

行政院原子能委員會
放射性物料管理局
委託研究計畫研究報告

低放射性廢棄物分類之核種與活度量測及
認證制度之研究

計畫編號： BNS0514

執行單位： 行政院原子能委員會核能研究所

計畫主持人： 邱鏗盛助理研究員

中華民國九十七年十二月

目錄

| | |
|---------------------------|-----|
| 目錄 | i |
| 表目錄..... | iv |
| 圖目錄..... | v |
| 摘要 | vi |
| Abstrate | vii |
| 1. 計畫目的..... | 1 |
| 2. 計畫緣起..... | 2 |
| 3. 執行方法與進度說明..... | 3 |
| 3.1 執行方法與原因 | 3 |
| 3.2 進度說明 | 4 |
| 3.3 執行情形 | 5 |
| 4. 低放射性廢棄物之分類 | 6 |
| 4.1 我國現行放射性廢棄物分類準則探討..... | 6 |
| 4.2 各國低放射性廢棄物分類現況..... | 8 |
| 4.2.1 美國之廢棄物分類制度 | 10 |
| 4.2.2 法國之廢棄物分類制度 | 15 |
| 4.2.3 日本之廢棄物分類制度 | 16 |
| 5. 低放射性廢棄物核種分析與活度量測..... | 20 |
| 5.1 加馬核種活度量測..... | 20 |
| 5.1.1 區段式加馬能譜儀..... | 21 |
| 5.1.2 Q2 加馬量測系統 | 22 |
| 5.1.3 現場式活度偵檢系統 | 24 |
| 5.1.4 整桶加馬能譜計測設備 | 25 |
| 5.1.5 廢棄物桶檢查系統..... | 26 |

| | |
|--|----|
| 5.2. 難測核種活度量測與比例因數 | 29 |
| 6. 認證組織與架構 | 31 |
| 6.1 國際認證組織與架構..... | 31 |
| 6.2 我國游離輻射領域測試實驗室認證制度 | 32 |
| 6.2.1 與國際認證組織相互承認與合作..... | 33 |
| 6.2.2 實驗室與檢驗機構認證服務 | 35 |
| 6.2.3 認證對象與領域 | 36 |
| 6.2.4 認證規範 | 37 |
| 6.2.5 能力試驗 | 37 |
| 6.2.6 評鑑認證作業 | 38 |
| 7. 國內外廢棄物桶加馬核種活度量測比較實驗及經驗..... | 40 |
| 7.1 我國解除管制量測能力試驗 | 40 |
| 7.1.1 能力試驗之方法 | 41 |
| 7.1.2 結果 | 41 |
| 7.2 歐洲ESARDA | 42 |
| 7.2.1 標準桶及參考物質製備 | 43 |
| 7.2.2 核子物質比較試驗..... | 44 |
| 7.3 美國低放射性整桶計測比較試驗..... | 45 |
| 7.4 美國WIPP之PDP (Performance Demonstration Program) 計畫 | 49 |
| 7.5 歐洲ENTRAP | 53 |
| 7.5.1 標準射源製作..... | 54 |
| 7.5.2 NDA系統及校正方法 | 57 |
| 7.5.3 循環測試 | 57 |
| 7.5.4 統計評估分析結果..... | 58 |
| 7.5.4.1 待評估核種..... | 58 |
| 7.5.4.2 統計計算 | 59 |
| 7.5.4.3 結果 | 59 |

| | |
|------------------|----|
| 7.5.5 效能評估 | 60 |
| 8. 討論與建議 | 63 |
| 9. 結論 | 65 |
| 10. 參考文獻..... | i |

表目錄

| | |
|---|----|
| 表 1、我國低放射性廢棄物分類標準表一 | 8 |
| 表 2、我國低放射性廢棄物分類標準表二 | 8 |
| 表 3、各國與國際組織放射性廢棄物分類摘要..... | 9 |
| 表 4、美國10CFR61.55 廢棄物分類表 1 之長半衰期核種濃度限值 | 13 |
| 表 5、美國10CFR61.55 廢棄物分類表 2 之長半衰期核種濃度限值 | 14 |
| 表 6、美日法等國低放射性廢棄物法規濃度上限值之比較..... | 19 |
| 表 7、LANL廢料桶比較試驗結果（偏差及精密度） | 47 |
| 表 8、PDP樣品活度範圍及品保目標值 | 52 |
| 表 9、ENTRAP比較試驗參與實驗室 | 54 |
| 表 10、ENTRAP比較試驗分裂物質標準桶 | 55 |
| 表 11、ENTRAP比較試驗非分裂物質標準桶 | 56 |
| 表 12、ENTRAP測試結果統計 | 60 |
| 表 13、不同計測系統之性能表現 | 62 |

圖目錄

| | |
|--|-------------|
| 圖 1、區段式加馬能譜儀[McClelland 2003] | 21 |
| 圖 2、核能研究所區段式加馬能譜儀 | 錯誤! 尚未定義書籤。 |
| 圖 3、核能研究所Q2 系統 | 22 |
| 圖 4、Q2 系統主要組件示意圖 | 22 |
| 圖 5、整桶廢棄物活度分布及偵檢器應答示意圖 | 24 |
| 圖 6、核研所現場式活度偵檢系統..... | 25 |
| 圖 7、核研所加馬核種整桶量測系統 | 26 |
| 圖 8、核研所三貯庫廢棄物整桶加馬能譜計測設備 | 26 |
| 圖 9、WDIS廢棄物桶輸送與外觀檢查單元 | 28 |
| 圖 10、WDIS廢棄物桶表面劑量率度量與表污染擦拭總 α 量測單元 | 28 |
| 圖 11、WDIS廢棄物桶加馬核種活度量測單元..... | 29 |
| 圖 12、NDA-WG使用 100L之參考標準桶 | 44 |
| 圖 13、LANL比較試驗廢料桶 | 46 |
| 圖 14、LANL低放射性廢料桶比較試驗結果 | 48 |
| 圖 15、WIPP之PDP計畫組織架構 | 50 |
| 圖 16、WIPP PDP標準桶（空桶）及射源固定管（圖右） | 51 |
| 圖 17、WIPP PDP標準射源 | 51 |
| 圖 18、不同計測系統之整體表現（由上而下分別為：全部數據、扣除 MDA結果、扣除MDA及內部屏蔽之系統） | 61 |
| 圖 19、各個計測系統對Cs-137 之表現..... | 62 |

摘要

放射性廢棄物之核種及活度是廢棄物分類之重要依據，而核種活度量測技術之可靠度與量測數據精確度有賴良好認證制度之運作維持。

本計畫之目的，除了研析國際對低放射性廢棄物分類之核種與活度量測及認證制度運作方式，並初步建立適合台灣本土，低放射性廢棄物分類之核種與活度量測技術及認證制度運作模式，作為主管機關未來管制相關法令增修及執行管制作業之參考。

關鍵詞：低放射性廢棄物、認證制度

Abstrate

The nuclide and activity of radioactive waste are important bases for the waste classification. The reliability of the measurement techniques for nuclide and activity and the precision of the measurement data are based on the operation of a sound certification system .

This study analyses the international measurement techniques of nuclide and activity of low-level radioactive waste classification and the operation of certification system. Also it initially establishes a model that is suitable for local Taiwan, regarding measurement techniques of nuclide and activity of low-level radioactive waste classification and the operation of certification system, to provide references for government agencies for enacting and modifying related regulatory laws and regulations and implementing regulatory measures in the future.

Keywords : low-level radioactive waste , certification system

1. 計畫目的

依據「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第三章規定，低放射性廢棄物處置、貯存必須述明廢棄物來源及核種與活度，依核種與活度分為 A、B、C 及超 C 類，再依類別處置。由此可知廢棄物之核種及活度是廢棄物分類之重要依據，而核種活度量測技術之可靠度與量測數據精確度有賴良好認證制度之運作維持。

本計畫之目的，除了研析國際對低放射性廢棄物分類之核種與活度量測及認證制度運作方式，並初步建立適合台灣本土，低放射性廢棄物分類之核種與活度量測技術及認證制度運作模式，作為主管機關未來管制相關法令增修及執行管制作業之參考。

2. 計畫緣起

依據「放射性物料管理法」第二十一條規定所訂定之「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第三章規定，低放射性廢棄物處置、貯存必須述明廢棄物來源及核種與活度，依核種與活度分為 A、B、C 及超 C 類，再依類別處置。由此可知廢棄物之核種及活度是廢棄物分類之重要依據，而核種活度量測技術之可靠度與量測數據精確度有賴良好認證制度之運作維持。放射性廢棄物量測的追溯與認證對於廢棄物產生單位量測能力與公信力的展現、主管機關的有效管制及增進民眾對於廢棄物處置的接受度，扮演舉足輕重的角色，因此在國際上，也漸漸的受到注視。由於各國的法規制度及社會民情的不同，對於低活度放射性廢棄物量測品質及認證追溯的要求也不盡相同，如何配合我國現有量測標準追溯體系建立符合本土化的認證制度，實有賴政府主管機關的立法規範，以作為相關業者遵循的依據，並化解民眾對於低放射性廢棄物處置的疑慮。

本計畫除了研析歐洲 ESARDA 核子物質比較試驗、美國低放射性整桶計測比較試驗、美國低放射性整桶計測比較試驗與歐洲 ENTRAP 等外部品保作業運作方式外，並將初步規劃適合台灣本土化低放射性廢棄物分類之核種與活度量測技術與認證制度運作模式，作為主管機關未來管制相關法令增修及執行管制作業之參考。

3. 執行方法與進度說明

3.1 執行方法與原因

1. 我國“低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則”中，A、B、C及超C類廢棄物核種與活度分類係參照美國核管會（NRC）CFR 61規範所制定，本計畫將蒐集美國對低放射性廢棄物核種與活度量測作為、規範與認證制度經驗，做為規劃參考。
2. 依據英國 NPL Report DQL RN 009 所述針對 UK 核能工業場址營運者、提供服務者、工作領域專家及儀器製造商等進行訪談，調查 UK 除役量測學（metrology）的需求其中包含廢棄物樣品形式、核種、現有量測技術等，同時確認需求項目如：標準與參考物質及指引；最後，召開研討會以調查結果為依據，確定需求之標準、參考物質、指引及訓練的優先順序，同時決定，發展一個或多個重點參考物質及量測比對活動作業規劃。
3. 英國量測比對結果 NPL Report IR 2 報告說明，量測比對活動執行程序、比對樣品配置、比對試驗執行、數據分析以及結果評估。

為達到與國際觀念接軌之目的，本計畫以國際上所執行之量測比對活動架構為主，並考量國內低放射性廢棄物型態、量測需求、量測技術及低放射性廢棄物相關管理法規規定，規劃並研擬適合台灣本土的低放射性廢棄物分類之核種與活度量測及認證制度架構。

3.2 進度說明

| 工作項目 | ：年月 | | | | | | | | | | | | 備註 |
|--|--|---------|---------|---------|---------|---------|---------|---------|---------|----------|----------|----------|----|
| | 97 1 | 97 2 | 97 3 | 97 4 | 97 5 | 97 6 | 97 7 | 97 8 | 97 9 | 97 10 | 97 11 | 97 12 | |
| 1. 國際經驗研析：蒐集國際各國低放射性廢棄物分類之核種與活度量測及認證制度與經驗回饋。 | | | | ■ | | | | | | | | | |
| 2. 建立低放射性廢棄物分類之核種與活度量測技術能力 | | | | | ■ | | | | | | | | |
| 3. 研擬完成低放射性廢棄物分類之核種與活度量測及認證制度架構之建議。 | | | | | | | ■ | | | | | | |
| 4. 計畫成果報告撰寫。 | | | | | | | | | | ■ | | | |
| 工作進度估計百分比（累積數） | | | | 10% | 20% | 30% | 45% | 55% | 70% | 80% | 90% | 100% | |
| 預定查核點 | 第一季： 第二季：完成國際低放量測比對資料研析 第三季：完成期中報告 第四季：完成低放射性廢棄物分類之核種與活度量測及認證制度方案規劃及研究報告。 | | | | | | | | | | | | |

3.3 執行情形

1. 國際經驗研析：蒐集國際各國低放射性廢棄物分類之核種與活度量測及認證制度與經驗回饋。
2. 97.08.14 赴台灣電力公司第一、二核能發電廠參觀低放射性廢棄物整桶量測設備與運作情形及蒐集相關資料。
3. 97.10.08 赴全國認證基金會討論推動建立我國低放射性廢棄物整桶量測追溯及認證制度。

4. 低放射性廢棄物之分類

4.1 我國現行放射性廢棄物分類準則探討

我國放射性廢棄物分類相關法規為民國 91 年 12 月 25 日行政院原子能委員會修正公布之「放射性物料管理法」，該法規第三條將放射性物料分為核子原料、核子燃料及放射性廢棄物：

- (1) 核子原料：指鈾、鈾等礦物及其他經主管機關指定之物料。
- (2) 核子燃料：指能由原子核分裂之自續連鎖反應而產生能量之物料及其他經主管機關指定之物料。
- (3) 放射性廢棄物：指具有放射性或受放射性物質污染之廢棄物，包括備供最終處置之用過核子燃料。又分為「高放射性廢棄物」與「低放射性廢棄物」。
- (4) 高放射性廢棄物：指備供最終處置之用過核子燃料或其經再處理所產生之萃取殘餘物。
- (5) 低放射性廢棄物：指前款以外之放射性廢棄物。

物管局於九十七年一月二日修正發布『低放射性廢棄物最終處置及其設施管理規則』，第三條規定低放射性廢棄物依其核種濃度應分為 A、B、C 及超 C 四類：

- (1) A 類廢棄物：指低放射性廢棄物所含核種濃度低於(含)附表一(表 1)濃度值之十分之一倍及低於(含)附表二(表 2)第一行之濃度值者；或廢棄物所含核種均未列入附表一及附表二者。
- (2) B 類廢棄物：指低放射性廢棄物所含核種濃高於附表二第一行之濃度值且低於(含)第二行之濃度值者。

(3) C 類廢棄物：指低放射性廢棄物所含核種濃高於附表一濃度值十分之一倍且低於(含)附表一之濃度值者；或高於附表二第二行之濃度值且低於(含)第三行之濃度值者。

(4) 超 C 類廢棄物：指低放射性廢棄物所含核種濃高於附表一濃度值者，或高於附表二第三行之濃度值者。

此外，若低放射性廢棄物中含有多核種時，其分類應按下式判斷。

$$\sum_{i=1}^n \frac{C_i}{C_{i,0}} \leq 1$$

式中，

C_i ：第 i 個核種之濃度。

$C_{i,0}$ ：第 i 個核種第 0 ($0=A, B, C$) 類之濃度限值。

n ：所含核種的數目。

若滿足上式，則可歸為第 0 類廢棄物。

根據『低放射性廢棄物最終處置及其設施管理規則』第四條規定，A 類廢棄物應符合第五條之規定。若 A 類廢棄物與 B 或 C 類廢棄物混合處置，則應符合 B 類或 C 類廢棄物之相關規定；B 類廢棄物應固化包裝，其廢棄物應符合第五條與第六條之規定。若 B 類廢棄物與 C 類廢棄物混合處置者，應符合 C 類廢棄物之相關規定；C 類廢棄物應固化包裝，其廢棄物應符合第五條與第六條之規定外，應加強處置區之工程設計，以保障監管後意外誤入者的安全。而超 C 類廢棄物未經主管機關核准，不得於低放處置設施進行處置。

