POLITECNICO DI TORINO

Corso di Laurea Magistrale in
INGEGNERIA ENERGETICA E NUCLEARE

Tesi di Laurea Magistrale

“Gestione e ottimizzazione delle metodologie di caratterizzazione di materiali di risulta derivanti dal decommissioning di una centrale nucleare del tipo PWR”

Relatore:
Prof. Massimo Zucchetti
Prof. Mario De Salve

Tutor:
Ing. Fulvio Mattioda
Ing. Donatella Tarsia Morisco

Candidato:
Giovanni Buffa

ANNO ACCADEMICO 2019/2020

Indice

1. Introduzione
2. Nucleare in Italia
   2.1. Siti nucleari
   2.2. Decommissioning in Italia
   2.3. SOGIN S.p.A.
3. Radioattività e Spettrometria
   3.1. Decadimenti
      3.1.1 Alfa
      3.1.2 Beta
      3.1.3 Emissione di neutroni, protoni, cattura elettronica
      3.1.4 Gamma
   3.2. Introduzione alla spettrometria
      3.2.1. Strumenti usati
      3.2.2. Limiti di rilevabilità
      3.2.3. Tempo morto di conteggio
      3.2.4. Efficienza di rilevazione
      3.2.5. Risoluzione in Energia
      3.2.6. Gestione degli strumenti
4. Gestione delle radiosorgenti
   4.1. Riferimenti normativi
      4.1.1. Radionuclidi non sottoposti a controllo speciale
      4.1.2. Radionuclidi sottoposti a controllo speciale
   4.1. Destinazione d'utilizzo delle radiosorgenti
      4.1.1. Esempi di utilizzo di sorgenti
   4.2. Modalità pratiche di contabilizzazione dell'attività
      4.3.1. Formula di scarico
      4.3.2. Smaltimento e cessazione della detenzione
      4.3.2. Progetto di massima di un database
5. Applicazioni della Spettrometria Gamma
   5.1. Sistema Whole Body Counter, determinazione contaminazione interna
      5.1.1. Descrizione del sistema
      5.1.2. Esempi di spettri
      5.1.3. Taratura sistema WBC mediante fantoccio POK
   5.2. Caratterizzazione rifiuti e analisi campioni
      5.2.1. Strumenti usati
      5.2.2. Esempi di spettri e differenti radionuclidi
6. Gestione Materiali e Rifiuti
   6.1. Riferimenti normativi
   6.2. L'attività di riconfezionamento
      6.2.1. Descrizione e scopo dell'attività
      6.2.2. Provenienza e scopo dei campioni

6.2.3. Fattori di scala
6.3. Caratterizzazione
6.3.1. Metodologie di caratterizzazione
6.3.2. Materiali Non allontanabili
6.3.2.1 Strumentazione usata
6.3.3. Materiali Potenzialmente allontanabili
6.3.3.1 Strumentazione usata
7. Conclusioni sulle strategie operative adottate
8. Bibliografia e sitografia
9. Ringraziamenti
10. Allegati

Sommario

La gestione dei materiali di risulta provenienti da decommissioning di impianti nucleari, necessita di un'attenta pianificazione dalla produzione, fino al rilascio o confinamento definitivo degli stessi. Al fine di mettere a punto una corretta pianificazione, occorre conoscere per le varie fasi, la necessità di risorse (in termini di operatori, tempo e strumenti) da destinare alle varie attività. L'approccio che si presenta è dunque multi disciplinare, poiché ogni fase presenta specifiche richieste, e problematiche che possono interferire con le altre, nonché con altre attività presenti contemporaneamente nel sito. Il lavoro presentato in questa tesi, svolta in collaborazione con SOGIN, presso la centrale Nucleare Enrico Fermi, Trino Vercellese (VC), si concentra maggiormente sull'ottimizzazione delle modalità con cui si stabilisce la rilasciabilità dei materiali, e analizza le criticità di alcuni aspetti all'apparenza secondari, ovvero la gestione della strumentazione e delle radiosorgenti che, se trascurati possono causare grave intralcio alle attività di decommissioning.

Nella centrale Enrico Fermi e, in ogni sito in decommissioning, le attività che producono materiale di risulta sono ovviamente molteplici, alcune di manutenzione, definibili come ordinarie e alcune pianificate ad hoc relative al decommissioning vero e proprio. L’attività di riferimento per questa tesi è una di queste ultime, precisamente il riconfezionamento di rifiuti in nuovi fusti overpack, con relativa gestione delle risulte e del loro potenziale rilascio come rifiuti ordinari.

Abstract

Manage waste materials deriving from nuclear plants decommissioning, requires a careful planning from their production to the final release or confinement of them. In order to make a correct planning, it is necessary to know the resources necessary, (in terms of operators, time and tools) to be allocated to the various steps of the activity. The approach needed is therefore multi-disciplinary, since each phase presents specific requests, and problems that can interfere with the others, as well as with other activities present simultaneously on the site. The work in this thesis, carried out during an internship with SOGIN S.p.A., at the Enrico Fermi Nuclear Power Plant, located in Trino Vercellese (Italy), focuses on optimizing the ways in which the operators can decide if materials can be released from the site as ordinary waste or not. It analyzes the critical issues of some aspects that appears as secondary, this thesis focus on instruments and radiation sources that can have problems and seriously hamper decommissioning activities.

In “Enrico Fermi power plant”, and in general in every nuclear plant in decommissioning, there are many activities producing waste materials, some of them classified as ordinary, like maintenance, and others, projected ad hoc for a single aim, directly related to the decommissioning. In this thesis, for the decommissioning activities, the focus is on the repackaging of waste materials, activity that produce both radioactive and not radioactive waste material, the second can be potentially managed and carried out from the plant as ordinary waste.

1. Introduzione

L'utilizzo di energia nucleare per la produzione di energia elettrica avviene da circa 70 anni. Da ciò si deduce che molti impianti sono ormai non più utilizzabili per cui occorre pensare a strategie di decommissioning, in altre parole ad una gestione finalizzata allo smantellamento di impianti giunti a fine vita per rendere l'area che li ospita priva di vincoli. Quest'ultima fase si traduce nella rimozione di tutti i rifiuti presenti nelle aree in questione, nonché nella bonifica e demolizione (o se possibile riutilizzo) degli edifici presenti.

Nonostante in vecchi impianti fossero presenti attività di bonifica e demolizione già in precedenza, la prima formalizzazione in ambito Europeo relativa al decommissioning, si ha con la Direttiva Euratom 2011/70 (19 luglio 2011). Il cui obiettivo, consiste nella definizione di un quadro normativo, per la gestione di rifiuti radioattivi e combustibile nucleare esaurito.

Il recepimento di essa, obbliga gli stati membri a stilare un programma di decommissioning da sottoporre alla Commissione europea, cui occorre comunicare anche eventuali modifiche. Nel nostro paese la figura di riferimento è il ministero per lo sviluppo Economico.

In Italia, a seguito del referendum del 1987, nonostante il parco esistente non fosse soggetto ad esso, le 4 centrali in funzione sono state messe in stand by e successivamente fermate. Stessa sorte, in tempi differenti è toccata anche agli altri impianti relativi al ciclo del combustibile.

All'epoca del referendum l'esercente delle centrali italiane era l'SGN (Settore Gestione Nucleare), un ramo dell'ENEL, e così rimase fino al 1999 quando si decise di separare da ENEL il settore nucleare e venne creata SOGIN (Società Gestione Impianti Nucleari) col compito di mantenere in sicurezza le centrali e nel frattempo redigere i vari piani di decommissioning. Negli corso egli anni SOGIN ha acquisito, oltre alle 4 centrali, anche altri siti nucleari destinati al decommissioning, nella fattispecie impianti relativi al ciclo del combustibile e alcuni reattori di ricerca.

La gestione di un impianto nucleare è complessa e multi disciplinare. Oltre alle problematiche relative a un impianto ordinario, presenta anche problemi di radiazioni e di contaminazione radioattiva; la presenza di questi ulteriori fattori di rischio comporta controlli appositi delle aree di lavoro mediante l'utilizzo di una strumentazione ad hoc che necessita di essere mantenuta in efficienza. La prima parte di questa tesi descrive uno degli aspetti legati a tutto ciò, ovvero l'uso e la gestione di radiosorgenti e un'applicazione della spettrometria gamma nei controlli di routine di contaminazione interna dei lavoratori. Operazioni necessarie sia durante il normale esercizio degli impianti, sia durante la fase di decommissioning.

Prima di procedere allo smantellamento vero e proprio delle strutture e degli impianti contaminati, occorre però avere un'idea di quanti rifiuti si produrranno e di questi quanti potranno essere rilasciabili come ordinari. Durante gli anni di funzionamento e di mantenimento in sicurezza infatti, negli impianti nucleari sono state accumulate grandi quantità di rifiuti che, se non rilasciabili come ordinari, al fine di ridurne il volume e preservare una sicurezza nello stoccaggio, necessitano di essere trattati e condizionati. I suddetti rifiuti, in base alla provenienza e composizione vengono divisi per gruppi omogenei e trattati mediante super compattazione e successivo confezionamento dei fusti compattati in fusti più grandi detti overpack.

Nella seconda parte è trattata un'altra applicazione della spettrometria gamma, precisamente la caratterizzazione mediante analisi non distruttiva del contenuto di suddetti fusti dal punto di vista radiologico, nonché di tutti i rifiuti potenzialmente rilasciabili. Per questi ultimi, conoscendo la quantità di gamma emettitori, nonché i fattori di scala relativi al loro gruppo omogeneo di appartenenza, è possibile calcolare la radioattività totale presente e, confrontandola coi limiti di rilascio, discriminare quelli rilasciabili come rifiuti ordinari. Parallelamente, dovendo riaprire i fusti per il riconfezionamento sono stati prelevati campioni di materiale, tutti sottoposti a spettrometria gamma al fine di selezionare quelli su cui verranno effettuate in seguito analisi radiochimiche al fine di confermare i fattori di scala. La campagna di riconfezionamento a cui si fa riferimento in questa tesi è relativa alla sostituzione dei primi overpack con overpack nuovi di formato standardizzato e idonei ad un successivo condizionamento per stoccaggio definitivo.

Oltre all'obbiettivo di ripristinare l'integrità dei fusti, occorre anche poter decidere in tempi brevi se le risulte siano rilasciabili come rifiuti ordinari. Nell'ultima parte di questa tesi è riportata un'analisi della metodologia operativa adottata per effettuare suddetti controlli.

2. Il nucleare in Italia

Lo sviluppo del nucleare a fini pacifici ha inizio negli anni 50 del secolo scorso. Tra gli autori figura anche l'Italia che, con l'avvio di alcuni reattori di ricerca (RS-1 Avogadro, RB-11, ISPRA-1, RTS-1, ecc.) che toccavano più ambiti del nucleare, nonché la costruzione di tre centrali di potenza equipaggiate con le tre principali filiere di reattori disponibili all'epoca, ovvero PWR, BWR, GCR (Magnox). A fine anni '60 L'italia vantava il terzo posto su scala mondiale come produzione di elettricità da fonte nucleare. Lo sviluppo subisce una forte accelerazione e negli anni '70 in cui, oltre a 4 centrali operative e ai vecchi centri di ricerca, l'industria si espande ed entrano in funzione impianti relativi al ciclo del combustibile, si inizia a sperimentare il riprocessamento e il MOX e si dà il via alla costruzione di un prototipo di reattore veloce (PEC) e di un reattore HBWR (CIRENE). Il freno a tutto ciò, è stato posto col referendum del 1987 in seguito all'incidente di Chernobyl (1986).

Nonostante siano stati interrotti i programmi e si siano fermati tutti gli impianti, essi continuano ad esistere e necessitano di sorveglianza, manutenzione, il tutto unito alla necessità di formare nuovi operatori poiché col progressivo pensionamento di chi li ha eserciti si rischia di perdere la competenza necessaria al mantenimento in sicurezza e al successivo smantellamento di essi. Alla luce di ciò, si rende necessario lo studio e la messa in pratica di piani di decommissioning, ossia la gestione di impianti a fine vita, il loro smantellamento e la bonifica dei siti che li ospitano.

2.1. Siti Nucleari

Per siti nucleari, oltre alle centrali vere e proprie, si intendono anche tutti gli impianti e stabilimenti legati al ciclo del combustibile, del trattamento rifiuti e quelli legati alla medicina nucleare. Tralasciando gli ultimi citati che sono ancora in funzione, in questo capitolo viene fornita una panoramica sulle centrali e gli altri principali siti in stato di decommissioning gestiti dal gruppo SOGIN.

Nell'immagine sulla destra è riportata la localizzazione di essi.

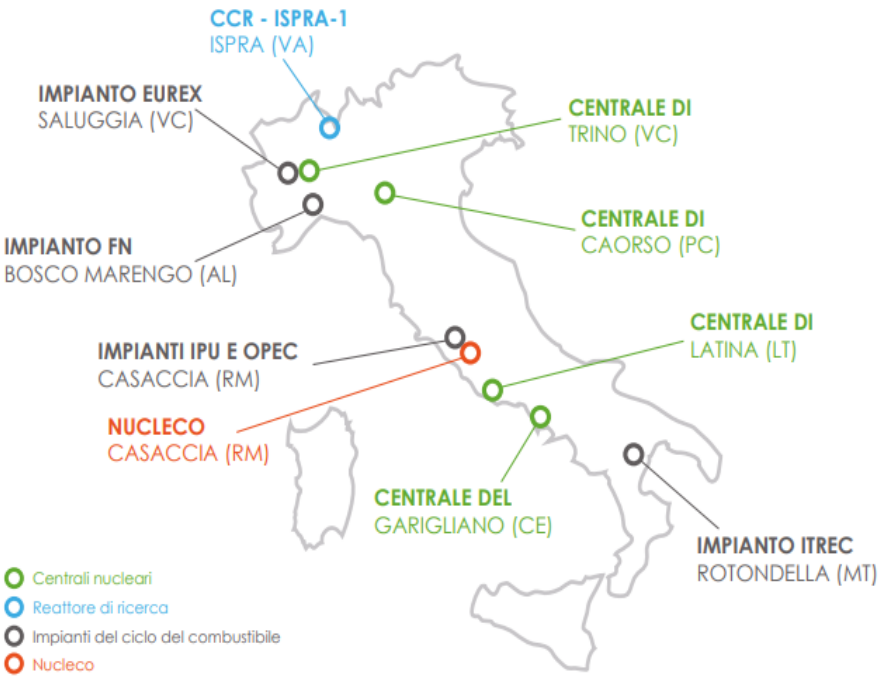


Figura 2.1 Siti in decommissioning in Italia (fonte: Bilancio di sostenibilità 2018, SOGIN)

2.1.1. Centrale di Latina

Figura 2.1.1 Centrale di Latina (fonte: SOGIN)

Situata a Latina (frazione Borgo Sabotino), ha iniziato l'esercizio commerciale nel 1963, è stata la prima centrale ad entrare in produzione commerciale in Italia e al momento della prima criticità era quella dotata del reattore più potente d'Europa. La centrale, dalla potenza di 200 MW netti, è equipaggiata con un reattore del tipo MAGNOX alimentato a uranio naturale, moderato a grafite e raffreddato a CO2. La sua produzione è terminata nel 1986 e la chiusura definitiva nel 1988.

2.1.2. Centrale "del Garigliano"

Situata a Sessa Auronica (CE), sul fiume Garigliano, è equipaggiata da un reattore BWR di prima generazione da 500 MW termici, il quale forniva 160 MW elettrici netti. Ha iniziato la produzione commerciale nel 1964 e la ha terminata nel 1978 per necessità di ammodernamento. Giudicati antieconomici gli interventi necessari; nel 1982 è stata disattivata definitivamente. La particolarità dell'impianto è l'edificio reattore a forma sferica realizzato in acciaio.

Figura 2.1.2 Centrale del Garigliano (fonte: SOGIN)

2.1.3 Centrale di Caorso

Figura 2.1.3 Centrale di Caorso (fonte: SOGIN)

Situata a Caorso (PC), sulle rive dell'Adda, è l'ultima delle quattro centrali ad essere entrata in servizio nonché la più potente in Italia (l'unica di grossa taglia), è equipaggiata da un reattore BWR-4 di seconda generazione con potenza termica pari a 2,65 GW e potenza elettrica netta pari a 870 MW. Ultimata nel 1978 ha iniziato la produzione commerciale nel 1981. È stata fermata nel 1986 e disattivata definitivamente nel 1990.

2.1.4 Centrale “Enrico Fermi”

Situata a Trino Vercellese (VC), sul fiume Po, è equipaggiata di un reattore PWR da 870 MW termici e forniva una potenza elettrica netta di 260 MW (fino al 1966 è stato il reattore più potente nel mondo). Attivata a fine 1964, ha iniziato la produzione commerciale nel 1965. È stata fermata nel 1987 per manutenzione ordinaria, non più riavviata e definitivamente chiusa nel 1990.

Figura 2.1.4 Vista della centrale Enrico Fermi (fonte: SOGIN)

Essendo un impianto del tipo PWR, era composta essenzialmente da due circuiti, primario e secondario. Su quest’ultimo, essendo privo di contaminazione radiologica, così come su molti sistemi ausiliari non più necessari, a partire dal 1999 sono iniziati i lavori di smantellamento e, ad oggi, è stato integralmente smantellato. Differente sorte tocca al circuito primario in quanto ovviamente era in parte contaminato o attivato, si trova all’interno del contenitore ed è composto da:

Figura 2.1.5 Spaccato della centrale Enrico Fermi (fonte: SOGIN)

- Reattore
- 4 pompe di circolazione
- 4 generatori di vapore
- Pressurizzatore
- Vari sistemi di sicurezza

Su di esso sono state effettuate operazioni di decontaminazione e caratterizzazione radiologica e, nel 2012, ottenuto il decreto di disattivazione sono iniziati i lavori di progettazione per le varie modalità di smantellamento. Oggi, salvo alcuni componenti di piccole dimensioni, non più necessari e facilmente rimovibili, è ancora tutto presente in quanto, una volta decise le strategie

con cui smantellare ogni singolo elemento, occorre adeguare le strutture, gli impianti tecnici (elettrico, idrico, ventilazione) e gli spazi al fine di poter operare in sicurezza.

2.1.5 Ex impianti ENEA di ricerca sul sito del combustibile

Figura 2.1.5 Impianto EUREX, Saluggia(VC) (fonte: SOGIN)

Questi comprendono l'impianto EUREX (Enriched URanium EXtraction) di Saluggia (VC) e gli impianti IPU (Impianto Plutonio) e OPEC (Operazione Celle Calde) di Casaccia (RM), nati per lo studio di elementi di combustibile irraggiato e riprocessamento dello stesso mediante il recupero di uranio e plutonio (processo PUREX); e l'impianto ITREC (Impianto di Trattamento e Rifabbricazione Elementi di Combustibile) di Rotondella (MT), nato per sperimentare il ritrattamento e eventuale riprocessamento di combustibile derivante dalla filiera Uranio-Torio.

2.1.6 Impianto "Fabbricazioni Nucleari"

L'impianto FN, situato a Bosco Marengo (AL), era un impianto costruito negli anni '70 dalla Fabbricazioni Nucleari SpA, che produceva elementi di combustibile nucleare Dal 1987 ha diversificato le attività, sfruttando le conoscenze sui materiali ceramici derivate dal campo nucleare in altri settori ceramici avanzati come quello delle protesi. Ha proseguito con le attività nucleari fino al 1995 per poi dedicarsi unicamente agli altri settori. L'impianto FN è stato il primo sito a raggiungere lo stato di Brown Field.

Figura 2.1.6 Impianto FN (fonte: SOGIN)

2.1.7 Reattore ISPRA-1

Il reattore ISPRA-1, situato nel centro di ricerca “JRC” (Joint Research Centre) di Ispra (VA), è un reattore del tipo “Chicago-Pile 5”, precisamente l’ultima versione di quella tipologia, della potenza di 5 MW. Costruito dallo CNEN tra il 1967 e 1968 è entrato in esercizio nel 1959, è stato il primo reattore di ricerca italiano. Ceduto a EURATOM nel 1963, è stato utilizzato in ambito di programmi Italiani ed europei per studi su nuovi materiali, sulla fisica del nocciolo e per la formazione di nuovi tecnici fino al 1973.

2.2. Decommissioning in Italia

Per decommissioning di un impianto nucleare si intende la sua ultima fase di vita, ovvero quella atta a riportare il territorio che lo ospitava nello stato di “green field” (prato verde), cioè nelle condizioni precedenti, senza vincoli o contaminazioni radiologiche. Di conseguenza occorre procedere alla caratterizzazione radiologica e alla decontaminazione, per quanto possibile, di componenti e strutture, al fine di poter lavorare in sicurezza. Parallelamente occorre pensare alla gestione dei rifiuti radioattivi, destinati in futuro al deposito nazionale, e non radioattivi, destinati ad essere recuperati e riciclati come tutti i materiali ordinari. La fase in cui tutti i rifiuti sono caratterizzati e stoccati in maniera tale da poter essere allontanati e trasferiti in un deposito definitivo quando disponibile viene detta “brown field”.

L’età media degli impianti nucleari nel mondo inizia ad essere abbastanza elevata, quindi molti di essi hanno raggiunto o raggiungeranno a breve la fine della loro vita utile. Inoltre inizialmente gli impianti, ovviamente tutti differenti fra loro, erano stati progettati senza tener conto delle difficoltà che sarebbero potuto sopraggiungere a fine vita durante lo smantellamento. Di conseguenza, il decommissioning rappresenta una sfida tecnico ingegneristica senza precedenti per lo sviluppo di soluzioni parallele, spesso uniche e non replicabili.

In Italia, a seguito del referendum del 1987, le tre centrali di Trino, Caorso e Latina sono state pose in stato di “custodia protettiva passiva”, (l’impianto del Garigliano aveva già subito la stessa sorte nel 1982 per altri motivi). La situazione rimane così fino al 1999, quando, si è abbandonata l’idea di un decommissioning differito preferendo il decommissioning accelerato. Nello stesso anno, a valle del decreto legislativo numero 79 del 16.03.1999 (decreto Bersani), il ramo nucleare dell’ENEL, viene scorporato e confluisce, assieme alle centrali, nella neonata SOGIN. Con gli anni sono confluiti in SOGIN anche altri impianti eserciti da altri enti o aziende e con essi parte del personale. Il piano complessivo di smantellamento degli impianti nucleari Italiani, è stato sottoposto da parte di SOGIN alla revisione da parte dell’Agenzia Internazionale per l’Anergia Atomica (AIEA) nel 2017 e dichiarato in linea con le pratiche internazionali nel 2018.

2.2.1. Sogin S.p.A

Come già accennato, SOGIN è una società a capitale pubblico che nasce nel 1999, col decreto Bersani, come ramo dell'ENEL. Nel 2000 diventa autonoma, acquisisce le quattro centrali nucleari, il personale e le strutture annesse, nonché una parte di dipendenti ENEA. Nel 2003 le vengono affidati anche gli impianti IPU, OPEC, ITREC ed EUREX, precedentemente eserciti da ENEA e nel 2005 l'impianto FN, sempre assieme a parte del personale impiegato precedentemente negli stessi impianti. Acquisisce inoltre nel 2004 il 60% di Nucleco SpA, ovvero la società nata nel 1981 da ENEA (40%) e Ambiente Spa del gruppo ENI (60%, quota rilevata Da SOGIN) per la gestione dei rifiuti pericolosi e radioattivi. Nel 2010 è stata infine incaricata di realizzare e successivamente gestire il deposito nazionale (DL 31 del 15.02.2010).

3. Radioattività e Spettrometria

La Radioattività di un elemento, è dovuta alla sua particolare configurazione nucleare o elettronica, la quale lo porta ad essere instabile. Al fine di raggiungere la stabilità esso si modifica (decade) in differenti modi emettendo radiazioni caratteristiche a seconda del tipo di nuclide e della reazione. Le radiazioni emesse possono essere, a seconda della loro natura, nucleari se emesse da reazioni che coinvolgono la modifica della specie atomica o del peso, (possono essere fotoni e/o particelle); o atomiche se emesse durante la diseccitazione dello strato elettronico esterno (si tratta solo di fotoni). La radiazione emessa è captabile dall'esterno e può essere utilizzata per analisi non distruttive sui materiali.

Innanzitutto occorre introdurre il concetto di radioattività, che sostanzialmente è l'emissione di radiazioni di vario tipo a seguito di una modifica spontanea della struttura del nucleo, o dello strato elettronico esterno, con l'obiettivo di raggiungere una configurazione di stabilità.

Modifiche spontanee al nucleo (decadimenti) si hanno quando l'interazione elettrodebole o forza elettromagnetica (repulsiva) supera in intensità l'interazione nucleare forte (che tende a tener unito il nucleo). Queste forze, crescono all'aumentare delle dimensioni del nucleo ma, oltre una certa dimensione, l'interazione nucleare forte aumenta più lentamente di quella debole fino a un punto in cui quella elettrodebole può superarla. Naturalmente questa soglia non è un confine esatto per tutti i nuclei conosciuti, infatti ci sono isotopi perfettamente stabili (dove l'interazione forte è in ogni caso superiore alla debole), energeticamente stabili (dove l'interazione forte supera la debole di fatto ma la struttura del nucleo non escluderebbe a priori il contrario, però non si è mai osservato il decadimento di essi, ne sono esempio alcuni isotopi dello Xe) e isotopoi radioattivi (dove l'interazione nucleare debole può superare la forte, la probabilità che avvenga è tanto maggiore quanto è minore l'emivita del radionuclide in esame).

La legge che descrive il decadimento radioattivo è detta *decremento esponenziale*, ed è stata formulata osservando sperimentalmente la variazione dell'attività nel tempo. Ci si è accorti, che osservando in due tempi differenti lo stesso campione il numero di decadimenti nel tempo diminuiva, ripetendo le osservazioni lasciando trascorrere lo stesso intervallo di tempo tra la prima e la seconda misura si poteva notare che, per Δt costante valeva una legge del tipo:

$$\frac{\mathbf{A(t1 + \Delta t)}}{\mathbf{A(t1)}} = \frac{\mathbf{A(t2 + \Delta t)}}{\mathbf{A(t2)}}$$

Quindi, il numero di decadimenti era proporzionale al numeri di atomi del radionuclide in esame presenti e seguiva la legge

$$\boldsymbol{A(t) = -\frac{dN}{dt} = \lambda N}$$

Dove N è il numero di atomi presenti, t è il tempo misurato in secondi e λ la costante di decadimento misurata in s^{-1}, A l'attività misurata in Bq.

Integrando l'equazione riportata in precedenza si ottiene la nota legge esponenziale

$$\boldsymbol{N = N_0 * e^{-\lambda t}}$$

Da cui si ricavano il tempo di dimezzamento **ln(2)/λ** e la vita media **1/λ** .

Nel S.I. l'attività si misura in Bequerel (Bq), dove un Bq indica un decadimento al secondo. In precedenza si utilizzava in Curie (Ci), pari a $3{,}7+10^{10}$ Bq, corrispondente all'attività di un grammo di radio.

3.1. Decadimenti

Fino ad ora si è parlato genericamente di attività, ma occorre differenziare i vari tipi di decadimenti: cosa emettono e con quale energia, se sono differenti decadimenti o se si tratta di un unico decadimento che termina tempi differenti, (in tal caso gli stati intermedi si definiscono metastabili e hanno una loro vita media). L'energia emessa, siasotto forma di particelle, sia sotto forma di fotoni si misura in eV (elettronvolt, 1 eV=$1{,}602*10^{-19}$ J) e suoi multipli, nella spettrometria gamma di norma si utilizza il keV.

3.1.1. Decadimento Alfa

Il decadimento alfa consiste nell'emissione, da parte di un nucleo pesante tipo l'uranio o il plutonio di una particella formata da due neutroni e due protoni, (un nucleo di He-4 detto particella alfa). La reazione è la seguente:

$$\boldsymbol{{}^{A}_{Z}X = {}^{A-4}_{Z-2}Y + {}^{4}_{2}He}$$

Dove X e Y sono le specie atomiche ante e post decadimento, A il numero di massa e Z il numero atomico.

3.1.2. Decadimento Beta

Il decadimento beta è tipico dei radionuclidi radioattivi leggeri, per esempio prodotti di attivazione o fissione. Anche questo decadimento causa la trasformazione di una specie atomica in un'altra.

Si distingue in “Beta –” e “Beta +” (osservato solo in radionuclidi artificiali) e riguarda l’emissione di un elettrone e un antineutrino oppure l’emissione di un positrone e un neutrino. Le reazioni sono

$$_{Z}^{A}X = {}_{Z+1}^{A}Y + \beta^{-} + \overline{\nu}$$

$$_{Z}^{A}X = {}_{Z-1}^{A}Y + \beta^{+} + \nu$$

La prima si ha quando un neutrone del nucleo decade in un protone, la seconda quando si hanno protoni in eccesso e uno di essi si trasforma in neutrone; la massa atomica resta invariata. Neutrino e antineutrino hanno probabilità di interazione con la materia estremamente bassa, di conseguenza la loro rilevazione è estremamente difficoltosa. Mentre l’elettrone può esistere libero in natura, il positrone invece, una volta emesso si ricombina con elettroni che trova lungo il percorso e avviene un’annichilazione, ovvero le due particelle si combinano trasformandosi in energia pura emettendo due fotoni, la cui energia totale è ovviamente pari alla somma delle masse di elettrone e positrone.

3.1.3. Emissione di Neutroni, Protoni, cattura elettronica

L’emissione di neutroni è tipica di alcuni elementi pesanti e può essere spontanea (per esempio nel Cm) o indotta (per esempio eccitando il Be), non altera il numero atomico ma diminuisce il numero di massa. L’emissione di protoni è un decadimento più raro rispetto a quello di neutroni. In questo caso si ha la diminuzione sia del numero atomico, sia del numero di massa. La cattura elettronica restituisce, sul nucleo che lo subisce, lo stesso effetto del decadimento “Beta +”, ma senza l’emissione del positrone; a differenza di quest’ultimo però, può avvenire anche in radionuclidi naturali.

3.1.4. Decadimento Gamma

A differenza dei precedenti, il decadimento gamma non coinvolge materia ed è la conseguenza del fatto che, a valle di un decadimento, il nucleo di un atomo resta in uno stato fortemente eccitato, che in brevissimo tempo si riassesta rilasciando un fotone (per esempio il Cs-137) o più (per esempio il Co-60) con un’energia caratteristica (o differenti energie, ognuna con relativa probabilità). Nel caso in cui l’emissione gamma avvenga in tempi differenti dal decadimento, si dice che il nucleo si trovava in stato metastabile; questi ultimi possono essere definiti decadimenti gamma veri e propri.

Non è impossibile che l'eccitazione residua sia localizzata nello strato di elettroni esterno e non nel nucleo. In questo caso il fotone emesso, con una sua energia caratteristica, è definito X e la radiazione non è propriamente detta nucleare ma atomica.

I raggi gamma (e X) hanno un elevato potere penetrante nella materia, di conseguenza escono anche facilmente dai materiali che si intende studiare e sono appunto questi che vengono rilevati e utilizzati per identificare i radionuclidi eventualmente presenti in un materiale. Più è accurata la misura dell'energia del fotone, più accurata è l'identificazione della specie atomica responsabile dell'emissione, (in seguito verrà riportato un caso di misura che può rivelarsi difficoltosa).

3.2. Introduzione alla Spettrometria

La determinazione anche solo qualitativa dell'attività di un materiale, senza effettuare su di esso prove distruttive, è un'operazione abbastanza complessa in quanto, specialmente nel caso in cui essa derivi da più radionuclidi (come quasi sempre accade in caso di rifiuti).

Le "firme" dei radionuclidi che possono essere "lette" dall'esterno, sono i fotoni emessi e la loro energia, la cui determinazione passa dalla conoscenza con del modo cui i fotoni stessi interagiscono con la materia di cui è composto il rivelatore utilizzato.

Esistono differenti tipi di interazioni tra particelle e materia nonché tra fotoni e materia, in questa tesi ci si concentreà sull'uso dei fotoni.

Il fotone, interagendo con la materia può causare principalmente:

- Effetto fotoelettrico: studiato e utilizzato già dal 1800 (in quel caso dovuto ad altri fenomeni), la sua spiegazione valse il premio Nobel a Einstein nel 1900. Il fotone colpisce un atomo bersaglio e se cede sufficiente energia (superiore all'energia di legame) libera un elettrone, avviene per lo più a basse energie dei fotoni. Al loro aumentare, il fenomeno viene affiancato ad emissioni di raggi X a causa del coinvolgimento degli strati orbitali più interni e causando possibile fluorescenza (emissione di elettroni o raggi x non direttamente causati dal fotone incidente). La probabilità di questo effetto è legata alla frequenza del fotone, quindi è maggiore alle basse energie.
- Effetto Compton: si tratta di una diffusione della radiazione. Il fotone che urta un nucleo devia la traiettoria e cede una parte di energia al nucleo stesso, occorre tenerne conto nei problemi di radioprotezione. Questo effetto ha una probabilità dipendente da Z/A, quindi è presente per lo più nel caso di interazioni con atomi dal numero atomico intermedio.
- Produzione di coppie: nel caso in cui il fotone incidente sia ad alta energia, (almeno il doppio della massa dell'elettrone a riposo, ovvero maggiore di 1.02 MeV), può accadere che tutta l'energia venga rilasciata per formare una coppia elettrone positrone, la quale annichilandosi emette due raggi gamma in direzioni opposte, (con energia pari alla metà del fotone incidente), i quali possono avere gli altri fenomeni di interazione in seguito. La

probabilità è proporzionale a Z^2, quindi maggiore per le sostanze con elevato numero atomico

Qualunque sia il materiale bersaglio, ciò che si studia è il comportamento, solitamente la variazione momentanea delle sue proprietà elettriche quando è esposto a radiazioni. È immediato dedurre che le energie la cui determinazione è più difficoltosa sono quelle la cui probabilità di causare un fenomeno o un altro sono comparabili. In seguito verrà riportato un esempio.

3.2.1 Strumenti usati

Figura 3.2.1 a Un detector al germanio raffreddato mediante in ciclo frigorifero diretto, prodotto da ORTEC in dotazione a SOGIN, questo tipo, con gli opportuni collimatori, è utilizzato in un sistema di controllo finale dei materiali destinati al rilascio

Le prove non distruttive oggetto di questa tesi si effettuano concentrandosi sull'emissione di raggi gamma. Le maggiori difficoltà dal punto di vista puramente strumentale sono riscontrate in:

1) Differenti energie di emissione: ogni tipologia di strumento offre una sensibilità e precisione differente alle differenti energie.
2) Geometria del detector: il detector di norma non può vedere l'intera sorgente. Questo fatto, unito a uno più grave, vale a dire, la presenza di possibili anisotropie nell'efficienza di rilevazione, introduce una fonte di errore o, se il fenomeno è noto, comunque causa una riduzione della sensibilità.
3) Differente efficienza di rilevazione per attività troppo elevate (conteggi persi perché interazioni radiazione-detector avvenuta nel tempo morto di conteggio) o troppo basse (che possono essere confuse con altri fenomeni rari oppure, avere l'interazione proprio nel tempo morto).
4) Non tutti i radionuclidi presentano emissioni con picchi marcati ad una specifica energia e può anche accadere che due differenti nuclidi abbiano picchi molto vicini, tanto da essere confondibili tra di loro. Al fine di mitigare questo problema occorre conoscere la risoluzione in energia dello strumento usato e nel caso sia insufficiente per la misura voluta occorre prevedere altri metodi di misura, metodi di correlazione o, altri strumenti specifici per il caso in esame. Questo è l'aspetto più problematico.

