringenti requisiti di performance dei rivelatori a portale di supporto al Dipartimento di Stato Americano per la Sicurezza Nazionale.

La norma descrive criteri per testare e valutare i rivelatori di radioattività a portale per scovare materiale radioattivo e nucleare che potrebbe esser usato per la costruzione di ordigni nucleari o sistemi di dispersione in ambiente di materiale radioattivo (bombe sporche). I portali cui si rivolge la norma includono sia sistemi fissi, che installazioni temporanee o trasportabili, usati per monitorare pedoni, pacchi o veicoli, in alcun modo si riferisce a sistemi manuali o tascabili.

I test di performance sono condotti secondo un insieme molto preciso di condizioni prescritte della norma. Lo standard IEEE da questo punto di vista può esser considerato il più dettagliato tra tutte le norme considerate in questo lavoro.

I portali sono distinti, a seconda dell'impiego, in portali per pedoni, per veicoli su gomma, veicoli su rotaia, portali per pacchi e merci, e per ciascuno di loro sono definiti in maniera rigorosa le dimensioni della *Deteccion Zone* nonché le velocità massime di transito; nella Tab. N.3 in allegato si possono trovar sintetizzati i requisiti minimi per la definizione della D.Z. per le diverse tipologie di portale.

Sono inoltre definiti requisiti e test riguardanti la resistenza alle vibrazioni meccaniche, alle tolleranze elettriche, agli eventi climatici estremi nonché procedure di segnaletica dei componenti meccanici, elettrici ed elettronici.

Purtroppo non sono possibili immediati confronti tra le sensibilità e le soglie d'allarme prescritti da questa norma con le precedenti, in quanto fanno uso di unità di misura e di riferimenti differenti. Si faccia riferimento alla Tab. N5 in allegato.

Ad esempio, per quanto riguarda la fissazione dei livelli di allarme strumentale, in questa norma si considera un fondo naturale medio di riferimento di non più di  $20\mu\text{R/h}$ , e si fissa

l'allarme quando lo strumento registra un incremento del rateo di esposizione provocata da una sorgente di riferimento con attività definita in Tab. N.4 e per velocità di transito definite in Tab. N.5.

Si comprende come per confrontare tale definizione di livello di allarme con quelli definiti nelle precedenti norme bisogna conoscere con esattezza ed in condizioni prefissate, qual è l'incremento dei ratei di dose conseguenti all'esposizione alle sorgenti di riferimento di cui sopra, e rapportarle ad un altro fondo naturale.

La delicatezza delle operazioni di conversione delle definizioni implicate richiede quindi ulteriori approfondimenti teorici e sperimentali non svolti in questo lavoro.

#### **2.4.4 Norma UNI CEN 185 U54.04185**

La norma UNI CEN 185, così come si evince dalle stesse sigle che la contrassegnano, è uno standard di carattere Comunitario nata in seno al European Committee for Standardization e successivamente recepita (nel maggio del 1999) dall'UNI, Ente Nazionale di Unificazione ovvero l'organo ufficiale di standardizzazione italiano.

Si prefigge di identificare i metodi per la determinazione delle anomalie radiometriche associabili ai radionuclidi eventualmente presenti all'interno dei carichi di rottame metallico destinati al recupero.

La norma è indirizzata a regolamentare le attività di monitoraggio esterno dei carichi in contenitori di trasporto e quindi non finalizzata direttamente alla identificazione dei radionuclidi presenti né tanto meno la sua applicazione garantisce la totale assenza degli stessi nei carichi dato i numerosi aspetti fisici che compromettono le misurazioni.

Le procedure descritte sono da intendersi applicabili anche a tutte quelle attività di controllo radiometrico presso gli impianti di riciclo del rottame o presso gli impianti di trattamento dei rifiuti solidi urbani.

In quanto non finalizzata ad attività di controllo dei traffici illeciti di materiale nucleare la norma non prevede l'implementazione di sensori per la rivelazione di sorgenti a neutroni, mentre sono previste procedure differenziate per la strumentazione fissa e portatile

Sono presi in considerazione tutti i parametri ambientali nonché gli aspetti fisici che potrebbero influenzare le misurazioni, dalla stima dei livelli di schermatura del carico di rottame, ai fenomeni atmosferici che inducono incrementi del fondo naturale a tutti gli aspetti che potrebbero indurre falsi allarmi ecc.