表 1、單一長半化期核種濃度值

| 核 種 | 核種濃度 TBq/m ³ . |
|--|---------------------------|
| ¹⁴ C | 0.30 |
| ¹⁴ C (活化金屬內) | 3.0 |
| ⁵⁹ Ni (活化金屬內) | 8.1 |
| ⁹⁴ Nb(活化金屬內) | 0.0074 |
| ⁹⁹ Tc | 0.11 |
| ¹²⁹ I | 0.0030 |
| TRU ⁽¹⁾ (α T _{1/2} > 5y) | 3.7 ⁽²⁾ |
| ²⁴¹ Pu | 130 ⁽²⁾ |
| ²⁴² Cm | 740 ⁽²⁾ |

註：1. TRU(α , T_{1/2} > 5y) 表示半衰期大於 5 年之超鈾阿伐放射核種。
2. 單位為 kBq/g。

表 2、單一短半化期核種濃度值

| 核 種 | 核種濃度 TBq/m ³ | | |
|--------------------------|-------------------------|-----|-----|
| | 第一行 | 第二行 | 第三行 |
| 半衰期小於 5 年的 所有核種總和 | 26 | (1) | (1) |
| ³ H | 1.5 | (1) | (1) |
| ⁶⁰ Co | 26 | (1) | (1) |
| ⁶³ Ni | 0.13 | 2.6 | 26 |
| ⁶³ Ni (活化金屬內) | 1.3 | 26 | 260 |
| ⁹⁰ Sr | 0.0015 | 5.6 | 260 |
| ¹³⁷ Cs | 0.037 | 1.6 | 170 |

註：(1) 此核種列於 B、C 類並無核種濃度限制。可從實際執行運送、吊卸與最終處置作業時，考量體外輻射與衰變熱，而限制這些核種的濃度。除非由本表內其他核種決定廢料歸為 C 類廢料，否則應歸為 B 類廢料。

4.2 各國低放射性廢棄物分類現況

決定放射性廢棄物分類約兩項主要考慮因素為：第一，必須考慮長半衰期核種的衰變。此類核種所具有的潛在危害性持續很久，可能超過人為的監管期，廢棄物形態及工程障壁之有效期。第二，必須考慮短半衰期放射性核種的濃度，以確保可利用人為的監管

期，對廢棄物形態特性及處置方式之各種技術要求，以有效的阻絕放射性核種之外釋，而保障一般民眾及工作人員之健康和安​​全，同時維護環境長期免受損害。目前各國並沒有統一的放射性廢棄物分類制度，大都依其特殊國情及最終處置的策略而制定其分類制度。表 3 所示為美國、法國、日本、加拿大、英國、瑞典與國際原子能總署(IAEA)對放射性廢棄物分類之摘要。以下各節將詳述美、法、日等國的低放射性廢棄物分類制度。

表 3、各國與國際組織放射性廢棄物分類摘要

| 國家/組織 | 廢料分類 |
|----------------|--|
| 美國 | <ul style="list-style-type: none"> • 低放射性廢料 <ul style="list-style-type: none"> - A 類 - B 類 - C 類 • 超 C 類之放射性廢料 • 高放射性廢料 • 超鈾廢料 • 混合廢料 |
| 法國 | <ul style="list-style-type: none"> • A 級：低與中放射性廢料 • B 級：阿爾發放射性廢料 • C 級：高放射性廢料 |
| 日本 | <ul style="list-style-type: none"> • 豁免管制廢料 (Exempted Waste) • 非常低放射性廢料 (VLLW) • 低放射性廢料 (LLW) • 超鈾廢料及 above LLW • 高放射性廢料 (HLW) |
| 加拿大 | <ul style="list-style-type: none"> • 極低微廢料 (De-Minimis) • 第 I 級廢料：危害期在 150 年內。 • 第 II 級廢料：害期在 500 年內。 • 第 III 級廢料：危害期過 500 年以上。 |
| 英國 | <ul style="list-style-type: none"> • 低放射性廢料 • 中放射性廢料 • 高放射性廢料 |
| 瑞典 | <ul style="list-style-type: none"> • 低與中放射性廢料 <ul style="list-style-type: none"> - 短半衰期類 - 長半衰期類 • 高放射性廢料 |
| 國際原子能總署 (IAEA) | <ul style="list-style-type: none"> 第 I 級廢料：高量長半衰期廢料 第 II 級廢料：中量長半衰期廢料 第 III 級廢料：低量長半衰期廢料 第 IV 級廢料：中量長半衰期廢料 第 V 級廢料：低量長半衰期廢料 |

4.2.1 美國之廢棄物分類制度

美國核管會於 1982 年 12 月 27 日公布 10CFR61 「放射性廢棄物淺地處置核發執照需求」法規。其中 10CFR61.55 根據廢棄物所含長短半衰期核種濃度而將廢棄物分為四類:A、B、C、及超 C 類。10CFR61.55 廢棄物分類表 1 之長半衰期核種濃度限值表。若廢棄物所含核種濃度不超過此表所列限值的 0.1 倍即屬 A 類廢棄物，若濃度超過 0.1 倍但不超過此表所列限值則屬 C 類廢棄物（如表 4）。如果濃度超過此表限值則為超 C 類，而不適合淺地處置。若廢棄物含有表 4 所列混合核種則須依分率和定律(The sum of fractions rule)計算判定類別。分率和定律將在稍後說明。係 10CFR61.55 表 2 之短半衰期核種廢棄物分類表（如表 5），凡不含表 4 所列核種之廢棄物就依表 5 所列核種濃度分類。核種濃度不超過表 5 第一行屬 A 類，不超過第二行屬 B 類，不超過第三行屬 C 類，廢棄物所含核種濃度超過第三行則屬超 C 類，而不適合淺地處置。如果廢棄物含有表 5 所列混合核種則須以分率和計算判定類別。放射性廢棄物含有表 4 及 5 所列核種則依:廢棄物中之任何一個核種濃度不超過表 4 限值的 0.1 倍，分類由表 5 核種濃度決定之。

廢棄物中之任何一個核種所含核種濃度高於表 5 第一行之限值，但低於(含)第二行之限值者，則屬於 B 類廢棄物。廢棄物中之任何一個核種濃度超過表 4 限值的 0.1 倍，但不超過表 4 限值，且所含表 5 之核種其濃度不超過該表第三行之值，則屬 C 類廢棄物。若廢棄物中未含有表 4 或 5 所列的任何核種，則屬 A 類廢棄物。

廢棄物內係混合核種則須以分率和定律決定廢棄物歸屬。所謂分率和係每個核種的濃度與類別限值相除的商，各商相加後的和，此項計算要以相同行的濃度計算分率和。例如某廢棄物中Sr-90、Cs-137 濃度分別為 $50\text{Ci}/\text{m}^3$ ， $22\text{Ci}/\text{m}^3$ ，此二濃度均超過表 5 第一行之值，因此必須和第二行比較，且用分率和計算；Sr-90 分率為 $50/150=0.33$ ，Cs-137 分率為 $22/44=0.5$ ，分率和為 0.83，其和小於1，所以此廢棄物應歸屬為B類廢棄物。分類計算流程為先計算表 4 長半衰期核種分率和，再計算表 5 短半衰期核種分率和。根據美國低放射性廢棄物處置中部各州聯盟(Central Interstate Compact)之資料顯示，若以上述之廢棄物分類，則該聯盟所涵蓋約六座核能電廠(共七部機組)，同位素應用界，包括工業、醫院、研究單位，其所產生的低放射性廢棄物中約有 96%為A類廢棄物，3.98%為B類廢棄物，僅有 0.02%為C類廢棄物。

此外，根據美國核管會所作的研究顯示，PWR 電廠除役廢棄物中，A、B、C 及超 C 類廢棄物體積比率分別為 98%、1.2%、0.1%、及 0.7%；BWR 電廠除役廢棄物，A、B、C 及超 C 類之分布則分別為 97.5%、2.0%、0.3%、及 0.2%。由這些數據可看出不管是 PWR 或 BWR 電廠，除役廢棄物大部份為 A 類廢棄物，僅有微小之一部份為 C 類及超 C 類廢棄物。

根據美國核管會 10CFR61.56(a)之規定，A 類廢棄物之特性必須符合下列 8 項基本要求：

- (1) 處置之廢棄物不可以用硬紙箱或塑膠箱包裝。
- (2) 液體廢棄物必須固化或以可吸收液體廢棄物兩倍之體積吸收物質包裝。

- (3) 固體廢棄物內儘可能含有最少量的自由流體和非腐蝕性液體，液體量不得超過總體積 1%。
- (4) 廢棄物不可含有潛在變形、爆炸分解的物質，在常溫常壓下不得有化學反應或與水起爆炸反應。
- (5) 在運輸、處理、處置廢棄物過程中廢棄物內不可含有或產生有毒氣體或有害人體的煙氣。
- (6) 廢棄物不可自燃，自燃物須處理成非燃物。
- (7) 氣體廢棄物須承裝成在 20°C 溫度時之壓力不超過 1.5 個大氣壓，每個容器之總活度不得超過 100 居里(Ci)。
- (8) 廢棄物含有毒物、生物、病原物、傳染病毒等物質必須處理到非放射性物質潛在危害性至最低程度。

B 類廢棄物除滿足上述 8 項基本要求外，還須滿足 10 CFR 61.56(b)所規定的下列三項穩定要求：

- (1) 廢棄物在預期的處置狀況下，須承受廢棄物間的過度荷重、設備壓擠、出現水份、細菌、輻射效應、化學變化等因素，在這些因素影響下廢棄物須維持結構穩定和型態尺寸。
- (2) 液體廢棄物必須轉變含最少量的自由流體和非腐蝕液體，轉變成的型態在處置容器內其液體體積不可超過 1%，並保證其穩定。
- (3) 廢棄物本體和廢棄物與容器間的空泡必須儘量減少。

C 類廢棄物之特性則不僅要符合 10CFR 61.56(a)所述的 8 項基本要求及 10CFR 61.56(b)的 3 項穩定要求以確保廢棄物之穩定性，而且要符合處置場的其它規定，以保護任何意外的誤入者。超 C 類廢棄物不適合淺地處置，其廢棄物型態和處置方法必定和 A、

B、及 C 類不同，而且一定比 C 類規定更嚴格，但美國核管會對此類廢棄物尚無規範。在美國 A 類廢棄物通常與 B、C 類分開處置；但是如果 A 類廢棄物同時符合 10CFR61.56(a)及(b)之要求，就可以不必與 B、C 類廢棄物分開處置。

根據美國核管會 10CFR 61 之規定，A 類廢棄物若單獨處置則不必進行穩定化處理，僅須滿足前述 8 項基本要求。A 類廢棄物在處置 100 年後，其所含的核種濃度已衰變至極低微之程度。B 和 C 類之廢棄物型態則應保持其一般物理特性和可辨認性超過 300 年期間。此外 C 類廢棄物須設計有誤入者障壁，以維持廢棄物在 500 年以上之期間不致被誤入者侵入。

表 4、美國 10CFR61.55 廢棄物分類表 1 之長半衰期核種濃度限值

| 放射性核種 | 濃度 (Ci/m ³) |
|--------------------------------|-------------------------|
| C-14 | 8 |
| 活化金屬內 C-14 | 80 |
| 活化金屬內 Ni-59 | 220 |
| 活化金屬內 Nb-94 | 0.2 |
| Tc-99 | 3 |
| I-129 | 0.08 |
| 半衰期長於 5 年之放射 α 超鈾 核種 | 100 * |
| Pu-241 | 3,500 * |
| Cm-242 | 20,000* |

* 單位為 nCi/g。

表 5、美國 10CFR61.55 廢棄物分類表 2 之長半衰期核種濃度限值

| 放射性核種 | 濃度 (Ci/m ³) | | |
|--------------------|-------------------------|-------|-------|
| | Col.1 | Col.2 | Col.3 |
| 半衰期小於5年之所有核種 總和 | 700 | ** | ** |
| H-3 | 40 | ** | ** |
| Co-60 | 700 | ** | ** |
| Ni-63 | 3.5 | 70 | 700 |
| Ni-63 | 35 | 700 | 7000 |
| Sr-90 | 0.04 | 150 | 7000 |
| Cs-137 | 1 | 44 | 4600 |

**：對於B、C類廢料而言，並無訂定此類核種之濃度限值。從執行上之考量而言如運輸、搬運、及處置所須注意外部輻射及內部熱產生效應，即會限制此類核種之濃度值。除非因為表2以外的其它核種之濃度關係，使其必須歸類為C類廢料否則此類廢料均屬於B類。

4.2.2 法國之廢棄物分類制度

法國根據廢棄物所含核種之活度強度將其分為A、B及C類。A類為中、低活度強度廢棄物，主要含半衰期小於30年的核種(加馬及貝他放射體)。每一廢棄物包裝所含長半衰期核種(阿伐放射體)的最大比活度為3.7kBq/g，而整個最終處置場所含的長半衰期核種平均比活度不大於370Bq/g。這些限值乃是基於300年的衰變後，可使廢棄物之活度強度減至可豁免管制的程度。A類廢棄物在法國是採用淺地處置。B類廢棄物亦為中、低活度強度的廢棄物，但主要包含長半衰期的核種(阿伐放射體)。此類廢棄物通稱為阿伐廢棄物，不適於淺地處置。C類廢棄物是高強度廢棄物，含有大量的分裂產物，是用過核燃料再處理過程所產生。通常將此類廢棄物

玻璃固化，因此一般稱此類廢棄物為"玻璃固化廢棄物"，此類廢棄物在法國是採取深層處置。

4.2.3 日本之廢棄物分類制度

對於低放射性廢棄物之分類，日本並沒有採取美國 10CFR 61 的分類制度。日本目前按照低放射性廢棄物的濃度值，將低放射性廢棄物分為四類：

(1) 第一類廢棄物包含下列廢棄物

- 固化的均勻性廢棄物
- 固化的非均勻性廢棄物
- 非固化的大型設備
- 固化的非活化混凝土廢棄物

(2) 第二類廢棄物為固化的活化混凝土廢棄物，與第一類之差異在於多了核種 Ca-41 之濃度限值。

(3) 第三類廢棄物為非固化的非活化混凝土廢棄物，主要是電廠除役所產生的廢棄物。

(4) 第四類廢棄物為非固化的活化混凝土廢棄物，亦是主要來自電廠除役所產生的廢棄物，與第三類廢棄物之差異為多了核種 Ca-41 及 Eu-152 之濃度限值。

第一、二類的廢棄物為所謂的「低放射性廢棄物」(LLW)，必須送至最終處置場處置。日本對此類廢棄物採取四階段安全管理措施。階段 1 為 10 至 15 年，為處置設施進行廢棄物接收、掩埋操作期，此階段未覆土，利用工程障壁以阻絕放射性核種外釋。在此階段裡，任何進到處置窖中的水將排掉，同時將進行輻射偵測以確保

沒有放射性物質從處置窖滲漏出來。如果發現有滲漏發生，處置槽必須進行修補。階段 2 為階段 1 結束後 30 年內，處置設施已覆土，靠天然及工程障壁以阻絕放射性核種外釋。任何進到處置窖中的水將排洩掉；並且將偵測地下水中的放射性。

若有問題發生，將對覆土層其它地方採取補救行動。階段 3 為階段 1 結束後 300 年內，在階段 2 結束進入階段 3 時，一般民眾可進入場區，但禁止挖掘表土。階段 3 結束後即進入階段 4，為豁免管制期，處置場可無限制開放使用。實際上，第三、四類廢棄物在日本應歸類為「非常低放射性廢棄物」(VLLW)，此類廢棄物可採用簡易的淺地掩埋方式，或在電廠裡進行現地掩埋，其監管期只有 50 年。放射性濃度值比第一、二類廢棄物高的低放射性廢棄物，稱為 above LLW，日本將此類廢棄物及 TRU 廢棄物併同處置，其處置概念及相關法規仍在研究中。另一類廢棄物為豁免管制廢棄物(exempted waste)，其豁免值仍在研究中。若包含商用放射性廢棄物，則日本將所有放射性廢棄物概分為下列五種：