Nel lavoro di questa tesi sono stati utilizzati a tale scopo detector al germanio, (precisamente germanio iperpuro drogato con litio), prodotti da ORTEC e CANBERRA (Mirion Technologies) abbinati ad analizzatori multicanale da 8000 canali. Purtroppo essi non sono immuni dai 4 punti sopra elencati e a seconda della condizioni d'uso, del singolo detector e del fondo hanno prestazioni differenti. Per funzionare correttamente, i rilevatori al germanio, richiedono di essere mantenuti a basse temperature e per ottenere questo esistono differenti tipi di criostato, i principali sono quelli funzionanti ad azoto liquido oppure mediante cicli termoelettrici diretti. I primi presentano l'inconveniente di necessitare di ricariche e potenziali perdite che possono danneggiare il detector, e il sistema che mantiene l'azoto n stato liquido è ingombrante; i secondi da un lato richiedono meno manutenzione, dall'altro richiedono energia elettrica in quantità leggermente maggiori, hanno un costo leggermente superiore ed essendo un unico pezzo in caso di guasto del criostato o del detector occorre comunque intervenire sull'intero sistema.

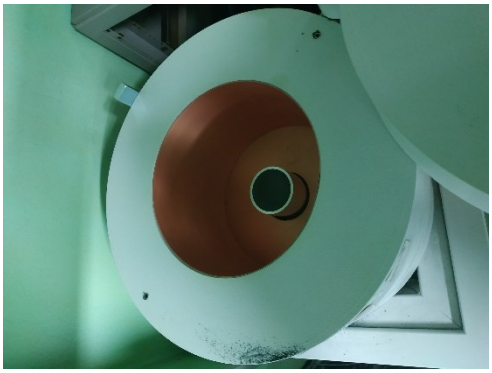


Figura 3.2.1 b Detector all'interno di un pozzetto a basso fondo, la schermatura è in piombo, il rivestimento interno in rame è utile per ridurre fenomeni di fotoluminescenza che causerebbero interferenze nelle acquisizioni

Figura 3.2.1 c Particolare del sistema di raffreddamento termoelettrico diretto di un detector Canberra

Figura 3.2.1 d Spettrometro portatile

La geometria dei detector è pressoché la stessa per tutti, ovvero cilindrica, ciò che cambia sono i sistemi di raffreddamento, dove essi sono localizzati e se sono fissi o portatili.

3.2.2. Limiti di rilevabilità

Nella maggior parte dei casi, quando si analizzano materiali ai fini del rilascio, occorre stabilire se c'è o non c'è attività, e nel caso, quanto essa deve essere bassa per non essere vista dallo strumento (o dal metodo di misura scelto). In altre parole occorre determinare i limiti di rilevabilità per attività molto bassa, vicina al fondo naturale. In generale, la minima concentrazione rivelabile MDC, Minimum Detectable activity Concentration, o minima attività rilevabile, MDA, Minimum Detectable Amount, rappresentano rispettivamente la minima concentrazione di attività in un campione e la minima attività totale nel campione stesso che uno strumento o un metodo è in grado di rivelare, con un certo livello di confidenza, solitamente il 95%. Questi limiti non sono assoluti, dipendono dal tipo di strumento, dalla sua efficienza, dai conteggi di fondo e dal tipo di radionuclide che si vuole misurare.

Essendo i conteggi ciò che uno strumento registra materialmente, i limiti di rilevabilità in realtà si applicano sudi esso e quindi è necessario determinare un livello critico Lc, al di sopra del quale si

può ritenere ci sia attività con la confidenza voluta. Nel determinare il livello critico, si accetta una probabilità del 5% di commettere un errore di Tipo 1 (falso positivo), ovvero trovare attività quando questa non c'è.

Definendo Cf i conteggi di fondo e Cb i conteggi del banco (campione identico a quello in esame ma sicuramente senza attività), con relative deviazioni standard σ_f e σ_b non considerabili nulle a priori, essi dovrebbero eguagliarsi ma, in seguito alla propagazione dell'errore esiste una deviazione standard σ_0 non nulla su un conteggio medio netto nullo tra fondo e bianco.

La formulazione ci Lc è:

$$\mathbf{Lc = k_\alpha * \sigma_0}$$

Dove ka è il livello di confidenza della distribuzione di probabilità normale a una coda 1-α, posto α pari a 0.05 allora k_α è pari a 1.645; di conseguenza Lc = 2.33 * σ_b. Essendo Lc un valore netto, per confrontarlo con quello materialmente letto, occorre sommarlo al valore di fondo e si ottiene Il limite di rilevabilità, indicato con Ld, che rappresenta quel conteggio lordo a cui, se si sottrae il conteggio del fondo si è quasi sicuri che si abbia un valore netto superiore a Lc.

Assumendo invece una probabilità di errore di Tipo 2, (falso negativo), a cui si accetta una probabilità β pari a 0.05, ed esiste una deviazione standard sui conteggi del campione σ_s e un conteggio relativo al campione Cs che deriva dal conteggio letto a cui si sottrae il valore medio del conteggio di fondo. L'espressione del livello critico diventerebbe

$$\mathbf{Lc = k_b * \sigma_s}$$

di conseguenza, approssimando $\sigma_d = \sigma_f$ e $\sigma_0 = 2\sigma_b^2$, risulta lecito scrivere:

$$\mathbf{Lc = 2.71 + 4.65 * \sigma_b}$$

ma, per fondo molto bassi, σ_b può essere considerato nullo e come consiglia il NUREG, secondo una distribuzione dei conteggi del tipo Poissoniano è lecito scivere:

$$\mathbf{Lc = 3 + 4.65* \sigma_b}$$

L'MDA, è direttamente collegato con Lc, dala semplice formula:

$$\mathbf{MDA} = \frac{\boldsymbol{Lc}}{\boldsymbol{k*t}} = \frac{\mathbf{3 + 4.65* \sigma_b}}{\boldsymbol{k*t}}$$

Dove t è il tempo di acquisizione e k una costante di proporzionalità che dipende dall'efficienza assoluta del rivelatore (attività reale/conteggi letti).

3.2.3. Tempo morto di conteggio

Un'altra grandezza da tenere in considerazione è il cosiddetto tempo morto di conteggio, ovvero il tempo necessario al rilevatore per essere di nuovo operativo dopo una rilevazione. Tale grandezza rappresenta anche definibile come il minimo tempo che deve passare tra un'interazione e la successiva perché lo strumento le veda come differenti, (in caso contrario può essere vista una sola delle interazioni o più interazioni possono essere viste come un unico conteggio avente energia pari alla somma delle energie delle emissioni rilevate). In caso di tempo morto lungo, si hanno problemi nella misura di attività elevata o comunque nel caso in cui l'intervallo che trascorre tra due potenziali conteggi sia paragonabile a esso. In seguito verrà illustrato un caso in cui, oltre che l'elevato tempo morto, si è riscontrato un falso positivo.

In caso di tempo morto elevato, (di norma per elevato si intende un tempo morto superiore al 5%), un problema che può presentarsi sono i picchi somma, ovvero rilevazioni di più fotoni come uno unico ad energia superiore. Nel caso di emissioni ad alta energia ovviamente i picchi dati dalla somma di più conteggi sono di relativamente facile identificazione e opportunamente trattabili, ma questa operazione non si presta bene nel caso di picchi "somma" aventi energia vicina ad altri picchi questa volta corrispondenti all'attività di un differente nuclide, in quanto risulta complicato discriminare il picco "somma" dal picco causato da un unico conteggio. Questo problema si manifesta specialmente nell'identificazione di elevate attività con emissione a bassa energia, in quanto sono quelle che causano maggiormente il fenomeno sopra descritto.

3.2.4 Efficienza di rilevazione

Per un'efficace rilevazione riguardo alle energie di emissione, occorre conoscere come uno strumento, (insieme di detector e analizzatore multicanale), risponde ad esse utilizzando come prova diverse sorgenti ad attività ed energie di emissione note e, di conseguenza, è nessario introdurre dei fattori di correzione per le letture su tutte le energie che esso è in grado di misurare. Ad una prima valutazione, è necessario ricordare che per la stessa tipologia di strumento, maggiore è l'intervallo di energie di cui occorre tener conto, e minore è la risoluzione in energia in quanto il numero di canali di acquisizione atti a discriminarle esse non può essere infinito. Il problema della risoluzione è esposto in seguito.

Parlando di efficienza vera a propria, un rilevatore è caratterizzato da un'efficienza assoluta ε_a (radiazioni rilevate/radiazioni emesse dal campione), una intrinseca ε_i (radiazioni rilevate/radiazioni che colpiscono il detector) e una geometrica $\Omega/(4\pi)$ (ipotizzando l'emissione del campione come isotropa, Ω rappresenta l'angolo solido sotteso dal detector); naturalmente $\varepsilon_a=\varepsilon_i*\frac{\Omega}{4\pi}$.

Per quanto riguarda la geometria, vi sono due metodi principali per tenerla in considerazione. Uno, è realizzabile con qualsiasi detector e in ogni sito attrezzato per manipolare radiosorgenti non sigillate. Si tratta della creazione di geometrie, ripetibili poi quando occorre analizzare campioni, a comportamento noto e verificare la risposta del detector ad esse. Noto il comportamento teorico della sorgente, è immediato calcolare l'efficienza totale del detector alle varie energie e correlare quindi ai conteggi registrati quelli teorici a cui associare l'attività che li causa. Ovviamente questo metodo è limitato dal fatto che non è possibile creare infinite geometrie di prova. È necessario considerare, che in caso di analisi preliminari di campioni solidi, non sempre è del tutto necessario e o possibile replicare le geometrie create durate le tarature, e soprattutto si può aver a che fare con matrici differenti, in questi casi essere sufficiente avere campioni di forma simile e utilizzare, tra le efficienze empiriche create, quella che si presta meglio allo scopo dell'analisi, (per esempio la più cautelativa in caso di controlli preliminari di sicurezza).

Figura 3.2.4 a Esempio di geometria di prova, flacone sigillato da 200 ml pieno di liquido

Figura 3.2.4 b Esempio di campioni di rifiuti su cui si necessitava solo di un'analisi qualitativa, ai fini dei calcoli sono stati approssimati a dei cilindri e la matrice a stoffa (campione a sinistra) e gomma (campione a destra), come densità si è presa quella apparente (che è quella che descrive il comportamento nei confronti dell'assorbimento di radiazioni) calcolata empiricamente.

L'altro metodo è più versatile, poiché non richiede la creazione materiale di geometrie di prova e del calcolo empirico di efficienza, e si presta quindi anche all'analisi di geometrie create ad hoc per ogni campione. Però esso richiede una maggiore conoscenza del comportamento del detector, eventuali anisotropie e eventuali comportamenti anomali sotto particolari condizioni. Tale conoscenza è acquisibile solo mediante procedure particolari dette di "caratterizzazione del cristallo" non effettuabili in sito. Nella centrale di Trino sono presenti cristalli prodotti da due fornitori, precisamente ORTEC e Canberra. Per entrambi i sistemi, è possibile calcolare le efficienze in funzione delle geometrie create ad hoc con software proprietari, ed elaborare le calibrazioni inefficienza mediante ISOTOPIC (ORTEC) e ISOCS (Canberra). Nel caso di software Montecarlo puri, l'unico limite è nella definizione parametrica della geometria, però è presente una criticità, ovvero la necessità di un enorme mole di calcoli alfine di determinare correttamente l'efficienza. I software citati in precedenza non utilizzano un metodo Montecarlo puro ma lavora parzialmente in maniera analitica, come conseguenza pagano lo scotto della minor libertà (teorica) sulla creazione di geometrie, ma hanno 2 pregi, il primo è una maggiore velocità di calcolo dell'efficienza stessa (per geometrie non complesse di norma è molto al di sotto del

minuto), e il secondo di poter contare sulla creazione delle geometrie e relative matrici di facile in maniera immediata, per cui si prestano bene anche alla creazione di efficienze ad hoc nel caso si abbia a che fare con geometrie e matrici di materiali non eccessivamente complesse. Occorre sottolineare, che ogni cambiamento di forma e dimensione della geometria del campione comporta un cambiamento dell'efficienza assoluta dello strumento.

La creazione analitica o statistica (Monte Carlo) dell'efficienza relativa a una geometria, richiede che si conosca il comportamento del detector in funzione dell'angolo di incidenza e della parte di volume attivo convolta, nonché delle eventuali anisotropie di rilevazione; in altre parole occorre disporre di un detector caratterizzato che, specialmente per strumentazione datata, non è sempre possibile. Un detector, che sia caratterizzato o no, come si vedrà in seguito potrebbe avere comportamenti anomali nei confronti di alcuni picchi di emissione. Questa problematica verrà trattata in seguito.

Figura 3.2.4 c Esempio di curva di efficienza creta interpolando i punti trovati empiricamente. L'efficienza mostrata nel grafico è una di quelle utilizzate nel sistema WBC

3.2.5. Risoluzione in energia

Per quanto riguarda la risoluzione in energia non sono possibili molte azioni correttive se non l'uso di rilevatori più sensibili uniti ad analizzatori con un maggior numero di canali, o in alternativa l'uso di più strumenti ognuno utilizzato nella maniera per cui esso è ottimizzato (per esempio intervalli inferiori di energie analizzate oppure test specifici), con conseguente aumento del tempo necessario ad effettuare la misura. Questo problema è il più difficile da trattare perché può indurre falsi positivi o errori di identificazione del radionuclide, quindi occorre approntare procedure di misura ad hoc per verificare la loro presenza o assenza. In seguito sarà illustrato un caso in cui si presenta un problema simile.

3.2.6. Gestione degli strumenti

Figura 3.2.6 Uno dei detector della macchina utilizzata per effettuare spettrometrie gamma (caratterizzare) ai fusti di rifiuti stoccati durante una verifica della calibrazione in energia, il piccolo recipiente bianco contiene una sorgente a bassa attività con radionuclidi aventi picchi di emissione gamma a differenti energie. (Nello specifico si tratta di una soluzione di AM-241, Cs-137, Co-60)

L'ultima (ma estremamente importante) attività considerata legata alla spettrometria, è la gestione degli strumenti. Questi infatti, oltre che essere usati necessitano da un lato di normale manutenzione, come per esempio la ricarica dell'azoto in quelli raffreddati ad azoto liquido prima che scenda sotto un determinato livello, la pulizia delle griglia di areazione, la pulizia del detector e del pozzetto. Dall'altro una verifica che il loro funzionamento sia costante e i valori che essi misurano siano corrispondenti a quelli reali. Quest'ultima operazione è detta controllo funzionale o QA (Quality Assurance), e viene effettuata mensilmente su tutti gli spettrometri. Si tratta di una breve acquisizione di uno spettro di emissione di un sorgente nota, e si verifica che lo strumento mantenga le calibrazioni in energia ed efficienza. A cadenza triennale, viene effettuata anche la calibrazione in efficienza (taratura) con lo scopo di verificare che l'efficienza del detector non sia cambiata, e nel caso tenerne conto nelle nuove curve di efficienza. La calibrazione in energia viene effettuata al momento della taratura e ogni qualvolta si riveli necessaria.

Tutto questo preambolo è necessario per introdurre le difficoltà che si possono presentare durante le operazioni di caratterizzazione dei materiali. La caratterizzazione è quell'operazione atta a determinare il livello di attivazione e contaminazione radioattiva dei materiali in esame al fine di classificarli nelle varie categorie riportate dalla normativa.

4. Gestione delle radiosorgenti

Nella gestione dei materiali in un sito nucleare in disattivazione, la maggior parte delle energie è concentrata nella gestione dei rifiuti costituiti da materiali potenzialmente attivati o contaminati provenienti dallo smantellamento di esso; l'operazione principale che avviene su di essi è la caratterizzazione, che si effettua mediante prove distruttive o non distruttive utilizzando appositi strumenti. Per l'uso di questi ultimi, occorre conoscerne la risposta, necessitano quindi di tarature (garanzia che le misure abbiano un incertezza minore di un valore soglia) e calibrazioni (regolazioni dello strumento tarato per ottimizzarne l'uso specifico, per esempio la misura del fondo), o anche semplici verifiche di funzionamento; queste operazioni vengono effettuate mediante l'uso di sorgenti radioattive certificate, o comunque dal comportamento noto.

Questo capitolo si riferisce a queste ultime in quanto, rispetto ai materiali di risulta che vanno a formare i rifiuti, necessitano di un a gestione differente; apparentemente più semplice, visto che la loro composizione è nota a priori, ma durante la gestione di esse possono sorgere molti errori durante la loro contabilità.

Per soggetti idonei all'esercizio di radiosorgenti, la burocrazia che ne regola l'entrata in possesso, e la detenzione non è complessa, così come l'eventuale smaltimento integrale della singola sorgente come rifiuto se tutta la parte relativa a questa fase fosse demandata a un soggetto terzo autorizzato. La parte delicata si ha nella contabilizzazione dell'attività in sito attribuibile alle sorgenti stesse, per il motivo che alcune di esse, in funzione del loro stato fisico (liquido o gassoso) e del loro uso (per esempio traccianti) sono frazionabili e i loro "frammenti" vengono smaltiti dopo l'uso di volta in volta non tutti nella stessa maniera.

4.1. Riferimenti normativi

In Italia, la prima regolamentazione ufficiale relative alle sorgenti radioattive deriva dal recepimento dell'articolo 197 del Trattato della Comunità europea dell'energia atomica, avvenuto mediante la legge n.1203.1957 e prende forma con la legge 1860.1962, completata dall'articolo 30 del D.P.R.185.1964 e col D.M.27.07.1966; con le quali si sono fissate le modalità di denuncia, e eventuali limiti di detenzione al di sotto dei quali gli esercenti sono esenti dalla stessa. Suddette norme nel tempo, hanno subito integrazioni e revisioni frutto di recepimento di direttive EURATOM, cambiamenti negli organi di controllo, nonché semplificazioni procedurali o modifiche dettate dal cambiamento dell'assetto industriale italiano in ambito nucleare. Oggi la legge di riferimento si ha nel D.lgs.230.95, con piccole modifiche apportategli dal D.lgs.241.2000 e dal D.lgs.257.2001, a cui si aggiunge il D.M.28.09.2011 che si estende espressamente alle radiosorgenti contenenti radionuclidi fissili. Tutti questi riferimenti, trattati più nello specifico nei capitoli seguenti, forniscono le modalità e le tempistiche con cui è necessario effettuare le varie denunce di detenzione, cessata detenzione e denunce annuali.

Considerazioni a parte sono necessarie per radiosorgenti contenenti radionuclidi fissili in quanto, essi sono sottoposti a controllo speciale da parte di EURATOM. Queste ultime sono trattate esplicitamente in un capitolo a parte.

4.1.1. Radionuclidi non sottoposti a controllo speciale

Le radiosorgenti non contenenti radionuclidi fissili non sono soggette a controllo speciale, di conseguenza le normative di riferimento sono quelle nazionali, precisamente si tratte di:

- Art 3, legge 1860 del 31 dicembre 1962
- Art 1 del DPR 1704 del 30 dicembre 1965
- Articoli 1,2,5 del DM 27/07/1966
- Articolo 1 del DM 25/9/1982
- D.Lgs.230.95

Tutti quelli precedenti sono confluiti nel D.Lgs. 230.95 (che ha anche unificato norme relative alla radioprotezione) e nei successivi decreti citati in precedenza, come prescritto da suddette norme, le denunce a cui le sorgenti sono soggette devono effettuarsi presso enti nazionali (MISE, ISIN) e locali (ASL, Vigili del Fuoco, Direzione Territoriale del Lavoro) di competenza in base alla localizzazione del sito in cui sono detenute le sorgenti. Esercenti idonei alla detenzione che detengono sorgenti la cui somma di attività supera certi limiti, o singole sorgenti che data l'elevata attività contenuta non sono esenti da denuncia, sono tenuti a denunciare il possesso delle stesse. La denunce in questione devono essere contabilizzate in attività, sono da effettuarsi naturalmente al momento in cui se ne viene in possesso e quando si cessa la detenzione e, presso gli enti nazionali, all'inizio di ogni anno, occorre anche ripresentare denuncia di quelle in possesso aggiornando l'attività di esse al 31 dicembre dell'anno precedente. Per la gestione delle cessate detenzioni, occorre un analisi più approfondita in quanto, a seconda della natura delle sorgente, essa può avvenire di fatto in più modi ma, a livello di normativa, per quanto siano previsti differenti modalità in cui l'attività possa decrescere, e ogni caso possibile può essere ricondotto a una di esse, non è precisato come trattare burocraticamente tutti i casi.

I casi più comuni sono trattati nel paragrafo relativo alla gestione pratica, particolare attenzione si pone al caso relativo ad alcune sostanze, di fatto assimilabili a radiosorgenti poiché contenenti radionuclidi, la cui particolare destinazione d'uso non le rende tanto assimilabili a materiali di riferimento quanto a materiali di consumo.

4.1.2. Radionuclidi sottoposti a controllo speciale

Un radionuclide è detto fissile se interagendo con un neutrone a bassa energia subisce una reazione di fissione e, oltre ai prodotti di fissione, produce più neutroni rispetto a quelli necessari per la fissione stessa, il altre parole contribuisce ad alimentare la reazione a catena. In natura, in concentrazioni tali per cui sia ragionevolmente recuperabile, di fissile esiste solo L'U-235, (circa lo 0.7% dell'uranio naturale). Gli altri fissili di cui si può disporre sono tutti prodotti artificialmente in reattori nucleari o acceleratori, molti transuranici sono fissili o presentano comportamento assimilabile (ne sono esempio esempio alcuni isotopi di Cm, Am, Np, Cf, Pu), ma i principali sono U-233 e Pu-239. Di tutti i radionuclidi fissili o potenzialmente tali, quelli soggetti a controllo speciale sono U-233, U-235 e Pu-239. I detentori di materiali di questo tipo, nel caso in cui ne possiedano quantità oltre i limiti definiti, sono sottoposti a controllo speciale.

Di conseguenza, nonostante la singola sorgente, data l'esigua quantità di elemento presente, non è detto che sia soggetta a controllo, comunque concorre al raggiungimento della quantità limite per cui il soggetto detentore viene sottoposto allo stesso. A quel punto tutte le sorgenti costituite da radionuclidi fissili, assieme agli altri materiali contenenti fissili eventualmente posseduti, passano da una gestione come normali radiosorgenti a una gestione mediante partite omogenee (sistema utilizzato da EURATOM per i materiali sottoposti a controllo speciale); per esse quindi si rende necessaria una gestione con conseguente contabilità separata delle stesse. Per una sorgente che rientra in una partita omogenea non vi è obbligo di denuncia ordinaria e, la quantità di radioattività non si contabilizza in attività ma in massa di elemento fissile. Per le radiosorgenti utilizzate ad esempio nelle tarature o per campioni, di norma le masse in gioco sono molto piccole; in questi casi, per i soggetti sottoposti a controllo speciale a causa di quantità complessive oltre la soglia, è stato previsto che se la singola sorgente (o partita omogenea) abbia una massa inferiore a 10^{-5} g di elementi fissili, la denuncia sia da effettuarsi solo relativamente al possesso delle stessa, (indicando nelle denunce a EURATOM, per la partita omogenea in questione una massa pari a 0.00000 g di fissile).

Per completezza di trattazione, per quanto questo paragrafo non sia esaustivo relativamente ai contenuti e gli scopi dei trattati EURATOM occorre notare che, sempre secondo i trattati, non vengono sottoposti a controllo speciale, materiali contenenti radionuclidi fissili destinati a prodotti finiti per utilizzi non nucleari, con concentrazione inferiore a quella dell'uranio naturale, e/o nei casi in cui la massa fissile non è agevolmente separabile dalla matrice che di fatto le rende inutilizzabile come tale. Ne sono esempio quantità limitate di minerali grezzi di uranio (che senza presentare particolari problemi possono anche trovarsi in collezioni di minerali), il vetro all'uranio (utilizzato in passato per produrre soprammobili o bicchieri particolari) e anche materiali da costruzione e oggetti di uso comune prodotti da materie prime naturali.

4.2. Destinazione di utilizzo delle radiosorgenti

Per un sito che maneggia materiali radioattivi le radiosorgenti, a seconda della loro natura, sono a tutti gli effetti strumenti o materiali di consumo. Da ciò si deduce che qualunque sia la sua natura, una radiosorgente è prodotta ad per uno scopo preciso. In funzione di esso variano la natura chimica e lo stato fisico del materiale di cui sono costituite, nonché la geometria con cui il radionuclide è distribuito.

A seconda dello stato fisico, le radiosorgenti possono essere:

- Liquide
- Solide sigillate (più correttamente "solide e non idonee ad essere frazionate senza operazioni distruttive sulle stesse", la maggior parte delle sorgenti rientranti in questa tipologia sono utilizzate come sorgenti di raggi gamma)
- Solide non sigillate
- Gassose

Figura 4.2.a Sorgente liquida a bassa attività (QCY) utilizzata per la taratura di spettrometri

Dal punto di vista geometrico si hanno radiosorgenti:

Figura 4.2.b sorgente puntiforme a bassa attività, utilizzata per calibrazioni e QA su spettrometri

- Puntiformi
- Superficiali (elettrodeposizioni o altri metodi atti a creare superfici emissive con attività superficiale nota)
- Geometrie create ad hoc secondo le esigenze (per esempio mediante gelificazione di liquidi o immettendo quantità note di gas in contenitori di forma nota)

La destinazione d'uso della sorgente, o la principale se ne ha più di una, è un'informazione che deve essere indicata nella denuncia di entrata in possesso. Le destinazioni d'uso possono essere molteplici, in seguito è riportata una tabella con esempi di uso relazionati al tipo di sorgente e i parametri di interesse relativi ai casi riportati.

4.2.1. Esempi di utilizzo delle radiosorgenti

Una radiosorgente, a seconda del settore in cui è utilizzata, può avere svariati usi, di seguito si riportano i principali e il tipo di sorgente che meglio si presta allo scopo:

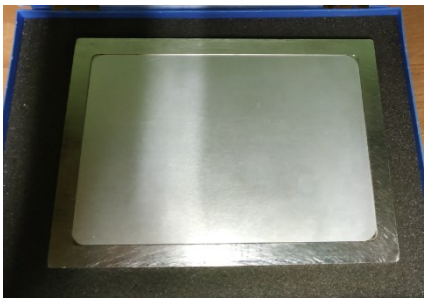


Figura 4 Radiosorgente superficiale di Am-241 utilizzata per tarature e QA di contaminametri

Per le tarature di strumenti di misura si necessità di sorgenti di differenti forme ad attività compatibile con quelle con cui lo strumento deve interfacciarsi:

- Taratura di un contaminametro: necessito di sorgenti superficiali ad attività bassa, solitamente più sorgenti costituite da differenti radionuclidi per effettuare tarature alfa, beta, gamma con differenti energie di emissione.
- Taratura di spettrometri: necessito di sorgenti multi picco, i cui conteggi sui vari picchi, salvo necessità particolari, siano dello stesso ordine di grandezza, di norma si utilizzano sorgenti liquide diluite al bisogno con cui vengono realizzate geometrie ad hoc. Oggi si utilizzano le QCY, o sorgenti di Eu-152
- Tarature rateometri (e di allarmi): Sorgenti di differenti attività e con differente rateo dose a una certe distanza, stabilito in funzione del range di misura con il rateometro può lavorare, si utilizzano per lo più sorgenti gamma di norma puntiformi e sigillate.
- Sterilizzazione strumenti chirurgici e alimenti: Alto rateo di dose, possibilmente radionuclidi a lunga vita, sorgenti solide sigillate
- Radioterapia: studiate caso per caso
- Controlli funzionali: si tende ad usare le stesse utilizzate per le tarature degli strumenti, in mancanza di esse si possono mettere a punto controlli funzionali utilizzando le sorgenti disponibili

Figura 4.2.c Sorgente puntiforme di Cs-137 ad attività medio alta, utilizzata per tarature e controlli su allarmi e rateometri

In generale si evita di usare una sorgente che possa danneggiare, contaminare, attivare mediante neutroni lo strumento che si vuole tarare o che riservi trattamento analogo agli alimenti da sterilizzare, si deduce per esempio che l'uso di sorgenti con emissione di neutroni sia da evitare salvo che non siano questi ultimi l'emissione di interesse, così come si preferisca l'utilizzo di più sorgenti con l'emissione di un solo tipo cadauna, quando si devono tarare sonde a scintillazione o camere a ionizzazione di gas.

Oltre agli usi sopra riportati vi sono usi, per esempio la verifica degli allarmi posti sui sistemi di scarico per i quali, compatibilmente con la formula di carico (descritta in seguito) e con i vari vincoli ambientali, è previsto il rilascio di attività in ambiente. Queste operazioni non causano problemi ambientali o di sicurezza ma, rientrano nei casi in cui le radiosorgenti non sono utilizzate come strumenti bensì come materiali di consumo, la contabilizzazione dell'attività non è tecnicamente difficoltosa ma, come sarà discusso in seguito, la normativa non dice in modo

esplicito come trattare burocraticamente questi casi, se ne deduce la possibilità di fraintendimenti.

4.3. Modalità pratiche di contabilizzazione dell'attività

Si è già detto in precedenza cosa le radiosorgenti rappresentino per un sito nucleare, e che esse richiedano una gestione più attenta e meticolosa poiché, data la loro natura, possono causare problemi di sicurezza, ambientali nonché legali per l'utilizzatore. Per quanto riguarda la sicurezza e i vari problemi ambientali, genericamente definibili come di natura tecnica, non vi sono particolari difficoltà, è sufficiente mettere a punto strategie di utilizzo che rispettino le prescrizioni normative, (ambientali e di sicurezza), e formare di conseguenza gli operatori.

Il problema che si manifesta maggiormente quindi è un problema amministrativo-legale in quanto, per le sorgenti non soggette a controllo special, è l'attività radioattiva la quantità soggetta a denuncia, di conseguenza quest'ultima che richiede una contabilizzazione attenta in quanto alcune radiosorgenti sono, come detto in precedenza, a tutti gli effetti materiali di consumo.

Per queste ultime, l'utilizzo di esse o parti di esse, comporta un successivo scarico dell'attività,

4.3.1. Formula di scarico

I limiti di rilascio in ambiente di radioattività in ambiente, sono specifici per ogni radionuclide e sono funzione della radiotossicità dello stesso. Suddetti limiti, oltre ad avere dei massimi comunque non superabili stabiliti dalla normativa, sono definiti in modo specifico (cautelativamente si tende a porli più restrittivi) per ogni sito e derivano da valutazioni di impatto che gli stessi possono causare sull'area ospitante il sito stesso. Un esempio di utilizzo di rilasci controllati è quello già riportato nel capitolo 4.2.1, ovvero il controllo funzionale degli allarmi sugli efflussi di scarico. Per analizzare la compatibilità ambientale e il rispetto dei limiti, lo strumento che ci viene in aiuto è la cosiddetta "formula di scarico", il cui fine ultimo è fornire un indice di radiotossicità del rilascio tenuto conto dei radionuclidi interessati. L'espressione generale è la seguente:

$$\sum \frac{A_i}{L_i} < y \quad \text{dove } y = \begin{cases} 1 \; in \; un \; anno \; solare \\ 0.25 \; in \; 13 \; settimane \\ 0.05 \; in \; 24 \; ore \; consecutive \end{cases}$$

Dove Ai è l'attività dell'i-esimo radionuclide scaricato, Li l'attività dell'i-esimo radionuclide scaricabile singolarmente, al fine di non causare all'individuo del gruppo critico (popolazione più esposta) dosi superiore a 8 μSv/anno per i liquidi e 2 μSv/anno per gli aeriformi. I valori di questi limiti, per il sito di Trino sono riportati sulle "prescrizioni per la disattivazione", un documento redatto da ISPRA prima e da ISIN oggi. Se si impegna o si prevede di impegnare oltre una certa percentuale (per Trino è il 40%) della formula di scarico occorre comunicarlo in via preventiva a ISIN.

I singoli rilasci al fine di testare gli allarmi sugli scarichi hanno attività e, di conseguenza radiotossicità trascurabile, e lo stesso accade per la loro somma. Il problema ambientale di conseguenza non si pone, ciò che li può rendere problematici è quindi la gestione burocratica descritta successivamente.

4.3.2 Smaltimento e cessazione della detenzione

L'attività di una radiosorgente cambia nel tempo, e suddetto cambiamento idealmente, può avvenire nei seguenti modi:

- Decadimento
- Asportazione di parti di essa
- Aggiunta di radionuclidi
- Rimozione di radionuclidi
- Attivazione di nuclei stabili

Il primo fenomeno è inevitabile e coinvolge ogni materiale radioattivo, gli altri sono interventi eventualmente effettuati sulla sorgente, ovviamente non è detto ce vengano effettuati e non sono effettuabili su ogni sorgente. Ciò che normalmente avviene è l'asportazione di parti di sorgente.

Secondo il D.M. 27/07/1966, art.10 occorre per ogni sorgente, tenere una contabilità relativa a:

- Presa in carico
- Scarico
- Rimanenza

In questo capitolo ci concentriamo sullo scarico, ovvero perdita di possesso di una sorgente o parte di essa, poiché è la parte più delicata da trattare e da cui possono derivare, a seconda della modalità, differenti conseguenze secondarie. Esso può avvenire per:

- Trasferimento
- Consumo

Per quanto riguarda il trasferimento, la definizione è sufficiente a definirlo, infatti avviene un trasferimento quando una sorgente o parte di essa viene trasferita dal soggetto detentore a un soggetto terzo. In questo caso la sorgente in se continua ad esistere e decadere ma viene presa in carico da un altro soggetto. Ovviamente questa operazione è soggetta a denuncia, le cui modalità e le informazioni da allegare sono chiaramente definite dalla normativa. Il consumo, essendo

ammesso espressamente dal D.M. 27/07/1966, art.10, non è un problema e negli aggiornamenti annuali inviati agli enti di controllo semplicemente concorre al decremento dell'attività di cui si comunica il valore aggiornato.