Nella Tab. N.6 in allegato sono sintetizzati i requisiti minimi prescritti da tale norma; la grandezza dosimetrica di riferimento è il rateo di kerma in aria.

Un aspetto innovativo contenuto nelle procedure della norma è la distinzione tra due valori di fondo cui far riferimento, rispettivamente: *fondo naturale medio di radiazione* ed il *fondo di riferimento a 30cm dal carico*.

Il primo è il classico fondo naturale valutato come media aritmetica di un insieme misure di ratei di dose in un ristretto intervallo temporale ed aggiornato periodicamente.

Il secondo fa riferimento invece al valore misurato dai portali allor quando un tipico veicolo, per la tipologia di impianto trattato, con il suo carico di rottame e privo di radiosorgenti, sosta a 30cm dal sensore di radioattività. Si è infatti discusso in precedenza come i carichi rottame creino un momentaneo affievolimento del fondo naturale a causa dell'azione di schermatura del contenitore e del carico stesso.

Attraverso una puntuale procedura di registrazione dei due fondi (per maggiori informazioni si rimanda alla consultazione diretta della norma), la norma considera quest'ultima quale riferimento per il superamento dei ratei di dose.

## **Conclusioni**

Dopo l'attentato dell'11 Settembre 2001 alle Torri Gemelle, molte nazioni hanno considerato prioritario l'intensificazione dei controlli presso i confini nazionali.

Tra le possibili attività di controllo transfrontaliero, il monitoraggio radiometrico dei pedoni, merci e veicoli è senza dubbio da porre come obiettivo principale.

Accanto a ciò si assiste da quasi un decennio ad un incremento dei traffici di materiale radioattivo non autorizzato e sorgenti orfane che pongono seri problemi di sicurezza sanitaria per la popolazione e per i lavoratori esposti.

Il mezzo privilegiato attraverso cui tale materiale radioattivo circola in Europa e non solo, è tramite i carichi di rottame metallico destinati al recupero.

I gravi incidenti di fusione di radiosorgenti accorsi negli ultimi anni in Europa ed in Italia, hanno evidenziato come le ripercussioni sanitarie, sociali ed economiche sono piuttosto ingenti.

Mancano purtroppo incisive normative nazionali e comunitarie che impongano il monitoraggio ai confini in modo armonizzato tra le diverse Nazioni.

Sono inoltre carenti, come si è detto, anche standard che diano indicazioni chiare ed accettate internazionalmente sulle prestazioni della strumentazione impiegata, sui requisiti minimi da soddisfare, sulle procedure da adottare.

Ad oggi vi sono diverse norme, tutte di carattere volontario, che fissano linee guida per orientare gli organismi tecnici governativi a definire procedure di implementazione dei sistemi di monitoraggio. Come si è visto però, tali norme prescrivono standard anche piuttosto differenti, non consentono confronti immediati, ciascuna accentua l'analisi su particolari aspetti di tale attività a scapito di altre.

La Direzione Radioattività dell'APAT è impegnata alla formulazione di procedure tecniche per la prevenzione radiologica nelle attività di gestione dei carichi di rottame metallico, nonché alla definizione di procedure di gestione di sistemi di monitoraggio radiometrico dei carichi alle frontiere terrestri e marittime.

Il presente lavoro si inserisce nell'ambito di tali attività, e deve esser considerato come facente parte di una più ampia attività preparatoria e di studio preventivo.

Con questo lavoro si sono voluti evidenziare le basi scientifiche e tecnologiche su cui si fondano i sensori di radioattività mostrando potenzialità e limiti in relazione alla specifica attività di ricerca cui essi sono rivolti.

Si sono evidenziate le problematiche tecniche concernenti il monitoraggio sul campo di veicoli e pedoni illustrando i risultati dei più recenti studi in materia.

Infine si è passato in rassegna quelle che, secondo lo scrivente, sono da considerare le più significative norme e standard nella valutazione dei sistemi di monitoraggio.

Tale lavoro non può considerarsi conclusivo ne tanto meno esaustivo in alcuna sua parte trattata, vuol esser piuttosto da indirizzo per futuri approfondimenti.