- HLW
- TRU 及 above LLW
- LLW(低放射性廢棄物)
- VLLW(非常低放射性廢棄物)
- Exempted Waste(豁免管制廢棄物)

其中，LLW 包含前述第一、二類廢棄物；VLLW 包含前述第三、四類廢棄物。目前，日本的 Rokkasho 低放射性廢棄物最終處置場只接收第一、二類廢棄物。表 6 為目前日本法律所訂定的低放射性

濃度上限值與美國核管會 10CFR61 及法國 La Manche 處置場限制值之比較。以下為此三者之比較結果：

- (1) 日本的 C-14 濃度與美國 A 類廢棄物相當。
- (2) 日本的 Co-60 濃度約為美國 A 類廢棄物二分之一，而為法國的四分之一。
- (3) 日本的 Ni-63 濃度約為美國 A 類廢棄物的十倍，而為 B 類廢棄物約二分之一。
- (4) 日本的 Sr-90 濃度約為美國 A 類廢棄物的 50 倍，而為 B 類廢棄物的百分之一；但為法國的十分之一。
- (5) 日本的 Cs-137 之濃度約為美國廢棄物的 3 倍，與 B 類廢棄物相當；但約為法國的四分之一。
- (6) 日本的總 α 濃度約為美國的 A 類廢棄物的 3 倍，為 C 類廢棄物之三分之一。法國的總 α 濃度則與約等於美國的 C 類廢棄物。

由上述的比較發現日本、美國、及法國所採用的濃度限值並沒很明確的對應關係，但可以確定的是日本所規定的各核種濃度限值均小於美國 B、C 類及法國 La Manche 所接收廢棄物之濃度限值。日本的 RoMasho 低放射性廢棄物處置場所接收的低放射性廢棄物之核種濃度限值，除 Ni-63 外，均小於日本法規的上限值。日本的法規只訂立 C-14，Co-60，Ni-63，Sr-90，Cs-137，及 Ca-41(針對固化的活化混凝土廢棄物)等核種及總 α 之濃度限值，而 RoMasho 低放射性廢棄物處置場則分別訂立了 H-3，C-14，Co-60，Ni-59，Ni-63，Sr-90，Nb-94，Tc-99，I-129，Cs-137，及總 α 之最高濃度、平均濃度、及總活性量。在日本，根據核種之特性，以不同的方法決定廢棄物中所含各核種之濃度，其方法如下：

- (1) Co-60 及 Cs-137：採用非破壞外部測定法
- (2) Ni-59：採用理論計算法
- (3) H-3、C-14(BWR)、Tc-99：採用平均放射能濃度法
- (4) C-14(PWR)、Ni-63、Sr-90、Nb-94、I-129、及總 α ：採用比例因數法，C-14、Ni-63、Nb-94 的關鍵核種為 Co-60；Sr-90、I-129、及總 α 的關鍵核種為 Cs-137。

表 6、美日法等國低放射性廢棄物法規濃度上限值之比較

| | 日 本 | 美國核管會 10 CFR 61 | | | 法國 (La Manche) |
|------------------|---------------------------|---------------------------------------|---------------------------------|---------------------------------|-------------------|
| | 固化體或設備 (Bq/ton) | Class A (註 3) (Bq/m ³) | Class B (Bq/m ³) | Class C (Bq/m ³) | 固化體 (Bq/ton) |
| H - 3 | - | 1.5 (E+12) | - | - | 7.4 (E+10) |
| C - 14 | 3.7 (E+10) | 3.0 (E+10) | - | 3.0 (E+11) | - |
| Ca - 41 | 3.1 (E+09) (註 1) | - | - | - | - |
| Co - 60 | 1.1 (E+13) | 2.6 (E+13) | - | - | 4.8 (E+13) |
| Ni - 63 | 1.11 (E+12) | 1.3 (E+11) | 2.6 (E+12) | 2.6 (E+13) | - |
| Sr - 90 | 7.4 (E+10) | 1.5 (E+09) | 5.6 (E+12) | 2.6 (E+14) | 7.4 (E+11) |
| Cs - 137 | 1.11 (E+12) | 3.7 (E+10) | 1.6 (E+12) | 1.7 (E+14) | 4.8 (E+12) |
| Eu - 152 | - | - | - | - | - |
| Gross - α | 1.11 (E+09) (Am - 241) | 3.7 (E+08) (註 2) | - | 3.7 (E+09) | 3.7 (E+09) |

註：1. 僅適用於活化混凝土。

2. 單位為 Bq/ton.

3. 美國所用的單位為 Bq/m³，日本為 Bq/ton，其數值略有差異，但位數相同。

5. 低放射性廢棄物核種分析與活度量測

核種分析與活度量測之目的在於計算低放射性廢棄物中，所含各放射性核種之活度與總活度，做為分類基礎，以及估計未來最終處置場所接收廢棄物所含的核種總活度，做為概念設計、基本設計、環境影響說明與初步安全分析等工作所需之基本資料庫。

5.1 加馬核種活度量測

廢棄物中加馬核種(如 Co-60、Cs-137、Cr-51…)活度的獲得，以往皆取少量樣品於實驗室內以加馬能譜儀量測加馬核種及活度並代表整桶容器內廢棄物的活度；然綜觀世界各國目前實際執行廢棄物量測加馬核種及活度主要計測系統時，以高純度鍺偵檢器加馬能譜儀對於裝桶、裝箱或裝袋等大量廢棄物進行全量偵測是共通性之作法，目前核能研究所及台電核能 1、2、3 廠、減容中心、核三工作隊均已引進這類整桶加馬核種活度量測設備如：區段式加馬能譜儀、Q2 加馬量測系統、現場式活度計測系統、整桶加馬能譜計測設備及廢棄物桶檢查系統等，目前國內所使用之量測設備異同如表 7。這些設備特性與功能分別詳述如下：

表 7. 國內量測設備異同比較

| 檢測系統 | 偵檢器類別/ 數量 | 偵檢器 效率 | 檢測時樣品 桶是否旋轉 | 待測桶軸向方 向上下移動 |
|----------|--------------|-----------|----------------|-----------------|
| SGS 系統 | HP-Ge/1~? | 30% | 是 | 是 |
| Q2 系統 | HP-Ge/3 | 32~34% | 是 | 否 |
| ISOCS 系統 | HP-Ge/1 | 60% | 否 | 否 |
| 核研所 WDIS | HP-Ge/2 | 20% | 是 | 是 |
| 核電廠 WDIS | HP-Ge/2 | 20% | 是 | 是 |

5.1.1 區段式加馬能譜儀

區段式加馬能譜儀（SGS，segmented gamma scanner）或稱為切片加馬掃瞄，主要假設核種活度軸向分布不均勻但每一區段之徑向分佈均勻，因此採用一至數個使用準直儀（collimator）之HPGe 偵檢器，伴隨待測桶軸向方向上下移動，因此可以偵測不同水平區段的加馬活度。一般200 升廢棄物桶常分成4-20 區段進行計測，而區段越多越容易精確瞭解軸向分布差異性，但相對也需要越長的計測時間。若再考量每一區段中因介質密度差異造成加馬核種衰減效應不同，則須在另一側放置一組外部射源對該區段介質作密度修正（如圖1 ），但增加外部射源修正密度差異時需要兩倍以上之計測時間。

一般區段式加馬計測系統為減少移動行程造成操作時間增長，會同時使用幾個偵檢器，但系統設備成本也相對增加。文獻指出區段式加馬掃瞄較常用於低密度之介質，可能因為低密度介質中的密度差異所造成衰減修正效應較大，因此需要適度修正密度所造成之差異，但其基本假設及操作原理對高密度介質仍適用。

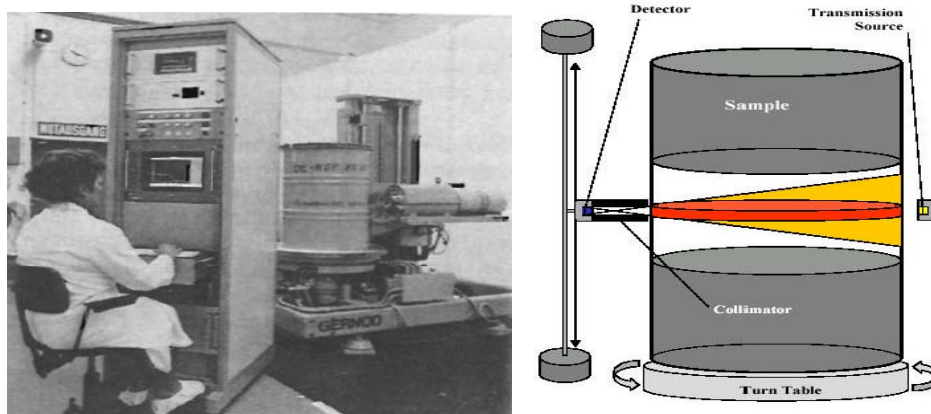


圖 1、區段式加馬能譜儀 [McClelland 2003]

5.1.2 Q2 加馬量測系統

Q2 加馬量測系統在核能研究所及台電核能三廠分別各設置一套（如圖 2），作為極低微放射性廢棄物及低放射性廢棄物加馬核種活度量測，本系統主要分成機械部分、偵檢器核儀模組與電腦操作軟體三大部分[Canberra 2005]，關連示意圖如圖 3 所示。



圖 2、核能研究所 Q2 系統

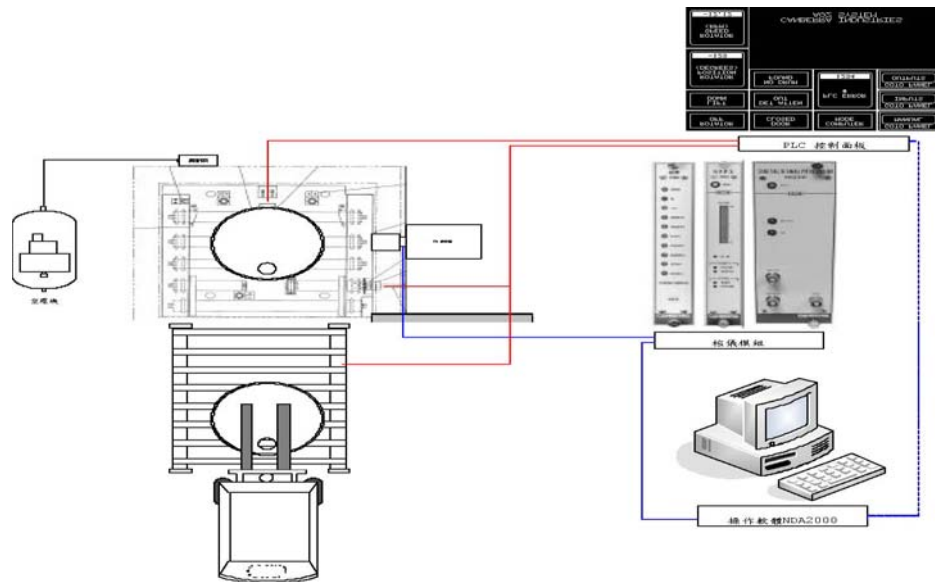


圖 3、Q2 系統主要組件示意圖

系統主要特性包含：

- (1) 配置三支純鍍偵檢器（相對效率約 32~34%）：可同時定性核種並定量其比活度，且可確認放射性廢棄物的均勻性。
- (2) 屏蔽式計測外箱：可大幅減少背景輻射干擾，降低偵測下限。
- (3) 輸送裝置：提昇計測自動化速率。

針對低放射性廢棄物整桶量測，需藉由高可信度之計測系統及合理量測流程，用以確認廢棄物之放射性核種組成及平均活度濃度，當放射性廢棄物活度較高時，三支偵檢器與計測腔之間有屏蔽可供選擇，用以降低儀器dead time提升活度量測準確度。

經由實際系統性能測試評估顯示：

- (1) 採用不銹鋼屏蔽外箱之計測模式，能大幅降低環境背景擾動，對於極低微活度核種之計測有相當大效益。
- (2) 根據時間對儀器之偵測低限（MDA）測試，發現採用300-1000 秒之計測時間，儀器之偵測低限可達到0.01Bq/g 以下，此低限已達解除管制法規最嚴格限值要求。
- (3) 由重複計測結果發現短時間計測之不確定度及變動性較大，而較長計測時間可以取得變異性較小之計測再現性（以同一樣品計測100~300秒時，相對偏差為-25%~1.03%，計測時間延長為1000~3000秒時，相對偏差為-2.0%~6.8%）。
- (4) 採用3 組HPGe 偵檢器提昇計測效率縮短計測所需時間，同時由3支偵檢器計測結果定性推定整桶軸向活度分布均勻性。若某一偵檢器計測活度較其他偵檢器為高，則可推定該偵檢器對應區域之可能包含偏高污染活度（Hot Spot），其示意圖如圖4。

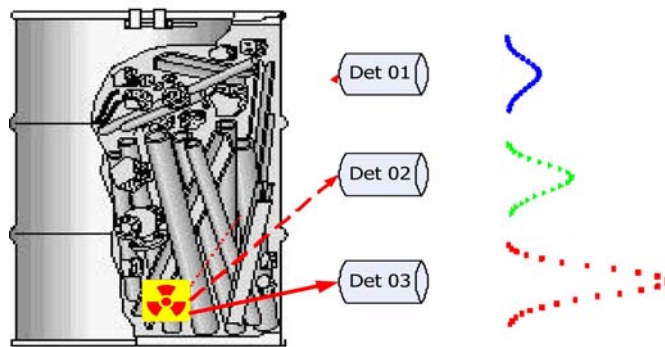


圖 4、整桶廢棄物活度分布及偵檢器應答示意圖

由相關性能測試顯示 Q2 系統，對於較不均勻之低放廢棄物桶中加馬核種活度之量測表現相當優異。

5.1.3 現場式活度偵檢系統

現場式活度計測系統 (In-situ object counting system, 簡稱 ISOCS) (如圖 5)，本量測系統採用寬能量液態氦高純鍍偵檢器，經過蒙地卡羅模式校正(MCNP-Characterized)，相對效率約為 60%，配備包括一個 2.5 公分和 5 公分的鉛屏蔽，以及不同角度(180°、90°、30°、0°)的準直器，可有效降低周遭背景干擾；利用幾何模板(geometry template)之屏蔽/準直器(shield/collimator)，輸入幾何模板所需參數來模擬樣品形狀與活度分佈，再利用數學計算做效率校正曲線，適用於任何地點，不需經過標準射源校正，可直接計測任何形狀、各種活度分佈的樣品，如蘭嶼貯存場檢整後之 3x1、3x4 容器、83 加侖重裝容器等。



圖 5、核研所現場式活度偵檢系統

5.1.4 整桶加馬能譜計測設備

國內在87年由核研所引進“整桶度量”設備(如圖6)，在低放廢棄物裝桶後直接於桶外由2台鎊偵檢器(相對效率約20%)測得旋轉之55加侖桶內廢棄物Co-60、Cs-137與其他加馬核種活度，本套量測設備應用於蘭嶼貯存場廢棄物桶檢整計畫，到97年止執行整桶加馬核種活度量測約達1000桶；另外，核能研究所第三貯存庫，目前主要係接收國內農工醫研究等小產源產生低放射性廢棄物，三貯庫並已完成相關廢棄物檢驗線設置，設施中包含整桶加馬核種活度量測系統(圖7)作為取得廢棄物中核種資訊之重要設備。



圖 6、核研所加馬核種整桶量測系統



圖 7、核研所三貯庫廢棄物整桶加馬能譜計測設備

5.1.5 廢棄物桶檢查系統

台灣電力公司核一、二、三廠新建廢棄物倉庫（核三廠廢棄物倉庫正在興建中），相關貯存設施中皆設置包含整桶加馬核種活度量測系統作為取得廢棄物中核種資訊之“廢棄物桶檢查系統”（Waste Drum