Le prime possibili incomprensioni di tipo puramente burocratico, possono sorgere quando, in seguito al consumo totale, una sorgente di fatto non è più posseduta dall'esercente come tale e, contemporaneamente, non è stata trasferita ad altri soggetti. In questi casi, pur non violando alcuna norma ci si è effettivamente liberati di una radiosorgente con modalità non vietate, ma non previste come modalità di perdita di possesso ai fini della cessata detenzione. Questa incomprensione però, è puramente formale in quanto, essendo la sorgente fisicamente non più presente e identificabile, nulla vieta di denunciarne la perdita di possesso per consumo totale; lo stesso discorso può essere esteso a una sorgente formata da radionuclidi a vita molto breve, la quale, a causa del naturale decadimento può arrivare ad avere attività inferiore a 1 Bq/g e perdere la classificazione di "radioattiva". Per i casi sopra riportati, si può affermare che valga un'ottica del tipo: "se non si causano danni all'ambiente e alle persone, se non vi sono norme tecniche contrarie, e se dal punto di vista burocratico, non è espressamente vietato e/o, se non ci sono indicazioni contrarie specifiche a riguardo, allora è tecnicamente e burocraticamente permesso, di conseguenza il motivo citato è utilizzabile ei fini di una denuncia di cessata detenzione".

L'altra mancanza di normativa esplicita, tocca principalmente soggetti che, si occupano anche di trattamento e di condizionamento di rifiuti radioattivi o che comunque, mantengono a loro carico i loro rifiuti anche se materialmente maneggiati da altri. Questi infatti, per via della strumentazione di cui sono dotati, necessitano sicuramente di sorgenti di taratura, la quale spesso deve avvenire con sorgenti certificate, un esempio sono le QCY le quali, data la presenza in esse di radionuclidi a vita brevissima, dopo poco tempo diventano non più idonee allo scopo per cui sono prodotte. Altri esempi possono essere sorgenti che nel tempo, sempre a causa del naturale decadimento, accumulano all'interno di esse impurità tali da rendere il certificato non più valido. È naturale conseguenza che esse, siano di ingombro nei magazzini in cui si conservano e occupino tempo al personale che gestisce inventari e registri, come conseguenza è lecito pensare che, coloro che le possiedono potrebbero essere interessati a liberarsene. Di norma si potrebbe effettuare un "trasferimento", verso un soggetto che tratta rifiuti, ma se la sorgente è già nelle mani di chi tratta rifiuti ci si trova di fronte a uno o più di questi eventi con potenziale carenza normativa in merito:

- La sorgente non è più utile, conviene trattarla come rifiuto toglierla dal magazzino in cui occupa spazio, conviene inoltre eliminarne il registro che rappresenta solo un'incombenza burocratica fine a se stessa con rischio di errori.
- Il gestore di rifiuti coincide con l'esercente della sorgente
- La sorgente non è più utile e potenzialmente potrebbe essere resa irrecuperabile, condizionandola per esempio in un fusto assieme a rifiuti cementati (sorgente non più identificabile con se stessa), da soggetti terzi ma il rifiuto prodotto restare a carico dell'esercente originario.
- La sorgente, ancora presente e identificabile, è completamente decaduta, la concentrazione di radioattività residua è tale per cui non è più considerabile come

radioattiva (può accadere con sorgenti composte interamente da radionuclidi a breve tempo di dimezzamento magari diluiti in geometrie non puntiformi)
- L'attività della sorgente non viene effettivamente rimossa dal sito (come nel caso dei consumi) quindi l'esercente non ne ha perso il possesso trasferendolo ad altri

Questi eventi, da un lato sono tutti implicitamente ammessi dalla normativa tecnica (non comportano rischi di sicurezza o ambientali) e non sono vietati espressamente da quella burocratica. In caso di condizionamento della sorgente assieme ai rifiuti, la sua attività viene di conseguenza inserita nell'inventario nazionale", non si perde completamente traccia di quell'attività e, non essendo espressamente vietata, questa modalità potrebbe essere presa come buona (leggasi "sorgente affidata al trattamento rifiuti e denunciata come tale"). Non fosse che, nella denuncia di cessata detenzione occorra indicare un destinatario, il quale deve denunciarne l'entrata in possesso, se i soggetti mittente e destinatario coincidono, si crea un circolo vizioso dal punto di vista burocratico dal quale non si esce senza forzare nulla. In tutto ciò la sorgente, se fisicamente è identificabile di fatto non sparisce. Per evitare che ciò accada, la strada percorsa fino ad oggi è stata quella di considerare la sorgente sempre presente e, al momento dell'inventario fisico, considerarla come localizzata nei rifiuti, nel fusto specifico in cui è condizionata. Di fatto, per una sorgente solida, non è prevista la "rottamazione" e la sua trasformazione definitiva in rifiuto radioattivo. La normativa relativa ai radionuclidi non fissili, non vieterebbe espressamente tutto ciò, però non fornendo la possibilità e le modalità, almeno generiche per effettuare tal operazione, essa non può essere presa in considerazione. Questa carenza normativa fino ad ora, non è stata particolarmente impattante sui soggetti che eserciscono un numero limitato di radiosorgenti, così come è stata tutto sommato sostenibile anche per esercenti di sti nucleari, il problema sarà sempre più serio andando avanti con gli anni perché, l'accumulo di radiosorgenti inutili continua a proseguire e, s da un lato si possono tecnicamente trattare come rifiuti, la loro presenza sarà, dal punto di vista burocratico, sempre più difficoltosa e potenzialmente soggetta a errori.

Per completezza è necessario notare che riferimenti specifici per questa operazione, oltre che per le altre citate in precedenza), sono invece presenti nelle norma che trattano i fissili, esaminando il Regolamento Euratom 302-2005, recepito dal D.M.28.09.011, si può notare che è ammessa la possibilità di trasferimento di materiale tra le varie aree di bilancio (definite nell'articolo 2, comma 14 dai regolamento Euratom 302-2005).

Alla luce di ciò, il concetto si può estendere a materiale non fissile, non essendo espressamente vietato si può ritenere possibile il trasferimento dell'attività dal bilancio delle sorgenti a quello dei rifiuti che va a confluire nell'inventario nazionale. In conclusione, si può riassumere che sia necessaria la denuncia di cessata detenzione, in maniera esplicita se la sorgente, o parte di essa, ancora identificabile e recuperabile, venga effettivamente allontanata dal sito, per qualsiasi motivo, e diventi competenza di terzi, o nel caso in cui essa, venga condizionata come rifiuto e quest'ultimo resti a carico dell'esercente ma gestito come tale in database apposito. Nel caso di consumo o rilascio controllato in ambiente, (sempre nel rispetto della formula di scarico e altri eventuali limiti presenti), di fatto la radiosorgente smette di essere identificabile come entità autonoma, si può dunque dedurre che non occorra denuncia specifica ma solo una corretta contabilizzazione al fine di effettuare un aggiornamento annuale in maniera corretta.

4.3.3 Progetto di massima di un database

Secondo il D.M. 27/07/1966 e successivi, per le radiosorgenti è necessario registrare le operazioni di entrata in possesso (art.9), scarico e rimanenza al fine di mantenere una contabilità aggiornata di attività (art.10). L'unico vincolo che la normativa impone è che si mantenga una tracciabilità dell'attività, unica conseguenza logica è che i registri non devono essere modificabili senza lasciare tracce.

Per quanto riguarda il sito di Trino ma, verosimilmente in tutti i siti dotati di più radiosorgenti, la registrazione di queste operazioni viene effettuata su supporto cartaceo ed elettronico, il primo per rapida consultazione e per avere un riscontro non modificabile accidentalmente, il secondo per avere un calcolo in tempo reale sulle attività residue attualizzando anche queste ultime alla data voluta tenendo conto del decadimento. Quest'ultimo registro, data l'attuale non disponibilità di un software adeguato alle esigenze del sito, consiste in una cartella di fogli di calcolo (ogni foglio rappresenta il registro relativo alla singola sorgente) elaborati in MS Excel® dove, oltre ai dati relativi alle sorgenti riportati sui certificati e all'attività automaticamente aggiornata alla data voluta (nota la legge di decadimento), vengono inserite tutte operazioni via via che vengono effettuate sulle sorgenti, la compilazione diretta di fogli di calcolo però si presta troppo ad eventuali errori di compilazione, per esempio la registrazione di operazioni relative ad una sorgente nella scheda di un'altra o, ancora peggio, cancellazione e modifica accidentale di dati. Non mantenendo traccia delle modifiche ai dati presenti, nel registro elettronico eventuali operazioni distruttive sui dati passerebbero inosservate, la loro individuazione avverrebbe solo a valle di un controllo approfondito da effettuarsi frequentemente e con notevole perdita di tempo.

Il lavoro svolto in questa parte di tesi consiste, oltre alla verifica dei dati, anche nella messa a punto di una modifica al database elettronico esistente, al fine di predisporlo a una gestione automatizzata; definendo al contempo una strategia con fine ultimo la riduzione della possibilità di errore nella contabilizzazione. La strada che si è scelto di percorrere è quella di migrare da una gestione diretta del database elettronico, a una gestione via software; Esistono soluzioni già pronte per gestione di magazzino o di database, ma per una gestione di radiosorgenti non si prestano bene in quanto non è agevole implementare modelli di calcolo in essi. Il software che verrà utilizzato è progettato ad hoc e realizzato da Nucleco ed ora è in fase di test. In questo lavoro sono descritte tutte le operazioni preliminari necessarie svolte, e definite le caratteristiche che esso dovesse avere.

Il primo passo consisteva nella revisione di tutto il database e i registri cartacei, incrociando tutte le informazioni relative alle sorgenti presenti nella documentazione, (certificati, denunce di acquisizione, moduli di movimentazione, ecc…); in seguito, verificata la corrispondenza tra i vari documenti cartacei e aggiornato il database elettronico, per sicurezza, relativamente alle sorgenti frazionabili si è provveduto infine alla verifica dell'effettiva presenza delle sorgenti nella quantità contabilizzata

Una volta completata la verifica delle informazioni, si è provveduto a definire un formato del database elettronico, realizzato in MS Excel®, che possa prestarsi bene a una gestione automatica, ma che sia anche leggibile e compilabile manualmente, certi del fatto che prima che il software sia

pronto, occorra registrare ulteriori operazioni in quanto le sorgenti sono in uso. Per la progettazione del database e della definizione delle specifiche del relativo software, si è iniziato dalla ricerca di eventuali tentativi precedenti e dei motivi di eventuali abbandoni.

Il primo documento esaminato è stata la Specifica Tecnica "DOC n.16/CFS, ENEL GIN Caorso, 3/10/1991" nella quale si erano definite le specifiche tecniche di un software per la gestione della contabilità sorgenti che erano sfociate nel software SORAD il cui manuale esaminato è datato 5/11/1991. Lo scopo di questa ricerca è stato il prendere per prendere spunto su caratteristiche necessarie o utili al futuro software mantenendo i pregi e, tentando di correggere eventuali mancanze del vecchio programma eventualmente da colmare progettando il nuovo.

Dall'esame dei registri e di tutta la documentazione, descrivente le varie operazioni richiedenti registrazione, nonché dall'esperienza acquisita nella compilazione materiale del nuovo database, si sono desunte le caratteristiche che il nuovo database (che può essere visto come una sorta di database di migrazione) dovesse avere:

1) Formattazione rigida strutturata per permettere di essere letto automaticamente da un software.
2) Aspetto e formattazione fruibili per una lettura e compilazione manuale.
3) Mantenere tutte le informazioni relative alle operazioni di prelievo e scarico nonché aggiornare le attività residue.
4) Permettere la creazione di diluizioni figlie, in un numero non noto a priori, a partire da una diluizione qualsiasi di quelle esistenti mantenendo il bilancio di attività e le informazioni relative alla creazione della diluizione figlia e la madre di riferimento. Con un'ulteriore complicazione data dal fatto che per alcune sorgenti esistenti, la soluzione madre era contenuta in più fiale (quest'ultima eventualità da eliminare nelle nuove acquisizioni ma non eliminabile sull'esistente) anche con differenti date di riferimento.
5) Permettere la contabilizzazione di prelievi e scarichi in volume e o massa a seconda dello stato fisico della sorgente.
6) Permettere sorgenti formate dalla miscela di più nuclidi con eventuali differenti date di certificato per i singoli.
7) Fornire le informazioni sintetiche relative a tutte le sorgenti al fine di produrre, con la formattazione voluta, un differente file da stampare e utilizzare per la denuncia annuale delle sorgenti nel sito.

La compilazione del nuovo database è stata per forza manuale, di conseguenza essa procedeva di pari passo con la verifica di dati. A database ultimato si è resa necessaria una ulteriore verifica dei dati inseriti. Procedendo in queste attività si ha avuto l'occasione per indagare sulle possibilità di errore. Ciò che è emerso è sintetizzabile con:

1) I punti 1 e 2 sono leggermente in contrasto l'uno con l'altro, in quanto il primo, in un'ottica di ottimizzazione dal punto di vista informatico richiederebbe una struttura a formattazione fissa il più leggera possibile, con meno fogli di lavoro possibile e eliminazione di ogni informazione o calcolo ridondante, mentre il secondo, richiederebbe l'aggiunta di molte informazioni che ne facilitano la lettura e compilazione immediata, tipo celle contenti appunti, colori, più fogli di lavoro e ottimizzarne la fruibilità in quel senso darebbe alla luce una formattazione non strutturata. Il compromesso è raggiungibile grazie

alle limitate dimensioni del database e della possibilità di creare strutture rigide e modulari per i singoli fogli di lavoro, contemporaneamente si soddisfa il punto 4.

2) Il punto più critico è stato il 3 in quanto, si è reso necessario tradurre le informazioni non strutturate, presenti su registri cartacei e sul vecchio database, in informazioni strutturate al fine di essere gestibili da un sistema di lettura automatica; la maggior difficoltà è stata quella di definire la forma dei record poiché dovevano essere riconducibili ai loro omologhi sui registri cartacei, ma non potevano condividerne la forma. Il problema si è affrontato imponendo la forma strutturata e contemporaneamente la corrispondenza del bilancio di attività, tralasciando la corrispondenza esatta del numero di record. Tutto a vantaggio di una minore possibilità di errore nella compilazione.

3) Il punto 5 in apparenza non è complicato, ma occorre considerare che trattando sostanze radioattive, si vanno a legare quantità quali massa e volume, ovvero non dipendenti dal tempo, con un'attività che cambia nel tempo con legge nota ovvero l'attività. La necessità di utilizzare unità di misura coerenti ha portato a imporre la contabilizzazione dei frazionamenti in volume o massa a seconda dello stato fisico della sorgente.

4) Lo scopo della creazione del database è il soddisfare il punto 7 senza errori a monte

Il lavoro in totale ha richiesto circa 60 giorni lavorativi nei quali, una persona (risorsa umana) si è dedicata solo a quello, ciò sta a sottolineare l'importanza di un sistema che un domani possa prevenire azioni distruttive sui dati già controllati al fine di evitare ulteriori perdite di tempo in verifiche future. Si può affermare che, essendo la contabilizzazione effettuata comunque manualmente, è impossibile renderla intrinsecamente immune da errori, di conseguenza si è reso necessario analizzare quelli più frequenti e mettere a punto azioni e procedure atti a minimizzarli e rilevarli facilmente anche al fine di velocizzare futuri controlli. Le fasi operative analizzate relativamente alla gestione del database sono 2, ovvero la riscrittura del database (fase compilativa) e l'eventuale aggiunta di nuove operazioni (fase operativa). Per la prima l'unica soluzione erano frequenti backup e verifiche di dati giornaliere, con notevole dispendio di tempo, ma si trattava di una fase limitata nel tempo. Per la seconda fase, gli errori possono dividersi in:

1) Errato inserimento di un dato
2) Cancellazione involontaria di dati

Analizzando gli errori presenti nel vecchio database, si poteva capire che l'errore più frequente fosse quello del secondo tipo, che è anche quello più critico poiché più difficile da rilevare. Per ovviare a questo rischio, col nuovo software si è pensato che, operazioni distruttive sui dati possano essere effettuate solo volontariamente mediante procedura apposita. Questo vincolo, unito a backup automatici, non consente la perdita accidentale di informazioni; in aggiunta permette che eventuali futuri controlli, dai quali non ci si può completamente esimere, siano effettuabili solo su parti limitate del database (per esempio i dati inseriti dopo l'ultimo controllo) con notevole risparmio di tempo.

Alla luce dell'esperienza maturata durante la creazione del database di migrazione, si può concludere che, fintanto che occorre mantenere l'utilizzo di un foglio di calcolo come database, sia

unico, sia parallelo al nuovo software in fase di test, si renda necessario anche il ricorso sistematico alla creazione di copie di sicurezza di esso nonché alla registrazione su differente supporto elettronico e cartaceo di ogni azione avvenuta sulle sorgenti.

5. Applicazioni della Spettrometria Gamma

In questo capitolo verranno discusse le due applicazioni pratiche della spettrometria Gamma legate, direttamente o indirettamente, al decommissioning (in realtà anche all'esercizio) di impianti nucleari, o in generale attività in cui si maneggiano materiali radioattivi. La prima descritta è la ricerca della contaminazione interna a persone, mediante la quale è possibile, in tempo ragionevole, rilevare la presenza di gamma emettitori all'interno dell'organismo. La seconda è l'attività di caratterizzazione radiologica vera propria di rifiuti e campioni. Lo scopo di questo capitolo, per la seconda applicazione trattata, è solo introduttivo in quanto sarà analizzata in maniera più approfondita nei successivi capitoli.

5.1. Sistema Whole Body Counter

Chiunque lavori in un sito nucleare o in luoghi in cui è possibile una qualsivoglia contaminazione radioattiva, viene periodicamente sottoposto a un controllo di contaminazione interna, con esami e frequenze di controllo specifiche in base al tipo di possibile contaminazione che può verificarsi; nel sito di trino, a valle delle valutazioni effettuate dall'esperto qualificato (in seguito EQ), il controllo è semestrale per i lavoratori esposti A, mentre annuale per gli esposti B e, avendo il sistema internamente, è esteso (annualmente) anche ai non esposti che lavorano stabilmente nel sito (per la classificazione riferimento al D.Lgs 230.95), il controllo di questi ultimi è utile a discriminare le cause di eventuali contaminazioni esterne da quelle interne all'impianto; sono anche effettuati controlli di inizio e fine attività per lavoratori esterni operanti per tempo limitato all'interno della zona controllata, indipendentemente dall'esposizione con la quel sono classificati.

Nel sito della centrale di Trino (reattore PWR), i nuclidi gamma emettitori di riferimento considerati sono Cesio-137 (prodotto di fissione) e Cobalto-60 (prodotto di attivazione neutronica), e basandosi su di essi viene effettuata l'analisi periodica di contaminazione interna dei lavoratori. Per questo scopo è utile una delle applicazioni della spettrometria gamma, ovvero quella chiamata Whole Body Counter (in seguito WBC).

5.1.1. Descrizione del sistema

Il sistema WBC del sito di Trino, mostrato nella figura seguente è composto da:

1) Camera schermata in piombo e acciaio
2) Rivelatore al germanio (modello ORTEC GEM40-83-ICS S/N 56-P51572B) raffreddato a compressore
3) Analizzatore multicanale (DSPec)
4) Software di controllo e analisi dati (GammaVision, sviluppato da ORTEC DSPEC®)

Figura 5.1.1.a Vista del sistema WBC ella centrale di Trino (Vc)

In essa la persona da controllare si siede sull'apposita sedia in figura e, mediante un sistema motorizzato, l'operatore la inserisce all'interno della camera schermata dove si trova il rivelatore e poi avvia il conteggio; la schermatura in piombo è necessaria al fine di schermare il più possibile il rivelatore dal fondo esterno, così da avere una misura più accurata. Durante il conteggio la camera è quindi chiusa come mostrato nella figura seguente; ai fini della sicurezza sono presenti il cambio d'aria forzato, un citofono coi cui eventualmente è possibile comunicare con l'operatore e, sistema atto all'apertura motorizzata e manuale anche dall'interno.

Figura 5.1.1.b Vista del sistema WBC in acquisizione

Il tempo di conteggio di uno spettrometro, qualunque sia il suo uso, è stabilito in funzione dei livelli e del tipo di radiazioni (energie) che si vogliono misurare, nel caso specifico, ovvero quello della rilevazione di contaminazione interna (di fatto si tratta di una spettrometria gamma alla persona) è pari a 20 minuti, tendo conto delle dimensioni della persona rispetto al detector, il tempo è sufficiente per un'accettabile misura di conteggi relativamente bassi per i picchi di Cesio 137, Cobalto 60 e Potassio 40 (in altri casi, per esempio se fosse necessaria la misura dell'americio occorrono tempi di acquisizione più lunghi). Tutta la procedura di acquisizione dati è automatizzata e gestita tramite pc mediante il software "GammaVision".

Il software in questione, a valle del conteggio restituisce un report di facile lettura relativo ai conteggi richiesti, e lo spettro vero e proprio, ovvero una rappresentazione grafica dei conteggi divisi nelle varie energie sotto forma di istogramma. I nuclidi responsabili dei vari conteggi, al fine di una rapida identificazione automatizzabile, sono contenuti nelle librerie create ad hoc nel caso di ricerca di contaminazione specifica (come nel caso di Trino e, genericamente nei controlli di routine di tutti gli impianti, in cui si è a conoscenza dei possibili radionuclidi a cui il personale è esposto), oppure in librerie di più nuclidi nel caso in cui vi sia la necessità di un'identificazione dei nuclidi presenti (solitamente quest'eventualità si manifesta nel caso di emergenze, quasi mai nei controlli di routine dei lavoratori esposti).

Come ogni strumento di misura lo spettrometro necessita di essere calibrato, ovvero occorre fare sì che le quantità che si vogliono misurare siano affette da errore piccolo e soprattutto che quest'ultimo sia quantificato. Oltretutto nel caso di rilevazione di radiazioni, rispetto ad altri tipi di misura, si ha un ulteriore elemento di disturbo dato dalla radiazione di fondo (dovuta alla radiazione cosmica e alle radiazioni emesse da nuclidi naturalmente presenti nell'ambiente), essa necessita di essere misurata con cura poiché, per quanto sia schermato il locale in cui si effettua il conteggio, essa comunque si manifesta nelle misure effettuate. Il problema della radiazione di fondo, una volta che essa è ben definita, non si avrebbe tanto nel caso di conteggi elevati, in cui basta una semplice sottrazione dei valori, quanto nel caso di bassissimi conteggi o eventi rari, poiché essi possono ricadere nell'errore della misura del conteggio e quindi diventano difficili a discriminare. Questo fortunatamente non è il caso che si verifica nei controlli "WBC" di routine in quanto, la radiazione di cesio e cobalto nel fondo è sufficientemente inferiore a quella che potrebbe essere problematica se presente negli esseri viventi.

Concettualmente il funzionamento si può sintetizzare in "misurato il livello di fondo e noto come la presenza della geometria varia la risposta ad esso del sensore, nota poi la risposta del rilevatore a una nota attività in base alle differenti geometrie si possono acquisire le misure necessarie per determinare il livello di contaminazione interna dovuta ai nuclidi in esame". Le operazioni di taratura verranno spiegati meglio in seguito.

L'esame WBC, non ha solo fini radio protezionistici in quanto, essendo effettuato durante l'orario lavorativo, risulta anche utile per capire se le attività, eccezionali o di routine, presentano problemi nella protezione dalla contaminazione esterna. In questi casi, occorre rivedere il modus operandi, capire da dove proviene e eventualmente ridefinire i dpi necessari.

5.1.2. Esempi di spettri

Nelle figure sottostanti sono riportati alcuni esempi di spettri con relativa analisi, il primo relativo a persona non esposta e non contaminata, i successivi relativi a persone esposte con conseguente leggera contaminazione derivante da differenti esposizioni in differenti ambienti di lavoro.

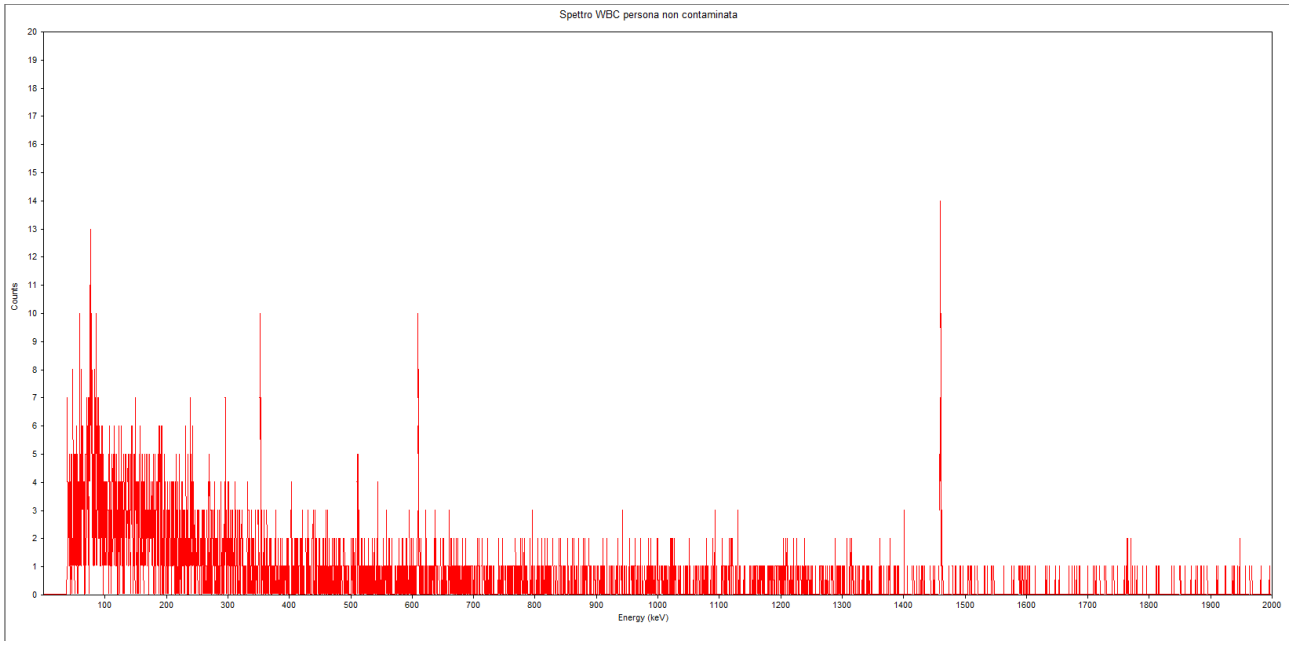


Figura 5.1.2.a Spettro WBC di persona non contaminata, inizio attività a Trino

Energy	FWHM (keV)	Area	Background	Nuclide	Bq
1173.23	0.10	3	2	Co-60	0.0000
1460.75	0.60	82	1	K-40	4680.4741

Figura 5.1.2.b Risultato sintetico dell'analisi dello spettro relativo a persona non contaminata

Lo spettro della persona non contaminata, è relativo a una persona che non ha mai lavorato in precedenza in luoghi con potenziale contaminazione radioattiva, ha iniziato l'attività nel sito di Trino ed è classificato esposto B (controllo annuale). Come prevedibile evidenzia la sola presenza di potassio-40 (picco visibile a circa 1460 keV), elemento radioattivo naturalmente presente negli esseri viventi; in questo caso nessuna rilevazione di cobalto-60 e cesio-137, radionuclidi talvolta presenti in piccole quantità in natura e di conseguenza nelle persone.

Se si analizza uno spettro relativo a una persona che da anni lavora nella centrale, salvo casi particolari, si possono notare i picchi di cesio e cobalto simili a quelli della figura soprastante. Nella figura sottostante è riportato lo spettro di un lavoratore che dopo aver maneggiato per molto tempo materiale contaminato, ha subito una piccola contaminazione di cesio e, una "non nulla" (dall'analisi dello spettro solo uno dei due picchi emerge dal fondo, troppo debole per misurarlo con certezza) contaminazione di cobalto; lo spettro in figura sottostante riporta, evidenziati in blu i picchi del cesio 137 (a 661 keV) e evidenzia anche la posizione di quelli del cobalto (1170 e 1332 keV) e del potassio 40.

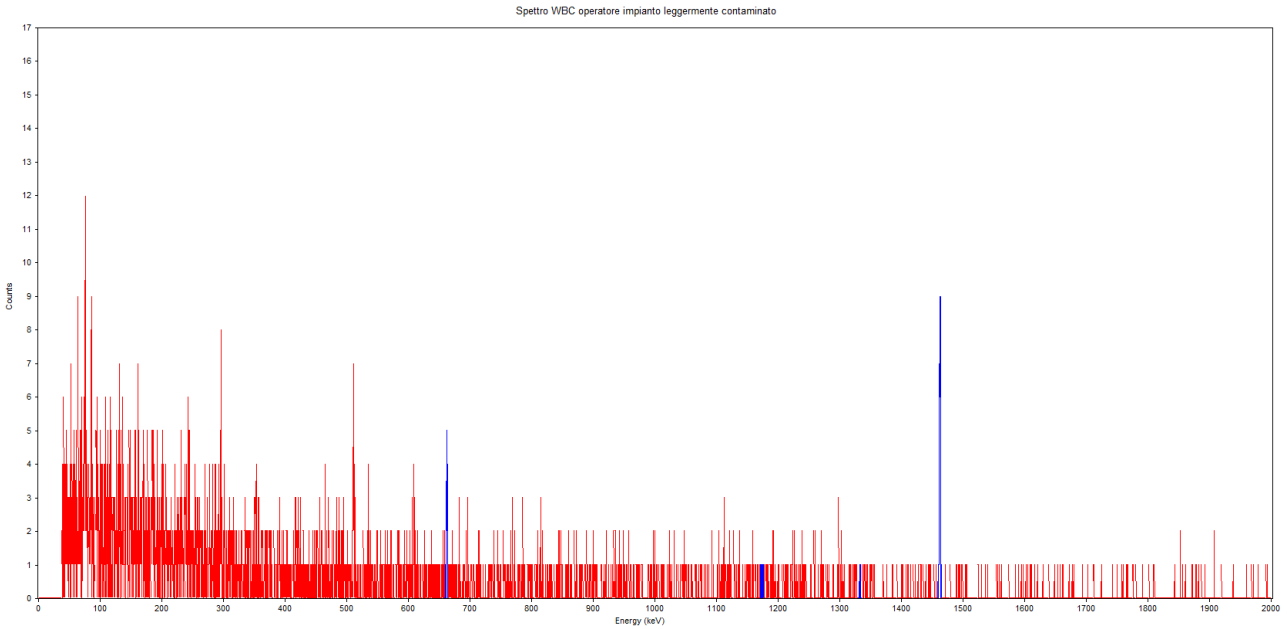


Figura 5.1.2.c Spettro WBC di persona leggermente contaminata operante nel sito di Trino

Energy	FWHM (keV)	Area	Background	Nuclide	Bq
661.62	0.41	42	5	Cs-137	197.1298
1332.51	0.24	1	1	Co-60	0.0000
1460.75	0.73	59	4	K-40	3421.5657

Figura 5.1.2.d Analisi sintetica dello spettro elativo a persona contaminata leggermente da Cesio-137

I radionuclidi in questione, sono tipici di un impianto PWR e la persona in questione è un operatore della centrale, quindi la contaminazione in gioco, decurtata dei livelli di fondo visti dal detector, è attribuibile al suo lavoro. È il caso di notare che la contaminazione, per quanto misurabile è molto bassa (circa 197 Bq) e non presenta particolari problemi relativi alla salute. Se lo stesso risultato si avesse per una persona che, per nessun motivo, avesse a che fare con contaminazione da cesio-137; la situazione sarebbe differente in quanto il cesio, molto probabilmente potrebbe essere stato introdotto con l'alimentazione (funghi, mirtilli e tuberi possono contenerne), ma la vera causa e la quantità originaria a cui si è stati sottoposti, ovviamente sarebbero più difficile da stabilire.

A complemento ai due spettri relativi a due operatori della centrale, risulta interessante mostrare altre due casistiche relative a persone operanti in siti differenti da quello di trino, per la precisione uno in un sito SOGIN in cui è presente contaminazione di americio, e uno nella produzione di radio farmaci, i contaminanti riscontrati in essi sono ovviamente differenti.

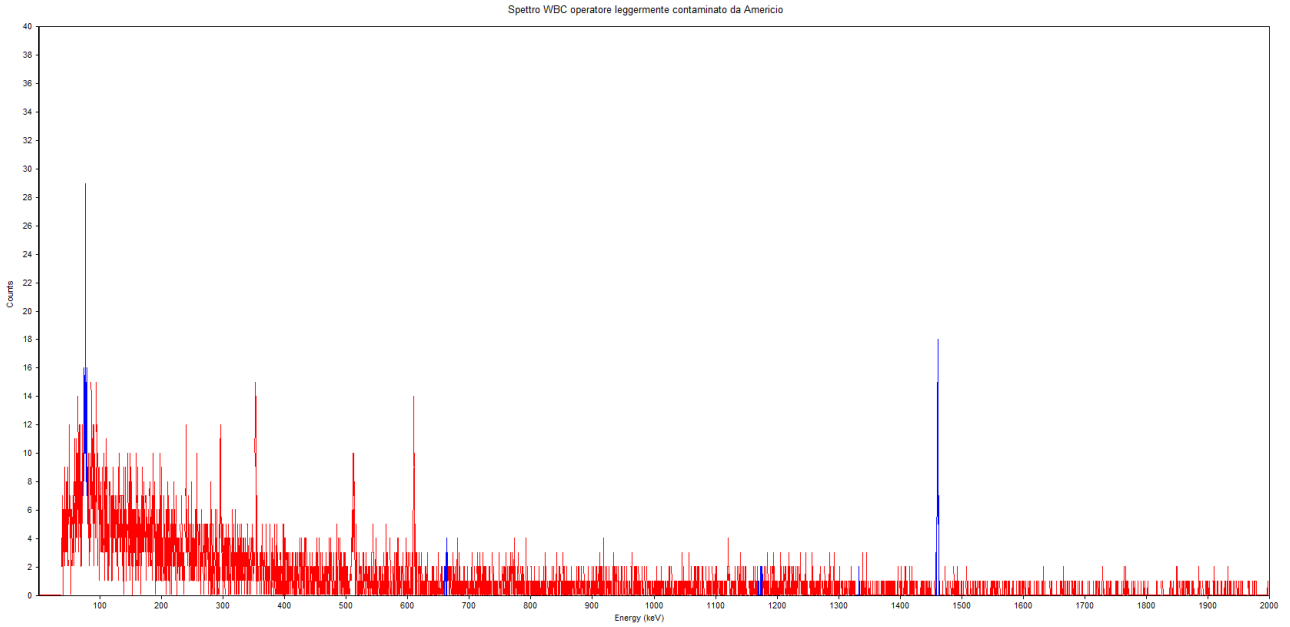


Figura 5.1.2.e Spettro WBC di persona contaminata da Americio-241

Energy	FWHM (keV)	Area	Background	Nuclide	Bq
59.54	0.27	19	116	Am-241	0.0000
1460.75	1.10	153	2	K-40	3900.3948

Figura 5.1.2.f Analisi sintetica dello spettro elativo a persona contaminata leggermente da Americio-241

La persona in questione, oltre che al fisiologico picco da potassio 40, presenta una piccola contaminazione da Americio, questo nuclide, nonostante i conteggi rilevati sdiano superiori al fondo; presenta un'emissione a bassa energia confondibile col fondo stesso, se il radionuclide viene rilevato, in corrispondenza di un'energia di 59.5 keV sullo spettro, viene evidenziato in modo più marcato rispetto ai picchi adiacenti.