La questione trattata è di notevole importanza per tutti gli aspetti descritti e ci si augura che prossime azioni di indirizzo da parte del Legislatore possano accelerare lo sviluppo di norme e procedure di tutela più garantiste della salute pubblica e della sicurezza nazionale.

## ALLEGATO

**TABELLA N.1**

<b>Norma: IAEA-TECDOC-1312 Detection of radioactive materials at borders</b>	
<b>Funzione</b>	<b>Specifiche tecniche previste</b>
Tipologia sensore	<b>Poket-type instrument</b>
Intervallo energetico	60 keV – 1,33 MeV (testato con <sup>241</sup> Am, <sup>137</sup> Cs, <sup>60</sup> Co, <sup>252</sup> Cf)
Velocità di attraversamento	Non specificato
Identificazione isotopi	Non richiesto
Livello di allarme gamma	Incremento di 0,1 µSv/h per 1 sec. su un fondo naturale di 0,2 µSv/h
Falsi allarmi gamma	< 1 in un periodo di 12 ore in continua rilevazione e fondo >0,2µSv/h;
Probabilità di rivelazione γ	99 % equivalente a 100 falsi allarmi ogni 10.000 esposizioni
Livello di allarme neutroni	Non previsto
Falsi allarmi neutroni	Non previsto
Probabilità di rivelazione n	99,9 % equivalente a 10 falsi allarmi ogni 10.000 esposizioni
Intervallo di temperatura	-15 °C / + 45°C
Intervallo di umidità	Umidità relativa max. 95%
Durata batteria	800 ore in condizione di non allarme
Periodicità calibrazione	1 volta l'anno;
Note:	Come Rateometro di Dose l'incertezza max ammissibile è di ±30 %; Disponibilità di avvisatori acustici, ottici e di vibrazione.
<b>Funzione</b>	<b>Specifiche tecniche previste</b>
Tipologia sensore	<b>Hand-Held instrument</b>
Intervallo energetico	60 keV – 1,33 MeV (testato con <sup>241</sup> Am, <sup>137</sup> Cs, <sup>60</sup> Co, <sup>252</sup> Cf)
Velocità di attraversamento	Non specificato
Identificazione isotopi	Prevista ma non indispensabile
Livello di allarme gamma	Incremento di 0,05 µSv/h per 1 sec. su un fondo naturale di 0,2 µSv/h
Falsi allarmi gamma	< 1 in un periodo di 12 ore in continua rilevazione e fondo >0,2µSv/h
Probabilità di rivelazione γ	99% equivalente a 100 falsi allarmi ogni 10.000 esposizioni
Livello di allarme neutroni	Flusso equivalente emesso da 0,01µg di <sup>252</sup> Cf (~ 20.000 n/s) per 10 sec. a 0,25m di distanza dalla sorgente e con il sensore schermato dalle radiazione γ (< 1%).
Falsi allarmi neutroni	< 6 in un periodo di 1 ore in continua rilevazione e fondo >0,2µSv/h
Probabilità di rivelazione n	99% equivalente a 100 falsi allarmi ogni 10.000 esposizioni
Intervallo di temperatura	-15 °C / + 45°C
Intervallo di umidità	Umidità relativa max. 95%
Durata batteria	40 ore in condizione di non allarme
Periodicità calibrazione	1 volta l'anno; controllo giornaliero delle funzionalità di identificazione degli isotopi con campioni certificati
Note:	Come Rateometro di Dose l'incertezza max ammissibile è di ±30 %; Peso ottimale < 2 kg con buona impugnatura; Segnalatore acustico e visivo se usato come rateometro.
<b>Funzione</b>	<b>Specifiche tecniche previste</b>
Tipologia sensore	<b>Fixed Portal monitor instrument</b>
Intervallo energetico	60 keV – 1,33 MeV (testato con <sup>241</sup> Am, <sup>137</sup> Cs, <sup>60</sup> Co, <sup>252</sup> Cf)
Velocità di attraversamento	< 8 km/h
Identificazione isotopi	Non richiesto
Livello di allarme gamma	Incremento di 0,1 µSv/h per 1 sec. su un fondo naturale di 0,2 µSv/h
Falsi allarmi gamma	< 1 in un periodo di 24 ore in continua rilevazione e fondo >0,2µSv/h; esempio: se è atteso un livello di occupazione medio di 10.000 veicoli/giorno implica non più di 1 falso allarme.
Probabilità di rivelazione γ	99,9 % equivalente a 10 falsi allarmi ogni 10.000 esposizioni
Livello di allarme neutroni	Flusso equivalente emesso da 0,01µg di <sup>252</sup> Cf (~ 20.000 n/s) per 5 sec. a 2 m di distanza dalla sorgente e con il sensore schermato dalle radiazione γ (< 1%).
Falsi allarmi neutroni	< 1 in un periodo di 24 ore in continua rilevazione e fondo >0,2µSv/h; esempi: se è atteso un livello di occupazione medio di 10.000 veicoli/giorno implica non più di 1 falso allarme.
Probabilità di rivelazione n	99,9 % equivalente a 10 falsi allarmi ogni 10.000 esposizioni
Intervallo di temperatura	-15 °C / + 45°C
Intervallo di umidità	Umidità relativa max. 95%
Durata batteria	Alimentazione esterna
Periodicità calibrazione	1 volta l'anno; controllo giornaliero delle funzionalità con campioni certificati
Note:	Si richiede l'implementazione di un sensore di occupazione;