Inspection System 簡稱 WDIS)，為一遠端遙控全自動 55 加侖廢棄物桶檢查系統，操作人員於控制中心透過自動控制系統進行各種廢棄物桶檢查與量測程序，因此作業人員幾乎不會接受到來自廢棄物桶的輻射劑量，對人員輻射安全維護有相當大的幫助。

WDIS 主要分成 55 加侖廢棄物桶輸送與外觀檢查單元（如圖 8）、表面劑量率度量與桶表污染擦拭總 α 量測單元（如圖 9）及加馬核種活度量測單元（如圖 10）等三個部份；當操作人員或由自動傳輸系統（核二廠）將低放廢棄物桶送抵 WDIS，首先檢查棄物桶外觀是否完整，然後將完整的低放廢棄物桶送入第二單元進行表面劑量率度量與桶表污染擦拭總 α 量測，完成後進入加馬核種活度量測單元，本機構入口由一片三噸重鋼門作為屏蔽，以減少量測時其他廢棄物桶造成干擾，加馬核種活度量測方式為類似 SGS 系統，採用 1~2 個使用準直儀（collimator）之 HPGe 偵檢器（相對效率約 20%），伴隨待測桶軸向方向上下移動，以及桶身以約 4rpm 速度旋轉，進行加馬核種及活度量測，同時根據前一單元所量測表面劑量率決定廢棄物桶與偵檢器距離並決定是否使用適當屏蔽降低儀器 dead time，提高量測準確性。



圖 8、WDIS 廢棄物桶輸送與外觀檢查單元



圖 9、WDIS 廢棄物桶表面劑量率度量與表污染擦拭總 α 量測單元



圖 10、WDIS 廢棄物桶加馬核種活度量測單元

5.2. 難測核種活度量測與比例因數

低放廢棄物分類規範中 α 與 β 核種如：H-3、C-14、Fe-55、Ni-63、Sr-90、Tc-99、I-129、Pu-238/239/240、Am-241 等，由於核種活度量測，需經取樣、溶解、分離純化等複雜處理程序後才能以儀器進行測定因此又稱為難測核種。低放射性廢棄物由於來源複雜且數量龐大，要執行全量取樣分析難測核種是不太可能的事，不過，由不同電廠、不同廢棄物源取樣將各核種測出後，計算相對於 Co-60、Cs-137 或 Ce-144 的比例關係(比例因數)。往後各桶廢棄物只需測得 Co-60、Cs-137 或 Ce-144 即可由比例因數計算得到難測核種活度。

難測核種活度之決定，必須運用這些核種與其它基準核種(如 Co-60、Cs-137 或 Ce-144)之相互比例關係(correlation)以推算其活度。然而此比例關係值(即比例因數)會隨設施而異，即使是同

一核能設施之相同廢棄物源也會隨著設施運轉情況而異，例如燃料之破損率及廢棄物營運等。根據美國核管會之要求，在電廠運轉狀況發生顯著變化時，或至少每隔一年，即應重新校正每一廢棄物源之比例因數。

我國各核能電廠之比例因數建立仍在起步階段，台電曾於民國 77 年託委核能研究所進行「核能電廠低強度放射性廢棄物分類」研究計畫，為期三年，後又延長一年，核能研究所於民國 81 年提出該研究計畫之總結報告。該研究計畫完成首批我國核一、二、三廠各廢棄物源比例因數之資料檔。因此在估算核一、二、三難測核種之活度濃度及總活度時，暫時使用核能研究所目前所發展的比例因數。近年來至民國 93 年底台電陸續委託核研所對核一、二、三廠及蘭嶼貯存場進行低放射性廢棄物核種分析工作，對最終處置場所關注的加馬核種與長半衰期阿伐及貝他核種間比例因數關係均有詳細的探討，已建立若干廢棄物源之比例因數並得到長半衰期阿伐及貝他核種活度，並試算廢棄物之類別。

未來，各廢棄物源之比例因數有所改變時，可利用相同方法以重新估算各核能電廠未來所產生廢棄物之難測核種活度濃度及總活度。

6. 認證組織與架構

6.1 國際認證組織與架構

目前國際認證組織可分為，以推動全球管理系統驗證、產品驗證及稽核員驗證等之認證制度相互承認為目的之國際組織「國際認證論壇」（International Accreditation Forum, 簡稱 IAF），及以促進各國認證機構所認可實驗室之測試及校正報告相互承認，減少產品重複測試，促進貿易為宗旨的「國際實驗室認證聯盟」（International Laboratory Accreditation Cooperation, 簡稱 ILAC）二大聯盟為主軸。

IAF 成立於 82 年 1 月，目前會員總數為 73，其中 50 個為認證機構之正會員、14 個為副會員（9 個驗證/檢驗機構及 5 個業界/使用者協會）、4 個區域組織會員即歐洲認證合作組織 EA (European Cooperation for Accreditation)、美洲認證合作組織 IAAC (Inter American Accreditation Cooperation)、太平洋認證合作組織 PAC (Pacific Accreditation Cooperation)、南部非洲認證組織 SADCA (Southern African Development Community in Accreditation), 以及 ISO、QUEST 論壇 2 個合作會員、3 個觀察會員。前經濟部所屬中華民國認證委員會（Chinese National Accreditation Board, 簡稱 CNAB）於 87 年成為正會員，並已簽署品質管理系統（Quality Management System, 簡稱 QMS）及環境管理系統（Environmental Management System, 簡稱 EMS）多邊相互承認協議（Multilateral Recognition Arrangement, 簡稱 MLA）。

ILAC 會員分類方式與 IAF 不同，現有 55 個正會員（Full Members, 符合副會員之條件且已簽署多邊相互承認協議之各國實驗室或檢驗機構之認證機構）、13 個副會員（Associates, 各國實驗室或檢驗機構之認證機

構能證明作業符合ISO、IEC、ILAC相關規定者)、20個準會員
(Affiliates, 各國實驗室或檢驗機構之認證機構其作業有意願符合ISO、IEC、ILAC相關規定者)、5個區域性組織會員 (Regional Cooperation Bodies, 認證機構所組成之區域性組織)、1個國家協調機構會員
(National Coordination Body, 於特定經濟體負責協調實驗室及檢驗機構認證作業者)及22個利益相關組織會員 (Stakeholders), 中華民國實驗室認證體系 (Chinese National Laboratory Accreditation System, 簡稱CNLA) 於79年加入, 並於八十九年簽署多邊相互承認協議MRA (與IAF之MLA同意義)。

隨著國際認證趨勢之發展, IAF及ILAC原本簡單之架構為順應議題之複雜與多樣性, 不斷成立各種任務小組, 且與其他國際組織結盟, 「跨境政策」是各結盟組織討論的重點, 雖然目前對於執行方式尚未達成共識, 無論將來外國認證機構與本國當地之認證機構之合作方式係採聯合評鑑或採信報告之模式, 認證機構都應檢討目前的評鑑作業, 尤其應維持報告之完整性及提昇認證評審員之素質。

6.2我國游離輻射領域測試實驗室認證制度

1991年6月中華民國實驗室認證體系 (CNLA) 以提升實驗室水準、促進農礦工商實業之發展、確保環境品質、維護國民健康安全與消費者權益、促進國際間相互認可、暢通經貿為目的, 依據「中華民國實驗室認證體系組織綱要」之原則訂定公告「中華民國實驗室認證體系游離輻射測試認證手冊」, 手冊中訂定認證組織、實驗室申請認證之範圍與項目、認證程序等, 供申請游離輻射認證之實驗室及需要此項資料之實驗室參考使用。

1997年經濟部成立中華民國品質管理及環境管理認證委員會〔2001

年3月更名為「中華民國認證委員會」(Chinese National Accreditation Board, 以下簡稱CNAB)〕, 辦理管理系統、產品、稽核員驗證機構及稽核員訓練機構等認證業務。為提供單一窗口之認證服務, 合併CNLA 與CNAB 業務, 2002年7月31日成立TAF籌備處, 負責各項籌備工作, 包含基金之募集及申請文件之準備等。之後依據「經濟事務財團法人設立許可及監督準則」, 於2003年9月17日完成法定登記, 定名為「財團法人全國認證基金會」(Taiwan Accreditation Foundation, 簡稱TAF)。2003年10月1日起TAF正式運作並辦理實驗室認證業務, 2004年1月1日起亦正式辦理CNAB 業務。此外, 於2004年增闢檢驗機構認證服務業務。

TAF業務範圍涵蓋管理系統驗證機構、產品驗證機構、人員驗證機構、實驗室、檢驗機構與能力試驗執行機構等之認證業務, 以及能力試驗、前瞻認證能力之研究發展、優良實驗室操作之國家符合性監控系統、國際事務、人才培訓與推廣等其他認證相關業務。

6.2.1 與國際認證組織相互承認與合作

TAF為擴大認證服務範圍, 提升認證價值, 促成國內實驗室/檢驗機構所出具之校正/ 測試報告或檢驗報告的國際接受性, TAF積極推動國際相互承認活動, 以及展開與各專業團體/ 權責機構的合作。TAF實驗室認證於1997年成為首批簽署APLAC(網址: www.aplac.org) MRA 的機構之一, 並於2000年藉由APLAC 與歐洲認證聯盟(EA) 等區域性認可聯盟簽署ILAC MRA(網址: www.ilac.org) , 取得涵蓋歐美亞非之國際性相互認可。

TAF於2005年APLAC MRA 簽署範圍增加檢驗機構認證。亦於2007年

簽署APLAC 增列醫學實驗室ISO 15189 認證的MRA。

TAF於2004 年與Bluetooth SIG, INC. 簽署評鑑服務協議備忘錄，可提供欲成為Bluetooth 資格審查委員會(Bluetooth Qualification Review Board, 簡稱BQRB) 所認可的Bluetooth 資格檢定測試設施 (Bluetooth Qualification Test Facilities ，簡稱BQTFs)的評鑑服務。

TAF於2005 年簽署ILAC 與IEC(International Electrotechnical Commission) 及IEC 符合性評鑑計畫(Conformity Assessment Scheme) 協議備忘錄，同意與IEC 符合性評鑑計畫共同(a)於評鑑規範、技術標準及能力試驗等議題上合作，(b)在實驗室同意下進行聯合評鑑，(c)在雙方適用的情形下，發展主評審員與技術評審員的認定基礎條件，(d)分享共同實驗室顧客的技術議題與(e)共同發展相關技術指引、標準、流程與政策，以及依個案考量，分別與共同使用彼此評鑑結果，來進行本身評鑑工作或同儕審查，以實現有效使用資源與避免重複。

TAF於2005 年與美國刑事鑑識實驗室主管協會/實驗室認證委員會 (American Society of Crime Laboratory Directors/Laboratory Accreditation Board ，簡稱ASCLD/LAB) 簽署協議備忘錄，同意進行各項合作活動，建立交流機制，展開聯合評鑑，再依個案的情形，分別或共同使用彼此對共同實驗室顧客的評鑑結果，來進行本身的評鑑或監督活動。

TAF與各學會簽署合作備忘錄(MOU)，目前簽署之學會為中華民國醫事檢驗學會、中華民國鑑識科學學會、中華民國核子醫學學會，中華民國計量工程學會、中華鋪面工程學會、台灣混凝土學會及中華民國環境工程學會等7 個單位，進行相關之技術交流與合作事宜。

6.2.2 實驗室與檢驗機構認證服務

TAF以一套認證程序，對實驗室/檢驗機構具有執行特定工作的能力，予以公開正式承認。所述能力是以滿足認證規範為基礎，其公開正式承認的方式是以頒發認證證書與登錄於認可實驗室/認可檢驗機構名錄為主。TAF之任務為提供符合社會與經濟發展之需求，並能滿足國內外社會期望之公正、客觀與獨立之第三者實驗室/檢驗機構認證服務。主要目標為：

- (1)促進國內外各界對認可實驗室/檢驗機構服務的運用；
- (2)協助實驗室/檢驗機構提昇運作效益與效率，進而更具競爭力。

認證原則：

- (a)確保符合國際規範ISO/IEC 17011 ISO/IEC 17011 為規範認證機構之國際標準，亦為簽署國際實驗室認證聯盟相互承認的基本要求。TAF致力確保實驗室與檢驗機構認證符合ISO/IEC 17011 之要求。
- (b)認證規範以國際規範為基礎TAF所採用或訂定之認證規範是以國際規範為基礎，如ISO/IEC 17025、ISO 15189、ISO/IEC 17020、OECD GLP 或相關國際組織之相關文件等。
- (c)維護認證公信TAF秉持公平與公正的精神，經由實際查證，實驗室或檢驗機構已展現滿足認證規範後方授予，無任何差別待遇；同時亦要求實驗室與檢驗機構應共同維護認證公信力。
- (d)實施同儕評鑑實驗室與檢驗機構評鑑屬同儕評鑑，強調所指派的評鑑小組必具備所對應評鑑範圍的技術專業能力；同時藉由評審員與受評機構人員間同儕經驗的分享與切磋，以創造評鑑價值。
- (e)鼓勵自主管理經由認證所產生的效益唯有在實驗室與檢驗機構自主管理下方可獲致與持續，因此，TAF鼓勵與協助實驗室與檢驗機構應致

力於自主管理。

6.2.3 認證對象與領域

凡國內外合法登記之軍、公、民營及學術研究機構所屬實驗室，不限實驗室之規模大小，具有專責技術人員，於適當空間、使用特定儀器設備，依既定之管理系統從事校正、測試、醫學檢驗等工作，並出具報告者，皆可由機構負責人提出實驗室認證申請。

對於國外實驗室的申請，除法規要求外，基於TAF為國際實驗室認證聯盟(International Laboratory Accreditation Cooperation，簡稱ILAC)相互承認協議的簽署機構之義務，TAF將告知申請實驗室有關ILAC相互承認的相關資訊，如果申請者確定向TAF申請，則在申請者的同意下進行通知該國簽署ILAC MRA之相關認證機構。

TAF所提供之實驗室認證服務包含校正、測試、醫學與木木工程測試等4個認證領域，每個領域所包括的技術類別如下：

- 校正領域(領域代碼K) 長度(技術代碼KA)、振動(技術代碼KB)、質/力量(技術代碼KC)、壓力/真空(技術代碼KD)、溫/濕度(技術代碼KE)、電量(技術代碼KF)、電磁量(技術代碼KG)、流量(技術代碼KH)、化學量(技術代碼KI)、時頻(技術代碼KJ)、游離輻射(技術代碼KK)
- 測試領域(領域代碼W) 音響與振動(技術代碼A)、生物(技術代碼B)、化學(技術代碼C)、電性(技術代碼E)、游離輻射(技術代碼：I)、機械(技術代碼M)、非破壞測試(技術代碼N)、光學(技術代碼O)、溫度與熱(技術代碼T)、鑑識科學(技術代碼Z)。
- 土木工程測試領域(領域代碼為L) 土木工程(技術代碼為L)、化學(技術代碼C)

- 醫學領域(領域代碼H) 解剖病理學(技術代碼：HA)、臨床生化學(技術代碼：HB)、輸血醫學(技術代碼：HC)、血液學 (技術代碼：HD)、臨床免疫血清學(技術代碼：HE)、微生物學(技術代碼：HF)、臨床毒物學(技術代碼：HG)、臨床鏡檢學(技術代碼：HH)、細胞遺傳學(技術代碼：HI)、遺傳學與分子病理學(技術代碼：HJ)。
- 檢驗機構認證(代碼I)： TAF所提供之檢驗機構認證服務為製成品、營建和土木工程、旅遊設施、工廠檢查與技術法規檢查等5 個領域。