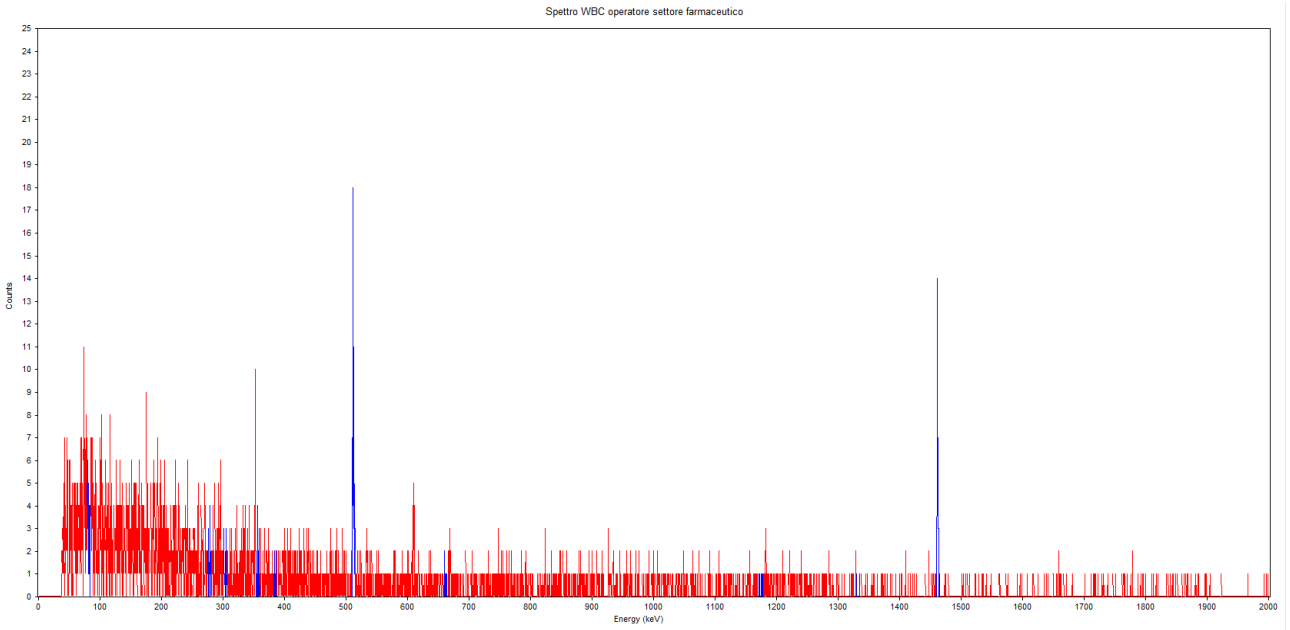


Figura 5.1.2.g Spettro relativo a operatore nel settore farmaceutico

Energy	FWHM (keV)	Area	Background	Nuclide	Bq
37.23	0.46	65	76	<Unknown>	
59.54	0.21	8	39	Am-241	0.0000
344.30	0.28	10	8	Eu-152	0.0000
427.95	0.34	1	5	Sb-125	0.0000
463.51	0.30	4	4	Sb-125	0.0000
511.00	1.71	302	4	F-18	528.1582
801.84	0.24	6		Cs-134	0.0000
834.81	0.20			Mn-54	0.0000
873.20	0.24	2		Eu-154	0.0000
964.00	0.49	8		Eu-152	267.1660
1112.07	0.49	10		Eu-152	387.6208
1173.23	0.98	5	1	Co-60	0.0000
1274.80	0.24	3		Eu-154	0.0000
1332.51	0.24	3		Co-60	0.0000
1408.08	0.24	3		Eu-152	0.0000

Figura 5.1.2.h Analisi sintetica dello spettro relativo a operatore del settore farmaceutico

Guardando la contaminazione di un operatore del settore farmaceutico, settore in cui si maneggiano per lo più radionuclidi a breve vita media e attività elevata, possiamo vedere una forma differente dello spettro, infatti vedendo i risultati, vi sono molti picchi con leggero scostamento rispetto al fondo, i più significativi sono relativi all'europio-152 e al fluoro-18, per i quali viene anche conteggiata l'attività presente, oltre che evidenziata una rilevazione di variazione non nulla rispetto al livello di fondo.

In tutti i casi, come già accennato in precedenza, il modus operandi dell'analisi WBC prevede che quando si riscontrano contaminazioni, prima di tutto si indaga se la contaminazione è effettivamente interna o se per caso non è accidentalmente presente sui vestiti o sulla pelle, nel caso citato, alla persona viene fornita una tuta sicuramente pulita con cui effettuare nuovamente il conteggio, nel caso in cui la contaminazione viene ancora trovata occorre ripetere nuovamente la misura dopo che la persona controllata abbia a avuto la possibilità di lavarsi e indossare vestiti sicuramente puliti, così da verificare che la contaminazione sia effettivamente interna, nel caso citato subito sopra si può vedere come dopo che la persona si è lavata e ha indossato vestiti non contaminati i nuovi valori sono infatti inferiori. Le operazioni descritte sopra sono previste poiché il controllo è effettuato durante l'orario di lavoro interrompendo le normali attività del lavoratore; eventuale contaminazione, specialmente per lavoratori che maneggiano sostanze radioattive liquide (vedi il settore farmaceutico) in quantità elevate, molte volte è dovuta a contatto accidentale tra essi e piccole quantità delle sostanze in questione nelle ore precedenti al controllo, di conseguenza i vestiti e la pelle possono essere momentaneamente contaminati.

Un altro fattore che potrebbe influire sui valori di contaminazione interna è la dieta, infatti alcuni alimenti come funghi e mirtilli e talvolta la carne di animali che potrebbero nutrirsi di essi (vedi la selvaggina), hanno naturalmente un'elevata concentrazione di cesio e di conseguenza anche piccole quantità del suo isotopo radioattivo. Come accennato in precedenza il potassio è presente nel corpo umano poiché è utilizzato fisiologicamente da tutti gli organismi animali, essendocene molto naturalmente nell'organismo anche il suo isotopo radioattivo è di conseguenza presente.

Noto il tipo di radionuclidi e la quantità di essi con cui la persona è contaminata è possibile attribuire successivamente una dose efficace assorbita; la dose efficace infatti dipende non solo dall'energia depositata nel corpo dalle radiazioni ma anche da organi e tessuti in gioco.

Nell’analisi della contaminazione interna, occorre tener presente anche che non tutti i radionuclidi sono gamma emettitori, in caso di presenza di questi ultimi nei siti in esame, occorre effettuare ulteriori analisi radiochimiche su sangue, urine, e feci al fine di stabilire la presenza di indicatori specifici a cui correlare i radionuclidi di difficile misura (HTM).

5.1.3. Taratura sistema WBC mediante fantoccio POK

Figura 5.1.3.a Fantoccio POK 74 kg, la soluzione gelificata all’’interno delle bottiglie (moduli) è additivata con blu di metilene per distinguerle facilmente da quelle per realizzare il bianco

Come accennato in precedenza, gli strumenti di misura, oltre alle operazioni di verifica del funzionamento, necessitano di taratura. La macchina WBC di trino ovviamente non ne è esente e pur non necessitando ancora di taratura in efficienza, si è deciso di tararla lo stesso poiché si aveva a disposizione un fantoccio di taratura certificato utilizzato nel sito di Caorso per effettuare la taratura in efficienza di una macchina WBC analoga. Si è optato quindi, di effettuare le tarature in sincronia tra i due siti, anticipando eventualmente quella che sarebbe prescritta più avanti nel tempo, nel caso qui descritto quella di Trino. Vi sono due tipologia di fantocci, il POK formato da bottiglie (moduli) tutte uguali a base quadrata, e il BOMAB (utilizzato da ENEA), formato da bottiglie (moduli) a base ovale di dimensioni differenti. SOGIN, quando si deve occupare anche della preparazione, opta per l’uso di fantocci POK. Per i due siti, essendo geograficamente vicini, risulta agevole coordinare operazioni che richiedono strumentazione prodotta ad hoc (il fantoccio) ma utilizzata una tantum la quale, con la dovuta organizzazione non occorre utilizzarla contemporaneamente, (ma è necessario che le operazioni nei due siti siano temporalmente distanti non più di qualche giorno). Lo scopo dell’operazione è quello di dimezzare globalmente la produzione di fantocci, con riduzione dei costi e soprattutto dei rifiuti. Va ricordato che alcuni radionuclidi indispensabili per la taratura hanno vita troppo breve per poter realizzare un fantoccio, utilizzabile per più anni.

Per gli spettrometri, la calibrazione si effettua in efficienza (taratura vera e propria) e in energia, allo scopo di avere una corretta stima dell’attività in funzione del numero di conteggi e una corretta discriminazione delle varie energie di emissione. Per effettuare la suddetta operazione, ci si avvale di sorgenti certificate, ovvero con comportamento (energia di emissione e conteggi) noto, occorre settare il programma in modo che riveli correttamente quest’ultimo.

Nel caso specifico del WBC, la taratura (calibrazione in efficienza) si effettua ogni 4 anni e, siccome il detector e l'analizzatore multicanale sono prodotti da ORTEK, si utilizza il software GammaVision, oltre che il fantoccio POK, e la sorgente certificata chiamata QCY, questi ultimi due descritti in seguito.

La calibrazione in energia, viene effettuata a cadenza giornaliera utilizzando due sorgenti, un campione di potassio naturale (contenente K-40) e una di Cs-137 e Co-60.

A cadenza mensile, con le stesse sorgenti viene effettuata la verifica di funzionamento detta "quality assurance" (Q.A.) a vuoto e con sorgente, il primo caso è per registrare i conteggi (cps) di fondo nella cella WBC, mentre nel secondo caso per verificare:

- Attività rilevata rispetto a quella teorica della sorgente
- Risoluzione in energia dello strumento (FWHM) per i picchi dei radionuclidi considerati
- Controllo dello spostamento del picco (PEACK SHIFT), ovvero scalibrazioni dello strumento relativamente all'attribuzione della giusta energia ai fotoni rilevati

Figura 5.1.3.b Radiosorgenti di K-40, Cs-137 e Co-60 utilizzate per QA e calibrazioni in energia.

Il POK è un fantoccio modulare composto da bottiglie a base quadrata (moduli), che riproduce la geometria del corpo umano, variando il numero di esse è possibile riprodurre differenti geometrie, (durante le fasi di taratura sono state realizzate le geometrie da 74 kg, 53 kg e 21 kg), e/o singole parti (per esempio tiroide, bacino, torace). Ogni modulo (di fatto si tratta di bottiglie) ha capacità pari a un litro e massa pari a 112,7 grammi, in esso è contenuta la sorgente multigamma diluita in una soluzione gelificata (al fine di impedirne la stratificazione). La sorgente in questione è chiamata QCY-48 e, nel caso specifico si tratta di una sorgente multi nuclide con attività totale pari a 1.42E05 Bq (con differenti attività ed energie di emissione) certificata, diluita in una soluzione 4N di HCl e, per renderne immediata la distinzione dal "bianco" colorata con blu di metilene. Oltre le geometrie citate in precedenza, vengono prodotte altrettante bottiglie dette "bianco", ovvero atte a realizzare le stesse geometrie ma senza la sorgente, quest'operazione ha come scopo, la misura dell'influenza della sola geometria sui conteggi di fondo.

Concettualmente il funzionamento si può sintetizzare in "misurato il livello di fondo e noto come la presenza della geometria varia la risposta ad esso del sensore, nota poi la risposta del rilevatore a una nota attività in base alle differenti geometrie si possono acquisire le misure necessarie per

Figura 5.1.3.c Fantoccio POK bianco (senza attività radioattiva disciolta all'interno) da 53 Kg, identico nella geometria e nella matrice ma senza attività, non c'è colorante nella soluzione per renderla riconoscibile.

determinare il livello di contaminazione interna dovuta ai nuclidi in esame".

Dal punto di vista operativo, il primo passo è il settaggio della macchina e del software; dopo aver predisposto rivelatore (perpendicolare al bacino per le geometrie a corpo intero e puntato verso il collo per la tiroide) e analizzatore multicanale, si è settato il software GammaVision in termini di:

1) Guadagno di amplificazione (rapporto tra energia e canali), di norma occorre solo verificare che non sia necessario modificarlo, se occorre modificarlo senza che siano successi eventi noti (per esempio manutenzione, cicli termici o altro) occorre indagare sull'integrità del detector.
2) Intervallo di energia tra 0 (idealmente) e 2000 keV
3) Intervallo di canali tra 150 e 8000
4) Altri parametri specifici per il software in questione (unità di misura, dev. Standard, MDA, sensibilità di ricerca, come trattare picchi non riconosciuti)

Per soddisfare i punti 1, 2 e 3, si fa sì che picchi di energia nota occupino i canali voluti, noto il numero di canali a disposizione (7850) e l'intervallo di keV voluto (da 0 a 2000), si procede con l'impostazione del guadagno, spostando il picco a più elevata energia disponibile (quello dell'Y-88 a 1836.077 kev) sul canale voluto individuato dalla semplice formula

$$\frac{Canali\ disponibili\ [7850]}{Intervallo\ di\ energie\ [2000\ keV]} * Energia\ Y88\ [1836\ keV]$$

Il valore che fornisce è 7206.3, ovviamente i canali sono discreti e non sono frazionabili, di conseguenza si imposta su un canale a destra rispetto al 7200. L'impostazione del guadagno un'operazione che deve effettuarsi per tentativi, si reimposta in guadagno finché il picco appare in un canale prossimo a quello calcolato. In questo caso il guadagno non è stato modificato, e il canale a cui era attribuito il picco in questione è il 7526, si sacrificano un po' di canali per energie superiori a 1836 KeV ma si rendono disponibili per energie più basse su cui ci si concentra, in seguito viene effettuata una calibrazione in energia approfondita attribuendo le giuste energie agli altri picchi noti. Ovviamente la calibrazione in energia effettuata per la taratura utilizza più picchi (tutti quelli della QCY) rispetto al controllo mensile e alle correzioni successive.

Nel punto 4 si sono invece impostati i vari parametri relativi al rilevatore in esame così che il software possa fornire valori corretti. Nella fattispecie:

a) L'incertezza tra energia del picco di emissione e il suo valore impostato nella libreria di ricerca pari a 0,5 keV
b) Sensibilità di ricerca dei picchi che consente lo spostamento di 1 KeV rispetto all'energia vera del picco.
c) Unità di misura dell'attività impostato in Bq

Per quanto riguarda la preparazione del fantoccio, nel caso specifico, le 67 bottiglie atte a comporre le varie geometrie del POK sono state preparate nel laboratorio caldo di Caorso diluendo nelle varie bottiglie la sorgente QCY-48, gelificando il tutto mediante l'esterificazione di una soluzione di alcool polivinilico utilizzando aldeide glutarica, la scelta è sempre ricaduta su questa miscela perché una volta gelificata approssima bene i tessuti dell'organismo. In seguito, dopo aver effettuato tutte le verifiche come spiegato in precedenza e tarato la macchina WBC di Caorso, il fantoccio è stato trasportato a Trino e utilizzato per la taratura.

Il conteggio per ogni geometria attiva, per i bianchi e per il fondo (a bunker chiuso), è stato impostato di 24 ore, a valle di esso si è calcolata l'efficienza di rilevazione del sistema, si è poi testato il sistema con conteggi di 20 minuti, tempo di conteggio utilizzato per l'analisi di contaminazione interna, al fine di verificare che MDA e LD per i radionuclidi che si interessa monitorare siano sufficientemente bassi.

A seguire vengono mostrate curve di efficienza ottenute interpolando i punti con una funzione polinomiale. Le efficienze variano solo numericamente in base alle geometrie e non ha senso appesantire la trattazione riportandone molte. Il fatto interessante è che la curva relativa al bacino, per la geometria più grande presenta un comportamento anomalo. Ci si aspetterebbe un'efficienza minore a causa del minor angolo solido spazzato nei confronti del detector, ciò accade ma si nota anche un abbassamento all'apparenza anomalo dell'efficienza di due picchi, per la precisione i picchi a 88.03 KeV (Cd-109) e a 122.06 keV (Co-57). Esso è più marcato rispetto alle altre curve omologhe, (che presentano una variazione dell'efficienza dipendente solo dalla variazione del fattore di vista geometrico); la spiegazione è riscontrabile dal fatto che suddetta geometria, a differenza delle sue omologhe più leggere, non è vista direttamente dal detector ma fra le bottiglie "attive" e il detector ci sono alcune bottiglie del "bianco" che le schermano parzialmente. Trascurando il picco dell'Am-241 (59.54 keV) la cui efficienza ha comportamenti in linea con le altre geometrie; si sa che l'acqua scherma efficacemente le radiazioni e le basse energie sono le più facili da schermare. Per l'americio invece domina l'inefficienza intrinseca del detector a causa della sua bassa energia di emissione, così come per le alte energie. Si nota che la massima efficienza di rilevazione si ha proprio nel range di energia in cui possono coesistere l'effetto Compton e l'effetto fotoelettrico, la presenza congiunta dei due effetti rende più elevata probabilità di interazione, (motivo per cui si nota maggiormente il potere schermante delle bottiglie non attive).

Figura 5.1.3.d Curva di efficienza relativa alla geometria "Corpo intero 74 kg"

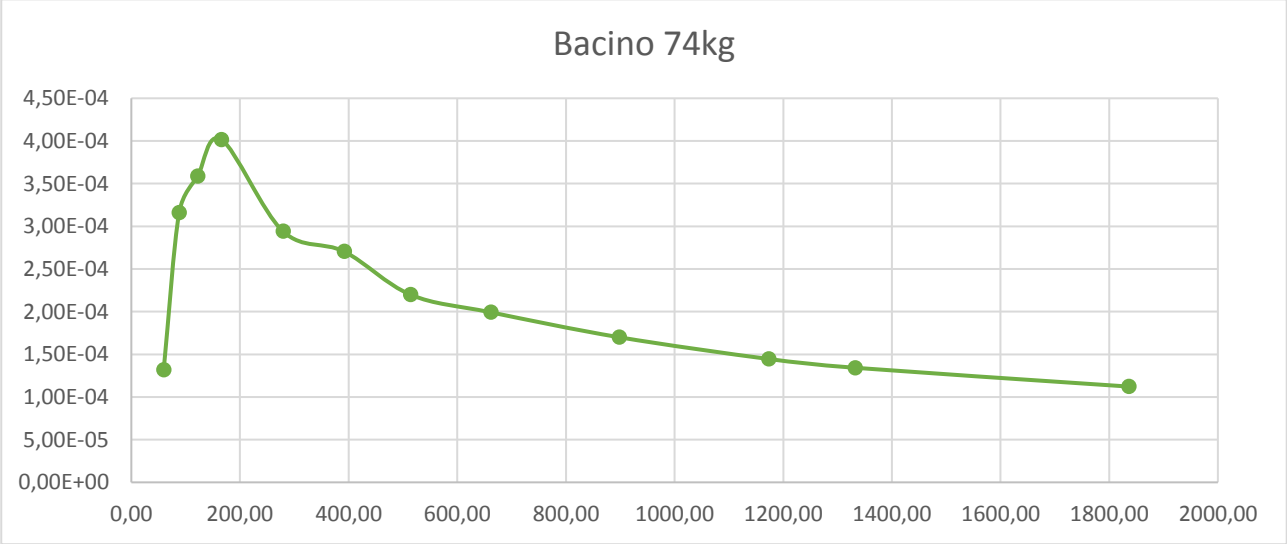


Figura 5.1.3.e Curva di efficienza relativa alla geometria "Bacino 74 Kg"

5.2. Caratterizzazione rifiuti e analisi campioni

I materiali presenti radioattivi in un impianto nucleare si dicono attivati se sono stati sottoposti a irraggiamento neutronico, contaminati se sono entrati in contatto con materiale attivo o attivato. Tenendo presente questa distinzione, i materiali di risulta si dividono in 4 categorie:

A) Materiali che sono stati in contatto con fluidi contaminati e sottoposti a flusso neutronico (attivati)

B) Materiali che sono stati in contatto con fluidi contaminati, non sottoposti a flusso neutronico
C) Materiali attivati non contaminati
D) Materiali che tenuto conto della loro storia e collocazione nell'impianto possono essere entrati in contatto con fluidi contaminati

I materiali che non rientrano in queste categorie sono da considerarsi non radioattivi e di conseguenza potenzialmente allontanabili. L'attività di riconfezionamento descritta in questa tesi, tenuto conto della classificazione sopra riportata ha prodotto materiale di risulta di risulta di tipo D e in piccola parte B. La categoria D è quella che richiede maggiore attenzione in quanto un eccesso di cautela condurrebbe l'operatore a classificare come radioattivi materiali che di fatto non lo sono, e di conseguenza aumentare a sproposito il volume dei rifiuti; mentre troppa leggerezza nei controlli porterebbe con se il rischio di rilasciare materiali radioattivi come se non lo fossero, con tutti i rischi annessi. Per i materiali considerati radioattivi, il trattamento prevede il condizionamento di essi all'interno di fusti, i quali devono essere caratterizzati. L'obbiettivo di questa operazione consiste nell'evitare di sottostimare l'attività per motivi di sicurezza, ma anche il non essere eccessivamente cautelativi in quanto, date le quantità di materiali in gioco, un eccesso di cautela porterebbe ad un aumento eccessivo ed ingiustificato dei costi e una serie di problemi accessori quali ad esempio l'occupazione di spazio nei magazzini temporanei, con conseguente aumento dei tempi e dei costi di gestione; è da considerare infatti che un materiale "al limite" tra due classi, a seconda di dove si colloca necessita di un differente trattamento, l'obbiettivo di un'accurata caratterizzazione è la corretta classificazione con maggior confidenza, ovvero una possibile riduzione della cautela senza compromettere la sicurezza, massimizzando di conseguenza i materiali considerati rilasciabili.

È immediato intuire che, nel caso in cui le quantità totali di materiali in gioco fossero esigue, si opterebbe per prove distruttive su tutto o direttamente un aumento di cautela, ma poichè come detto in precedenza, si ha a che fare con grandi quantità di materiali, occorre poter avere caratterizzazioni sufficientemente precise, mediante prove non distruttive, effettuate su grandi masse di materiali e in modo relativamente rapido, in altre parole occorre riuscire ad effettuare spettrometrie gamma in tempi relativamente brevi, su interi cassoni o fusti di materiali e, collegare ad esse le attività dei nuclidi la cui concentrazione è bassa nonché degli alfa e beta emettitori la cui presenza è legata alla presenza dei gamma di riferimento.

La classificazione dei rifiuti radioattivi, ora si basa sul DM_07.08.2015, (Gazzetta Ufficiale del 19 agosto 2015) è stata messa a punto la classificazione dei rifiuti radioattivi, per i quali è stata anche definita una destinazione finale.

<table>
<tr><th>Categoria</th><th colspan="2">Condizioni e/o Concentrazioni di attività</th><th>Destinazione finale</th></tr>
<tr><td>Esenti</td><td colspan="2">• Art. 154 comma 2 del D.Lgs n. 230/1995
• Art. 30 o art. 154 comma 3-bis del D.Lgs n. 230/1995</td><td>Rispetto delle disposizioni del D.Lgs. n. 152/2006</td></tr>
<tr><td>A vita media molto breve</td><td colspan="2">• T1/2 < 100 giorni
Raggiungimento in 5 anni delle condizioni:
• Art. 154 comma 2 del D.Lgs n. 230/1995
• Art. 30 o art. 154 comma 3-bis del D.Lgs n. 230/1995</td><td rowspan="2">Stoccaggio temporaneo (art.33 D.Lgs n. 230/1995) e smaltimento nel rispetto delle disposizioni del D.Lgs. n. 152/2006</td></tr>
<tr><td rowspan="2">Attività molto bassa</td><td rowspan="2">• ≤ 100 Bq/g (di cui alfa ≤ 10 Bq/g)</td><td>Raggiungimento in T ≤10 anni della condizione:
•Art. 30 o art. 154 comma 3-bis del D.Lgs n. 230/1995</td></tr>
<tr><td>Non raggiungimento in T ≤10 anni della condizione:
•Art. 30 o art. 154 comma 3-bis del D.Lgs n. 230/1995</td><td rowspan="3">Impianti di smaltimento superficiali, o a piccola profondità, con barriere ingegneristiche (Deposito Nazionale D.Lgs n. 31/2010)</td></tr>
<tr><td>Bassa attività</td><td colspan="2">•radionuclidi a vita breve ≤ 5 MBq/g
•Ni59-Ni63 ≤ 40 kBq/g
•radionuclidi a lunga vita ≤ 400 Bq/g</td></tr>
<tr><td rowspan="2">Media attività</td><td rowspan="2">•radionuclidi a vita breve >5 MBq/g
•Ni59-Ni63 > 40 kBq/g
• radionuclidi a lunga vita >400 Bq/g
•No produzione di calore</td><td>Radionuclidi alfa emettitori ≤400 Bq/g e beta-gamma emettitori in concentrazioni tali da rispettare gli obiettivi di radioprotezione stabiliti per l'impianto di smaltimento superficiale.</td></tr>
<tr><td>Radionuclidi in concentrazioni tali da non rispettare gli obiettivi di radioprotezione stabiliti per l'impianto di smaltimento superficiale.</td><td rowspan="2">Impianto di immagazzinamento temporaneo del Deposito Nazionale (D.Lgs n.31/2010) in attesa di smaltimento in formazione geologica</td></tr>
<tr><td>Alta attività</td><td colspan="2">Produzione di calore o di elevate concentrazioni di radionuclidi a lunga vita, o di entrambe tali caratteristiche.</td></tr>
</table>

Figura 5.2 Tabella estratta dal DM_07.08.2015 riportante criteri di classificazione e destinazione finale dei rifiuti radioattivi

Nel sito di Trino, sono stoccati rifiuti ad attività "molto bassa", "bassa" e "media", (cfr. depositonazionale.it). Per poterli classificare è necessario conoscere il tipo e la quantità di radionuclidi presenti al loro interno, informazione che può essere in parte acquisita dalla spettrometria gamma e in parte, non potendo effettuare analisi radiochimiche a tappeto, mediante i fattori di correlazione.

La difficoltà che si riscontra maggiormente, è la determinazione in tempi ragionevoli delle attività di nuclidi chiamati "HTM" (Hard to Measure) ovvero difficilmente misurabili, (ne sono esempio radionuclidi senza una firma radioattiva li contraddistingue univocamente, unita a una relativamente bassa concentrazione, atta a renderne difficoltosa una separazione chimica), senza effettuare analisi radiochimiche che richiedono prove distruttive (non rapide e non esenti da ulteriore produzione di rifiuti). Per raggiungere lo scopo occorre determinare dei cosiddetti "fattori di scala", ovvero coefficienti correttivi atti a legare attività difficili da misurare ad attività di più facile misura dovute ad altri nuclidi ad essi correlabili. Questi fattori, si calcolano a partire dalle

prove distruttive effettuate, analizzando campioni prelevati ad hoc da differenti fusti, su materiali definiti “omogenei”, ovvero con la stessa composizione chimica e la stessa storia radiologica. La dicitura campione significativo, sta a indicare un campione che abbia sufficientemente concentrati, radionuclidi di facile misura, (a Trino, reattore BWR, i radionuclidi più significativi sono il Cs-137 come prodotto di fissione e il Co-60 come prodotto di attivazione, la presenza di entrambi in quantità elevate rende il campione significativo per analisi radiochimiche), a cui correlare gli HTM definiti in precedenza.

5.2.1. Strumenti usati

L’analisi dei campioni ha a che fare con oggetti di piccole dimensioni, facili da maneggiare, e analizzabili quindi in pozzetti a basso fondo. Essendo di piccole dimensioni, i campioni possono essere anche sottoposti ad analisi radiochimiche, queste si effettuano per esempio quando si vuole verificare l’affidabilità di una correlazione proposta. Al fine di dimostrare la validità dei fattori di correlazione proposti nel 2017, durante questo lavoro di tesi sono state effettuate spettrometrie gamma su circa 600 campioni. Di essi, una piccola parte conteneva una sufficiente concentrazione di attività con proporzioni bilanciate tra i gamma emettitori, questi campioni sono selezionati per le analisi radiochimiche.

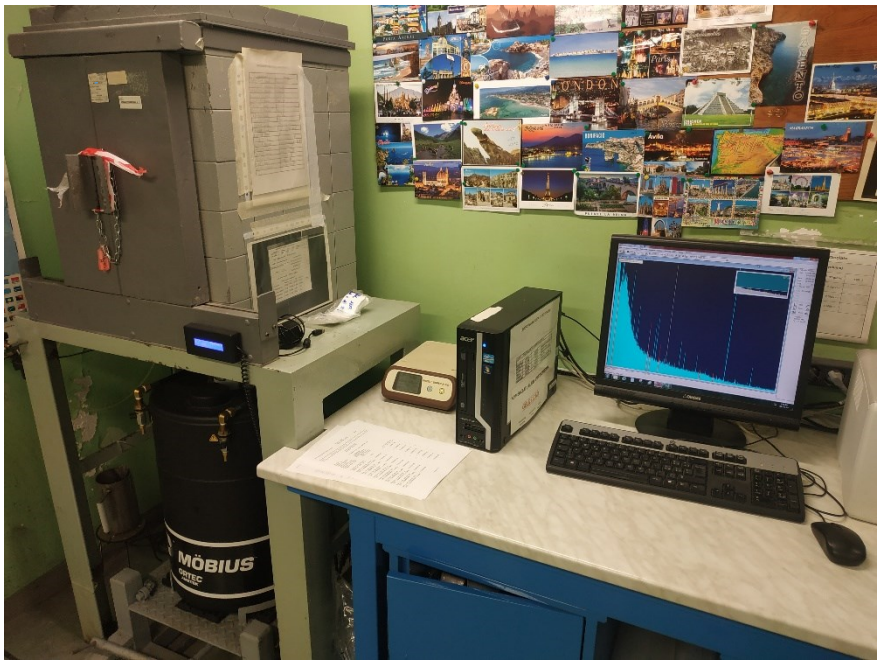


Figura 5.2.1.a Spettrometro gamma a basso fondo in acquisizione (sulla sinistra) e lo spettro indicante i conteggio è visualizzato sullo schermo. Si può notare come lo spettrometro sia formato oltre che dal detector che ora non è visibile, da una specie di armadio schermato in piombo e dal criostato, in questo caso si tratta di in detector raffreddato ad azoto liquido (il sistema di raffreddamento è visibile a sinistra nella parte inferiore)

Figura 1.2.1.b Vari esempi di campioni analizzati

Per quanto riguarda i fusti invece, è necessario utilizzare sistemi adatti a movimentare materiali pesanti, in maniera automatica. Il sistema utilizzato a Trino "macchina gira fusti" è caricato una volta al giorno dall'operatore e in automatico porta i fusti davanti al detector, li pesa ed effettua le spettrometrie gamma ponendoli in rotazione lenta attorno al loro asse. La rotazione si rivela necessaria al fine di permettere una misura a 360 gradi attorno al fusto con un unico detector. Ovviamente è anche presente un sistema più piccolo adatto a caratterizzare un fusto alla volta, questo viene utilizzato per fusti con attività troppo elevate, per i quali occorre posizionare il detector più lontano, rispetto a quanto consente il sistema automatico.

Figura 5.2.1.c Le due linee del sistema di caratterizzazione automatico, in questo momento il sistema è scarico, per ogni linea, al momento dell'avvio i fusti vengono caricati sulle rulliere di sinistra e man mano che vengono caratterizzati scaricati su quelle a destra.

Per evitare che l'attività dei fusti in attesa o di quelli già caratterizzati disturbi l'acquisizione dello spettro in corso, il sistema è dotato di schermi mobili atti a separare il fusto dagli altri al momento dell'analisi.

Figura 5.2.1.d Particolare degli schermi mobili, durante l'acquisizione il fusto è posto in automatico dietro di essi.

5.2.2. Esempi di spettri

In questo paragrafo vengono riportati e commentati alcuni spettri e relativa analisi.

Il primo esempio è identificato con "Test 5", ed relativo alla possibilità di ottenere falsi positivi. Lo spettro è ottenuto mediante l'utilizzo di una sorgente puntiforme di Co-60 con attività pari a 3.684E+5 Bq. Osservando lo spettro si vedono solo i due picchi del cobalto, e anche zoomando l'asse delle ascisse non si scorgevano altri picchi. L'analisi di suddetto spettro, viene effettuata mediante Genie2000, dopo la sottrazione del fondo canale per canale, il software effettua la

ricerca picchi mediante l'algoritmo di Mariscotti e di essi calcola l'area (direttamente legata ai conteggi).