**TABELLA N.2**

Norma: ISO 22188:2004 (E)	
Funzione	Specifiche tecniche previste
Tipologia sensore	<b>Poket-type instrument</b>
Intervallo energetico	60 keV – 1,5 MeV (testato con <sup>241</sup> Am, <sup>137</sup> Cs, <sup>60</sup> Co, <sup>252</sup> Cf)
Velocità di attraversamento	Non specificato
Identificazione isotopi	Non richiesto
Livello di allarme gamma	Incremento di 1 µSv/h per 2 sec. sul livello di investigazione
Falsi allarmi gamma	< 2 in un periodo di 12 ore in continua rilevazione e fondo >0,2µSv/h
Probabilità di rivelazione γ	99% equivalente a 100 falsi allarmi ogni 10.000 esposizioni
Livello di allarme neutroni	Flusso equivalente emesso da 0,01µg di <sup>252</sup> Cf (~ 20.000 n/s) per 10 sec. a 0,25m di distanza dalla sorgente e con il sensore schermato dalle radiazione γ (< 1%).
Falsi allarmi neutroni	< 6 in un periodo di 1 ore in continua rilevazione e fondo >0,2µSv/h
Probabilità di rivelazione n	99% equivalente a 100 falsi allarmi ogni 10.000 esposizioni
Intervallo di temperatura	-15 °C / + 45°C
Intervallo di umidità	Umidità relativa max. 95%
Durata batteria	12 ore in condizione di non allarme
Periodicità calibrazione	1 volta l'anno
Note:	Livello sonoro dell'avvisatore acustico: > 85 dB a 30 cm; Durata dell'avvisatore acustico/luminoso: > 5 sec.
Funzione	Specifiche tecniche previste
Tipologia sensore	<b>Hand-Held instrument</b>
Intervallo energetico	60 keV – 1,5 MeV (testato con <sup>241</sup> Am, <sup>137</sup> Cs, <sup>60</sup> Co, <sup>252</sup> Cf)
Velocità di attraversamento	Rapidità di scansione max 1sec.
Identificazione isotopi	Prevista ma non indispensabile
Livello di allarme gamma	Incremento di 0,4 µSv/h per 3 sec. sul livello di investigazione
Falsi allarmi gamma	< 6 in un periodo di 1 ora in continua rilevazione e fondo >0,2µSv/h
Probabilità di rivelazione γ	90% equivalente a 10 falsi allarmi ogni 100 esposizioni
Livello di allarme neutroni	Flusso equivalente emesso da 0,01µg di <sup>252</sup> Cf (~ 20.000 n/s) per 10 sec. a 0,25m di distanza dalla sorgente e con il sensore schermato dalle radiazione γ (< 1%).
Falsi allarmi neutroni	< 6 in un periodo di 1 ore in continua rilevazione e fondo >0,2µSv/h
Probabilità di rivelazione n	99% equivalente a 100 falsi allarmi ogni 10.000 esposizioni
Intervallo di temperatura	-15 °C / + 45°C
Intervallo di umidità	Umidità relativa max. 95%
Durata batteria	12 ore in condizione di non allarme
Periodicità calibrazione	1 volta l'anno; controllo giornaliero delle funzionalità di identificazione degli isotopi con campioni certificati
Note:	Livello sonoro dell'avvisatore acustico: > 85 dB a 30 cm; Peso ottimale < 2 kg con buona impugnatura; L'allarme deve automaticamente resettarsi quando scende il livello del rateo di dose a valori normali.
Funzione	Specifiche tecniche previste
Tipologia sensore	<b>Fixed Portal monitor instrument</b>
Intervallo energetico	60 keV – 1,5 MeV (testato con <sup>241</sup> Am, <sup>137</sup> Cs, <sup>60</sup> Co, <sup>252</sup> Cf)
Velocità di attraversamento	Non specificata
Identificazione isotopi	Non richiesto
Livello di allarme gamma	Incremento di 0,3 µSv/h per 1 sec. sul livello di investigazione
Falsi allarmi gamma	1 ogni 1000 occupazioni con fondo >0,2µSv/h
Probabilità di rivelazione γ	99% equivalente a 100 falsi allarmi ogni 10.000 esposizioni
Livello di allarme neutroni	Flusso equivalente emesso da 0,01µg di <sup>252</sup> Cf (~ 20.000 n/s) per 5 sec. a 2 m di distanza dalla sorgente e con il sensore schermato dalle radiazione γ (< 1%).
Falsi allarmi neutroni	< 6 in un periodo di 1 ore in continua rilevazione e fondo >0,2µSv/h
Probabilità di rivelazione n	99% equivalente a 100 falsi allarmi ogni 10.000 esposizioni
Intervallo di temperatura	-25 °C / + 40°C
Intervallo di umidità	Umidità relativa max. 95%
Durata batteria	Alimentazione esterna
Periodicità calibrazione	1 volta l'anno; controllo giornaliero delle funzionalità con campioni certificati; sistemi di manutenzione automatica.
Note:	Si richiede l'implementazione di un sensore di occupazione e di velocità; Implementazione di sistemi di compensazione del fondo naturale per camion e bus.