6.2.4 認證規範

依屬性不同，TAF認證規範分成以下三類：

- (a) 共通性規範：此類規範是以簽署與維持國際實驗室認證聯盟(ILAC)與亞太實驗室認證聯盟(APLAC)相互承認協議所需符合的要求為主，如ISO/IEC 17025、ISO 15189、ISO/IEC 17020 或能力試驗、量測追溯、量測不確定度、認證標誌使用與廣宣等。一般而言，若無特別規定，此類規範適用於所有實驗室與檢驗機構。
- (b) 技術性規範：此類規範是以技術事項為主，通常會界定適用的實驗室/檢驗機構。
- (c) 特定性規範：此類規範主要是因應特定（潛在）顧客，如政府主管機關或團體的需求。當特定顧客為政府主管機關且已訂定有相關法規時，此類法規之相關條文直接納為TAF的特定性規範之一，但不再收錄於TAF認證規範名單內。通常此類規範會界定適用之實驗室/檢驗機構。

6.2.5 能力試驗

能力試驗有助於實驗室提升技術能力與確保量測品質，TAF鼓勵實驗室參與相關能力試驗，以及鼓勵相關專業團體辦理能力試驗。依國

際規範(ISO/IEC 17011) 與國際相互承認協定，能力試驗為認證機構判斷實驗室技術能力的工具之一。

TAF在滿足國際規範與國際相互承認協定的要求下，考量能力試驗資源有限的客觀因素，與相關團體(包含實驗室與能力試驗辦理機構)意見，訂定TAF「能力試驗要求」(TAF-CNLA-R05)，規定實驗室應參加能力試驗的項目與頻率/數量及其表現。

6.2.6 評鑑認證作業

凡符合申請資格的機構皆可由該機構代表人提出實驗室/檢驗機構認證申請。機構提出實驗室/檢驗機構認證申請前，實驗室/檢驗機構至少應辦理過一次內部稽核與管理審查。實驗室/檢驗機構對於每一申請認證的項目至少應保有兩份以上的報告與其相關紀錄，實驗室尚需有符合TAF「能力試驗要求」(TAF-CNLA-R05)的參加紀錄。

TAF依據申請審查階段所確認的申請認證範圍(即申請確認表)，對於符合要件的申請案件，考量評鑑人力資源、時間配合因素與利益迴避原則籌組評鑑小組進行評鑑作業，評鑑認證作業流程(如圖11)，最後，TAF將彙整評鑑技術委員之審議意見，連同評鑑相關報告與結果等相關資料，進行認證決定。若對實驗室/檢驗機構符合認證規範有疑慮且足以影響認證決定時，可通知實驗室/檢驗機構現場查證。實驗室/檢驗機構無須繳交此現場查證的評鑑費用。待現場查證的結果產出，再進行認證決定。認證決定是對實驗室/檢驗機構授與認證與否作成決定，由TAF發函通知認證決定，若為授予認證者將隨函附上認證證書。

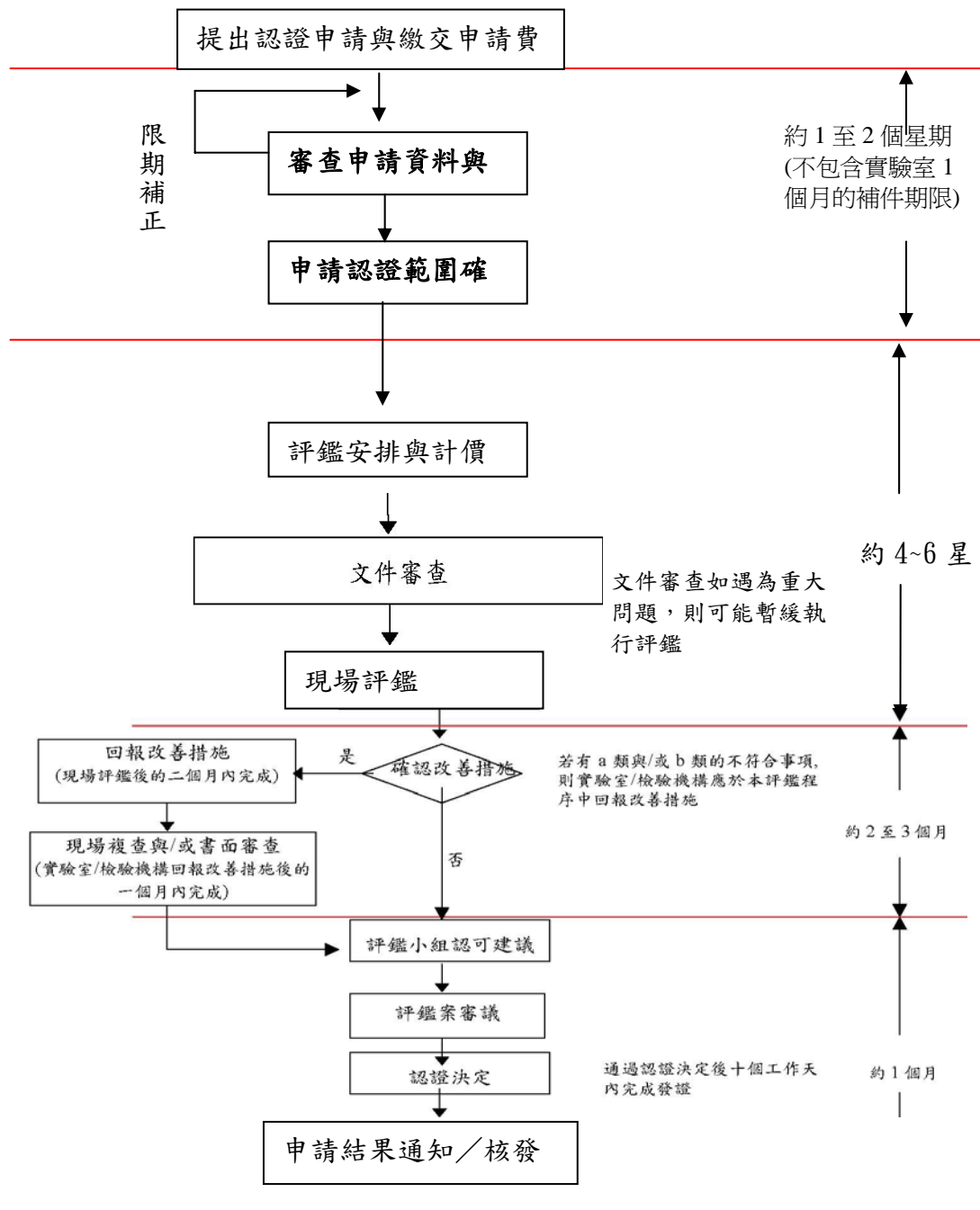


圖11. 認證流程

7. 國內外廢棄物桶加馬核種活度量測比較實驗及經驗

7.1 我國解除管制量測能力試驗

國內各核能設施運轉單位，依據行政院原子能委員會放射性物料管理局於 2004 年 12 月 29 日發佈之「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」，執行核設施除役及營運產生的放射性廢棄物的分類、量測與外釋或儲存。核能研究所保健物理組國家游離輻射標準實驗室與解除管制量測實驗室為因應這類量測實驗室的技術需求，並參考全國認證基金會(TAF)於游離輻射領域相關的認證技術規範，共同合作舉辦國內首次的解除管制量測能力試驗。本次能力試驗，共有七家實驗室總計 14 部量測儀器參加能力試驗；測試結果依據：

每一組測試類別中，第 i 個測定值 V_i 對於真值 V_s （利用添加參考物質或射源）的追溯性(Traceability)，以 En 值來定義：

$$En = \left| \frac{V_i - V_s}{2 \times \sqrt{u_{ci}^2 + u_{cs}^2}} \right|$$

式中

u_{ci} ：某一類測試之第 i 個測定值的組合不確定度。

u_{cs} ：測試樣所含之確實量（即添加量）的組合不確定度。

每一組測試類別中，第 i 個測定值 V_i 對於真值 V_s （利用添加參考物質或射源）的偏差值(B_i)（與參考值差異），定義如下：

$$B_i = \frac{V_i - V_s}{V_s} \times 100\%$$

式中

V_i ：某一類測試的第 i 個測定值。

V_s ：測試樣所含的確實量，即添加量。

偏差係數 $F_E = |B_i/30\%|$ ，即與參考值差異 $\leq 30\%$ 時偏差係數 $F_E \leq 1$

能力試驗結果顯示，約 3/4 的量測結果，其 $En \leq 1$ ，或與參考值差異 $\leq 30\%$ ，而各量測系統對核種 ^{60}Co 及 ^{137}Cs 之最低可測活度，皆可符合低於 IAEA 之外釋限值 (0.1Bq/g)，與主管機構對儀器最低可測活度門檻 ($\leq 0.02\text{Bq/g}$) 的要求，另外，本次比對的結果可進一步提供作為訂定實驗室認證技術規範之依據。

7.1.1 能力試驗之方法

能力試驗之方法係參考全國認證基金會之能力試驗要求、環境試樣放射性核種分析測試實驗室認證技術規範及校正領域量測不確定度評估指引，規劃能力試驗的時程與流程、製作標準樣與測試樣品、訂定比對範圍(項目、能量及活度)、量測比活度的計算方法與測試樣品的不確定度評估方法、比對結果的分析與判別等。

7.1.2 結果

1. 整體而言，對於活度較低的樣品，受測儀器的量測不確定度較大，而與參考值的偏差亦較高，此肇因於低計數率情況下的統計偏差較高，且易受背景干擾之故。而各系統對 ^{60}Co 量測的準確度較 ^{137}Cs 為高，此則肇因於 ^{60}Co 的加馬能量與加馬射線豐度都較 ^{137}Cs 高，因此比較容易從樣品中穿透出來而被量測到。對量測 ^{60}Co 及 ^{137}Cs 核種時的最低可測活度，箱形與桶形儀器皆可低於 0.1Bq/g (IAEA 之外釋限值)，亦皆符合主管機構對廢棄物解除管制量測儀器比活度量測門檻的要求 ($\leq 0.02\text{Bq/g}$)。
2. 能力試驗執行機構經整合各受測機構的意見，統一由能力試驗執行機構計算最終之量測結果與其量測標準不確定度，由於能力試驗執

行機構無法深入至每一量測系統，僅能對主要的、共通性的不確定度來源作分析，而這些共通性的不確定度來源，在數值上各系統並無太大的差異，因此各受測儀器的量測不確定度的值大致相當。由於各系統量測不確定度來源評估可能的疏漏，使最終量測結果的不確定度可能略微偏小，也造成在計算 En 時將略偏嚴格。

3. 本次能力試驗試運作，各實驗室引用核研所建立之修正參數，修正後的結果明顯較無修正的結果佳，但此參數由於系統間之差異可能無法完全適用於各系統，因此建議，在本次能力試驗試運作後，受測機構應針對系統特性，建立完全適用之系統修正參數與完整的量測不確定度評估，如此，量測結果應可大為改善。
4. 依據各受測機構儀器之量測結果，使用 En 值來篩選時，量測結果的合格率約 70%，平均的標準不確定度 ($k=1$) 為 12%；而使用 F_B 作為評估基準時(合格偏差訂在 30%)，量測結果的合格率約 80%。同時符合 En 與 F_B 的合格率約 70%。
5. 以受測儀器作為評估基準時，在 14 部受測儀器中 En 完全合格的有 5 部，合格率約 36%； F_B 合格的有 7 部，合格率 50%；同時符合 En 與 F_B 的有 5 部，合格率約 36%。

7.2 歐洲 ESARDA

ESARDA (European Safeguards Research and Development Association) 於 1969 年成立為歐洲針對核子安全相關工作所設置研發機構，成員包括歐洲議會、比利時 CEN/SCK、英國 UKAEA、法國 CEA、英國 BNFL、德國 FZJ、德國 WKK、芬蘭 STUK、義大利 APAT、瑞典 SKI、荷蘭 NRG 及法國 IRSN 等，涵蓋主管機關及技術研發機構等，共

成立三個技術訓練導向之工作小組，分別為：

- (1). 破壞性檢測技術及標準工作小組。(DA-WG, Working Group on Techniques and Standards for Destructive Analysis)
- (2). 非破壞性檢測技術及標準工作小組。(NDA-WG, Working Group on Techniques and Standards for Non Destructive Analysis)
- (3). 污染及監督工作小組。(C/S-WG, Working Group on Containment and Surveillance)

以非破壞性檢測技術及標準工作小組為例，其重點工作為資訊及技術交流、收集及瞭解技術標準及參考物質需求、製造及標定標準物質、評估NDA技術及改善方式、協助操作人員及主管機關執行核子安全與評估目前使用NDA設備及方法。

NDA-WG工作小組分別對濃縮鈾及鈾兩類核子物質舉辦過比較試驗，從比較試驗結果來探索現有儀器及使用軟體與核種資料庫所造成之量測結果之差異。相關研發簡介如下：

7.2.1 標準桶及參考物質製備

參考物質對於量測系統校正驗證及品質系統查核而言相當重要，但是針對實際大型容器盛裝廢棄物而言，相關製備程序到標定結果對研發實驗室是相當大的挑戰，一則要克服樣品之均勻性，其次要標定具有信心水準之活度範圍。NDA-WG工作小組為評估NDA系統準確性，為此製備了100個從5毫克-100克之密封Pu射源並焊接在釘子上，可以固定在桶內部不同位置，射源活度標定由JRC-IRMM（聯合研究中心-參考物質及量測研究所）所執行，其標定準確度分別如下：

Pu重量分率：0.5%，Pu-239含量：0.1%，Am-241含量：0.2%。

廢棄物桶及填充介質由BNFL製造及標定，分別完成8個100L及8個200L之參考標準桶。（圖12為100L標準桶）共有三種介質，分別為 $0.15\text{g}/\text{cm}^3$ 、 $0.15\text{g}/\text{cm}^3+\text{PVC}$ 及 $0.4\text{g}/\text{cm}^3$ 。



圖 11、NDA-WG 使用 100L 之參考標準桶

7.2.2 核子物質比較試驗

針對核子安全之非破壞性檢驗技術，NDA-WG小組分別舉辦過濃縮鈾比較試驗及Pu-2000兩次比較試驗，以驗證相關儀器性能、軟體差異等影響量測結果之重要因素。以濃縮鈾比較試驗（Morel 2000）為例，NDA-WG工作小組評估影響量測結果之因素及結論如下：

- (1). 使用HPGe偵檢器搭配標準樣品校正之計測方法其準確度最好，量測不確定度約在1%之內。適用性較廣且不受樣品之製備與平衡時間影響，因此即使使用低濃縮度鈾標準樣品進行校正，外插至高濃縮度鈾之範圍仍有相當高之準確度。
- (2). 新開發軟體採用多個能峰進行自我效率校正（U-235採用

84. 2, 143. 8, 163. 4, 185. 7, 205. 3keV ， U-238 採用 63. 3, 92. 4 ， 92. 8, 766. 4, 1001. 0keV) ，該計算方法量測結果變異性較大，同時對於新轉換製備樣品準確性較低。

- (3). 使用室溫型偵檢器之不確定度超過10%，對部分現場查驗應用可能已足夠，但對於嚴格查驗而言仍有待改善偵測效率及解析度。

7.3 美國低放射性整桶計測比較試驗

仿照WIPP之PDP計畫，美國國家標準及技術研究所（NIST）首先於2000年之游離輻射量測及標準委員會（CIRMS, Council on Ionizing Radiation Measurements and Standards）年會中提出整桶計測比較試驗之構想，而Los Alamos國家實驗室之固體廢棄物處理小組（SWO）及核子安全科學及技術小組（NIS-5）則負責規劃及推動本項具有挑戰性的計畫，2002年DOE complex之NDA計測專家亦共同參與本項計畫。