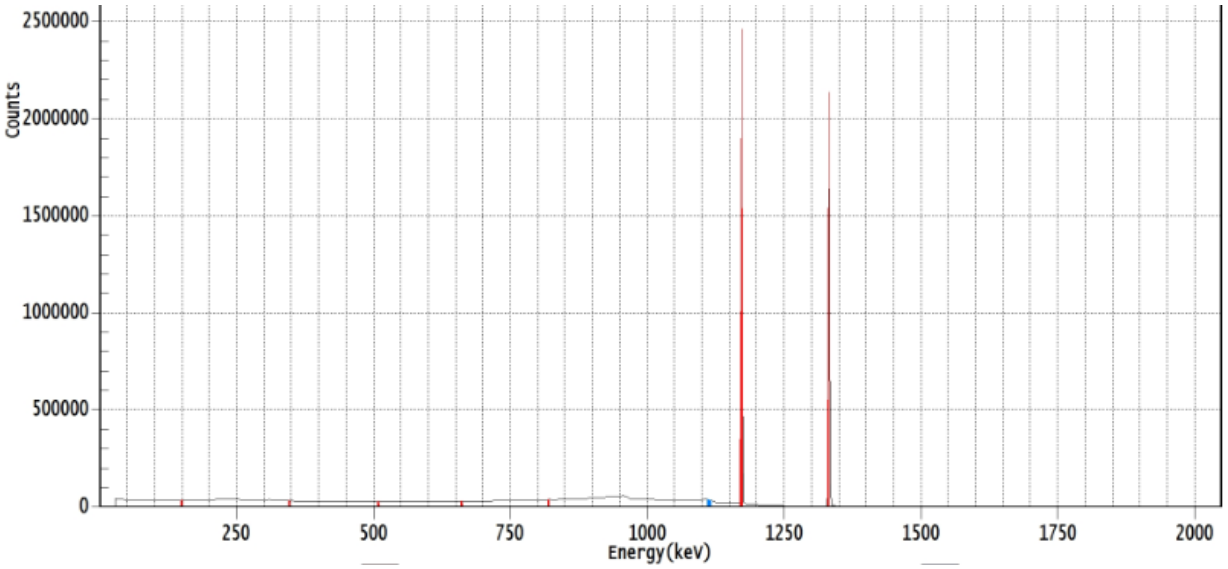


Figura 5.2.2.a Spettro "Test 5 con elevato tempo morto, sorgente puntiforme Co-60

Dal report di analisi risulta che nel campione analizzato è presente oltre il cobalto, anche del Cs-137, in realtà completamente assente dalla sorgente utilizzata.

```
*******************************************************************************
*****   N U C L I D E   I D E N T I F I C A T I O N   R E P O R T   *****
*******************************************************************************

     Sample Title:          prova convergenza
     Nuclide Library Used: C:\GENIE2K\CAMFILES\FISICA TRINO 2019.NL

.....................     IDENTIFIED NUCLIDES     ....................

Nuclide     Id         Energy    Yield      Activity      Activity
Name     Confidence    (keV)      (%)      (Bq /     )   Uncertainty

CO-60       0.998    1173.23*    99.85     3.757E+005    5.473E+003
                     1332.49*    99.98     3.761E+005    5.730E+003
CS-137      0.964     661.66*    84.99     1.449E+002    1.151E+001
```

Figura 2 Sintesi del report di analisi

Analizzando questi risultati senza altre informazioni si direbbe sono presenti Cesio e Cobalto, in differenti concentrazioni e l'incertezza della misura, secondo i test del software, è sempre inferiore al 2%. Ora, la misura dell'attività del Cobalto, è leggermente sovrastimata in quanto l'attività effettiva della sorgente attualizzata al giorno d'acquisizione era 3.684E+5 Bq ma, se si sottrae l'incertezza lo scarto che resta è vicino al 5 per mille, la stima si può considerare corretta. Per completare il quadro, occorre segnalare che l'incertezza di misura che fornisce il software, è legata solo alla tolleranza in energia che si imposta nell'analisi, la quale fa che il codice attribuisca a un picco singolo conteggi di più o meno canali. La spiegazione della presenza del Cesio si trova nel fatto che l'interazione fotone-materia può creare una coppia di fotoni a energia inferiore, l'elevata attività della sorgente rende questo avvenimento non impossibile, di conseguenza nello spettrometro si crea una piccola quantità di fotoni con energia prossima a quella di quelli che emette il Cs-137. Il picco del cesio non è visibile se confrontato sullo spettro con quelli del Cobalto, però una volta sottratto il fondo canale per canale, nei canali corrispondenti all'emissione del cesio l'area dei picchi non era più nulla. È opportuno sottolineare che il problema del tempo morto si ha quando si devono registrare eventi rari, assieme a eventi molto più frequenti, per eventi di frequenze

comparabili esso non è invasivo tanto sulla qualità delle misure quanto sul tempo necessario per acquisire i dati. Spettro e report completo si trovano nell'allegato 5.2.2.a.

Il secondo esempio tratta di un comportamento anomalo riscontrato dal detector con i picchi tra i 50 e i 60 keV. Il detector è lo stesso utilizzato per il primo esempio e occorre premettere che si tratta di un detector non caratterizzato. Le efficienze geometriche sono quindi effettuate empiricamente la geometria della sorgente utilizzata non era del tutto assimilabile a una di quelle disponibili. I radionuclidi in studio in questo caso sono due alfa emettitori, precisamente Am-241 (emissione a 59,54 keV, resa gamma pari a 35,92%) e Pu-239 (emissione a 51.62 keV con resa gamma pari a 0.027% e a 38.66 keV con resa gamma pari a 0.010%). È evidente che a pari attività totale e con la stessa geometria, sullo spettro gamma il plutonio faccia registrare un numero di conteggi di almeno 4 ordini di grandezza inferiore. L'obiettivo primario dell'esperimento era quello di discriminare i picchi, e non di misurare le attività. L'unica sorgente di plutonio a disposizione, consisteva in un'elettrodeposizione di 450 Bq di Pu-239 su un dischetto di metallo di circa 2 cm di diametro, (si tratta di una sorgente normalmente utilizzata per tarare contaminametri e spettrometri alfa). Prima di tutto occorreva impostare il software perché associasse il plutonio all'energia corretta, e il primo problema è stato che se gli si faceva cercare plutonio e americio vedeva tutto americio, ovviamente togliendo l'americio dai radionuclidi da cercare tutto il suo contributo veniva associato al plutonio in automatico. Convivevano insomma più problematiche, da un lato occorreva rilevare un certo tipo di conteggio, dall'altro era anche necessario discriminarlo dal resto. L'unico tentativo di discriminare il plutonio andato (non sempre) a buon fine stato conteggiarlo almeno 8 ore, sia a baso fondo sia a fondo elevato, avendo cura di avere un tempo di conteggio per il fondo maggiore o uguale a quello di conteggio del "plutonio + fondo", cioè inserire assieme ad esso campioni di rifiuti che sulle basse energie non registrassero molti conteggi. Dopo 14 acquisizioni di 7 ore l'una e altrettante acquisizioni dei fondi "disturbati", si è selezionato lo spettro nell'allegato 2 (Test 11) come quello che ha fornito una stima migliore fra tutti. L'efficienza geometrica che avevo e disposizione, era calcolata per una sorgente puntiforme. Il cristallo non è caratterizzato e quindi non è possibile crearmi l'efficienza mediante ISOCS. Con considerazioni geometriche, si poteva dedurre che con l'efficienza empirica a disposizione, (cioè quella puntiforme), la stima dell'attività sarebbe stata vicina alla metà di quella vera, in caso di conteggi rilevati correttamente. La stessa considerazione, puramente geometrica, è stata posta valida anche per il cristallo.

```
*************************************************************************
*****       N U C L I D E   I S O  1 1 9 2 9   R E P O R T          *****
*************************************************************************

        Nuclide     MDA       Decision    Conf Int    Conf Int    Best Est    Best Est
        Name                  Level       Lower Lmt   Upper Lmt   Activity    Act Uncert
                  (Bq /    ) (Bq /    )  (Bq /    )  (Bq /    )  (Bq /    )  (Bq /    )

+       Pu-239    1.27E+002   5.99E+001   1.69E+002   2.86E+002   2.28E+002  2.97E+001

        + = Nuclide identified during the nuclide identification
        > = Calculated MDA is zero due to zero counts in the region or
            the region is outside the spectrum
        ? = MDA calculation has failed
```

Figura 5.5.2.a Analisi dello spettro Test 11 in cui è stato rilevato plutonio

L'attività che avrei dovuto trovare dando per buona l'ipotesi esposta prima sarebbe stata 225 Bq, il sistema ne ha calcolati 228, l'errore rispetto all'attività prevista è inferiore al 2%, il problema è che il dato di attività calcolato è fornito con un'incertezza di quasi il 27%.

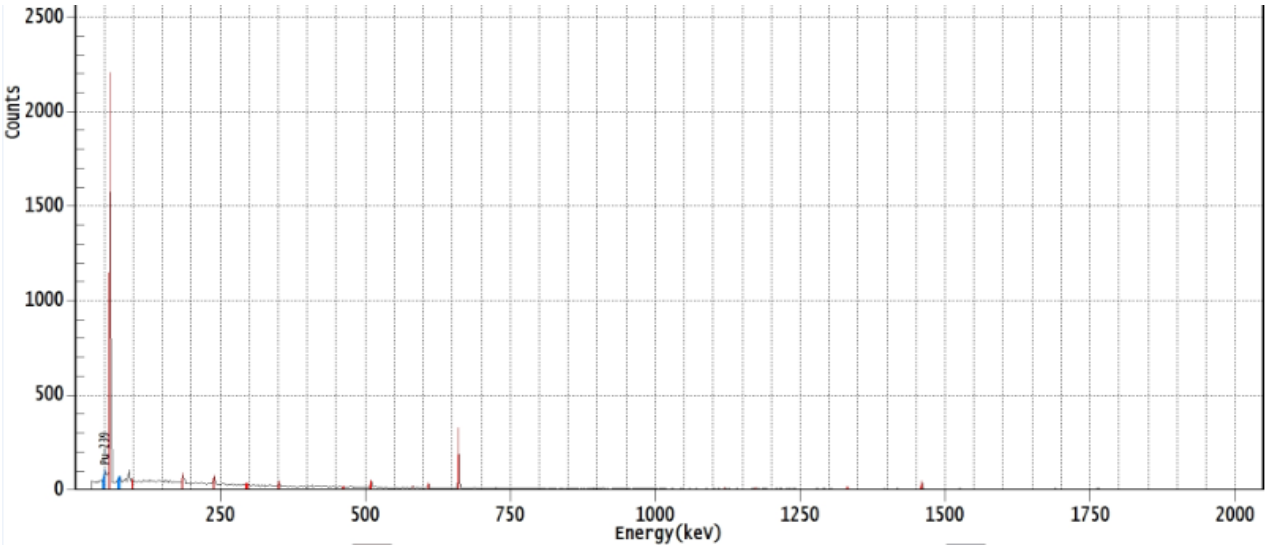


Figura 5.2.2.c Spettro "Test 11", info dettagliate nell'allegato 5.2.2.c

Alla luce dell'esperienza effettuata si sono imparate più cose, la prima è relativa all'effettiva difficoltà di registrare eventi rari con un detector senza che essi vengano offuscati dal rumore di fondo, la seconda è l'oggettiva difficoltà di mettere a punto e validare metodi di misura per eventi che forniscono conteggi con rateo estremamente basso, con l'aggravante che è difficile discriminarli da eventi simili (in questo caso i raggi gamma emessi dall'Am-241) nonostante vengano tutti registrati. Il caso emblematico è il Test 4, il cui spettro è disponibile nell'allegato 3, in questo caso è stata conteggiata la sorgente per 3 ore senza ulteriori disturbi, compare un picco vicino ai 50 keV, che spicca sul fondo naturale ma se visto in scala logaritmica è dello stesso ordine di grandezza, una volta sottratto il fondo naturale il software vede sicuramente una sorta di picco residuo, ma non abbastanza marcato per considerarlo tale.

```
*******************************************************************************
*****       N U C L I D E   I S O  1 1 9 2 9   R E P O R T            *****
*******************************************************************************

       Nuclide    MDA       Decision    Conf Int    Conf Int    Best Est    Best Est
       Name                 Level       Lower Lmt   Upper Lmt   Activity    Act Uncert
                (Bq /    ) (Bq /    )  (Bq /    )  (Bq /    )  (Bq /    )  (Bq /    )

       + = Nuclide identified during the nuclide identification
       > = Calculated MDA is zero due to zero counts in the region or
           the region is outside the spectrum
       ? = MDA calculation has failed
```

Figura 5.2.2.d L'analisi dello spettro del Test 4 non ha rilevato attività

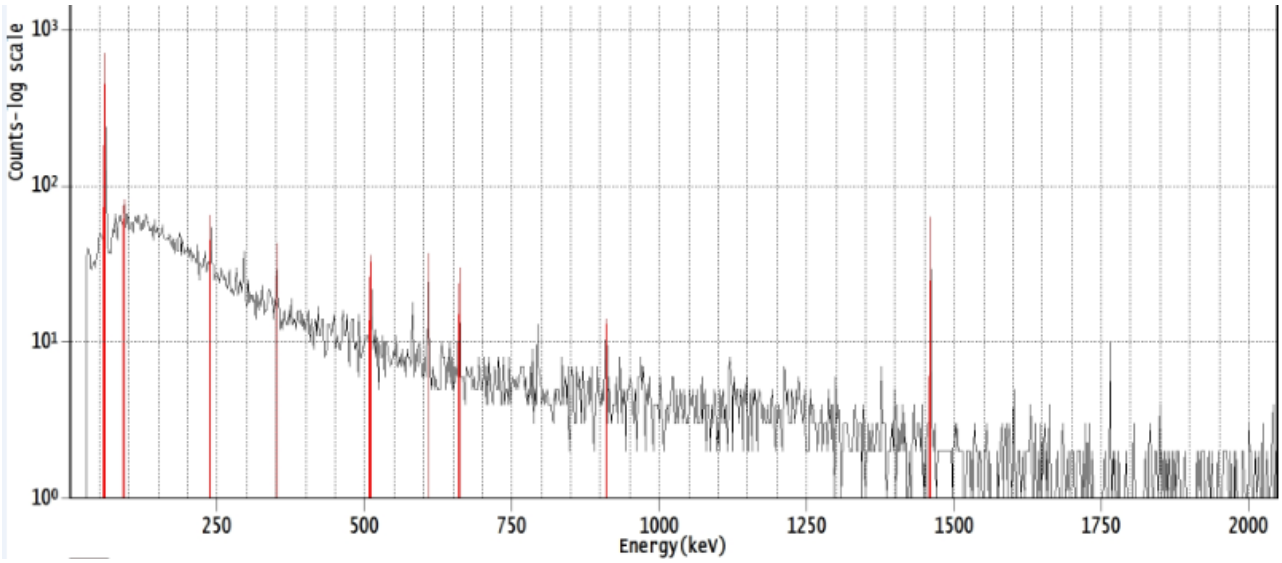


Figura 5.2.2.e Spettro "Test 4", ulteriori info nell'allegato 5.2.2.e

Utile anche notare come un conteggio lungo, effettuato nel Test 8, (spettro e report intero in allegato 5.2.2.f), con alto fondo, un conteggio del campione di 225000 secondi, e un conteggio di fondo nettamente più breve, ovvero 28800 secondi, abbia fornito una stima accettabile dell'attività del plutonio e ne abbia quasi dimezzato l'incertezza, però dimostrando che il conteggio medio di fondo in questo caso non era sufficientemente accurato. Naturalmente accade perché il fondo acquisito aveva registrato troppo pochi conteggi per avere una media sufficientemente accurata. Tani conteggi hanno permesso di avere una maggior dispersione. Come mostra il report, sono dati come presenti nel campione radionuclidi che dovrebbero far parte del fondo.

```
*******************************************************************************
*****        N U C L I D E   I S O  1 1 9 2 9   R E P O R T            *****
*******************************************************************************

        Nuclide     MDA        Decision    Conf Int    Conf Int    Best Est    Best Est
        Name                   Level       Lower Lmt   Upper Lmt   Activity    Act Uncert
                  (Bq /    ) (Bq /    )  (Bq /    )  (Bq /    )  (Bq /    )  (Bq /    )

+       AG-108m   1.90E-002  9.02E-003   8.12E-003   2.51E-002   1.66E-002  4.33E-003
+       CS-137    3.47E-001  1.69E-001   2.26E-002   3.80E-001   1.86E-001  9.33E-002
+       EU-152    3.42E-002  1.65E-002   1.50E-002   7.78E-002   4.62E-002  1.60E-002
+       Pu-239    4.86E+001  2.33E+001   2.13E+002   2.78E+002   2.46E+002  1.66E+001

         + = Nuclide identified during the nuclide identification
         > = Calculated MDA is zero due to zero counts in the region or
             the region is outside the spectrum
         ? = MDA calculation has failed
```

Figura 5.2.2.f Risultati dell'analisi dello spettro Test 8

6. Gestione materiali e rifiuti

I materiali di risulta di una qualsiasi attività, necessitano di un'accurata procedura di gestione al fine di minimizzare l'impatto della stessa e contemporaneamente renderne più economica e rapida la gestione. Questo modus operandi, si rivela necessario specialmente nei casi in cui i materiali in gioco sono per loro natura pericolosi, i materiali radioattivi rientrano a pieno diritto in questi ultimi. In questo lavoro di tesi si va ad analizzare la gestione di una parte di questa macro categoria, ovvero i materiali provenienti dal decommissioning di impianti nucleari, i quali possono essere o no radioattivi ma, occorre sapere se lo sono e quanto al fine di procedere in maniera corretta allo loro trattamento.

Questa piccola introduzione descrive il cantiere, i cui materiali sono stati presi come riferimento per la parte relativa alla gestione materiali trattata in questo lavoro di tesi.

6.1. Riferimenti normativi

La classificazione dei rifiuti radioattivi secondo il DM_07.08.2015, è già stata spiegata nel capitolo 5, ora mi concentrerò di più su quelli rilasciabili o potenzialmente rilasciabili.

Un materiale e da considerarsi non radioattivo se l'attività contenuta al suo interno è inferiore a 10^{-3} Bq/kg. In tal caso, esso è sempre rilasciabile, ma ai fini rilascio, è sufficiente che il suo indice di allontamanento sia inferiore di 1, questo indice si comporta in modo simile alla formula di scarico, con la differenza che per ogni radionuclide esistono differenti livelli di riferimento a seconda della matrice in cui è diluito (metallo, cemento, altro) e della destinazione che ha il materiale rilasciato (riuso o riciclo) e anche se ci si riferisce ad attività massica o superficiale.

Questa sommatoria rappresenta un indice di rilevanza radiologica, ammette l'allontanamento incondizionato nel caso in cui:

$$\sum \frac{C_i}{C_{Li}} < 1$$

Dove C_i è la concentrazione dell'i-esimo radionuclide (Bq/g o q cm2); C_{li} il rispettivo livello di allontanamento.

Nel caso in cui le attività si abbiano non per il singolo radionuclide ma per la somma di un gruppo di radionuclidi si considera l'attività somma e come livello di rifermento quello più restrittivo. Suddetti limiti, per il sito di Trino, sono espressi nelle tabelle 2 e 3 dell'allegato 1 del DM 2.08.2013, derivato dal Doc.ISPRA-RIS-TRINO-AP-PGT-01/2012

È anche previsto che si possa optare per un allontanamento condizionato di materiali il cui indice di allontanamento supera l'unità ma in tal caso i limiti vengono definiti da ISIN caso per caso.

Il riuso dei metalli in ambito nucleare segue n regolamento a se stante, rientra nei casi di allontanamento condizionato, ha limiti ovviamente meno restrittivi ma è permesso solo in

presenza di destinazione d'uso futura già documentata. Anche in questo caso occorre notifica all'ISIN.

6.2. L'Attività di Riconfezionamento

I materiali classificati come radioattivi e comunque tutti i materiali prodotti in zona controllata potenzialmente contaminati, vengono trattati come rifiuti e stoccati in fusti metallici (di dimensione standard da 220 litri), atti a garantirne il confinamento, in caso di elevate attività, con conseguenti elevate dosi a contatto i rifiuti vengono stoccati in due fusti concentrici (il fusto citato prima e un fusto più grande) tra i quali è interposto del materiale schermante, (solitamente sabbia, cemento o piombo) al fine di evitare che la vicinanza ad essi sottoponga gli eventuali operatori ad una dose eccessiva; tutti gli altri vengono stoccati solo nel fusto da 220 l. Per questi ultimi, è previsto, al fine della riduzione di volume occupato, un trattamento di super compattazione. Per questi fusti deformati meccanicamente, l'integrità risulta compromessa e da soli non sono quindi idonei al contenimento, di conseguenza, essi vengono confezionati a loro volta in fusti più grandi (350 - 380 litri), detti overpack, in questo caso, sono questi ultimi a dover garantire il corretto confinamento dei rifiuti in questione.

Figura 6.2 Vecchio overpack il cui contenuto è destinato ad essere trasferito in uno nuovo, le lamiere di questo vecchio, se non contaminate verranno riciclate come metallo, altrimenti trattate come rifiuto radioattivo.

Anche gli overpack, almeno quelli usati in precedenza, non sono progettati per un confinamento definitivo e non sono immuni a deterioramento; ne segue che nel caso in cui essi presentino sintomi di degrado del materiale (per esempio deformazioni o abbozzi di ruggine), o comunque dopo un certo numero di anni, essi devono essere sostituiti e il contenuto deve essere trasferito in overpack nuovi. SOGIN oltre che quelli degradati, ha optato per riconfezionare tutti gli overpack che si avvicinano o hanno superato i 30 anni di età.

6.2.1 Descrizione e scopo dell'attività

La procedura di riconfezionamento, in primis ci dà la possibilità di avere tutti overpack dello stesso formato, e soprattutto predisposti per essere utilizzati come stoccaggio definitivo nel futuro deposito nazionale, in quelli nuovi infatti, sarà possibile effettuare anche in un secondo momento una colata di cemento e rendere il contenuto un tutt'uno e definitivamente condizionato. E permette anche, di prelevare campioni di materiale, senza dover aprire i fusti ad hoc in altri momenti, al fine di verificare sperimentalmente la compatibilità dei fattori di scala (spigati in seguito) calcolati su rifiuti dalla storia simile ma prodotti in differenti fasi di vita dell'impianto o provenienti da altre parti di esso, e eventualmente correggerli ad hoc per i rifiuti presenti in loco.

Nella pratica, la procedura di riconfezionamento consiste nel prelievo dell'overpack dal deposito aggiornando nel mentre il registro delle varie operazioni svolte, si misura la dose a contatto e si individua approssimativamente il punto in cui essa è maggiore, esso sarà il punto in cui verrà prelevato un campione dei materiali all'interno; a questo punto l'overpack viene portato in un'area confinata adatta alla gestione di materiali pericolosi non sigillati (nel caso di Trino si ha a che fare con radioattività e/o amianto); una volta all'interno dell'area esso viene aperto con metodi non distruttivi (sia i 220 litri, sia gli overpack sono apribili); il contenuto (fusti super compattati) viene trasferito in un nuovo overpack, nel mentre quello vecchio viene tagliato in 6 parti e durante questa fase viene anche prelevato e confezionato il campione in duplice copia.

Figura 6.2.1a L'apertura dei fusti avviene in ambente confinato, con aspirazione d'aria potenziata al fine di mantenerlo in depressione rispetto all'esterno, gli operatori all'interno devono indossare tute protettive e maschere pieno facciali con filtri assoluti

A questo punto il nuovo overpack, i pezzi di quello vecchio (lamiere) e i campioni prelevati devono uscire dall'area di taglio ma, prima che ciò avvenga, è necessario che la contaminazione alla quale inevitabilmente sono stati esposti venga lavata via e dopo il lavaggio viene controllato che non vi sia contaminazione asportabile sul nuovo overpack e, che quella eventualmente presente sulle lamiere di quello vecchio sia sotto una certa soglia.

Figura 6.2.1.b Contaminametro portatile

Per le lamiere di risulta metodo con cui si effettua il controllo consiste in due fasi, una preliminare effettuata direttamente in cantiere mediante un contaminametro portatile, in casi sporadici la contaminazione resta elevata (non sempre è facilmente asportabile) e i pezzi in questo caso non vengono controllati in maniera approfondita, ma direttamente trattati come rifiuti e re infustati; se la contaminazione non risulta troppo elevata al controllo col contaminametro, per ogni pezzo, si passa alla seconda fase per un controllo più approfondito che consiste nello strofinare un tampone di carta assorbente su una superficie di dimensioni predefinite (300 cm2).

Figura 6.2.1.c Nuovo overpack, rispetto al vecchio tipo hanno chiusura rinforzata, e predisposizione interna a una successiva colata di cemento per stoccaggio definitivo

Per il nuovo overpack la procedura si limita al controllo mediante tampone in quanto:

- L'attività interna verrebbe anche essa letta dal contaminametro fornendo dati completamente errati
- Esso è stato solo esposto a polveri potenzialmente contaminate, le quali vengono rimosse dal lavaggio

Per il campione vale lo stesso principio del nuovo overpack ma, date le piccole dimensioni della confezione, dopo il lavaggio viene direttamente inserito in un ulteriore confezione sigillata e quindi non è necessario il controllo di contaminazione asportabile.

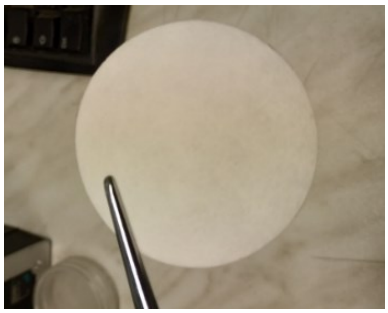


Figura 6.2.1.d Tampone (smear) effettuato su nuovo overpack

6.2.2 Provenienza e scopo dei campioni

Come già accennato i campioni vengono prelevati (se è possibile) nelle vicinanze dell'eventuale hot spot, tale metodo è preferibile in quanto aumenta la probabilità che il campione contenga abbastanza radionuclidi per renderne significativa l'analisi radiochimica. Lo scopo ultimo è la determinazione per i radionuclidi alfa emettitori e n generale quelli difficilmente rilevabili.

Figura 1.2.2. Un campione, in questo caso si tratta di uno straccio in cotone, verosimilmente utilizzato in passato per pulire o decontaminare qualche componente o strumento

6.2.3 Fattori di scala

I fattori di scala sono già stati introdotti in precedenza, essi sono in pratica dei rapporti fra attività di differenti radionuclidi, questi rapporti derivano dal fatto che differenti materiali possono avere un'origine comune e un noto tasso di "generazione", di conseguenza se si conosce la quantità di uno è possibile ricavare quella dell'altro. I fattori di scala sono stati determinati sperimentalmente nel 2017, siccome legano due quantità che cambiano nel tempo occorre aggiornarli. Concettualmente, se nel 2017 l'attività di A era pari a n*(attività di B misurata nel 2017), allora se misuro l'attività in un altro anno, per esempio 2019, devo prima portarla al 2017, poi calcolare quella di B nello stesso anno e poi far decadere B fino al 2019, ovviamente l'attualizzazione dell'attività è un termine moltiplicativo quindi posso applicare tutte le attualizzazioni direttamente sul fattore di scala. Ciò che ora è n fase di verifica è che le misure sperimentali confermino il modello, in caso affermativo i fattori di scala erano corretti.

L'unità di misura formalmente è [Bq radionuclide correlato] / [Bq radionuclide di riferimento]

Fattori di correlazione TR CR 00039 Rev 01	F.S. attualizzato	FS alla data di riferimento	Data di riferimento	Data attuale
Sr-90/Cs-137	4,203980541	4,21	31/12/2017	01/01/2020
Pu-238/Cs-137	0,165975822	0,161	31/12/2017	01/01/2020
Pu-239/Cs-137	0,580198557	0,554	31/12/2017	01/01/2020
Pu-241/Cs-137	3,500109279	3,68	31/12/2017	01/01/2020
Am-241/Cs-137	0,577326844	0,553	31/12/2017	01/01/2020
Pu-240/Cs-137	0,032690406	0,0337	31/12/2017	01/01/2020
Fe-55/Co-60	0,244377664	0,314	31/12/2017	01/01/2020
Ni-59+63/Co-60	20,82030247	16	31/12/2017	01/01/2020

Figura 6.2.3 Fattori di scala, l'attualizzazione li porta a decrescere perché il radionuclide correlato negli anni decade

6.3. Caratterizzazione

Per caratterizzazione radiologica di un materiale, si intende la determinazione dell'attività contenuta al suo interno. Come già accennato nei capitoli precedenti, il metodo più rapido e economico è la spettrometria gamma sui materiali così come sono. La sfida è riuscire in tempi ragionevoli a fornire stime affidabili dell'attività totale. In caso di errori i problemi dipendono molto dalla destinazione dei materiali; in caso di materiali comunque non rilasciabili si genera un errore che se non corretto si trascina fino alla contabilità nazionale dei rifiuti radioattivi, se un rifiuto rilasciabile viene considerato non rilasciabile non crea direttamente pericoli ma, se l'errore si ripete spesso, si sovraccaricano inutilmente i depositi temporanei di rifiuti radioattivi con ricadute economiche e di produttività; il problema peggiore è il rilascio di materiale non rilasciabile, di norma non avviene perché si utilizzano metodi estremamente cautelativi, nel caso accadesse creerebbe problemi ambientali (non risolvibili se ci si accorge troppo tardi dell'errore) e legali molto pesanti per chi commette l'errore.

6.3.1 Metodologie di Caratterizzazione

Senza considerare metodologie eccessivamente cautelative come il considerare radioattivo tutto ciò che ha varcato la porta della zona controllata, inizialmente si erano previsti tre step di controllo:

- Preliminare: effettuato rapidamente con contaminametri, rateometri e tamponi, atto a scremare i sicuramente non rilasciabili da quelli che necessitavano di un controllo intermedio
- Intermedio: progettato come una caratterizzazione vera e propria, doveva essere effettuato mediante due linee a carico automatico e scarico verso la zona controllata per i non rilasciabili e verso la zona non controllata i potenzialmente rilasciabili da inviare al controllo finale
- Finale: tipo l'intermedio con maggior sensibilità, necessitando ti tempi più lunghi si era previsto il controllo intermedio per fare sì che quest'ultimo fosse solo un'ulteriore sicurezza

I materiali, erano quindi divisi inizialmente in due categorie: non allontanabili (rifiuti) e potenzialmente allontanabili, le strade che seguivano poi erano diverse.

6.3.2. Materiali non allontanabili

Tutti i materiali che superano i livelli di rilascio non sono allontanabili, di fatto diventano rifiuti veri e propri. Per essi si può procedere in differenti modi a seconda della loro natura e del motivo per cui non sono allontanabili:

- Stoccarli temporaneamente in fusti e attendere che la contaminazione decada fin sotto ai limiti, strada solitamente non percorsa perché non fornisce risultati definitivi in tempi brevi
- Decontaminarli: se la contaminazione è asportabile, si può valutare una decontaminazione e se i benefici superano i costi e le eventuali risulte sono molto meno dei rifiuti originari è una strada conveniente
- Infustaggio: rifiuti destinati a essere caratterizzati, se comprimibili super compattati e stoccati o condizionati definitivamente a seconda dell'attività che hanno all'interno.

L'attività di riconfezionamento ha trattato 630 fusti di rifiuti super compattati (non allontanabili), mettendoli in sicurezza. Ha prodotto molti materiali potenzialmente allontanabili (quasi tutti gli overpack vecchi) e oltre ciò ha prodotto una piccola quantità di rifiuti non allontanabili. Questi ultimi erano principalmente risulte del cantiere e una piccola quantità di lamiere che non si è potuto decontaminare. I rifiuti non allontanabili vengono infustati in fusti più piccoli degli overpack perché un domani saranno super compattati e a loro volta chiusi in un overpack.

6.3.2.1. Strumentazione usata

La caratterizzazione dei rifiuti non allontanabili avviene direttamente nei fusti, con la macchina descritta nel capitolo 5, e nel caso dei pochi fusti contenenti attività troppo elevata, mediante un sistema apposito dotato di piattaforma rotante e spettrometro mobile, distanziato dalle due linee principali. Oltre che avere problemi di tempo morto, fusti con elevata attività e alto rateo di dose a distanze oltre il metro. Possono generare errori di misura in quanto verrebbero parzialmente visti dai detector, anche attraverso gli schermi, durante l'acquisizione del fusto prima o dopo. La distanza risolve il problema, perciò il sistema ritratto in foto sulla destra è posizionato fisicamente distante dai detector.

Figura 6.3.2.1 Sistema di caratterizzazione separato per fusti con elevata attività, formato da piattaforma rotante a sinistra e spettrometro mobile sulla destra.

6.3.3. Materiali potenzialmente allontanabili

Ogni materiale che necessita di essere caratterizzato, deve avere una geometria standard e ripetibile, e deve essere di matrice nota e possibilmente omogenea. Dal lato pratico, una geometria riempita in modo omogeneo è possibile solo liquidi, sabbia, terra o assimilabili. Per altre tipologie, per esempio cementi o metalli diviene difficile ridurre tutto in piccoli pezzi, in tempi ragionevoli in un ambiente confinato. Il problema però non si pone ai fini dell'allontanamento poiché una geometria con dei vuoti è anche più leggera e meno auto schermante, quindi se non si sfora con la sagoma i risultati delle analisi sono comunque affidabili. L'attività di riconfezionamento è una di quelle che ho approfondito durante la permanenza in centrale ed è quella su cui mi baserò principalmente per ulteriori esempi.

Inizialmente si era pensato che per decidere se un rifiuto fosse o no allontanabile dovesse passare per due controlli, un intermedio e un finale. Le problematiche di questa strategia, vengono a galla al momento di metterla in pratica. Il controllo finale consiste nel portare il cassone fuori dalla sona controllata, caricarlo nel sistema atto a caratterizzarlo, decidere della sua sorte. Quest'operazione richiede un operatore, un muletto, un sistema di caratterizzazione cassoni. Aggiungendo che il sistema in questione è collocato fisicamente lontano dal resto, la produttività per il singolo sistema di rado superava i 2 cassoni al giorno tenendo occupato un operatore per metà del suo tempo. Le linee di controllo finale previste erano 2, la seconda linea di progettazione migliorata poteva raggiungere la produttività di 4 o 5 cassoni al giorno. Un operatore, dedicandosi solo al controllo finale riusciva al massimo controllare 6 cassoni al giorno. Ora facendo un passo oltre si analizza il controllo intermedio che avrebbe dovuto svolgere le identiche fasi, anch'esso su due linee ma progettato per accettare il caricamento automatico di tre cassoni per linea, in questo caso con una buona organizzazione un operatore avrebbe potuto effettuare il controllo intermedio su 8 cassoni al giorno. Il risultato non era soddisfacente, e c'era anche da considerare che pochi cassoni erano borderline, quindi il controllo intermedio progettato sarebbe stato solo una duplicazione del controllo finale.

Per decidere se un rifiuto fosse o meno potenzialmente allontanabile, si effettuava una misura della contaminazione superficiale totale e asportabile su ogni singolo pezzo. Già in quella fase ci si è accorti che, effettuando le misure preliminari in modo più accurato si raggiungeva un margine di errore abbastanza baso, il che avrebbe significato la scarsa utilità di un sistema intermedio che effettui una ulteriore scrematura prima del controllo finale.

Con la messa a punto delle nuova strategia si è optato per non realizzare il controllo intermedio e, siccome garantivano la stessa sensibilità, assemblare le due linee previste in un altro posto (fuori dalla zona controllata) e utilizzarle per potenziare il controllo finale. La procedura si è snellita, invece che tre controlli se ne effettuano solo due. La vicinanza che le due linee nuove arrivate hanno rispetto agli uffici e i laboratori, permettono inoltre di ridurre considerevolmente il tempo che un operatore impiegherebbe per raggiungerle se nel frattempo deve occuparsi d'altro. In seguito verrà mostrato il confronto dei due scenari.

6.3.3.1. Strumentazione usata

I sistemi di caratterizzazione dei cassoni effettuano delle spettrometrie esattamente come quelli per i fusti, l'unica differenza che per avere una migliore precisione, occorre dividere idealmente i cassoni in 4 o 6 segmenti (a seconda della matrice da analizzare) e acquisirne un pezzo alla volta. L'unica differenza è che il cassone non è posto in rotazione.

Il vantaggio delle due nuove linee, è che possono gestire autonomamente tre cassoni per volta ognuna senza l'intervento dell'operatore, dividendo anche i rilasciabili dai non rilasciabili.

Figura 6.3.3.1 Uno dei sistemi di controllo dei cassoni durante l'acquisizione di un conteggio. La presenza di più detector (in questo caso due) accelera le acquisizioni poiché permette di acquisire gli spettri di più segmenti contemporaneamente.

7. Conclusioni sulle strategie operative adottate

In tabella sono rappresentati i due scenari descritti nel capitolo precedente, con e senza controllo intermedio. Come riferimento sulla produttività è stato considerato un lotto di cassoni allontanati nell'anno 2017.