TABELLA N.3

Norma:IEEE N42.35 accreditato ANSI	
DETECTION ZONE (D.Z.)	
<b>Pedestrian monitor</b>	
Altezza D.Z.:	2 m dal suolo
Larghezza D.Z.:	1 m con singolo pillar
Velocità di attraversamento:	1,2 m/s (~4,3 km/h)
<b>Veichle monitor</b>	
Altezza D.Z.:	da 0,25 m dal suolo sino a 5m
Larghezza D.Z.:	5 m con 2 o più pillars
Velocità di attraversamento:	8 km/h
<b>Rail veichle monitor</b>	
Altezza D.Z.:	da 0,25 m dal suolo sino a 5m
Larghezza D.Z.:	6 m con 2 o più pillars
Velocità di attraversamento:	8 km/h
<b>Package monitor</b>	
Altezza D.Z.:	1 m dal suolo
Larghezza D.Z.:	1 m con due pillars
Velocità di attraversamento:	1 m/s (~3,6 km/h)

TABELLA N.4

Radionuclide	Type test and evaluation test source activity*
<sup>57</sup> Co	93 µCi (3.5 MBq)
<sup>137</sup> Ba	23 µCi (0.85 MBq)
<sup>137</sup> Cs	16 µCi (0.6 MBq)
<sup>60</sup> Co	4 µCi (0.15 MBq)
<sup>228</sup> Pb	7 µCi (0.26 MBq)
<sup>241</sup> Am	462 µCi (17 MBq)
Neutron ( <sup>252</sup> Cf)	$2 \times 10^4$ n/s ± 20%

NOTES  
1—The actual activity of each source at the time of testing shall be within 20% of the value shown in Table 3. The uncertainty in the actual activity value shall be less than 10% (1σ).  
2—The neutron source should be encapsulated in 1 cm steel but otherwise unshielded.  
3—Units: 1 µCi = 37,000 Bq  
4—These activity levels are for testing only and are not indicative of the alarm set point or overall sensitivity of the monitoring system, which are established based on the ambient background and acceptable false alarm rate.