本次比較試驗（Kathleen 2003）共針對兩個55加侖桶進行不同計測系統量測準確度及精密度評估，兩個廢棄物桶分別填充19.1kg之碎紙（標示為Zero Matrix）與54.4kg包含鐵、銅、橡皮、塑膠、紙等混合介質（不包含鉛或鎢等高密度金屬，標示為Mixed Metals）。

每組與試者對同一桶需進行6次重複計測，用於計算平均值並與參考值比較準確度，而相對標準偏差則作為精密度指標，射源採用廢棄物中常見Co-60、Cs-137及Eu-152三種核種作為待測標的，配製成三支活度超過2 μ Ci之鋁質管狀射源，測試桶及射源分別放置位置如圖13。

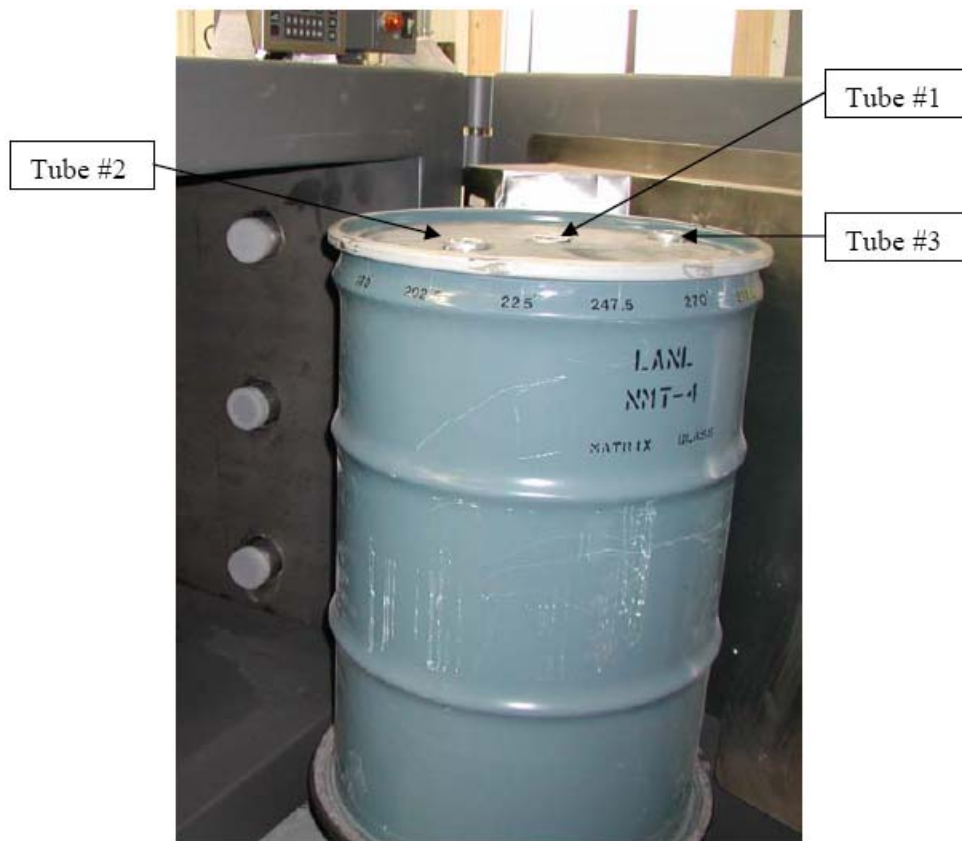


圖 12、LANL 比較試驗廢料桶

參加比較試驗之基本原則如下：

- (1). 比試者有義務承擔相關費用並報告最終計測結果，待測桶之運送由 LANL 及比試場所之運送人員共同負責，並不得洩漏射源數量或種類等相關資訊。
- (2). 測試期間需確認待測桶之完整性及桶蓋密封鐵線等未遭破壞，並嚴禁開啟桶蓋或取出射源。
- (3). 每組比試者有一週時間可以進行計測，排定時間終止時需將待測桶回送 LANL，以便計畫安排運送至下一個比試者。測試期間若因儀器功能故障無法如期完成比試項目，則需通知舉辦者另行安排比試時間。
- (4). 不限制每桶計測次數或條件，但呈報結果需基於一般計測之條件下

之連續6組數據，並補充說明使用系統及計測程序，結果需於完成後14天內以郵寄或電子郵件傳回承辦人員。

- (5). 當收集到所有參與比試結果後，將會給予每位比試者計測結果與LANL參考活度差異。

比試結果共有6組參加者對3個核種提報18組數據，其中僅有2組超出預設±30%之可接受合格範圍，不同計測系統彙整結果如表8及圖14。

表 8、LANL 廢料桶比較試驗結果（偏差及精密度）

| 系統編號 | 系統內容 | 分析技術 | 混合介質 | | 紙 |
|------|-----------------|---------------|--------------------|-------------------|-------------------|
| | | | Co-60 | Cs-137 | Eu-152 |
| 1 | 可攜式HPGe偵檢器 | 模擬計算 | -1.32% (1.3%) | 55.31% (1.6%) | 28.2% (3.39%) |
| 2 | 可攜式HPGe偵檢器 | 模擬計算 | -16.66% (7.34%) | 20.94% (4.94%) | 4.79% (3.33%) |
| 3 | 固定式系統：3組HPGe偵檢器 | 效率校正 | -8.65% (1.11%) | 12.05% (0.76%) | 17.77% (0.62%) |
| 4 | 可攜式HPGe偵檢器 | 自行計算衰減效應及幾何形狀 | -26.06% (NA) | 8.17% (NA) | 9.69% (NA) |
| 5 | 可攜式HPGe偵檢器 | 模擬計算 | -1.46% (1.24%) | 12.23% (1.95%) | -4.34% (0.92%) |
| 6 | 可攜式HPGe偵檢器 | 模擬計算 | 15.85% (NA) | 20.28% (NA) | 59.6% (NA) |

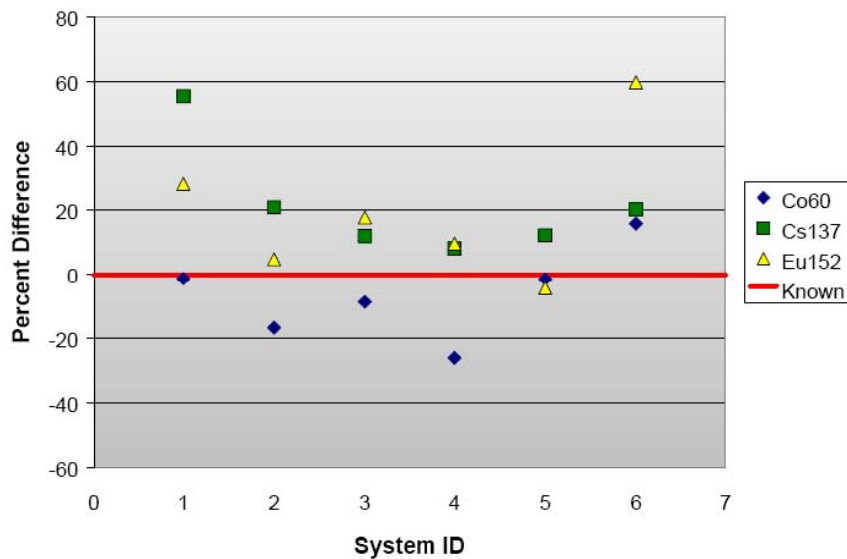


圖 13、LANL 低放射性廢棄物桶比較試驗結果

由表7可以看出多數計測結果低估Co-60活度，而Eu-152及Cs-137則呈現高估活度，推測應該與射源放置位置有關。Co-60放置在#2 Tube上方，而Eu-152及Cs-137則放置#3 Tube中央（參考圖13），由於不同核種標準射源所在位置差異，造成計測結果與實際值有明顯差異，但待測桶密度則對結果無明顯影響。

由6組比試者之結果，很難進行比較相關差異及探索實際原因，系統5在準確度表現最佳，其次則為具有旋轉機構但偵檢器距離桶面僅8.9 cm之系統3。而系統2與系統5之硬體設施幾乎完全相同，但是精密度及準確度差異卻相當大，可能操作人員熟練度等也造成一定程度影響。由於比試者數量太少，因此無法取得足夠數據比較傳統效率校正、軟體計算或者自行衰減修正等校正方式對計測結果造成之差異。

執行比較試驗最大困難在於運送問題，由於911攻擊事件後多數核設施之運送接收人員拒絕接收核種不明及無法提供正確活度之廢棄物桶，而回送LANL時亦發生相同問題。這段期間運送規則也因911恐怖攻

擊事件有所改變，例如安全(警戒)條件改變時 (Code Orange) 即無法運送，因此截至該論文於2003年廢棄物管理研討會發表時仍有3組參加比試者仍在等待待測桶以進行此次比較試驗。

雖然低放射性廢棄物整桶計測之比較試驗並沒有強制性，但是對於廢棄物管理實務方面有其貢獻，主辦單位希望比較試驗能夠演變成每年舉辦一次之例行工作，如此將能提昇系統操作及瞭解計測系統之限制，未來將能針對廢棄物填充高度、均勻性、低能量核種、低活度等不同測試項目進行規劃及比試，以尋找計測系統問題及產生原因，同時提昇計測人員技術能力及信心。

7.4 美國WIPP之PDP (Performance Demonstration Program) 計畫

由美國能源部 (DOE) 所主導之PDP計畫，主要主管單位為Carlsbad field office組成國家超鈾廢棄物驗證小組 (NTWCT, National TRU Waste Certification Team) 負責相關規劃及執行工作，其目的在於驗證所轄或委外執行NDA量測系統之可信度及對TRU廢棄物是否符合品質保證目標 (QA0, Quality assurance object)。

該計畫分別針對廢棄物桶 (DOE 2001a) 及廢棄物箱 (DOE 2001b) 兩種不同型式之容器進行NDA計測系統效能評估及測試，作為確認量測結果準確性及驗證是否符合WIPP之接收標準，PDP計畫架構如圖15所示。

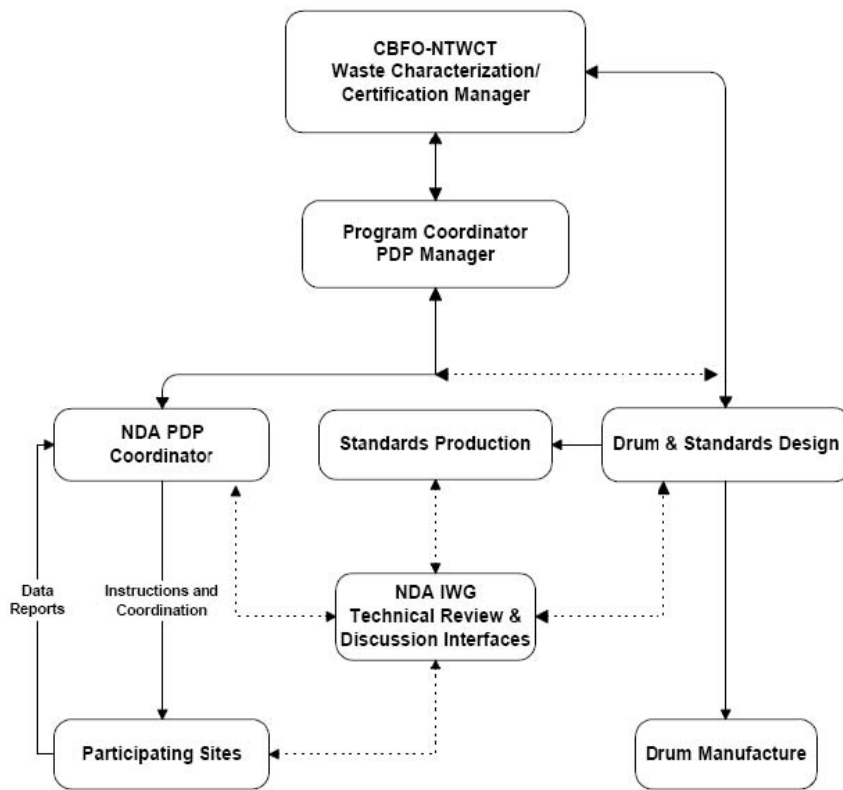


圖 14、WIPP 之 PDP 計畫組織架構

PDP計畫關注核種主要為Pu-238、Pu-239、Pu-240及Am-241等超鈾元素，部分設施產生濃縮鈾或乏鈾因此也納入U-233、U-234及U-238等核種。PDP計畫使用標準測試桶內所含介質包含空桶、可燃物、玻璃、固化無機污泥及廢金屬等五類。標準桶及標準射源分別如圖16、圖17所示，根據不同標準射源之活度（重量）範圍設定如表8之合理品保目標QA0及合格標準。

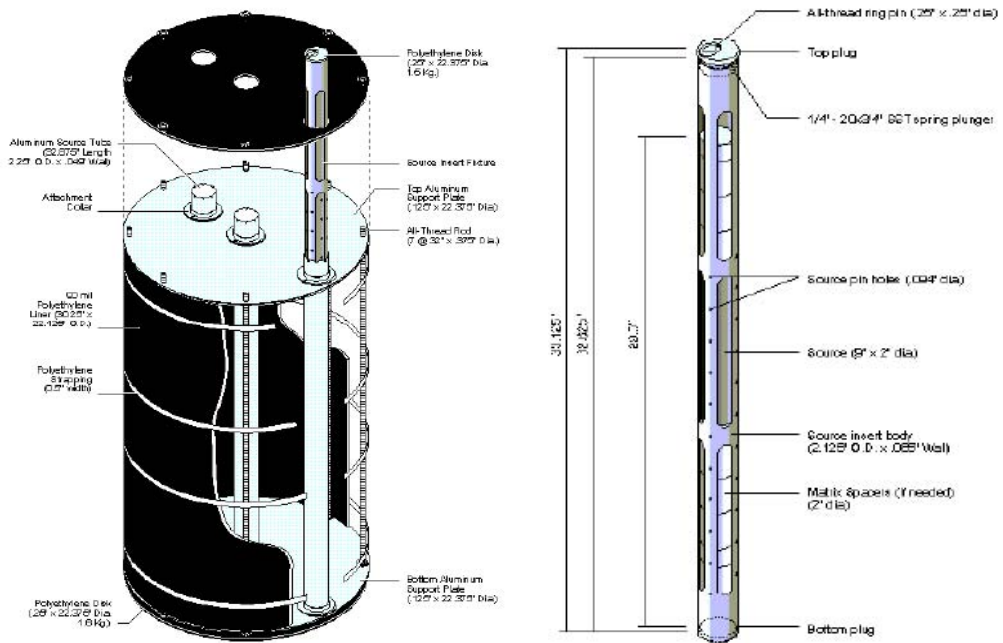


圖 15、WIPP PDP 標準桶（空桶）及射源固定管（圖右）

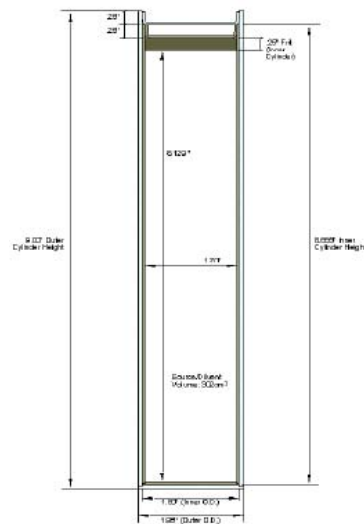


圖 16、WIPP PDP 標準射源

表 9、PDP 樣品活度範圍及品保目標值

| 活度範圍 | 阿伐活度 (Ci) | 精密度 QAO (%RSD) | 最大量測精密度 | | 偏差值 | |
|------|-----------|----------------|-----------|------------|---|---|
| | | | 空桶 (%RSD) | 有介質 (%RSD) | 空桶 (%R) | 有介質 (%R) |
| 低 | 0-0.02 | 29.2% | 14% | 16% | %R _L :70% %R _H :130% | %R _L :40% %R _H :160% |
| 低-中 | 0.02-0.2 | 21.9% | 10.5% | 12% | %R _L :70% %R _H :130% | %R _L :40% %R _H :160% |
| 中-高 | 0.2-2.0 | 14.6% | 7% | 12% | %R _L :70% %R _H :130% | %R _L :40% %R _H :160% |
| 高 | >2.0 | 7.3% | 3.5% | 6% | %R _L :70% %R _H :130% | %R _L :40% %R _H :160% |