Totale cassoni del lotto	**486**
Allontanabili	**420**
% Allontanabili	**86,42**
Non allontanabili	**66**
% Non allontanabili	**13,58**

Considerando che i sistemi di controllo finale e intermedio hanno la stessa sensibilità, tutti i cassoni non allontanabili sarebbero stati bloccati dall'intermedio. Raccogliendo assieme tutti i dati esposti prima si ottengono le seguenti performances:

giorni necessari	operatori necessari	produttività [rilasci/giorno]
81	**2**	**5,2**

Il questo caso occorrerebbero 81 giorni, ipotizzando che non vi siano fermi nei sistemi di controllo, e che vi siano sempre gli operatori presenti. Sono più di 4 mesi. Tenendo conto che mensilmente gli strumenti necessitano Q.A. e controllo fondo significa che minimo 5 giornate sono ulteriormente necessarie, tutto questo al netto di imprevisti. Studiando il secondo scenario si può vedere un netto miglioramento:

Senza controllo intermedio		
giorni necessari	**operatori necessari**	**produttività [rilasci/giorno]**
32,4	**2**	**13,0**

Questo secondo caso occorrerebbero meno di due mesi effettivi per terminare il controllo, sempre a netto di imprevisti, occorre considerare che in caso di assenza per tutto il periodo di uno dei due operatori il sistema non potrebbe comunque diventare più lento della configurazione precedente.

In un periodo in cui le idee cambiano in fretta, la scelta di una strategia sul lungo termine rappresenta una delle sfide attualmente più complicate che un direttore è costretto a prendere, spesso senza poterne vedere gli esiti. Non è questo il caso, perché i numeri come sempre parlano e in questo preciso caso si esprimono in un linguaggio che tutti possono capire e condividere. È sufficiente notare che in questo caso nei due scenari ci sono gli stessi sistemi. Si può dedurre di conseguenza che col cambio di strategia adottato da SOGIN, si è potuta aumentare di un fattore 2.5 la produttività, di un'attività sempre più importante nel decommissioning, senza ulteriori investimenti strutturali.

8. Bibliografia e sitografia

Bibliografia

SOGIN, Bilancio di Sostenibilità 2018, CdA Sogin, Roma 2019

NUREG 1507; Minimum Detectable Concentration With Typical Radiation Survey Instruments for Various Contaminants and Field Conditions; E.W. Abelquist, W.S. Brown, G.E. Powers, A.M. Huffert; Division of Regulatory Application Office of Nuclear Regulatory Research U.S. Nuclear Regulatory Commission Washington, DC June, 1998

C. Faloci, F. Lucci, A. Susanna, (a cura di), *Elementi di fisica sanitaria*, ROMA, CNEN, 1971

GammaVision A66-BW Software Version 8 User's Manual, ORTEC Part No. 783620, manual revision K – U.S.A., ORTEC, 2015

G.F. Knoll, *Radiation Detection and Measurement* ed. 4, New York, John Wiley & Sons Inc, 2010

L.A. Currie, *Detection and quantification limits: origins and historical overview*, in <<Analytica Chimica Acta>>, 391, (1999), pp. 127-134

D.Sacchi, L.Albertone, Metodi Avanzati di spettrometria Gamma, AMTETEK s.r.l, ARPA Piemonte

R.M. Castro, V.R. Vanin, P.R. Pascholati, N.L. Maidana, M.S. Dias, M.F. Koskinasd; Developing 152Eu into a standard for detector efficiency calibration; Applied Radiation and Isotopes 60 (2004) 283–287; ELSEVIER

NEA, Nuclear energy data 2007, OECD, 2007

C. Polvani, Elementi di Radioprotezione, ENEA, 1993

Sitografia

https://www.nature.com/articles/d41586-019-01212-8

http://www.nucleide.org/Laraweb/index.php

www.sogin.it

www.depositonazionale.it

Riferimenti normativi

D.M.27.07.1966

D.M.25.09.1982

D.M.28.9.2011

D.M.02.08.2012. Allegato 1

D.lgs.230.95 e ss.mm.ii.

D.L. n. 241 del 26.05.2000

Legge n.1860.31.12.1962

Reg. EURATOM 3227-1976

Reg. EURATOM n. 302-2005

DM del 2.08.2012 (decreto di disattivazione, MISE)

DL del 15.02.2010

DL del 07.08.2015

DL n.52 del 6.02.2007

Documenti Aziendali di Riferimento

TR FS 00036 - SOGIN -Taratura del Whole Body Counter con l'utilizzo del fantoccio POK, 2012

TR FS 00080 – SOGIN Rapporto di taratura WBC 2017

TR FS 00076 Rev.00, SOGIN Istruzione operativa per la taratura e l'utilizzo del sistema WBC

PROCEDURA TECNICO GESTIONALE A.C.P.-004 rev.2, SOGIN, 2010

TR MS 00085 Rev.3, SOGIN, Manuale Fisica Sanitaria

TR Q 0030_00, SOGIN

TR Q 0033_00, SOGIN

TR CR 00038 Rev.01, SOGIN

Specifica Tecnica DOC n.16/CFS, ENEL GIN Caorso 3/10/1991

Manuale d’uso del software SORAD 5/11/1991

Ringraziamenti

Al termine di questa esperienza durata un anno è doveroso ringraziare molte persone che direttamente o indirettamente mi hanno permesso di raggiungere questo traguardo.

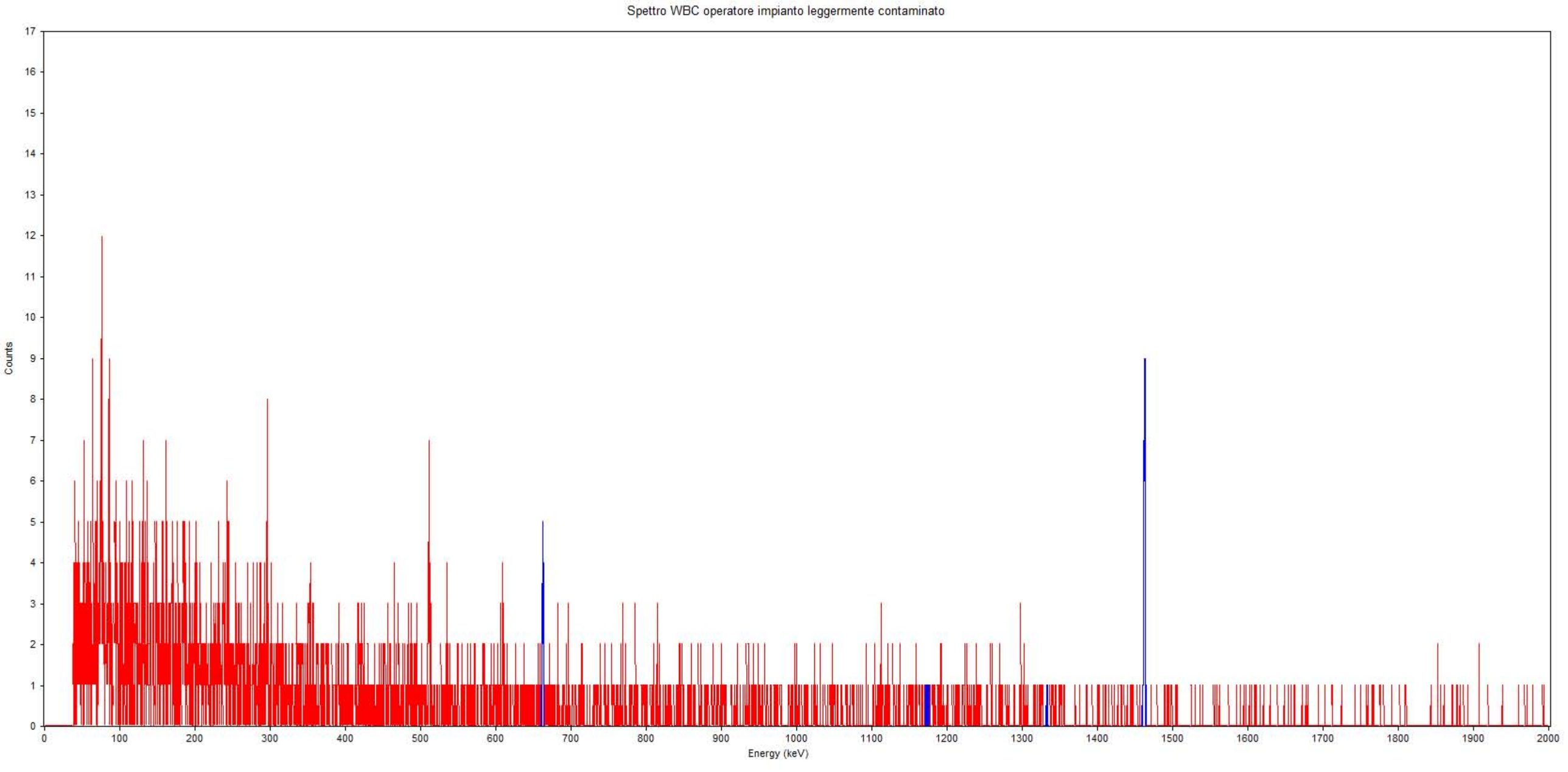
Innanzitutto ringrazio chi ha permesso lo svolgimento di questa esperienza di tirocinio presso SOGIN Trino, innanzitutto il prof Massimo Zucchetti, relatore, e il prof. Mario De Salve, Co-relatore, per avermi aiutato ad iniziare questa esperienza e per aver accettato di seguirmi e supportarmi durante la stesura di questo lavoro di Tesi; dall'altro i tutor in azienda, Ing. Fulvio Mattioda e Ing. Donatella Tarsia Morisco per avermi concesso l'opportunità di svolgere quest'esperienza e per il supporto mai negatomi, ringrazio anche i colleghi con cui ho avuto la fortuna di poter collaborare: Sara, Basilio, Pablo, Elisa, Luca, Matteo, Samantha, Viviana, Fabrizio e Christian per avermi accolto e insegnato a lavorare in un ambiente al di fuori poco conosciuto.

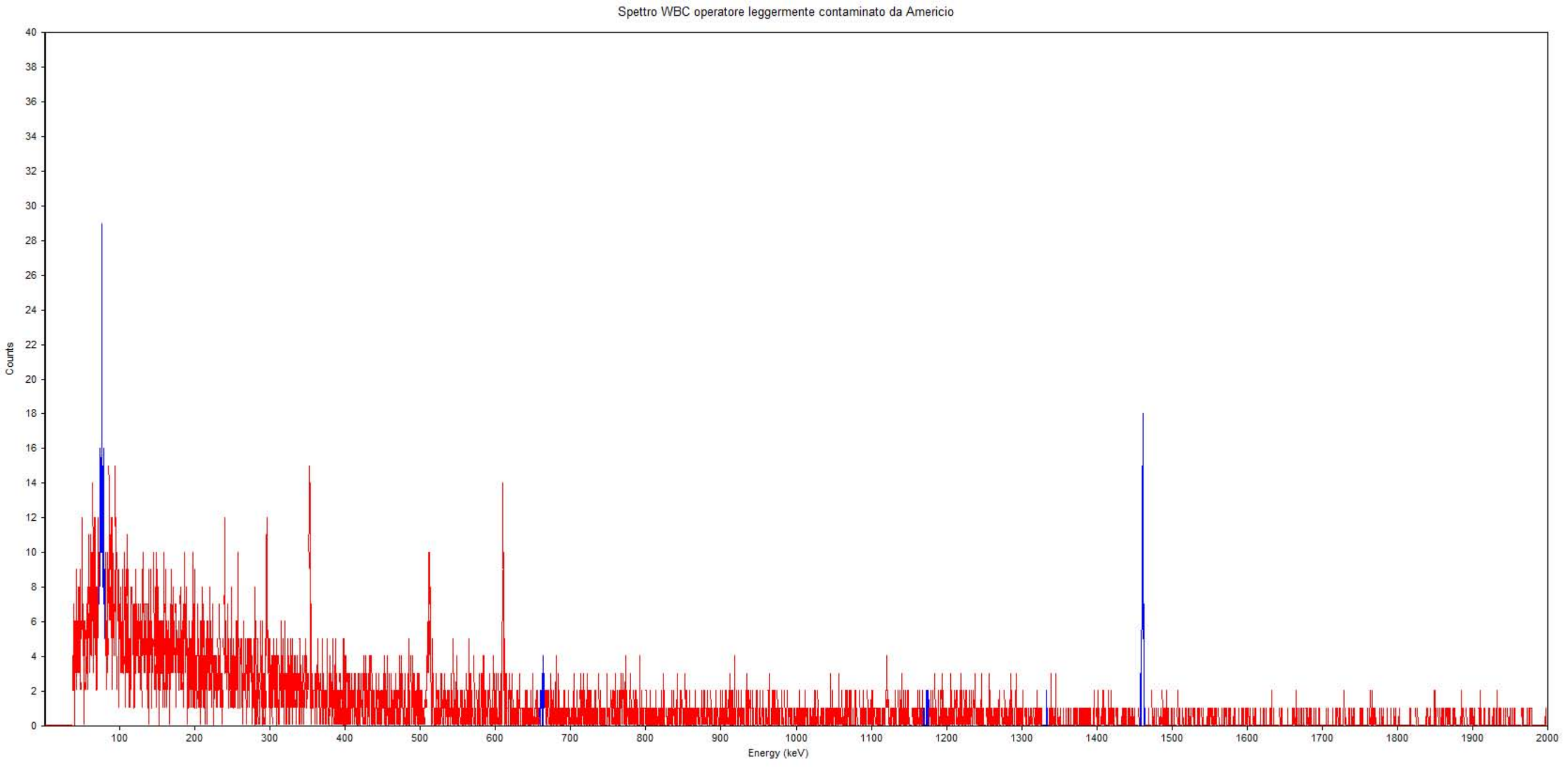
Un ringraziamento speciale va alla mia famiglia per l'insostituibile supporto umano e materiale mai venuto a mancare, senza il quale non avrei mai potuto vivere le esperienze avute fino ad ora, in special modo questa.

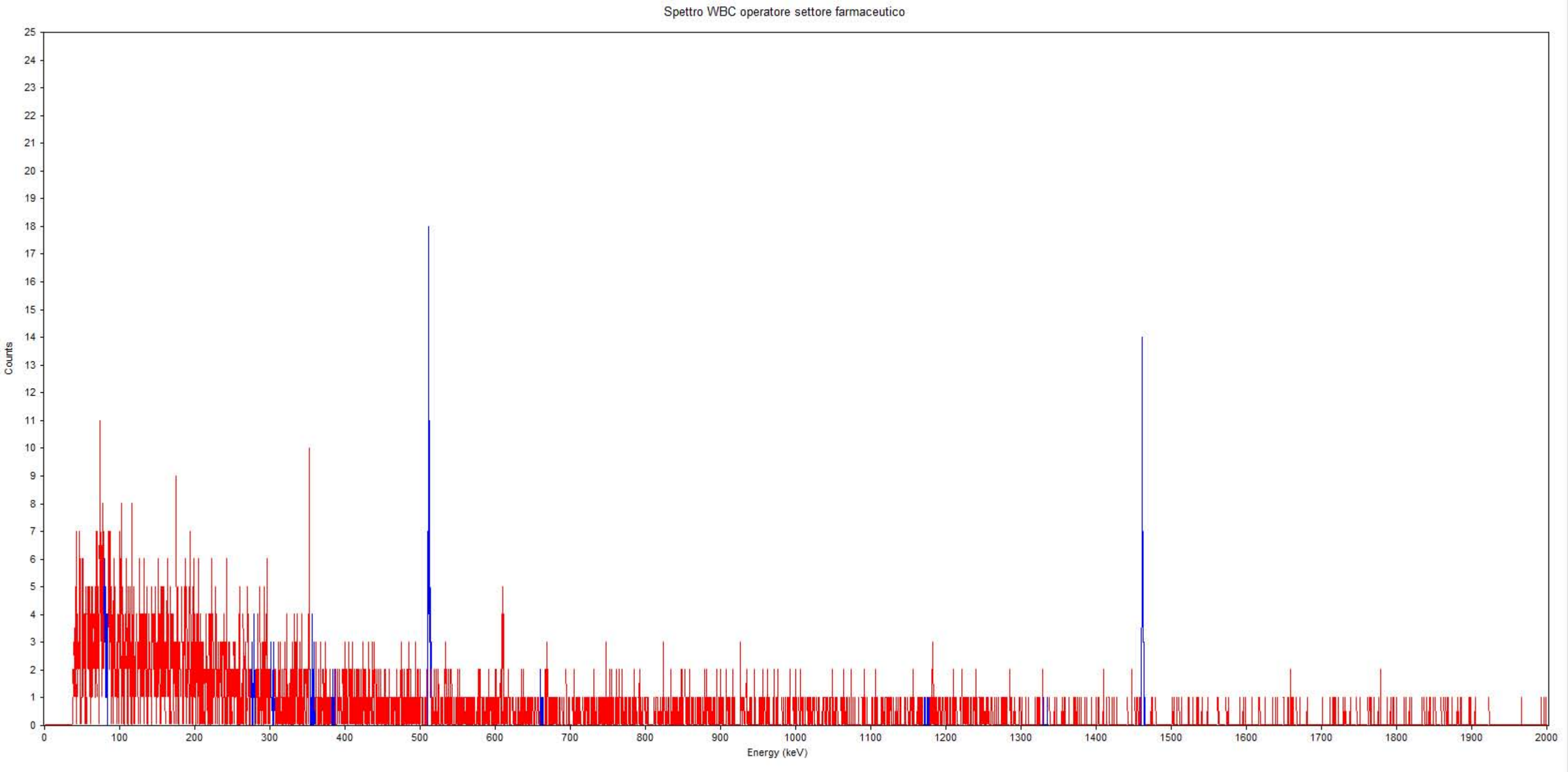
Un ringraziamento va anche a Edoardo, per alcuni mesi collega di tesi con cui ho potuto condividere gioie e disagi della fine di un percorso universitario, agli amici per esserci sempre stati, a tutti quelli con cui ho condiviso qualcosa in questi anni.

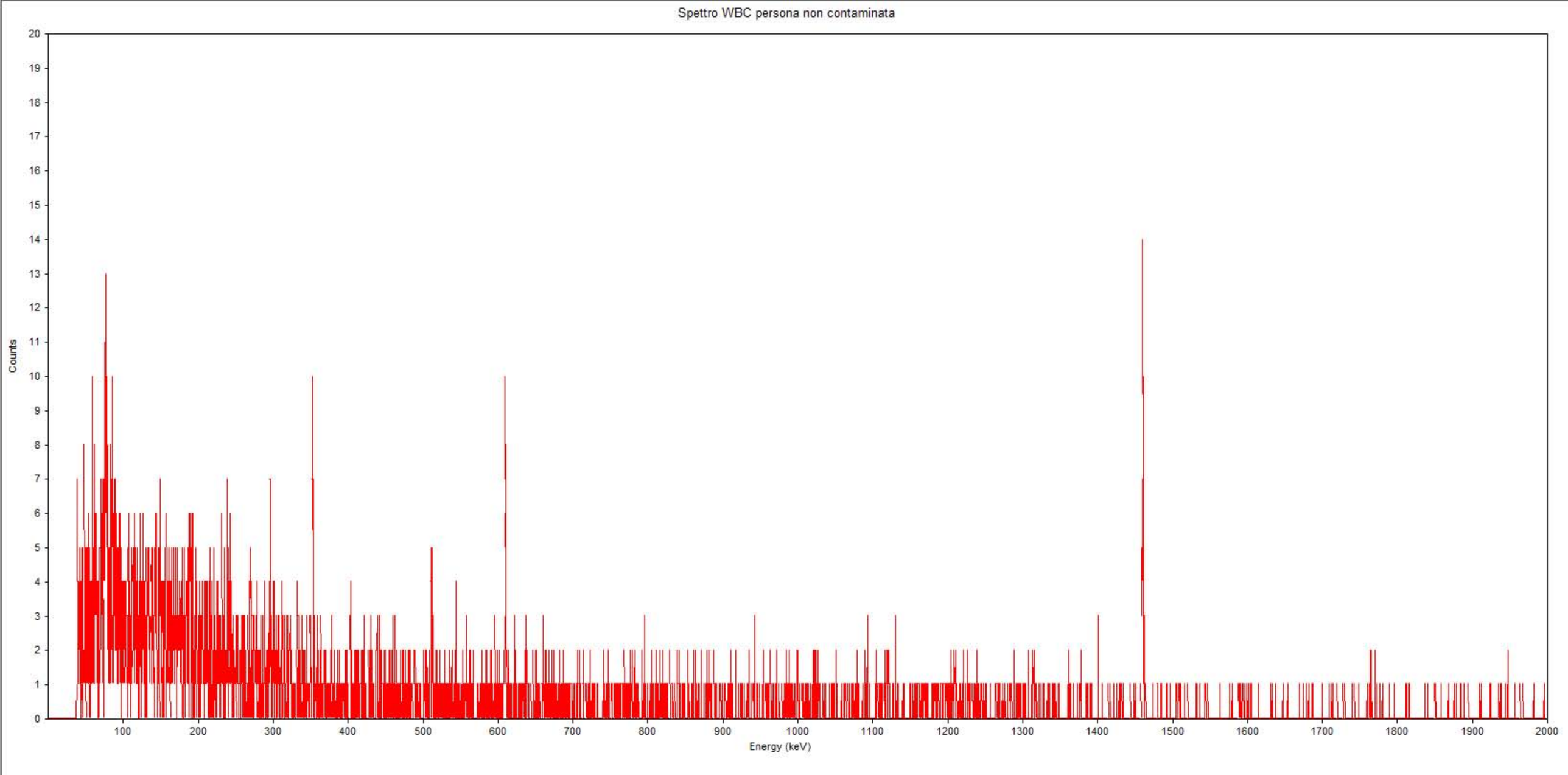
Semplicemente Grazie

10. Allegati


Spettro WBC operatore impianto leggermente contaminato
Counts
Energy (keV)
0
1
2
3
4
5
6
7
8
9
10
11
12
13
14
15
16
17
0
100
200
300
400
500
600
700
800
900
1000
1100
1200
1300
1400
1500
1600
1700
1800
1900
2000


Spettro WBC operatore leggermente contaminato da Americio
Counts
Energy (keV)
0
2
4
6
8
10
12
14
16
18
20
22
24
26
28
30
32
34
36
38
40
100
200
300
400
500
600
700
800
900
1000
1100
1200
1300
1400
1500
1600
1700
1800
1900
2000


Spettro WBC operatore settore farmaceutico
Counts
Energy (keV)
0
1
2
3
4
5
6
7
8
9
10
11
12
13
14
15
16
17
18
19
20
21
22
23
24
25
0
100
200
300
400
500
600
700
800
900
1000
1100
1200
1300
1400
1500
1600
1700
1800
1900
2000


Spettro WBC persona non contaminata
Counts
Energy (keV)
0
1
2
3
4
5
6
7
8
9
10
11
12
13
14
15
16
17
18
19
20
100
200
300
400
500
600
700
800
900
1000
1100
1200
1300
1400
1500
1600
1700
1800
1900
2000

```
♀*************************************************************************
*****        G A M M A   S P E C T R U M   A N A L Y S I S        *****
*************************************************************************


Filename: DET01,C:\GENIE2K\CAMFILES\00000081.CNF

Report Generated On              : 22/11/2019 16:15:41

Sample Title                     : Test 5
Sample Description               : Sorgente Co-60 3.7E5 Bq
Sample Identification            :
Sample Type                      :
Sample Geometry                  : Puntiforme su detector

Peak Locate Threshold            :  3.00
Peak Locate Range (in channels) :   150 -  8192
Peak Area Range (in channels)   :   150 -  8192
Identification Energy Tolerance :    1.000 keV

Sample Size                      :  1.000E+000

Sample Taken On                  : 29/10/2019 11:29:00
Acquisition Started              : 22/11/2019 13:33:57

Live Time                        :     6084.8 seconds
Real Time                        :     9678.5 seconds

Dead Time                        :  37.13 %


              Energy Calibration Used Done On       : 31/10/2019
              Efficiency Calibration Used Done On   : 05/12/2016
              Efficiency ID                         :
```



```
*************************************************************************
*****   N U C L I D E   I D E N T I F I C A T I O N   R E P O R T   *****
*************************************************************************

     Sample Title:         prova convergenza
     Nuclide Library Used: C:\GENIE2K\CAMFILES\FISICA TRINO 2019.NL

   ....................    IDENTIFIED NUCLIDES     ....................

   Nuclide    Id       Energy   Yield     Activity     Activity
   Name    Confidence  (keV)     (%)     (Bq /    )   Uncertainty

   CO-60     0.998   1173.23*   99.85    3.757E+005   5.473E+003
                     1332.49*   99.98    3.761E+005   5.730E+003
   CS-137    0.964    661.66*   84.99    1.449E+002   1.151E+001

       * = Energy line found in the spectrum.
       Energy Tolerance :    1.000 keV
       Nuclide confidence index threshold =   0.30
       Errors quoted at  1.000 sigma


   **********   U N I D E N T I F I E D   P E A K S   **********

               Peak Locate Performed on:  22/11/2019 16:15:41
               Peak Locate From Channel:    150
               Peak Locate To Channel:     8192

       Peak   Energy     Peak Size in        Peak CPS      Peak     Tol.
        No.   (keV)    Counts per Second   % Uncertainty   Type   Nuclide
```

F	1	75.10	6.1379E-001	18.12	
F	2	151.24	1.3144E+000	8.70	D-Esc.
F	3	310.32	7.6897E+000	1.53	D-Esc.
F	4	346.90	3.3904E-001	25.40	
F	5	510.60	3.6015E+000	3.71	
F	7	821.14	1.0463E+001	1.56	S-Esc.
M	8	1113.11	6.8584E+000	5.19	
m	9	1116.50	7.3904E+000	5.23	
F	11	1322.23	3.5425E-001	11.66	
F	13	1483.75	3.2895E-001	10.78	
F	14	1536.80	8.5352E-002	28.14	
F	15	1995.42	4.6625E-001	9.31	Sum

M = First peak in a multiplet region
m = Other peak in a multiplet region
F = Fitted singlet

Errors quoted at 1.000 sigma

****
***** N U C L I D E M D A R E P O R T *****
****

Detector Name: DET01
Sample Geometry:
Sample Title: prova convergenza
Nuclide Library Used: C:\GENIE2K\CAMFILES\FISICA TRINO 2019.NL
MDA Confidence Levels: Alpha = 5.00%; Beta = 4.16%

	Nuclide Name	Energy (keV)	Yield (%)	Line MDA (Bq /)	Nuclide MDA (Bq /)	Activity (Bq /)	Dec Thresh (Bq /)
	MN-54	834.85	99.98	5.2802E+001	5.28E+001	-1.1278E+001	2.5687E+001
+	CO-60	1173.23*	99.85	9.8546E+001	6.77E+001	3.7567E+005	4.7946E+001
		1332.49*	99.98	6.7703E+001		3.7614E+005	3.2926E+001
?	@ AG-108	433.94	90.50	Failed Calc	0.00E+000	3.7000E+024	3.7000E+024
?	@	614.28	89.80	Failed Calc		3.7000E+024	3.7000E+024
?	@	722.93	90.80	Failed Calc		3.7000E+024	3.7000E+024
	SB-125	427.87	29.55	7.8270E+001	7.83E+001	-2.1516E+001	3.8060E+001
		463.36	10.48	2.3482E+002		-4.1999E+001	1.1411E+002
		600.60	17.76	1.8620E+002		-1.1388E+002	9.0489E+001
		635.95	11.32	3.0968E+002		2.2126E+001	1.5049E+002
	CS-134	569.33	15.37	2.0545E+002	3.43E+001	-2.1676E+001	9.9911E+001
		604.72	97.63	3.4303E+001		-1.3211E+000	1.6684E+001
		795.86	85.47	5.5023E+001		-1.4972E+001	2.6765E+001
+	CS-137	661.66*	84.99	7.0559E+001	7.06E+001	1.4487E+002	3.4332E+001
	EU-152	121.78	28.41	3.2443E+001	3.24E+001	6.3767E+000	1.5748E+001

	344.28	26.59	7.4949E+001		-1.6441E+001 3.6429E+001
	778.90	12.97	3.4437E+002		-1.1982E+002 1.6733E+002
	964.08	14.50	4.4959E+002		1.3316E+002 2.1846E+002
	1085.84	10.13	6.4196E+002		-1.4034E+002 3.1148E+002
	1112.08	13.41	5.0801E+002		7.7832E+002 2.4676E+002
	1408.01	20.85	1.1392E+002		-3.8574E+000 5.5208E+001
EU-154	123.07	40.40	2.2976E+001	2.30E+001	-3.7042E-001 1.1173E+001
	723.30	20.05	2.0068E+002		-2.0425E+001 9.7613E+001
	873.18	12.17	4.5244E+002		-3.0599E+002 2.2011E+002
	996.25	10.50	6.0682E+002		5.8519E+001 2.9521E+002
	1004.72	17.86	3.5601E+002		1.4915E+002 1.7320E+002
	1274.43	34.90	7.4996E+001		-3.8900E+001 3.6424E+001
AM-241	59.54	35.90	2.3983E+001	2.40E+001	-2.3088E+000 1.1633E+001

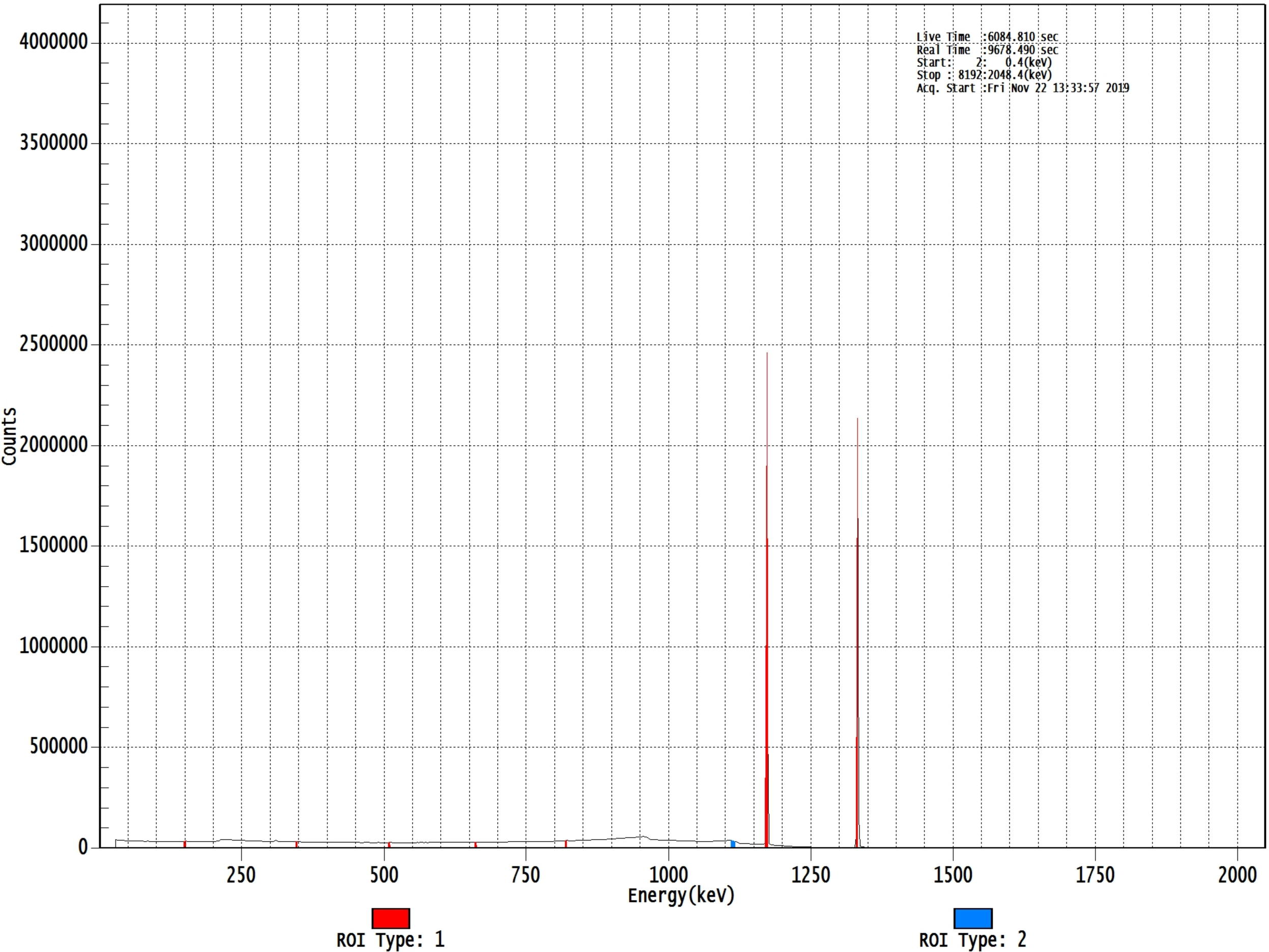
+ = Nuclide identified during the nuclide identification
* = Energy line found in the spectrum
> = Calculated MDA is zero due to zero counts in the region or the region is outside the spectrum
@ = Half-life too short to be able to perform the decay correction
? = CAUTION: MDA value is inconsistent with Currie MDA at 95% confidence level
ISO11929 characteristic limits calculated.