\*Source activity values are based on encapsulation in 0.25 mm wall thickness stainless steel. If the source is of a different construction it is required to have the same exposure rate as the listed source.

TABELLA N.5

Norma:IEEE N42.35 accreditato ANSI	
Funzione	Specifiche tecniche previste
Tipologia sensore	<b>Fixed Portal monitor instrument</b>
Intervallo energetico	60 keV – 2,6 MeV (testato con <sup>241</sup> Am, <sup>137</sup> Cs, <sup>60</sup> Co, <sup>252</sup> Cf)
Velocità di attraversamento	Variabile tra 1 m/s a 8 km/h; vedere tabella n.3
Identificazione isotopi	Non richiesto
Livello di allarme gamma e neutroni	Livello del fondo naturale deve esser compreso tra 5-20 µR/h; Incremento dell'esposizione come dato in tabella n.4 per un tempo minimo secondo quanto indicato dal costruttore per modalità di misura statica, mentre con velocità massime indicate in tabella n.3 per modalità di misura dinamica.
Falsi allarmi gamma/neutroni	< 1 ogni 1000 occupazioni con fondo < di 5 µR/h
Probabilità di rivelazione γ/n	90% equivalente a 10 falsi allarmi ogni 100 esposizioni; con intervallo di confidenza del 95% implica 59 allarmi ogni 60 passaggi
Note:	Tutti i componenti esterni devono essere appropriatamente marchiati con segnaletica che ne indichi la funzione. Si deve poter registrare e salvare i dati del monitoraggio e del fondo nonché i principali dati di allarme. Le sorgenti di neutroni di prova per le calibrazioni devono esser incapsulate in un contenitore di alluminio spesso max 1cm.

**TABELLA N.6**

<b>Norma: UNICEN 185 U54.04185</b>	
<b>Funzione</b>	<b>Specifiche tecniche previste</b>
Tipologia sensore	<b>Fixed Portal monitor instrument</b>
Intervallo energetico	40 keV – 1,3 MeV (testato con <sup>241</sup> Am, <sup>137</sup> Cs, <sup>60</sup> Co, <sup>252</sup> Cf)
Velocità di attraversamento	8 km/h
Identificazione isotopi	Non richiesto
Livello di allarme gamma/neutroni	Incremento di 3 deviazioni standard (3σ) sul fondo di riferimento
Probabilità di rivelazione γ /n	Con un intervallo di confidenza del 95% e tempi di integrazione di 3 sec., l'errore deve essere non maggiore del 20% con ratei paragonabili al fondo ambientale (~0,1 μGy/h) e spettro energetico tipico del fondo.
Sensibilità strumentale:	>180 kcps/(μGy/h) con risoluzione minima di 0,02 μGy/h; Intervallo max di misura del rateo espresso in kerma in aria compreso tra 0,05 μGy/h – 1 mGy/h
Periodicità calibrazione	2 volta l'anno presso centri SIT; controlli di funzionalità con sorgenti campione ogni 30 gg. (Campioni di <sup>137</sup> Cs con attività: 200-300kBq)
Note:	Gli elementi sensibili del sensore devono essere di materiale plastico scintillante di spessore minimo compreso tra 5-7 cm e superficie di 1m <sup>2</sup> . Durante le misure i veicoli che precedono devono sostare ad una distanza minima > 5m per evitare fenomeni di schermatura.

## **BIBLIOGRAFIA**

- [1] Radiazioni Ionizzanti, Annuario dei Dati Ambientali APAT, Volume I, Edizione 2003
- [2] RADIOACTIVITY IN SCRAP RECYCLING: MONITORING, DETECTING AND REGULATORY ISSUES, R. Gallini, V. Berna, A. Bonora - Agenzia Regionale per la Protezione dell’Ambiente (ARPA) della Lombardia, Dipartimento di Brescia, Italy.
- [3] Introductory Nuclear Physics, K. S. Krane – John Wiley & Sons 1988
- [4] Dossier 1999 “LA RADIOPROTEZIONE IN ITALIA”, La Salvaguardia della Popolazione e dell’Ambiente – ENEA.