PDP計畫與試者需要進行6次重複計測，計算量測平均值 \bar{x} 及相對標準偏差(%RSD)，並與已知PDP樣品真值 μ_0 進行比較，以判別是否合格。相關計算式如下：

$$\%RSD = 100 \times \frac{\sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (x_i - \bar{x})^2}{n-1}}}{\mu_0} \quad \text{式 (1)}$$

$$(\%R_L + 1.05 \times \%RSD) \leq 100 \times \frac{\bar{x}}{\mu_0} \leq (\%R_H - 1.05 \times \%RSD) \quad \text{式 (2)}$$

量測結果需符合(1)、(2)式及表9之QAO，否則需要進行修正行動，以確認儀器量測結果之準確性及精密度等要求符合WIPP之接收標準。相關作業要求及細節已被LANL之比較試驗引用，詳細內容可以參閱計畫書。

7.5 歐洲ENTRAP

為遵循品質相關要求，歐洲議會（European Commission 簡稱EC）於1992年發起ENTRAP計畫（European Network of Testing Facilities for the Quality Checking of Radioactive Waste Packages，先前簡稱為‘Network’而目前簡稱則為‘ENTRAP’），本計畫共有歐洲9個單位共同參與，用以提升歐洲各國在放射性廢棄物量測之品質及技術水準。主要由指導委員會及三個工作小組負責相關工作推行，執掌工作分別為：

- (1). 非破壞性量測工作小組WGA：調查各成員使用系統及校正方法、界定背景信號處理方式及偵測下限、估算NDA系統量測不確定度、NDA標準規範及評估討論比較試驗。
- (2). 破壞性量測工作小組WGB：編輯及彙整各實驗室使用放射化學分析方法、揮發物逸散評估及取樣程序、放射性廢棄物取樣代表性及安定性、重要核種量測方法、瀝濾程序及應用、實驗室比較試驗及驗證方法可信度、估算廢棄物包件氣體逸散機率。
- (3). 品質保證及品管小組WGC：確認廢棄物包件品管要求、檢視各成員品質保證程序、測試及管制方法及評估包件中核種活度不確定度等工作。

WGA於1994-1998年間接受EC之專案計畫工作，進行規劃220L廢棄物桶比較試驗，共有10個實驗室參加（表10為參與實驗室進行測試項目）。本計畫主要目標在於比較成員所使用NDA技術差異、改進目前NDA技術，同時對廢棄物品管及建立一致性或標準化量測技術及程序（Velzen 2001）。

參與實驗室共提供4個fissile待測桶及14個不同介質之一般低放射

性廢棄物待測桶，以涵蓋不同密度範圍及核種範圍，本計畫主要成果及發現如下：

表 10、ENTRAP 比較試驗參與實驗室

| 序號 | 實驗室或機構名稱 | 非可分裂物質 | 可分裂物質 |
|----|-------------|--------|-------|
| 1 | NRG (KEMA) | × | |
| 2 | CEA | × | × |
| 3 | ENRESA | × | |
| 4 | ENEA | × | × |
| 5 | JRC | × | × |
| 6 | KFA | × | × |
| 7 | TUM/RCM | × | × |
| 8 | SCK-CEN | × | × |
| 9 | WQCL | × | |
| 10 | Belgoproces | × | × |

7.5.1 標準射源製作

(1) 可分裂物質之標準射源受限於歐洲運送法規ADR (Accord Européen relative au transport international des marchandises dangereuses par route Trb. 1959, 81E) 規定每100kg分裂物質需小於15g之限制及某參與計畫機構國家法規要求，最後限定標準射源每100kg含3g以下Pu-239或U-235，雖然降低待測物含量會影響量測性能評估，但與試之實驗室評估後皆認為對實際NDA量測結果沒有影響，因此決定最後使用分裂物質質量範圍。表11為分裂物質標準射源資料：

表 11、ENTRAP 比較試驗分裂物質標準桶

| 序號 | 提供者 | 樣品類別 | 介質 | 核種 |
|----|---------|------------|-----|------------------------------|
| 1 | ENEA | MOX source | 低Z | Pu-239, Pu-240 |
| 2 | ENEA | MOX source | 高Z | Pu-239, Pu-240 |
| 3 | KFA | 核燃料 | 混凝土 | U-235濃縮 |
| 4 | TUM/RCM | 再處理產物 | 廢鐵 | Pu-239, Pu-240, Cm 及可分裂核種 |

(2) 非可分裂物質選用KEMA之參考標準桶作為程序控制樣品，主要為鋁礦砂混合水泥製成之天然核種標準品，包含核種有Pa-234m(12.2Bq/g)、Pb-214(9.9Bq/g)、Ra-226 (9.7Bq/g)、Bi-214(9.4Bq/g)等天然核種。這個參考標準桶曾經KEMA、FA Jülich及CEA Cadarache三個實驗室進行過比對測試，確認密度及活度均勻性且無人工核種。由於這個參考標準桶之核種活度遠低於一般低放射性廢棄物，因此需要較長計測時間來達到所需之計測準確度，參與者皆能接受這個問題。每個參與實驗室則需另外提供至少一個足以代表平時廢棄物之待測桶以進行比較實驗，這些作為比較試驗實際廢料桶涵蓋不同活度範圍或介質廢棄物（其資料如表12），每個實驗室需根據歐洲運送法規ADR之定義，確認屬於LSA I、LSA II或LSA III中哪一類，運送公司則需依據這些分類進行申請運送許可及符合法規規定作業程序。

表 12、ENTRAP 比較試驗非分裂物質標準桶

| 序號 | 提供者 | 樣品類別 | 介質 | 核種 | 屏蔽 | 密度 [kg/m ³] |
|----|------------------|------|--------------------|------|--------------|----------------------------|
| 1 | KEMA | 參考用 | 鉛礦/混凝土 | 天然核種 | | 3000 |
| 2 | KEMA | 標準射源 | 壓縮廢金屬 | 人工核種 | 水泥 (5cm) | 2200 |
| 3 | KEMA | 標準射源 | 壓縮廢金屬 | 人工核種 | 水泥 (5cm) | 2200 |
| 4 | ENRESA | 標準射源 | 樹脂 | 人工核種 | | 1800 |
| 5 | ENRESA | 標準射源 | 過濾器 | 人工核種 | 水泥 (18cm) | 1860 |
| 6 | WQCL | 標準射源 | RAW原始廢棄物 | 人工核種 | | 80 |
| 7 | TUM/RCM | 標準射源 | 柏油 | 人工核種 | | 970 |
| 8 | TUM/RCM | 標準射源 | 壓縮廢金屬 | 人工核種 | | 1800 |
| 9 | CEA | 標準射源 | 處理過原始廢棄物 | 人工核種 | | 170 |
| 10 | ENEA | 標準射源 | 水泥+BWR樹脂 或燃燒廢棄物 | 人工核種 | | 1900 |
| 11 | ENEA | 標準射源 | 未壓縮廢金屬 | 人工核種 | | 360 |
| 12 | Belgopr ocess | 標準射源 | 焚化灰燼 | 人工核種 | | 400 |
| 13 | FA Jülich | 標準射源 | 水泥 | 人工核種 | | 1720 |
| 14 | FA Jülich | 標準射源 | 水泥 | 人工核種 | | 1740 |

7.5.2 NDA系統及校正方法

此次比較試驗所應用之NDA技術依其硬體設施及偵測原理，包含主動式中子量測、角度掃瞄或旋轉掃瞄、發射率斷層掃瞄、區段式掃瞄、開放幾何形狀、被動式中子量測、點量測、螺旋式掃瞄、穿透式斷層掃瞄及放射線照相等不同設備，這些NDA系統使用校正方法可分為三類：

- (1) 模擬標準桶：利用不同密度之模擬標準桶進行校正，再利用內插方式進行計算其他密度之效率，使用實驗室有Belgoprocess、ENEA、ENRESA、NNC-WQCL。
- (2) 數值修正函數：根據標準樣品及待測桶間差異，進行不同能量及不同幾何形狀加馬絕對效率修正，常用假設模式為點狀偵檢器及利用平方反比定律，使用實驗室有CEA、FZJ、JRC、TUM/RCM、SCK-CEN。
- (3) 蒙地卡羅計算：使用MCNP程式計算絕對效率與偵檢器、準直儀及幾何形狀等關係，需要較長之計算時間及輸入參數需要較詳細，也有利用半經驗蒙地卡羅方式計算實際樣品-偵檢器與校正標準桶之比值的方法，如NRG。

7.5.3 循環測試

雖然測試者對運送議題並不感興趣，但是整個計畫的推動及執行，運送是不可或缺的重要工作，為了順利將17個廢棄物桶傳送到7個國家的10個實驗室進行計測測試，規劃及採用如下作業方法：

- (1). 除了符合歐洲共通性運送法規ADR之外，所有測試桶尚須符合7個國家（荷蘭、比利時、德國、英國、法國、義大利、西班牙及奧地

利)之法規。

- (2). 所有待測桶所有權仍屬於原始提供者，當計畫循環測試結束後仍將待測桶運還原始提供者。受到法規限定濃縮U之程度為20%以上，每100kg中僅能含有3g以下之核子物質。
- (3). 待測桶運送工作主要由荷蘭COVRA公司執行，而義大利部分則由MIT Nucleare公司負責，原因是COVRA要取得義大利主管機關的認可所需時間將會延誤整體計畫進行。同時COVRA也需取得參試者的授權以申請運送許可，如此才能成為不同國家間與試者與主管機關之橋樑。參試者需確認待測桶進入及離開時間、卸載及裝載時間、每個220L待測桶需要停留時間等，以利COVRA排定時程，並依實際交通及天候狀況進行排程聯繫及更新。
- (4). 為確保待測桶完整及一致性，所有待測桶將放置在合格的Type-A容器中，Type-A容器再固定在拖板車上。運送期間有兩次發生Type-A容器損壞並送回製造商重新整修，但內部之待測桶則完好無損。測試者無權打開桶蓋檢視內容物，相關待測桶並以鉛封標記固定，運送前由運送公司確認完整。

7.5.4 統計評估分析結果

7.5.4.1 待評估核種

除了KEMA之參考桶之外，其餘根據核種特性及密度區分成4組待測桶（低密度、中密度、高密度及分裂物質）。分裂物質結果以等量Pu-240提報。非分裂物質待測桶中由於每桶中包含核種並不相同，主要評估核種以Co-60、Cs-137為主，涵蓋之核種如下：

Ag-110m, Am-241, Ba-133, Co-57, Co-58, Co-60, Cs-134, Cs-137, Eu-152, Eu-154, Eu-155, Fe-59, Mn-54, Nb-94, Np-237, Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241/U-237, Pu-242, Ru-106 & Rh-106, Sb-124, Sb-125, U-234, U-235, U-238, Zn-95, Zr-65

KEMA參考桶之天然核種則有：

Bi-214、Bi-212、Pb-212、Pb-214、Ra-226、Th-228、Th-232、Th-234、Ac-228、Tl-208、Pa-231、Pa-234m

7.5.4.2 統計計算

統計計算主要包含部分如下說明

- (1) 例外排除 (outlier)：當量測數據超過5個時，針對存疑過低或過高數據進行統計評估後剔除，以取得合理統計數值。若存疑數據僅有一個時可採用Dixon's或Grubbs檢定，若有兩個存疑數據則採用Grubbs檢定，測試假設數據分布為常態分配，可信賴度為99%。
- (2) 在完成例外排除後，若量測數據超過5個，則計算算術平均值 (式 (3)) 及相對標準偏差 (式 (4))。部分數據之%RSD超過100%且數據明顯分成兩群，此時之平均值等數據並無任何物理意義。

$$\bar{x} = \frac{\sum x_i}{n} \quad (3)$$

$$\%RSD = 100 \times \frac{\sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (x_i - \bar{x})^2}{n-1}}}{\bar{x}} \quad (4)$$

7.5.4.3 結果

可供統計之量測結果及數量如表13，顯示計測系統之RSD約為50%且與核種沒有特定關係，推測可能由於實驗室間有系統差異存在，例如

ID4及ID14之桶子不均勻性造成假設及結果之差異。但由於每個實驗室僅針對測試桶進行一次量測，因此無法鑑別原因來自實驗室內系統誤差或隨機誤差，因此無法由這些數據並判定NDA系統之效能。

表 13、ENTRAP 測試結果統計

| 核種 | 測試桶數量 | 測試結果數量 | 例外排除數量 | %RSD | 自由度 |
|-------------------|-------|--------|--------|------|-----|
| Ag-110m | 2 | 20 | 1 | 80 | 16 |
| Am-241 | 3 | 25 | 2 | 66 | 15 |
| Ba-133 | 1 | 11 | 1 | 21 | 10 |
| Co-57 | 1 | 7 | 1 | 75 | 5 |
| Co-58 | 2 | 20 | 1 | 83 | 17 |
| Co-60 | 14 | 154 | 8 | 34 | 125 |
| Cs-134 | 7 | 64 | 1 | 62 | 56 |
| Cs-137 | 12 | 127 | 4 | 34 | 106 |
| Eu-152 | 4 | 41 | 1 | 39 | 36 |
| Eu-154 | 6 | 62 | 0 | 46 | 55 |
| Mn-54 | 5 | 55 | 0 | 53 | 50 |
| Nb-95 | 1 | 7 | 0 | 89 | 6 |
| Ru-106/ Rh-106 | 1 | 9 | 0 | 60 | 8 |
| Sb-125 | 6 | 64 | 2 | 49 | 58 |
| U-235 | 2 | 15 | 1 | | |
| U-238 | 2 | 13 | 1 | 61 | 6 |
| 合計 | | 694 | 24 | | |

7.5.5效能評估

針對不同計測系統性能進行評估相當不容易，尤其是每個測試桶本身介質及活度均勻性可能造成誤差相當大，以圖18及圖19為例，在扣除

小於MDA數據或不計算內部有水泥屏蔽數據可以發現不同之系統差異性，表13為不同類別NDA系統之平均效能表現。雖然原本預期利用越精細校正模式之NDA系統應該可以得到更好表現，但實際上C4之NDA系統計測結果卻不見得比C2、C3之NDA系統好。而表14可以看出不同NDA系統量測活度皆為低估，低估範圍約為5%-30%。