****
***** N U C L I D E I S O 1 1 9 2 9 R E P O R T *****
****

	Nuclide Name	MDA (Bq /)	Decision Level (Bq /)	Conf Int Lower Lmt (Bq /)	Conf Int Upper Lmt (Bq /)	Best Est Activity (Bq /)	Best Est Act Uncert (Bq /)
+	CO-60	6.77E+001	3.29E+001	3.68E+005	3.84E+005	3.76E+005	3.96E+003
+	CS-137	7.06E+001	3.43E+001	1.22E+002	1.67E+002	1.45E+002	1.15E+001

+ = Nuclide identified during the nuclide identification
> = Calculated MDA is zero due to zero counts in the region or the region is outside the spectrum
? = MDA calculation has failed

00000081.CNF



TEST_11

****
***** G A M M A S P E C T R U M A N A L Y S I S *****
****

Filename: D:\TEST plutonio\TEST_11.CNF

Report Generated On : 09/03/2020 16:09:17

Sample Title : TEST 11 sorgente Pu-239 con campione
Sample Description :
Sample Identification :
Sample Type :
Sample Geometry :

Peak Locate Threshold : 3.00
Peak Locate Range (in channels) : 150 - 8192
Peak Area Range (in channels) : 150 - 8192
Identification Energy Tolerance : 1.000 keV

Sample Size : 1.000E+000

Sample Taken On : 17/02/2020 14:19:00
Acquisition Started : 20/02/2020 08:38:26

Live Time : 25000.0 seconds
Real Time : 25007.1 seconds

Dead Time : 0.03 %

Energy Calibration Used Done On : 31/10/2019
Efficiency Calibration Used Done On : 06/12/2016
Efficiency ID :

♀Peak Locate Analysis Report 09/03/2020 16:09:17 Page 2

****
***** P E A K L O C A T E R E P O R T *****
****

Detector Name: DET01
Sample Title: TEST 11 sorgente Pu-239 con campione
Peak Locate Performed on: 09/03/2020 16:09:17
Peak Locate From Channel: 150
Peak Locate To Channel: 8192
Peak Search Sensitivity: 3.00

Peak No.	Centroid Channel	Centroid Uncertainty	Energy (keV)	Peak Significance
1	199.19	0.3779	49.76	3.01
2	207.14	0.2731	51.70	4.95
3	238.87	0.0854	59.65	49.30
4	253.46	0.2875	63.33	4.34
5	300.02	0.3147	74.98	3.53
6	309.73	0.2938	77.31	4.50
7	370.77	0.2284	92.62	5.79
8	395.46	0.3192	98.78	3.42
9	743.20	0.2123	185.75	7.38
10	954.05	0.2055	238.48	7.80
11	1180.04	0.2765	294.98	4.04
12	1406.69	0.2079	351.64	5.87
13	1851.18	0.3275	462.83	3.06
14	2042.07	0.2348	510.56	3.46
15	2331.01	0.2529	582.82	3.53
16	2435.89	0.1924	608.97	5.25
17	2644.45	0.0993	661.20	23.79

18	3642.92	0.2605	910.57	3.46
19	4478.06	0.2487	1119.61	3.35
20	4690.79	0.2280	1172.70	3.85
21	5327.08	0.2090	1331.98	4.50
22	5841.50	0.1446	1460.62	8.50
23	7055.66	0.2236	1764.16	4.26

? = Adjacent peak noted

Errors quoted at 1.000 sigma

****
***** P E A K A N A L Y S I S R E P O R T *****
****

Detector Name: DET01
Sample Title: TEST 11 sorgente Pu-239 con campione
Peak Analysis Performed on: 09/03/2020 16:09:17
Peak Analysis From Channel: 150
Peak Analysis To Channel: 8192

	Peak No.	ROI start	ROI end	Peak centroid	Energy (keV)	FWHM (keV)	Net Peak Area	Net Area Uncert.	Continuum Counts
M	1	192-	214	199.33	49.76	0.98	1.26E+002	22.49	6.47E+002
m	2	192-	214	207.10	51.70	0.99	2.37E+002	27.68	7.21E+002
F	3	231-	245	238.89	59.65	0.94	8.83E+003	96.89	7.55E+002
F	4	249-	260	253.58	63.33	0.79	1.19E+002	19.63	3.81E+002
M	5	289-	314	300.18	74.98	0.82	1.03E+002	19.06	4.05E+002
m	6	289-	314	309.52	77.31	0.82	1.12E+002	19.68	4.03E+002
F	7	364-	375	370.74	92.62	1.06	3.00E+002	27.56	4.85E+002
F	8	388-	401	395.36	98.78	0.82	8.64E+001	19.50	4.83E+002
F	9	734-	751	743.16	185.75	1.03	2.70E+002	24.35	5.26E+002
F	10	949-	960	954.02	238.48	0.82	1.75E+002	20.21	3.19E+002
F	11	1174-	1194	1179.97	294.98	1.02	8.91E+001	16.48	3.71E+002
F	12	1399-	1413	1406.59	351.64	1.19	1.85E+002	19.37	2.19E+002
F	13	1848-	1856	1851.24	462.83	0.69	2.29E+001	9.61	8.83E+001
F	14	2031-	2052	2042.10	510.56	2.67	3.86E+002	25.02	2.09E+002
F	15	2325-	2340	2331.10	582.82	1.25	6.36E+001	12.41	1.05E+002
F	16	2427-	2444	2435.67	608.97	1.61	2.06E+002	17.08	8.38E+001
F	17	2636-	2655	2644.53	661.20	1.36	1.85E+003	44.21	9.58E+001
F	18	3634-	3648	3641.80	910.57	1.67	5.26E+001	10.35	4.49E+001
F	19	4470-	4485	4477.78	1119.61	1.32	3.66E+001	8.81	4.24E+001
F	20	4681-	4698	4690.06	1172.70	1.80	7.58E+001	10.79	3.62E+001
F	21	5319-	5336	5327.05	1331.98	1.63	6.68E+001	9.63	2.21E+001
F	22	5830-	5853	5841.48	1460.62	1.87	3.25E+002	18.77	2.66E+001
F	23	7050-	7061	7055.38	1764.16	1.03	3.09E+001	6.64	1.35E+001

M = First peak in a multiplet region
m = Other peak in a multiplet region
F = Fitted singlet

Errors quoted at 1.000 sigma

****
***** P E A K W I T H N I D R E P O R T *****
****

Detector Name: DET01
Sample Title: TEST 11 sorgente Pu-239 con campione
Peak Analysis Performed on: 09/03/2020 16:09:17
Peak Analysis From Channel: 150
Peak Analysis To Channel: 8192

Tentative NID Library:
Peak Match Tolerance : 1.000 keV

Peak No.	ROI Start	ROI End	Peak Centroid	Energy (keV)	Net Peak Area	Net Area Uncert.	Continuum Counts	Tentative Nuclide

M = First peak in a multiplet region
m = Other peak in a multiplet region
F = Fitted singlet

Errors quoted at 1.000 sigma

BACKGROUND SUBTRACT REPORT

Detector Name: DET01
Sample Title: TEST 11 sorgente Pu-239 con campione
Peak Analysis Performed on: 09/03/2020 16:09:17

Env. Background File: D:\TEST plutonio\TEST_11_fondo.CNF

	Peak No.	Energy (keV)	Original Area	Orig. Area Uncert.	Ambient Background	Backgr. Uncert.	Subtracted Area	Subtracted Uncert.
M	1	49.76	1.26E+002	44.98			1.26E+002	4.50E+001
m	2	51.70	2.37E+002	55.36			2.37E+002	5.54E+001
F	3	59.65	8.83E+003	193.78			8.83E+003	1.94E+002
F	4	98.78	8.64E+001	39.00			8.64E+001	3.90E+001
F	5	462.83	2.29E+001	19.22			2.29E+001	1.92E+001

M = First peak in a multiplet region
m = Other peak in a multiplet region
F = Fitted singlet

Errors quoted at 2.000 sigma

PEAK EFFICIENCY REPORT

Detector Name: DET01
Sample Title: TEST 11 sorgente Pu-239 con campione
Peak Analysis Performed on: 09/03/2020 16:09:17

	Peak No.	Energy (keV)	Net Peak Area	Net Area Uncertainty	Peak Efficiency	Efficiency Uncertainty
M	1	49.76	1.26E+002	44.98	1.50E-001	2.11E-002
m	2	51.70	2.37E+002	55.36	1.55E-001	1.82E-002
F	3	59.65	8.83E+003	193.78	1.67E-001	1.02E-002
F	4	98.78	8.64E+001	39.00	1.60E-001	5.96E-003
F	5	462.83	2.29E+001	19.22	5.06E-002	1.35E-003

M = First peak in a multiplet region
m = Other peak in a multiplet region
F = Fitted singlet

Errors quoted at 2.000 sigma

****
***** N U C L I D E I D E N T I F I C A T I O N R E P O R T *****
****

Sample Title: TEST 11 sorgente Pu-239 con campione
Nuclide Library Used: D:\TEST plutonio\fisica_trino_PU239_no_A

..... IDENTIFIED NUCLIDES .....

Nuclide Name	Id Confidence	Energy (keV)	Yield (%)	Activity (Bq /)	Activity Uncertainty
Pu-239	0.978	38.66	0.01		
		51.26*	0.03	2.276E+002	5.943E+001

* = Energy line found in the spectrum.
Energy Tolerance : 1.000 keV
Nuclide confidence index threshold = 0.30
Errors quoted at 2.000 sigma

********** U N I D E N T I F I E D P E A K S **********

Peak Locate Performed on: 09/03/2020 16:09:17
Peak Locate From Channel: 150
Peak Locate To Channel: 8192

	Peak No.	Energy (keV)	Peak Size in Counts per Second	Peak CPS % Uncertainty	Peak Type	Tol. Nuclide
M	1	49.76	5.0482E-003	35.64		
F	3	59.65	3.5316E-001	2.19		
F	4	98.78	3.4561E-003	45.14		
F	5	462.83	9.1407E-004	84.11	Tol.	SB-125

M = First peak in a multiplet region
m = Other peak in a multiplet region
F = Fitted singlet

Errors quoted at 2.000 sigma

****
***** N U C L I D E M D A R E P O R T *****
****

Detector Name: DET01
Sample Geometry:
Sample Title: TEST 11 sorgente Pu-239 con campione
Nuclide Library Used: D:\TEST plutonio\fisica_trino_PU239_no_A
MDA Confidence Levels: Alpha = 5.00%; Beta = 4.16%

Nuclide Name	Energy (keV)	Yield (%)	Line MDA (Bq /)	Nuclide MDA (Bq /)	Activity (Bq /)	Dec Thresh (Bq /)
MN-54	834.85	99.98	4.6363E-002	4.64E-002	-1.5331E-002	2.0576E-002
CO-60	1173.23	99.85	1.0437E-001	1.04E-001	1.3091E-001	4.8012E-002
	1332.49	99.98	1.1095E-001		2.0426E-001	5.0843E-002
AG-108m	79.13	6.60	3.4285E-001	4.79E-002	-4.6818E-001	1.5892E-001

		433.94	90.50	5.2704E-002		2.4319E-002
2.4481E-002						
		614.28	89.80	4.7935E-002		4.4560E-003
2.1670E-002						
		722.94	90.80	5.2674E-002		1.4083E-002
2.3717E-002						
	SB-125	427.87	29.55	1.5875E-001	1.59E-001	-3.4185E-002
7.3714E-002						
		463.36	10.48	4.5342E-001		3.1200E-002
2.0977E-001						
		600.60	17.76	2.4413E-001		3.9791E-003
1.1064E-001						
		635.95	11.32	4.5025E-001		2.2746E-001
2.0556E-001						
	CS-134	569.33	15.37	3.0165E-001	5.08E-002	-3.3745E-002
1.3792E-001						
		604.72	97.63	5.0790E-002		7.1717E-003
2.3240E-002						
		795.86	85.47	6.3023E-002		-1.1654E-003
2.8464E-002						
	CS-137	661.66	84.99	2.7662E-001	2.77E-001	2.4084E+000
1.3281E-001						
	EU-152	121.78	28.41	9.5146E-002	9.51E-002	-2.7768E-002
4.4844E-002						
		344.28	26.59	1.6371E-001		3.4365E-002
7.6385E-002						
		778.90	12.97	4.0610E-001		5.7515E-002
1.8323E-001						
		964.08	14.50	3.7976E-001		1.4171E-001
1.6886E-001						
		1085.84	10.13	5.9357E-001		-1.7857E-002
2.6273E-001						
		1112.08	13.41	4.5872E-001		-1.8236E-001
2.0326E-001						
		1408.01	20.85	2.7322E-001		7.0128E-004
1.1674E-001						
	EU-154	123.07	40.40	6.9577E-002	6.96E-002	4.6549E-002
3.2887E-002						
		723.30	20.05	2.3282E-001		-6.2594E-003
1.0476E-001						
		873.18	12.17	4.4656E-001		1.5011E-001
2.0037E-001						
		996.25	10.50	5.5283E-001		1.1693E-001
2.4659E-001						
		1004.72	17.86	2.9612E-001		-1.8935E-001
1.3079E-001						
		1274.43	34.90	1.6606E-001		-3.6786E-002
7.2149E-002						
+	Pu-239	38.66	0.01	3.4905E+002	1.27E+002	1.1161E+002
1.4681E+002						
		51.26*	0.03	1.2706E+002		2.2759E+002
5.9900E+001						

+ = Nuclide identified during the nuclide identification
* = Energy line found in the spectrum
> = Calculated MDA is zero due to zero counts in the region or
the region is outside the spectrum
@ = Half-life too short to be able to perform the decay correction
? = CAUTION: MDA value is inconsistent with Currie MDA at 95% confidence
level
ISO11929 characteristic limits calculated.

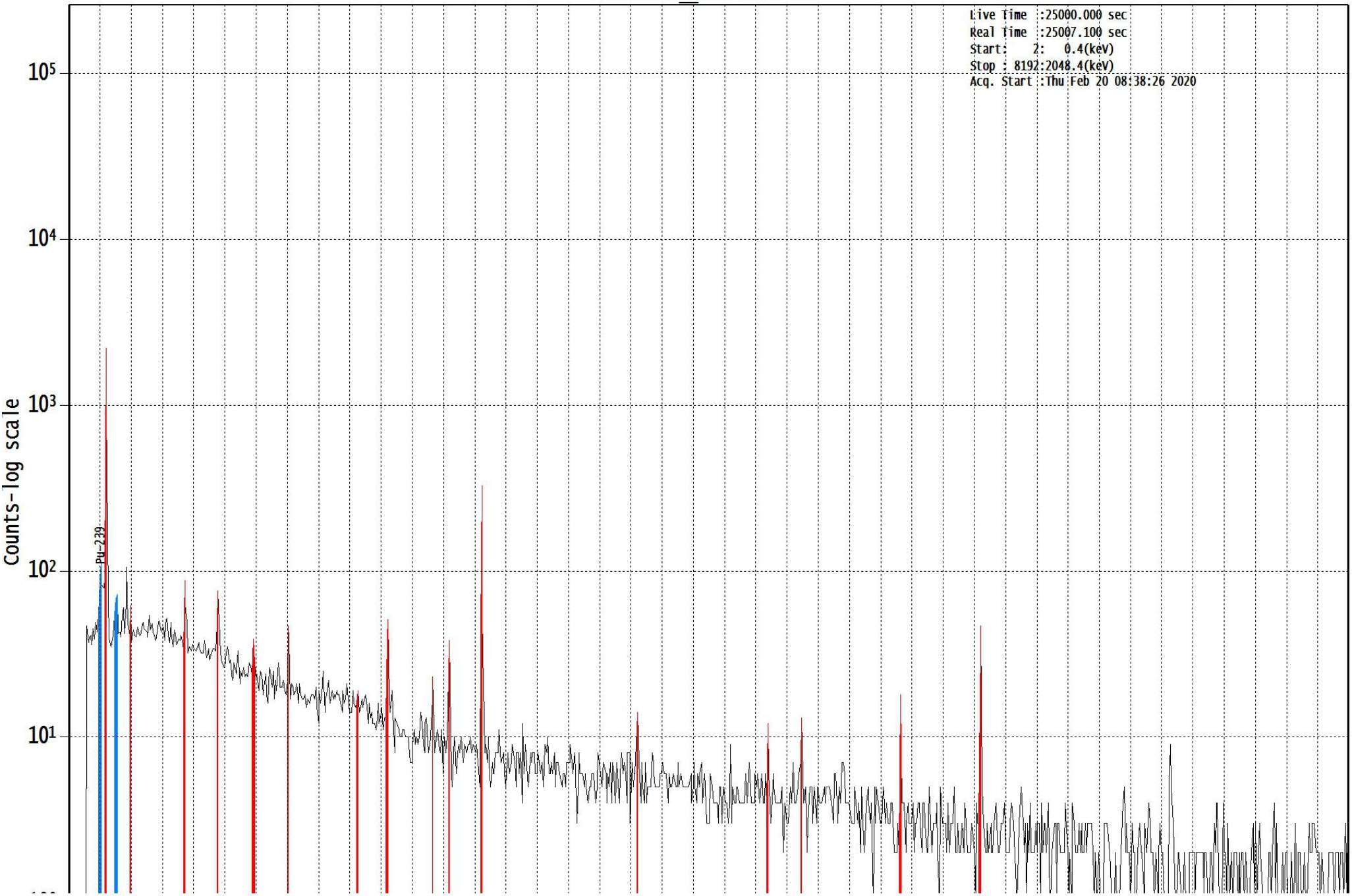
****
***** N U C L I D E I S O 1 1 9 2 9 R E P O R T *****
****

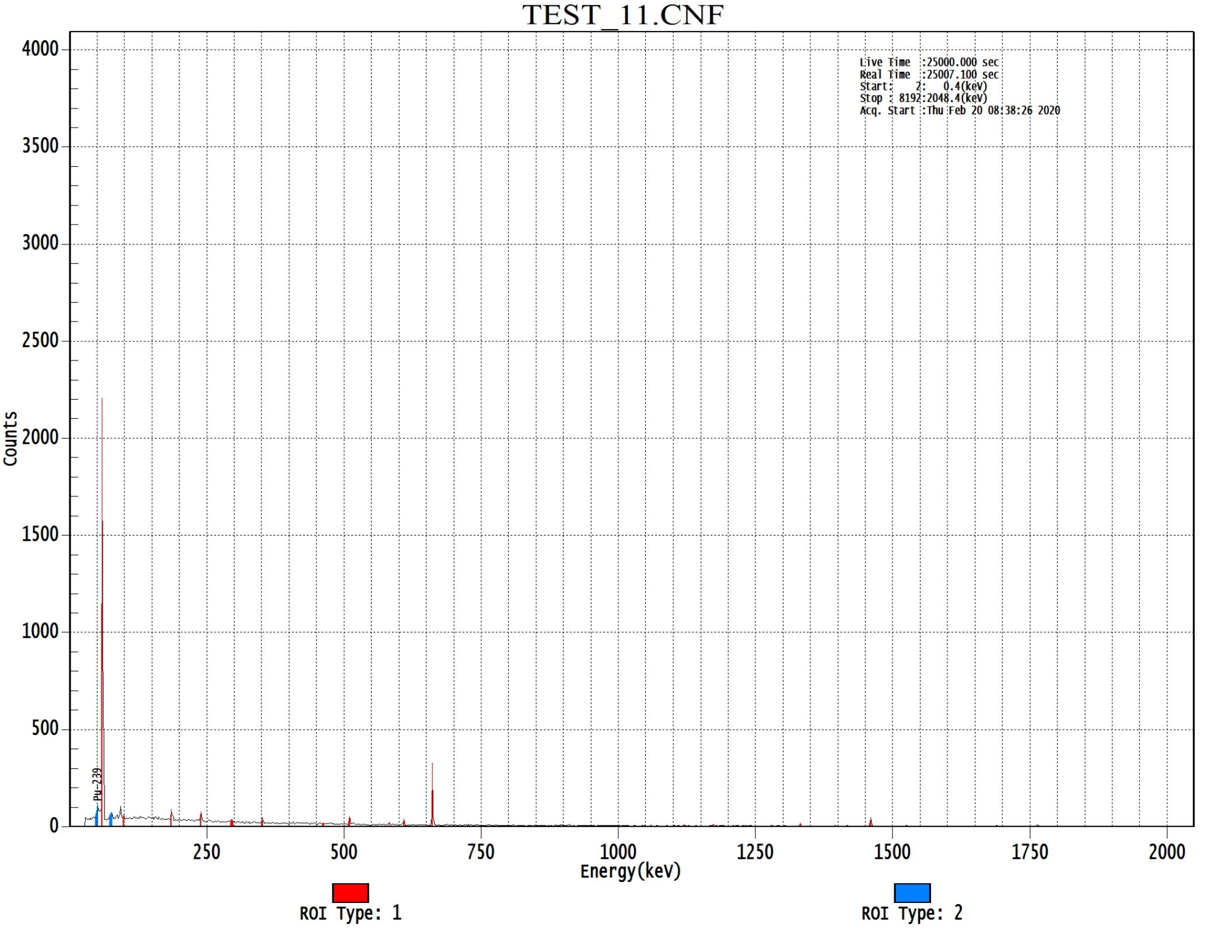
TEST_11

	Nuclide Name	MDA (Bq /)	Decision Level (Bq /)	Conf Int Lower Lmt (Bq /)	Conf Int Upper Lmt (Bq /)	Best Est Activity (Bq /)	Best Est Act Uncert (Bq /)
+	Pu-239	1.27E+002	5.99E+001	1.69E+002	2.86E+002	2.28E+002	2.97E+001

+ = Nuclide identified during the nuclide identification
> = Calculated MDA is zero due to zero counts in the region or the region is outside the spectrum
? = MDA calculation has failed

TEST_11.CNF


Live Time :25000.000 sec
Real Time :25007.100 sec
Start: 2: 0.4(keV)
Stop : 8192:2048.4(keV)
Acq. Start :Thu Feb 20 08:38:26 2020
Counts-log scale
10^5
10^4
10^3
10^2
10^1
Pu-239


TEST_11.CNF
Live Time :25000.000 sec
Real Time :25007.100 sec
Start: 2: 0.4(keV)
Stop : 8192:2048.4(keV)
Acq. Start :Thu Feb 20 08:38:26 2020
Counts
Energy(keV)
Pu-239
ROI Type: 1
ROI Type: 2

TEST_4

****

***** G A M M A S P E C T R U M A N A L Y S I S *****

****

Filename: D:\TEST plutonio\TEST_4.CNF

Report Generated On : 09/03/2020 16:05:16

Sample Title : TEST sorgente Pu-239 da sola
Sample Description : 3 ore solo plutonio su detector
Sample Identification :
Sample Type :
Sample Geometry :

Peak Locate Threshold : 3.00
Peak Locate Range (in channels) : 150 - 8192
Peak Area Range (in channels) : 150 - 8192
Identification Energy Tolerance : 1.000 keV

Sample Size : 1.000E+000

Sample Taken On : 12/02/2020 14:19:00
Acquisition Started : 12/02/2020 09:59:12

Live Time : 10800.0 seconds
Real Time : 10803.8 seconds

Dead Time : 0.03 %

Energy Calibration Used Done On : 31/10/2019
Efficiency Calibration Used Done On : 06/12/2016
Efficiency ID :

****

***** P E A K L O C A T E R E P O R T *****

****

Detector Name: DET01
Sample Title: TEST sorgente Pu-239 da sola
Peak Locate Performed on: 09/03/2020 16:05:16
Peak Locate From Channel: 150
Peak Locate To Channel: 8192
Peak Search Sensitivity: 3.00

Peak No.	Centroid Channel	Centroid Uncertainty	Energy (keV)	Peak Significance
1	238.86	0.1132	59.65	28.20
2	370.99	0.3075	92.76	3.98
3	954.25	0.2229	238.51	6.91
4	1406.57	0.2110	351.61	6.25
5	2041.42	0.2356	510.55	4.00
6	2435.05	0.1879	608.84	7.81
7	2644.34	0.2069	661.16	5.24
8	3641.23	0.2371	910.58	3.61
9	5841.27	0.1337	1460.56	10.45
10	7057.01	0.2114	1764.47	4.25

? = Adjacent peak noted

Errors quoted at 1.000 sigma

****
***** P E A K A N A L Y S I S R E P O R T *****
****

Detector Name: DET01
Sample Title: TEST sorgente Pu-239 da sola
Peak Analysis Performed on: 09/03/2020 16:05:16
Peak Analysis From Channel: 150
Peak Analysis To Channel: 8192

	Peak No.	ROI start	ROI end	Peak centroid	Energy (keV)	FWHM (keV)	Net Peak Area	Net Area Uncert.	Continuum Counts
F	1	231-	245	238.89	59.65	0.93	2.86E+003	56.94	5.03E+002
F	2	366-	378	371.29	92.76	0.93	1.35E+002	24.47	6.26E+002
F	3	946-	960	954.17	238.51	0.72	1.36E+002	17.99	3.54E+002
F	4	1397-	1415	1406.45	351.61	1.14	1.64E+002	16.63	1.68E+002
F	5	2031-	2051	2042.09	510.55	2.21	1.93E+002	18.15	1.26E+002
F	6	2428-	2444	2435.15	608.84	1.11	1.57E+002	14.66	7.63E+001
F	7	2637-	2651	2644.37	661.16	1.16	9.50E+001	12.96	8.16E+001
F	8	3634-	3651	3641.82	910.58	1.89	8.57E+001	10.67	2.38E+001
F	9	5829-	5852	5841.25	1460.56	1.82	4.17E+002	21.00	2.40E+001
F	10	7050-	7063	7056.61	1764.47	1.53	3.97E+001	6.64	1.76E+000

M = First peak in a multiplet region
m = Other peak in a multiplet region
F = Fitted singlet

Errors quoted at 1.000 sigma

****
***** P E A K W I T H N I D R E P O R T *****
****

Detector Name: DET01
Sample Title: TEST sorgente Pu-239 da sola
Peak Analysis Performed on: 09/03/2020 16:05:16
Peak Analysis From Channel: 150
Peak Analysis To Channel: 8192
Tentative NID Library:
Peak Match Tolerance : 1.000 keV

Peak No.	ROI Start	ROI End	Peak Centroid	Energy (keV)	Net Peak Area	Net Area Uncert.	Continuum Counts	Tentative Nuclide

M = First peak in a multiplet region
m = Other peak in a multiplet region
F = Fitted singlet

Errors quoted at 1.000 sigma

****
***** B A C K G R O U N D S U B T R A C T R E P O R T *****
****

Detector Name: DET01
Sample Title: TEST sorgente Pu-239 da sola
Peak Analysis Performed on: 09/03/2020 16:05:16

Env. Background File: D:\TEST plutonio\TEST_4_FONDO.CNF

Peak No.	Energy (keV)	Original Area	Orig. Area Uncert.	Ambient Background	Backgr. Uncert.	Subtracted Area	Subtracted Area Uncert.

F	1	59.65	2.86E+003	113.88		2.86E+003	1.14E+002
F	2	92.76	1.35E+002	48.93		1.35E+002	4.89E+001
F	3	510.55	1.93E+002	36.29		1.93E+002	3.63E+001

M = First peak in a multiplet region
m = Other peak in a multiplet region
F = Fitted singlet

Errors quoted at 2.000 sigma

****
***** P E A K E F F I C I E N C Y R E P O R T *****
****

Detector Name: DET01
Sample Title: TEST sorgente Pu-239 da sola
Peak Analysis Performed on: 09/03/2020 16:05:16

Peak No.	Energy (keV)	Net Peak Area	Net Area Uncertainty	Peak Efficiency	Efficiency Uncertainty
F 1	59.65	2.86E+003	113.88	1.67E-001	1.02E-002
F 2	92.76	1.35E+002	48.93	1.64E-001	6.44E-003
F 3	510.55	1.93E+002	36.29	4.62E-002	1.26E-003

M = First peak in a multiplet region
m = Other peak in a multiplet region
F = Fitted singlet

Errors quoted at 2.000 sigma

****
***** N U C L I D E I D E N T I F I C A T I O N R E P O R T *****
****

Sample Title: TEST sorgente Pu-239 da sola
Nuclide Library Used: D:\TEST plutonio\fisica_trino_PU239_no_A

..... IDENTIFIED NUCLIDES .....

Nuclide Name	Id Confidence	Energy (keV)	Yield (%)	Activity (Bq /)	Activity Uncertainty

* = Energy line found in the spectrum.
Energy Tolerance : 1.000 keV
Nuclide confidence index threshold = 0.30
Errors quoted at 2.000 sigma

********** U N I D E N T I F I E D P E A K S **********

Peak Locate Performed on: 09/03/2020 16:05:16
Peak Locate From Channel: 150
Peak Locate To Channel: 8192

Peak No.	Energy (keV)	Peak Size in Counts per Second	Peak CPS % Uncertainty	Peak Type	Tol. Nuclide
F 1	59.65	2.6517E-001	3.98		

F 2 92.76 1.2470E-002 36.33
F 3 510.55 1.7915E-002 18.76

M = First peak in a multiplet region
m = Other peak in a multiplet region
F = Fitted singlet

Errors quoted at 2.000 sigma

****
***** N U C L I D E M D A R E P O R T *****
****

Detector Name: DET01
Sample Geometry:
Sample Title: TEST sorgente Pu-239 da sola
Nuclide Library Used: D:\TEST plutonio\fisica_trino_PU239_no_A
MDA Confidence Levels: Alpha = 5.00%; Beta = 4.16%

Nuclide Name	Energy (keV)	Yield (%)	Line MDA (Bq /)	Nuclide MDA (Bq /)	Activity (Bq /)	Dec Thresh (Bq /)
MN-54	834.85	99.98	1.0033E-001	1.00E-001	3.5026E-002	4.4256E-002
CO-60	1173.23	99.85	1.4847E-001	1.38E-001	1.1615E-004	6.5808E-002
	1332.49	99.98	1.3767E-001		2.9350E-002	5.9685E-002
AG-108m	79.13	6.60	8.4085E-001	8.92E-002	-5.5415E-001	3.9047E-001
	433.94	90.50	8.9156E-002		-3.0435E-003	4.0679E-002
	614.28	89.80	9.8479E-002		-1.3036E-002	4.4092E-002
	722.94	90.80	9.3463E-002		-5.9792E-002	4.1058E-002
SB-125	427.87	29.55	3.0077E-001	3.01E-001	-2.2450E-003	1.3817E-001
	463.36	10.48	9.5939E-001		3.9120E-001	4.4174E-001
	600.60	17.76	5.2094E-001		3.6669E-002	2.3466E-001
	635.95	11.32	8.2865E-001		2.6374E-001	3.7199E-001
CS-134	569.33	15.37	6.3138E-001	1.09E-001	5.0690E-002	2.8675E-001
	604.72	97.63	1.0852E-001		7.4290E-003	4.9401E-002
	795.86	85.47	1.1894E-001		-8.7619E-002	5.2781E-002
CS-137	661.66	84.99	1.9645E-001	1.96E-001	3.3126E-001	9.1345E-002
EU-152	121.78	28.41	2.5280E-001	2.53E-001	-2.4983E-002	1.1962E-001
	344.28	26.59	3.1713E-001		-1.2572E-001	1.4674E-001
	778.90	12.97	7.5042E-001		-1.3460E-001	3.3191E-001
	964.08	14.50	8.4044E-001		4.6693E-001	3.7210E-001
	1085.84	10.13	1.0709E+000		-5.4521E-001	4.6098E-001
	1112.08	13.41	8.2761E-001		-2.6302E-001	

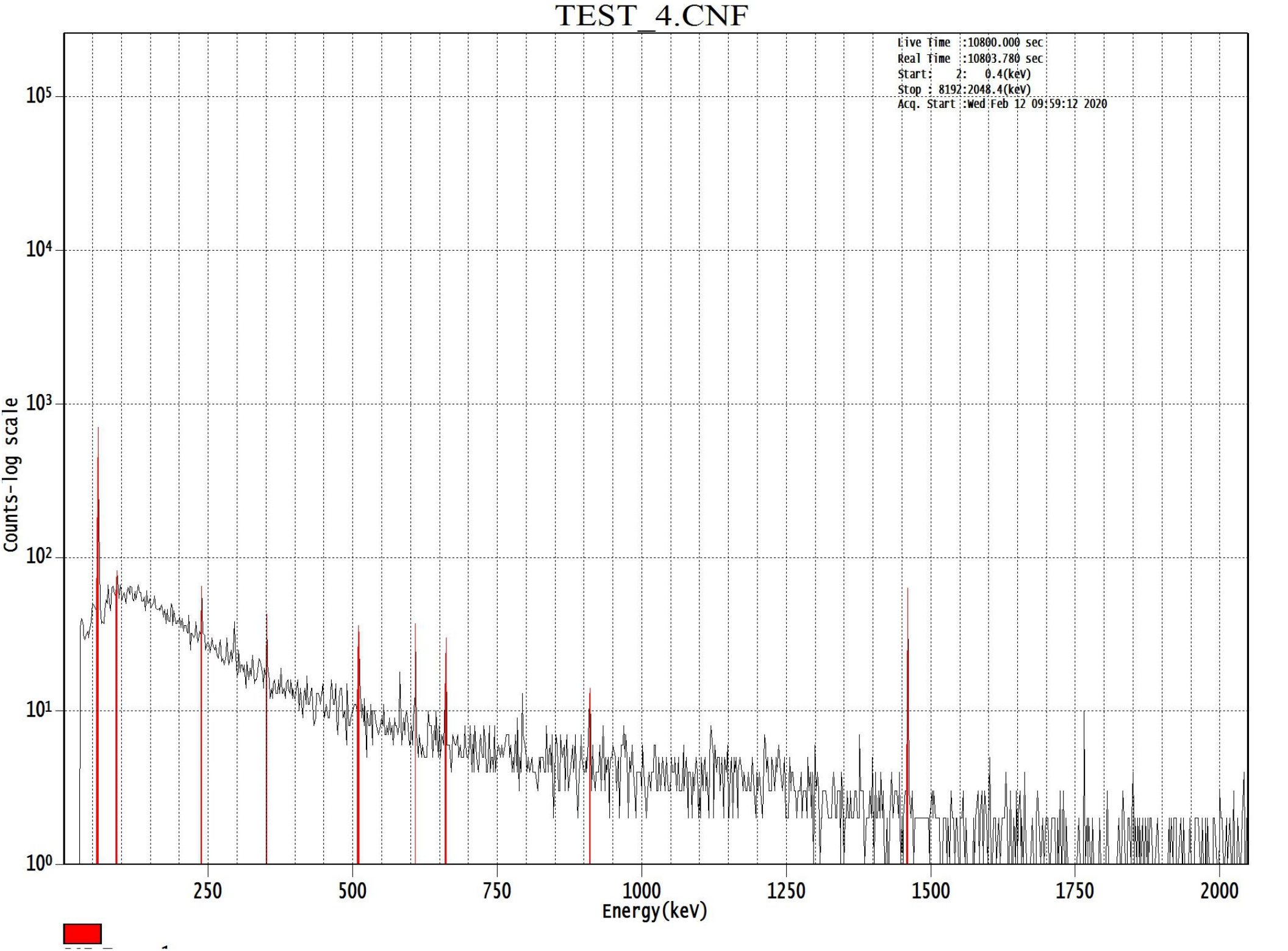
3.5664E-001					
	1408.01	20.85	5.8883E-001		1.1034E-001
2.4903E-001					
EU-154	123.07	40.40	1.8068E-001	1.81E-001	2.6503E-002
8.5681E-002					
	723.30	20.05	4.4543E-001		-1.3591E-001
1.9699E-001					
	873.18	12.17	7.9203E-001		-4.4543E-001
3.4616E-001					
	996.25	10.50	1.1257E+000		7.7676E-001
4.9585E-001					
	1004.72	17.86	6.2135E-001		-2.5039E-002
2.7155E-001					
	1274.43	34.90	3.9069E-001		1.1334E-001
1.7008E-001					
Pu-239	38.66	0.01	6.5931E+002	2.12E+002	8.0419E+001
2.7519E+002					
	51.26	0.03	2.1171E+002		4.6944E+001
9.8815E+001					

+ = Nuclide identified during the nuclide identification
* = Energy line found in the spectrum
> = Calculated MDA is zero due to zero counts in the region or
the region is outside the spectrum
@ = Half-life too short to be able to perform the decay correction
? = CAUTION: MDA value is inconsistent with Currie MDA at 95% confidence
level
ISO11929 characteristic limits calculated.