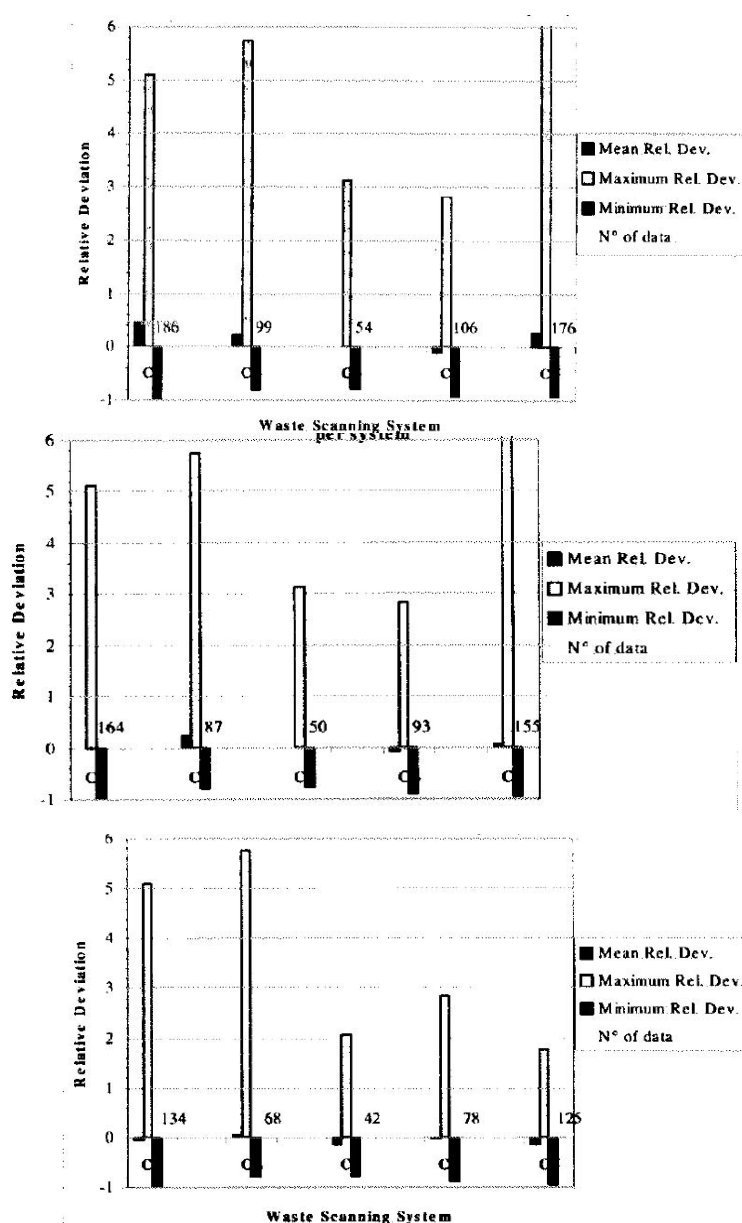


圖 17、不同計測系統之整體表現（由上而下分別為：全部數據、扣除 MDA 結果、扣除 MDA 及內部屏蔽之系統）

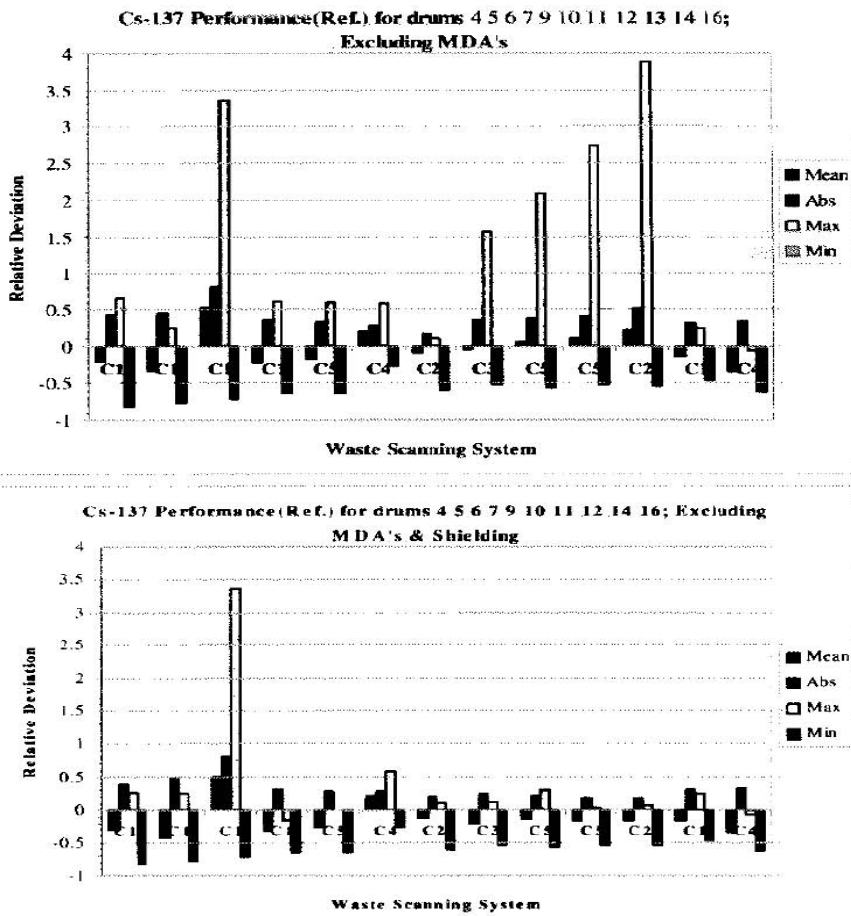


圖 18、各個計測系統對 Cs-137 之表現

表 14、不同計測系統之性能表現

| 廢棄物計測系統類別 | 參與者數量 | 平均值之系統差異 | 差異範圍 | |
|-----------|-------|----------|------|-------|
| | | | 最小值 | 最大值 |
| C1 | 4 | -10% | -80% | +340% |
| C2 | 2 | -5% | -70% | +80% |
| C3 | 1 | -25% | -50% | +10% |
| C4 | 2 | -0% | -60% | +110% |
| C5 | 3 | -15% | -90% | +60% |

7.5.6 結果

整個比較測試實驗雖然完滿達成，但由於運輸作業之艱困仍造成時程延誤約9個月，以致於每個實驗室無法進行完整測試，而由於數據之數量不足，並無法做出明確之結論，但待測桶均勻性、NDA系統之效能、操作人員技術、操作程序及校正模式等，均對最終量測結果產生影響。

8. 討論與建議

- (1) 由國內外經驗可以看出，放射性廢棄物安全處置的管理制度是建構在主管機關、公正專業機構及業主三方面確實執行品保及能力驗證制度，使各項放射性廢棄物的核種及活度量測結果之準確性與精確性具有公信力，藉以落實放射性廢棄物的分類與安全處置，確保最終處置之放射性廢棄物對民眾及環境造成之影響衝擊降至最低。而就實務執行面而言，實施品保及能力驗證制度則需要由放射性廢棄物的管制與管理實務、關鍵技術的研發、專業技術規範的建立與法規的落實等多方面齊頭並進與相互配合方能盡其功。
- (2) 依國內目前對於實驗室認證制度的架構而言，應由主管機關依權責透過立法來認可相關之專業認證機構，執行相關領域之實驗室認證活動，強制性地要求相關實驗室必須通過實驗室認證來證明其實驗室的能力與品質（例如，「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」第二十二條規定：環境輻射監測作業執行單位，應通過主管機關指定機構之認證；指定機構及認證項目由主管機關公告之）；另外，執行實驗室認證活動的相關技術與規範之建立，可由主管機關委託具有專業能力且公正之研究機構來執行，並辦理

相關之能力試驗（例如，原能會輻防處於民國92年9月1日邀集國內相關環測單位召開「環境試樣放射性分析能力試驗協調會」，會中決議由核能研究所保健物理組與全國認證基金會合作於民國93年起舉辦「環境試樣放射性核種分析能力試驗」，邀請國內相關環境試樣放射性核種分析實驗室踴躍參加；此外，相關機關單位委託給國內學術單位之計畫，如需進行環境試樣放射性核種分析，計畫執行單位應參加前項之能力分析試驗，以證明其專業能力。）），能力試驗結果亦可作為主管機關作為管制的依據。

- (3) 以低放射性廢棄物核種活度量測技術而言，國內多數放射性廢棄物產生機構、廢棄物貯存/處置場及協助主管機關進行查驗之專業機關皆設置有放射性廢棄物加馬核種活度量測系統，但是實驗室內部例行之儀器性能測試（背景測試、效率測試、能量校正、效率校正等工作）無法有效證明其量測結果的準確性與追溯性（統一追溯至國家標準），其公信力常遭外界民眾質疑。若能透過參與外部公正單位所舉辦之比較試驗或能力試驗來證明其量測技術與能力，將有助於主管機關的有效管制與民眾的信賴，可有效且順利的落實放射性廢棄物的處置與安全管理。參考核能研究所於97年所舉辦之「放射性廢棄物解除管制量測能力試驗」總結報告，目前國內部分單位之放射性廢棄物加馬比活度量測設備，因僅以點射源代替標準體射源來進行效率校正，與實際量測之放射性廢棄物幾何形狀不符，導致量測結果無法通過能力試驗的要求，其量測結果的正確性遭到質疑。因此，主管機關有責任要求放射性廢棄物產生、處理或處置單位提升自我量測的技術與品質，以確保其公信力。

(4) 現行全國認證基金會測試實驗室認證體系中，游離輻射領域雖然並無「放射性廢棄物加馬核種比活度量測」認證項目，但是在主管機關、全國認證基金會、設施業者及核能研究所的共同努力下，核能研究所已建立相關極低活度放射性廢棄物解除管制量測與校正技術，並於97年舉辦我國首屆之放射性廢棄物解除管制量測能力試驗，以及解除管制量測實驗室申請全國認證基金會（TAF）認證，其成功的經驗與運作模式，或可做為低放射性廢棄物分類核種活度量測及認證制度建立之參考。

9. 結論

低放射性廢棄物之管理及處置問題一直為質疑人士或團體所疑慮，因此需要在法規、管理、處理技術、處置技術及量測技術等多方面相互配合，並藉由落實量測品保系統制度以確認相關廢棄物符合接收標準、最終處置場設計基準、安全評估及環境影響等要求，並藉由透明化資訊交流以減少相關阻力。

低放射性廢棄物分類之核種與活度量測認證制度，其品保作業除相關規劃及文件作業外，更重要的是如何落實執行層面，並由其中擷取經驗進行改善，以精益求精之態度來提昇廢棄物管理工作，根據國外低放射性廢棄物管理品保作業實務經驗，舉辦比較試驗或第三認證機關查核之制度已陸續推展或執行，國內雖然最終處置場仍未完成選址工作，但是相關對應於分類標準之核種活度量測規範、判定準則、檢驗確認方式等皆須納入考量，方能構成完整之廢棄物管理體系。

10. 參考文獻

1. 行政院原子能委員會，放射性物料管理局，2002，放射性物料管理法。
2. 行政院原子能委員會，放射性物料管理局，民國 2003 年，低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則。
3. 魏華洲，郎肇智，金筑庸，2004，利用 Excel 軟體計算低放射性廢料分類模式之建立，INER-2917，台電委託研究計畫研究報告。
4. 張澤民，2005，低放射性廢棄物型態及特性分析更新報告，台電委託研究計畫研究報告。
5. 魏華洲，趙旋爾，2005，解除管制檢測系統基本原理及操作程序，INER-OM-0765。
6. 魏華洲，門立中，2005，低放射性廢棄物量測品保系統探討，INER-3474。
7. 葉俊賢，袁明程 2008，解除管制試樣量測分析之能力試驗試運作總結報告，INER-5705。
8. EPRI, 1988, Assessing the Impact of NRC Regulation 10 CFR 61 on the Nuclear Industry, EPRI NP-5983, Electric Power Research Institute.
9. Bechtel Group, Inc., 1991, Use/Theoretical/Validation/Programmers Manual SOURCE2 NE602, A Program for Calculating Isotope Activity and Gamma Spectra from Accumulation and/or

Decay of Input Activity or Activity Flow, Revision 4.

10. Smith, R. I., Konzek, G.J., and Kennedy, W. E, Jr., 1978, Technology Safety and Costs of Decommissioning a Reference Pressurized Water Reactor Power Station, NUREG/CR-0130, Volumes I and 2 PNL/USNRC.
11. Oak, H.D., Holter, GM., Kennedy, W.E., JL, and Konzek, GJ, 1980 Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station", NUREG/CR-0672, Volume I and2, PNL/USNRC.
12. JNFL, 1993, Seminar on Experience of Low-Level Radwaste Final Dispose Facility in Rokkasho, Japan, May 5-7 1993, AEC-RWA.
13. EPRI, 1987, Updated Scaling Factors in Low-level Radwaste, EPRI NP-5077, Electric Power Research Institute.
14. Lieberman, J. A., James B. McIlvaine, Alan D. Miller, Walton P Rodger, 1983, Methodologies for Classification of Low-level Radioactive Wastes from Nuclear Power Plants, AIF/NESP-027, Atomic Industry Forum. Inc.

15. G F Sinclair, "MANAGEMENT OF LOW LEVEL WASTE AT DOUNREAY" , UKAEA website(2004)
16. J. Morel etc, "Results from the international evaluation exercise for uranium enrichment measurements" , Applied Radiation and Isotopes 52 (2000) 509-522
17. Kathleen Gruetzmacher, Jozef Kuzminski , Steven C. Myers, "Low-Level Waste Drum Assay Intercomparison Study" , WM03
18. DOE, "Performance Demonstration Program Plan For nondestructive Assay of Drummed Wastes For The TRU Waste Characterization Program" , DOE/CBFO-01-1005 Rev 0.1, March 22, 2001
19. DOE, "Performance Demonstration Program Plan For Nondestructive Assay Of Boxed Wastes For The TRU Waste Characterization Program" , DOE/CBFO-01-1006 Rev.0, January 31, 2001
20. F. Troiani 等人 , "Destructive Analyses for the Quality Checking of Radioactive Waste Packages" , ENTRAP , <http://www.en-trap.org/>
21. L.P.M. van Velzen 等人 , "Round robin test for the non-destructive assay of 220 litre waste packages" , EUR 19779, EC (2001)

22. Stefan Steyer, Hans-Jürgen Sanden, “Quality Assurance Measures for Radioactive Waste Products to be Returned from Abroad” , 4th International Seminar on Radioactive Waste Products, Sep 22-26, 2002, Würzburg(Germany)
23. H.-J. Sanden, K.Kroth, R.Odoj, “Routine Quality Checking of Low-Level waste packages by Destructive and Non-destructive Methods” , 3rd International Seminar on Radioactive Waste Products, June 23-26, 1997, Würzburg(Germany)
24. R. Odoj, P. Filss, B.,-R. Martens, “Quality Control Installations of the Quality Control Group”, 3rd International Seminar on Radioactive Waste Products, June 23-26, 1997, Würzburg(Germany)
25. Pierre Van Iseghem, Roland Carchon, Peter De Regge, “SCK-CEN as a Waste Characterization Laboratory” , 3rd International Seminar on Radioactive Waste Products, June 23-26, 1997, Würzburg(Germany)
26. Ch. Lierse, H. Wimmer, “Ten Years of Experience in Quality Control of Radioactive Waste” , 3rd International Seminar on Radioactive Waste Products, June 23-26, 1997, Würzburg(Germany)

27. S R Daish, N A Leech, “Independent Monitoring of Solid LowLevel Radioactive waste Disposals in the UK”, Proceedings of ICEM 2003, Sep. 21-25, Oxford, England (2003)
28. S R Daish, N A Leech, “Quality Intercomparsion Testing of Waste Package Assay Systems on UK Nuclear Sites” , 4th International Seminar on Radioactive Waste Products, Sep 22-26, 2002, Würzburg(Germany)
29. J.M. REDONDO GARCÍA, “Policies and strategy for low activity radioactive waste management in Spain” , Proceedings of an International Symposium “Disposal of Low Activity Radioactive Waste” , Córdoba, Spain, 13 - 17 December 2004
30. Pierre Van Iseghem, “Radioactive Waste : from Conditioning to Disposal” , Topical Day Ethics on Radioactive Waste, Mol, January 22, 2002
31. Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU), “Decommissioning of nuclear facilities” , Berlin, Germany, (2001).
32. TAF-CNLA-A01(3)[1]