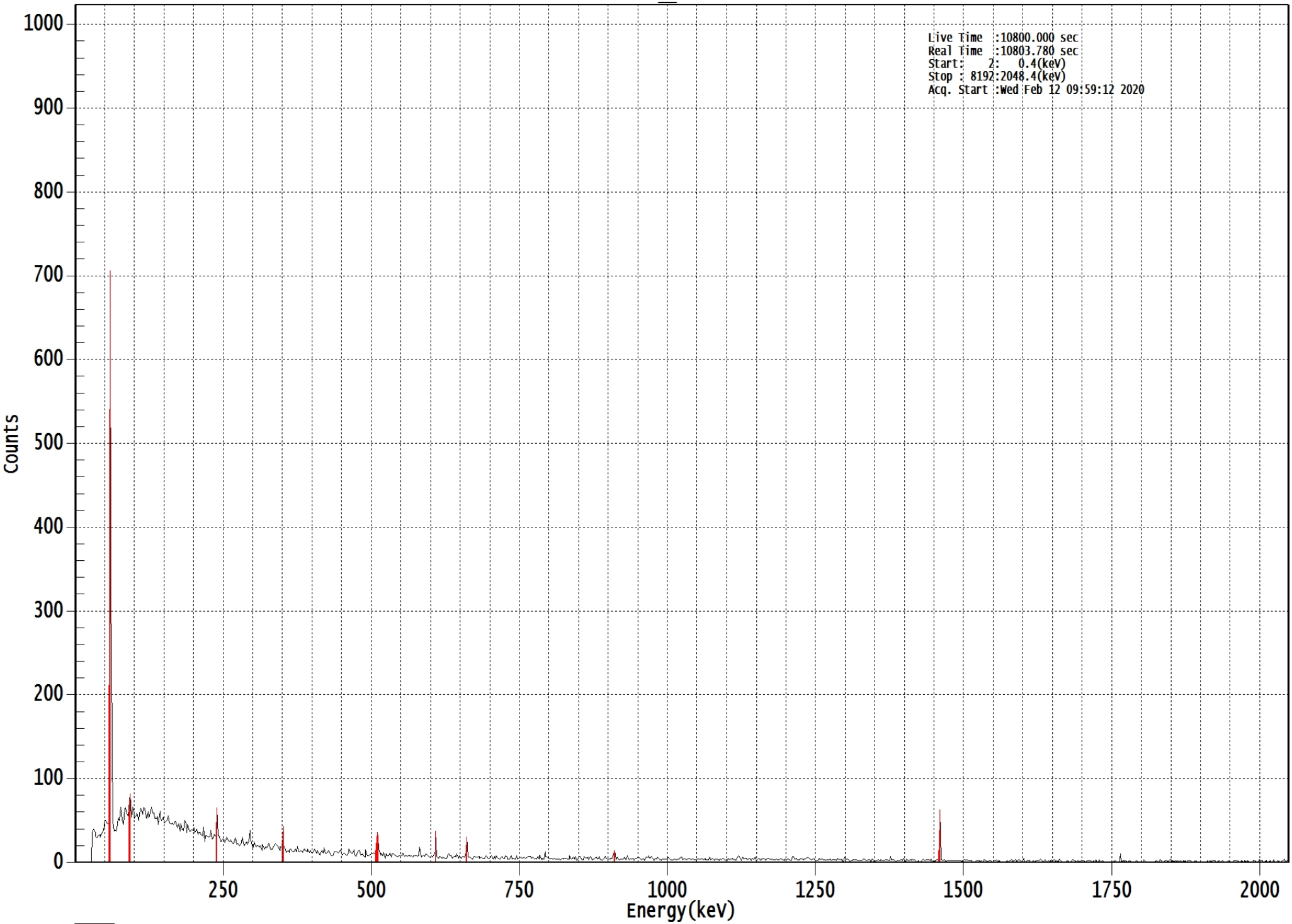
****
***** N U C L I D E I S O 1 1 9 2 9 R E P O R T *****
****

Nuclide Name	MDA (Bq /)	Decision Level (Bq /)	Conf Int Lower Lmt (Bq /)	Conf Int Upper Lmt (Bq /)	Best Est Activity (Bq /)	Best Est Act Uncert (Bq /)

+ = Nuclide identified during the nuclide identification
> = Calculated MDA is zero due to zero counts in the region or
the region is outside the spectrum
? = MDA calculation has failed


TEST_4.CNF
Live Time :10800.000 sec
Real Time :10803.780 sec
Start: 2: 0.4(keV)
Stop : 8192:2048.4(keV)
Acq. Start :Wed Feb 12 09:59:12 2020
Counts-log scale
10^5
10^4
10^3
10^2
10^1
10^0
250
500
750
1000
1250
1500
1750
2000
Energy(keV)

TEST_4.CNF


Live Time :10800.000 sec
Real Time :10803.780 sec
Start: 2: 0.4(keV)
Stop : 8192:2048.4(keV)
Acq. Start :Wed Feb 12 09:59:12 2020
Counts
0
100
200
300
400
500
600
700
800
900
1000
250
500
750
1000
1250
1500
1750
2000
Energy(keV)
ROI Type: 1

REPORT_TEST_8

****

***** G A M M A S P E C T R U M A N A L Y S I S *****

****

Filename: D:\TEST plutonio\TEST_8.CNF

Report Generated On : 09/03/2020 10:45:19

Sample Title : campione sorgente Pu-239
Sample Description : test 7 lungo conteggio
Sample Identification :
Sample Type :
Sample Geometry :

Peak Locate Threshold : 3.00
Peak Locate Range (in channels) : 150 - 8192
Peak Area Range (in channels) : 150 - 8192
Identification Energy Tolerance : 1.000 keV

Sample Size : 1.000E+000

Sample Taken On : 12/02/2020 14:19:00
Acquisition Started : 14/02/2020 13:58:50

Live Time : 245000.0 seconds
Real Time : 245073.8 seconds

Dead Time : 0.03 %

Energy Calibration Used Done On : 31/10/2019
Efficiency Calibration Used Done On : 06/12/2016
Efficiency ID :

****

***** P E A K L O C A T E R E P O R T *****

****

Detector Name: DET01
Sample Title: campione sorgente Pu-239
Peak Locate Performed on: 09/03/2020 10:45:19
Peak Locate From Channel: 150
Peak Locate To Channel: 8192
Peak Search Sensitivity: 3.00

Peak No.	Centroid Channel	Centroid Uncertainty	Energy (keV)	Peak Significance
1	155.37	0.2850	38.82	4.28
2	186.69	0.2962	46.48	4.15
3	199.19	0.2958	49.69	5.12
4	207.38	0.1566	51.73	15.01
5	238.89	0.0464	59.66	167.70
6	291.87	0.3614	72.95	3.06
7	300.36	0.2029	75.00	8.69
8	309.12	0.2182	77.17	8.29
9	339.33	0.2590	84.79	4.77
10	349.73	0.3232	87.24	3.26
11	370.95	0.1359	92.69	17.06
12	394.54	0.2065	98.58	7.46
13	516.89	0.2421	129.21	5.09
14	575.91	0.2719	143.88	3.33
15	743.01	0.1378	185.71	16.53
16	953.88	0.1638	238.45	11.98
17	967.50	0.2830	241.81	4.01

18	1180.13	0.1877	295.06	8.63
19	1352.31	0.3171	338.14	3.09
20	1406.68	0.1355	351.65	14.94
21	1734.25	0.2995	433.58	3.34
22	2041.85	0.1310	510.55	10.64
23	2330.53	0.1868	582.70	6.67
24	2435.40	0.1290	608.90	14.78
25	2644.48	0.0370	661.18	168.84
26	2907.29	0.2708	726.93	3.82
27	3641.37	0.1786	910.50	7.00
28	3872.78	0.2191	968.33	5.08
29	4001.46	0.2148	1000.65	5.01
30	4478.36	0.1630	1119.82	7.94
31	4690.63	0.0670	1172.82	44.52
32	4950.25	0.2170	1237.84	4.06
33	5327.94	0.0681	1332.19	41.91
34	5507.33	0.2324	1377.10	3.77
35	5603.18	0.2719	1401.04	3.10
36	5630.65	0.2715	1407.87	3.10
37	5841.65	0.0946	1460.64	20.53
38	6370.75	0.2570	1593.08	3.47
39	6519.02	0.2381	1630.01	4.07
40	6917.34	0.2033	1729.59	4.69
41	7057.17	0.1387	1764.62	9.89

Peak No.	Centroid Channel	Centroid Uncertainty	Energy (keV)	Peak Significance

? = Adjacent peak noted

Errors quoted at 1.000 sigma

****
***** P E A K A N A L Y S I S R E P O R T *****
****

Detector Name: DET01
Sample Title: campione sorgente Pu-239
Peak Analysis Performed on: 09/03/2020 10:45:19
Peak Analysis From Channel: 150
Peak Analysis To Channel: 8192

	Peak No.	ROI start	ROI end	Peak centroid	Energy (keV)	FWHM (keV)	Net Peak Area	Net Area Uncert.	Continuum Counts
F	1	149-	162	155.59	38.82	0.82	4.26E+002	63.99	6.06E+003
M	2	179-	214	186.21	46.48	1.13	6.28E+002	69.45	7.50E+003
m	3	179-	214	199.05	49.69	1.14	1.37E+003	80.65	8.43E+003
m	4	179-	214	207.20	51.73	1.14	2.79E+003	100.99	1.05E+004
F	5	231-	245	238.93	59.66	0.93	9.95E+004	326.21	9.88E+003
M	6	286-	313	292.08	72.95	1.00	4.85E+002	58.54	5.12E+003
m	7	286-	313	300.25	75.00	1.01	1.08E+003	67.87	5.25E+003
m	8	286-	313	308.96	77.17	1.01	7.44E+002	64.48	4.97E+003
M	9	331-	354	339.40	84.79	1.33	9.00E+002	78.62	7.48E+003
m	10	331-	354	349.20	87.24	1.34	4.99E+002	70.41	6.19E+003
F	11	366-	378	371.01	92.69	1.10	2.90E+003	91.02	6.29E+003
F	12	386-	401	394.57	98.58	1.01	9.32E+002	74.70	7.04E+003
F	13	510-	523	517.04	129.21	1.03	5.50E+002	74.07	6.43E+003
F	14	569-	583	575.74	143.88	1.34	6.00E+002	82.46	6.83E+003
F	15	734-	750	742.99	185.71	1.10	2.18E+003	85.93	7.61E+003
M	16	945-	972	953.93	238.45	1.00	1.11E+003	69.01	4.67E+003
m	17	945-	972	967.35	241.81	1.00	2.94E+002	54.44	4.26E+003
F	18	1173-	1187	1180.29	295.06	1.19	8.19E+002	64.93	4.11E+003

F	19	1342- 1361	1352.59	338.14	1.43	3.06E+002	62.73	4.92E+003	
F	20	1400- 1413	1406.63	351.65	1.08	1.30E+003	64.55	3.47E+003	
F	21	1728- 1740	1734.25	433.58	0.99	1.98E+002	51.48	3.12E+003	
F	22	2031- 2052	2042.05	510.55	2.46	3.62E+003	84.49	3.20E+003	
F	23	2324- 2340	2330.62	582.70	1.25	3.49E+002	38.37	1.44E+003	
F	24	2427- 2443	2435.36	608.90	1.35	1.12E+003	47.62	1.34E+003	
F	25	2633- 2655	2644.45	661.18	1.38	9.64E+004	311.93	1.57E+003	
F	26	2902- 2914	2907.41	726.93	0.90	8.75E+001	22.47	5.75E+002	
F	27	3636- 3651	3641.51	910.50	1.42	2.99E+002	30.50	7.39E+002	
F	28	3864- 3878	3872.78	968.33	1.16	1.51E+002	25.99	6.49E+002	
F	29	3993- 4013	4002.04	1000.65	1.64	2.13E+002	28.42	7.26E+002	
F	30	4471- 4487	4478.61	1119.82	1.56	3.50E+002	28.83	4.94E+002	
F	31	4665- 4703	4690.57	1172.82	1.70	7.38E+003	88.66	9.01E+002	
F	32	4943- 4960	4950.57	1237.84	1.80	1.55E+002	21.91	3.27E+002	
F	33	5315- 5341	5327.90	1332.19	1.78	6.60E+003	83.37	4.03E+002	
F	34	5501- 5517	5507.49	1377.10	1.46	7.96E+001	16.40	2.17E+002	
F	35	5598- 5609	5603.21	1401.04	0.99	4.10E+001	12.34	1.30E+002	
F	36	5622- 5637	5630.54	1407.87	1.23	4.02E+001	14.07	1.96E+002	
F	37	5828- 5854	5841.57	1460.64	1.89	1.81E+003	45.21	2.46E+002	
F	38	6365- 6378	6371.20	1593.08	0.98	3.60E+001	11.64	1.33E+002	
F	39	6513- 6525	6518.88	1630.01	0.87	3.76E+001	10.29	9.65E+001	
F	40	6909- 6926	6917.14	1729.59	1.79	1.06E+002	14.33	9.73E+001	
F	41	7046- 7069	7057.22	1764.62	1.83	3.70E+002	22.88	1.80E+002	

M = First peak in a multiplet region
m = Other peak in a multiplet region

F = Fitted singlet

Errors quoted at 1.000 sigma

****
***** P E A K W I T H N I D R E P O R T *****
****

Detector Name: DET01
Sample Title: campione sorgente Pu-239
Peak Analysis Performed on: 09/03/2020 10:45:19
Peak Analysis From Channel: 150
Peak Analysis To Channel: 8192
Tentative NID Library:
Peak Match Tolerance : 1.000 keV

Peak No.	ROI Start	ROI End	Peak Centroid	Energy (keV)	Net Peak Area	Net Area Uncert.	Continuum Counts	Tentative Nuclide

M = First peak in a multiplet region
m = Other peak in a multiplet region
F = Fitted singlet

Errors quoted at 1.000 sigma

****
***** B A C K G R O U N D S U B T R A C T R E P O R T *****
****

Detector Name: DET01
Sample Title: campione sorgente Pu-239
Peak Analysis Performed on: 09/03/2020 10:45:19

Env. Background File: D:\TEST plutonio\TEST_7_8_fondo.CNF

	Peak No.	Energy (keV)	Original Area	Orig. Area Uncert.	Ambient Background	Backgr. Uncert.	Subtracted Area	Subtracted Uncert.
F	1	38.82	4.26E+002	127.98			4.26E+002	1.28E+002
M	2	46.48	6.28E+002	138.90			6.28E+002	1.39E+002
m	3	49.69	1.37E+003	161.30			1.37E+003	1.61E+002
m	4	51.73	2.79E+003	201.98			2.79E+003	2.02E+002
F	5	59.66	9.95E+004	652.43			9.95E+004	6.52E+002
M	6	72.95	4.85E+002	117.09			4.85E+002	1.17E+002
m	7	75.00	1.08E+003	135.73	2.80E+002	4.73E+002	7.97E+002	4.92E+002
m	8	77.17	7.44E+002	128.95			7.44E+002	1.29E+002
M	9	84.79	9.00E+002	157.23			9.00E+002	1.57E+002
m	10	87.24	4.99E+002	140.83			4.99E+002	1.41E+002
F	11	98.58	9.32E+002	149.39			9.32E+002	1.49E+002
F	12	129.21	5.50E+002	148.14			5.50E+002	1.48E+002
F	13	143.88	6.00E+002	164.93			6.00E+002	1.65E+002
m	14	241.81	2.94E+002	108.88			2.94E+002	1.09E+002
F	15	338.14	3.06E+002	125.46			3.06E+002	1.25E+002
F	16	433.58	1.98E+002	102.95			1.98E+002	1.03E+002
F	17	661.18	9.64E+004	623.86	9.51E+004	1.41E+003	1.33E+003	1.54E+003
F	18	726.93	8.75E+001	44.94			8.75E+001	4.49E+001
F	19	910.50	2.99E+002	61.01			2.99E+002	6.10E+001
F	20	968.33	1.51E+002	51.98			1.51E+002	5.20E+001
F	21	1000.65	2.13E+002	56.84			2.13E+002	5.68E+001
F	22	1119.82	3.50E+002	57.67			3.50E+002	5.77E+001
F	23	1237.84	1.55E+002	43.82			1.55E+002	4.38E+001
F	24	1401.04	4.10E+001	24.68			4.10E+001	2.47E+001
F	25	1407.87	4.02E+001	28.15			4.02E+001	2.81E+001
F	26	1593.08	3.60E+001	23.29			3.60E+001	2.33E+001
F	27	1630.01	3.76E+001	20.59			3.76E+001	2.06E+001
F	28	1729.59	1.06E+002	28.66			1.06E+002	2.87E+001

M = First peak in a multiplet region
m = Other peak in a multiplet region
F = Fitted singlet

Errors quoted at 2.000 sigma
♀Peak Efficiency Report 09/03/2020 10:45:21 Page 8

****
***** P E A K E F F I C I E N C Y R E P O R T *****
****

Detector Name: DET01
Sample Title: campione sorgente Pu-239
Peak Analysis Performed on: 09/03/2020 10:45:19

	Peak No.	Energy (keV)	Net Peak Area	Net Area Uncertainty	Peak Efficiency	Efficiency Uncertainty
F	1	38.82	4.26E+002	127.98	1.12E-001	4.22E-002
M	2	46.48	6.28E+002	138.90	1.42E-001	2.67E-002
m	3	49.69	1.37E+003	161.30	1.50E-001	2.12E-002
m	4	51.73	2.79E+003	201.98	1.55E-001	1.82E-002
F	5	59.66	9.95E+004	652.43	1.67E-001	1.02E-002
M	6	72.95	4.85E+002	117.09	1.72E-001	7.25E-003
m	7	75.00	1.08E+003	135.73	1.72E-001	7.22E-003
m	8	77.17	7.44E+002	128.95	1.71E-001	7.19E-003
M	9	84.79	9.00E+002	157.23	1.69E-001	6.94E-003
m	10	87.24	4.99E+002	140.83	1.67E-001	6.81E-003
F	11	98.58	9.32E+002	149.39	1.61E-001	5.98E-003
F	12	129.21	5.50E+002	148.14	1.40E-001	4.18E-003
F	13	143.88	6.00E+002	164.93	1.30E-001	3.91E-003
m	14	241.81	2.94E+002	108.88	8.85E-002	2.94E-003
F	15	338.14	3.06E+002	125.46	6.68E-002	1.84E-003

F	16	433.58	1.98E+002	102.95	5.37E-002	1.41E-003
F	17	661.18	9.64E+004	623.86	3.62E-002	9.83E-004
F	18	726.93	8.75E+001	44.94	3.30E-002	8.73E-004
F	19	910.50	2.99E+002	61.01	2.64E-002	6.78E-004
F	20	968.33	1.51E+002	51.98	2.48E-002	6.50E-004
F	21	1000.65	2.13E+002	56.84	2.40E-002	6.39E-004
F	22	1119.82	3.50E+002	57.67	2.14E-002	6.12E-004
F	23	1237.84	1.55E+002	43.82	1.94E-002	5.84E-004
F	24	1401.04	4.10E+001	24.68	1.72E-002	5.28E-004
F	25	1407.87	4.02E+001	28.15	1.71E-002	5.26E-004
F	26	1593.08	3.60E+001	23.29	1.52E-002	4.79E-004
F	27	1630.01	3.76E+001	20.59	1.49E-002	4.82E-004
F	28	1729.59	1.06E+002	28.66	1.41E-002	5.22E-004

M = First peak in a multiplet region
m = Other peak in a multiplet region
F = Fitted singlet

Errors quoted at 2.000 sigma

****
***** N U C L I D E I D E N T I F I C A T I O N R E P O R T *****
****

Sample Title: campione sorgente Pu-239
Nuclide Library Used: D:\TEST plutonio\fisica_trino_PU239_no_A

..... IDENTIFIED NUCLIDES .....

Nuclide Name	Id Confidence	Energy (keV)	Yield (%)	Activity (Bq /)	Activity Uncertainty
AG-108m	0.993	79.13	6.60		
		433.94*	90.50	1.661E-002	8.665E-003
		614.28	89.80		
		722.94	90.80		
CS-137	0.964	661.66*	84.99	1.769E-001	2.048E-001
EU-152	0.391	121.78	28.41		
		344.28	26.59		
		778.90	12.97		
		964.08	14.50		
		1085.84	10.13		
		1112.08	13.41		
		1408.01*	20.85	4.607E-002	3.233E-002
Pu-239	0.974	38.66*	0.01	1.483E+002	7.156E+001
		51.26*	0.03	2.724E+002	3.757E+001

* = Energy line found in the spectrum.
Energy Tolerance : 1.000 keV
Nuclide confidence index threshold = 0.30
Errors quoted at 2.000 sigma

********** U N I D E N T I F I E D P E A K S **********

Peak Locate Performed on: 09/03/2020 10:45:19
Peak Locate From Channel: 150
Peak Locate To Channel: 8192

	Peak No.	Energy (keV)	Peak Size in Counts per Second	Peak CPS % Uncertainty	Peak Type	Tol. Nuclide
M	2	46.48	2.5651E-003	22.10		
m	3	49.69	5.6046E-003	11.75		
F	5	59.66	4.0620E-001	0.66		

M	6	72.95	1.9778E-003	24.16	
m	7	75.00	3.2546E-003	61.67	
m	8	77.17	3.0372E-003	17.33	Sum
M	9	84.79	3.6731E-003	17.47	
m	10	87.24	2.0362E-003	28.23	
F	11	98.58	3.8022E-003	16.04	
F	12	129.21	2.2462E-003	26.92	
F	13	143.88	2.4486E-003	27.49	
m	14	241.81	1.2016E-003	36.99	
F	15	338.14	1.2491E-003	41.00	
F	18	726.93	3.5722E-004	51.35	

Peak No.		Energy (keV)	Peak Size in Counts per Second	Peak CPS % Uncertainty	Peak Type	Tol. Nuclide
F	19	910.50	1.2202E-003	20.41		
F	20	968.33	6.1790E-004	34.33		
F	21	1000.65	8.7143E-004	26.62		
F	22	1119.82	1.4279E-003	16.48		
F	23	1237.84	6.3163E-004	28.32		
F	24	1401.04	1.6729E-004	60.22		
F	26	1593.08	1.4686E-004	64.72		
F	27	1630.01	1.5341E-004	54.78		
F	28	1729.59	4.3343E-004	26.99		

M = First peak in a multiplet region
m = Other peak in a multiplet region
F = Fitted singlet

Errors quoted at 2.000 sigma

****
***** N U C L I D E M D A R E P O R T *****
****

Detector Name: DET01
Sample Geometry:
Sample Title: campione sorgente Pu-239
Nuclide Library Used: D:\TEST plutonio\fisica_trino_PU239_no_A
MDA Confidence Levels: Alpha = 5.00%; Beta = 4.16%

	Nuclide Name	Energy (keV)	Yield (%)	Line MDA (Bq /)	Nuclide MDA (Bq /)	Activity (Bq /)	Dec Thresh (Bq /)
	MN-54	834.85	99.98	1.7633E-002	1.76E-002	-1.2217E-003	8.3814E-003
	CO-60	1173.23	99.85	8.4529E-002	8.45E-002	1.4393E+000	4.0865E-002
		1332.49	99.98	8.9834E-002		1.4558E+000	4.3407E-002
+	AG-108m	79.13	6.60	1.2048E-001	1.90E-002	-1.1389E-001	5.7108E-002
		433.94*	90.50	2.5997E-002		1.6609E-002	1.2536E-002
		614.28	89.80	2.0190E-002		1.6845E-002	9.6497E-003
		722.94	90.80	1.8952E-002		2.0492E-002	9.0223E-003
	SB-125	427.87	29.55	6.9342E-002	6.93E-002	1.5276E-002	3.3390E-002
		463.36	10.48	2.1543E-001		-4.0552E-002	1.0369E-001

		600.60	17.76	9.7905E-002		4.5444E-002
4.6798E-002						
		635.95	11.32	1.5013E-001		-6.9856E-002
7.1654E-002						
	CS-134	569.33	15.37	1.1158E-001	1.73E-002	-2.4273E-002
5.3407E-002						
		604.72	97.63	1.7310E-002		-1.3147E-002
8.2757E-003						
		795.86	85.47	2.0766E-002		2.9466E-003
9.8840E-003						
+	CS-137	661.66*	84.99	3.4746E-001	3.47E-001	1.7690E-001
1.6897E-001						
+	EU-152	121.78	28.41	3.4219E-002	3.42E-002	-8.1242E-003
1.6486E-002						
		344.28	26.59	6.3552E-002		-6.5015E-003
3.0587E-002						
		778.90	12.97	1.2803E-001		3.6140E-002
6.0810E-002						
		964.08	14.50	1.4233E-001		3.6897E-002
6.7599E-002						
		1085.84	10.13	2.1429E-001		-6.7930E-002
1.0146E-001						
		1112.08	13.41	1.6103E-001		-2.4386E-003
7.6269E-002						
		1408.01*	20.85	9.7638E-002		4.6071E-002
4.5815E-002						
	EU-154	123.07	40.40	2.4146E-002	2.41E-002	-6.0984E-003
1.1654E-002						
		723.30	20.05	8.4564E-002		5.1504E-002
4.0296E-002						
		873.18	12.17	1.4878E-001		-1.0741E-002
7.0702E-002						
		996.25	10.50	1.9653E-001		5.3189E-002
9.3383E-002						
		1004.72	17.86	1.1432E-001		-4.0086E-002
5.4293E-002						
		1274.43	34.90	4.8425E-002		-4.2831E-002
2.2688E-002						
+	Pu-239	38.66*	0.01	1.7087E+002	4.86E+001	1.4826E+002
7.4040E+001						
		51.26*	0.03	4.8599E+001		2.7243E+002
2.3296E+001						

+ = Nuclide identified during the nuclide identification
* = Energy line found in the spectrum
> = Calculated MDA is zero due to zero counts in the region or
the region is outside the spectrum
@ = Half-life too short to be able to perform the decay correction
? = CAUTION: MDA value is inconsistent with Currie MDA at 95% confidence
level
ISO11929 characteristic limits calculated.

****
***** N U C L I D E I S O 1 1 9 2 9 R E P O R T *****
****

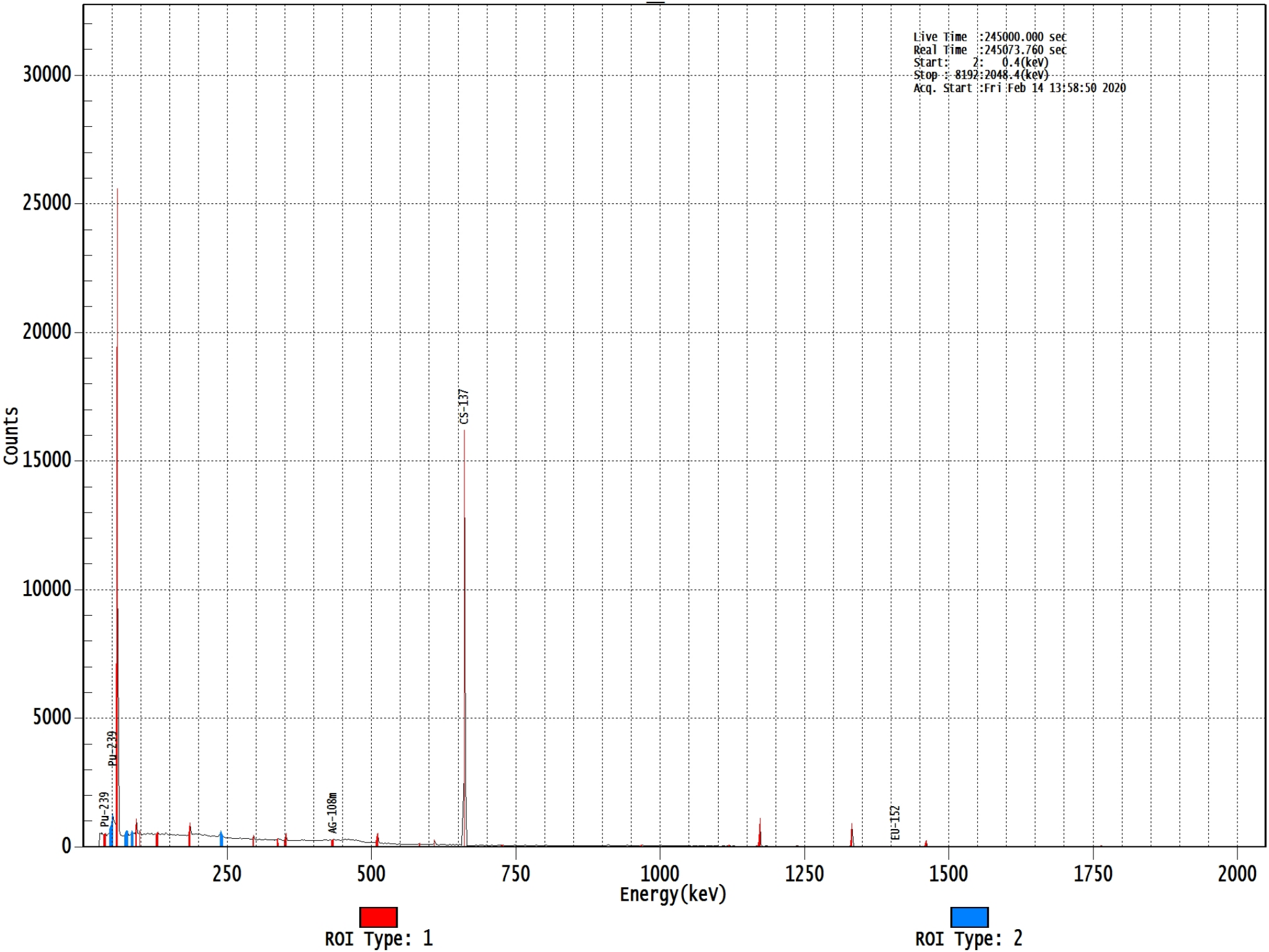
	Nuclide Name	MDA Decision Level (Bq /)	Conf Int Lower Lmt (Bq /)	Conf Int Upper Lmt (Bq /)	Best Est Activity (Bq /)	Best Est Act Uncert (Bq /)
+	AG-108m	1.90E-002	9.02E-003	8.12E-003	2.51E-002	1.66E-002 4.33E-003
+	CS-137	3.47E-001	1.69E-001	2.26E-002	3.80E-001	1.86E-001

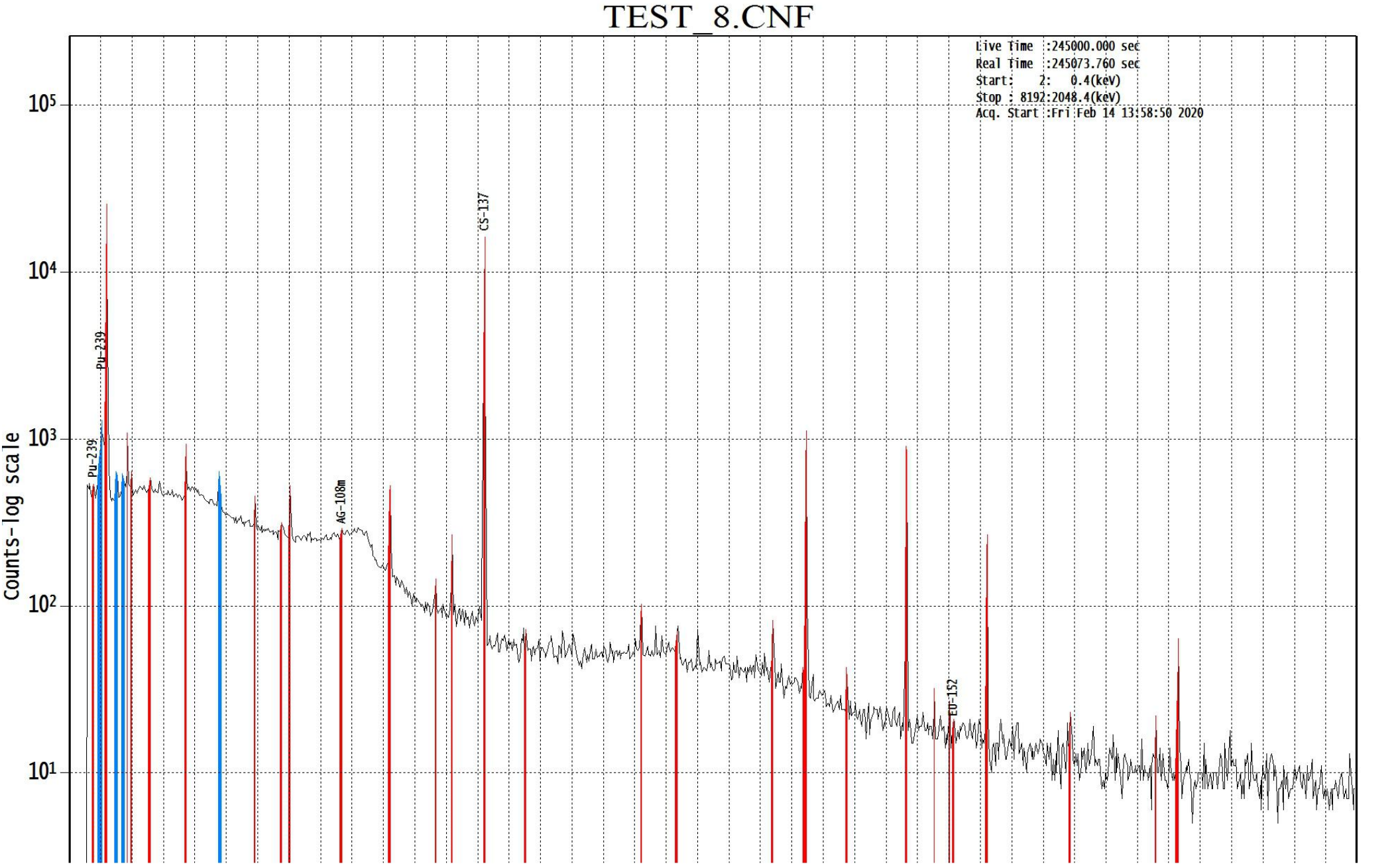
9.33E-002

+	EU-152	3.42E-002	1.65E-002	1.50E-002	7.78E-002	4.62E-002
1.60E-002						
+	Pu-239	4.86E+001	2.33E+001	2.13E+002	2.78E+002	2.46E+002
1.66E+001						

+ = Nuclide identified during the nuclide identification
> = Calculated MDA is zero due to zero counts in the region or the region is outside the spectrum
? = MDA calculation has failed

TEST_8.CNF


Live Time :245000.000 sec
Real Time :245073.760 sec
Start: 2: 0.4(keV)
Stop : 8192:2048.4(keV)
Acq. Start :Fri Feb 14 13:58:50 2020
Counts
30000
25000
20000
15000
10000
5000
0
250
500
750
1000
1250
1500
1750
2000
Energy(keV)
PU-239
PU-239
AG-108m
CS-137
EU-152
ROI Type: 1
ROI Type: 2


TEST_8.CNF
Live Time :245000.000 sec
Real Time :245073.760 sec
Start: 2: 0.4(keV)
Stop : 8192:2048.4(keV)
Acq. Start :Fri Feb 14 13:58:50 2020
Counts-log scale
10⁵
10⁴
10³
10²
10¹
Pu-239
Pu-239
AG-108m
CS-137
EU-152