

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

核能電廠除役廢棄物放射性量測之審查技術研究

計畫編號：104FCMA010

報告編號：104FCMA010-1

執行單位：核能研究所

計畫主持人：紀立民

研究工作負責人：邱鎧盛

報告作者：葉俊賢

報告日期：中華民國 104 年 12 月

Research on radioactive Measurement of decommission waste of Review technology

By

Huang-ShengChiu,Chin-Hsien Yeh

Abstract

To discuss calibration method and measurement method of radioactive solid waste for the decommission. and that measurement procedure. The National Radiation Standard Laboratory (NRSL) ran this performance test for measuring instruments used in clearance. and the comparison for measuring instruments used in low-level radioactive waste. accordance and reference with decommission operations of the nuclear facilities

Keywords: measurement,radioactive waste,decommission

Institute of Nuclear Energy Research

核能電廠除役廢棄物放射性量測之審查技術研究

邱鎧盛 葉俊賢

摘要

探討除役廢棄物放射性之量測程序及建立混凝土表面及拆除金屬等固體廢棄物之量測方法與校正方法，另外舉辦國家游離輻射標準實驗室舉辦的國內廢棄物解除管制量測之能力試驗與國內低放射性廢物整桶活度量測比對，提供核能電廠除役作業之依據與參考。

關鍵字：除役、放射性廢棄物、量測

核能研究所

目錄

1.前言.....	11
1.1 研究目的.....	11
1.2 研究內容.....	11
1.3 報告架構.....	12
2.我國解除管制與能力試驗	13
2.1 解除管制.....	14
2.2 我國解除管制量測能力試驗	15
2.2.1 能力試驗之方法.....	15
2.2.2 結果.....	16
3.國際放射性廢棄物量測比對試驗	18
3.1 美國低放射性整桶計測比較試驗	18
3.2 歐洲 ESARDA.....	22
3.2.1 比較試驗.....	23
4.核能電廠除役產生廢棄物處置方法相關法規探討	25
4.1 加拿大法規導則 - G-219 授權之除役計畫	25
4.1.1 物質與廢棄物管理計畫.....	25
4.1.2 輻射解除管制標準.....	25
4.1.3 非輻射危害廢棄物.....	26

4.1.4 場址的解除管制要求.....	27
4.2 日本核能電廠除役產生廢棄物處置方法相關法規	27
4.2.1 清潔系統的相關法規方案.....	28
4.2.2 處置除役產生的放射性廢棄物方法	31
5.我國核能研究所通案性固體廢棄物外釋計畫	36
6.混凝土、金屬等廢棄物活度量測比對與量測儀器校正方法	44
6.1 廢棄物活度量測比對.....	44
6.2 測試桶製作.....	49
6.3 量測儀器校正方法.....	59
7.大型與管路放射性廢棄物的校正方法	69
7.1 大型物件廢棄物的校正方法	69
7.2 大面積廢棄物污染活度的校正方法	82
8.結論與建議.....	102
參考文獻.....	103

附圖目錄

圖 1 LANL 比較試驗廢料桶.....	19
圖 2 LANL 低放射性廢棄物桶比較試驗結果.....	21
圖 3 核能研究所固體廢棄物外釋前置作業流程.....	38
圖 4 混凝土塊外釋量測分析作業流程.....	41
圖 5 廢金屬外釋量測分析作業流程.....	42
圖 6 其它類固體廢棄物外釋量測分析作業流程.....	43
圖 7 代碼 A 及代碼 D 移動式量測系統.....	45
圖 8 代碼 B 固定式量測系統及輸送帶.....	46
圖 9 代碼 C 移動式量測系統.....	46
圖 10 代碼 E 固定式量測系統及 3 部組合偵檢器.....	47
圖 11 代碼 F 移動式量測系統及幾何模板.....	48
圖 12 整桶樹脂(充填率 96 %).....	49
圖 13 整桶過濾器活性炭(充填率 90 %).....	49
圖 14 整桶水泥(充填率 100 %).....	50
圖 15 整桶水溶液(充填率 100 %).....	50
圖 16 面射源放置金屬桶內水平軸之上、中、下層位置..	51
圖 17 整桶鐵片及直徑 40 公分圓形面射源.....	51
圖 18 金屬桶內射源棒放置偏單邊或集中中心位置.....	52

圖 19 液態棒狀射源及桶內棒狀射源放置	52
圖 20 均勻分布桶 Cs-137 量測活度差異	56
圖 21 均勻分布桶 Co-60 量測活度差異	56
圖 22 非均勻分布桶 Cs-137 量測活度差異	57
圖 23 非均勻分布桶 Co-60 量測活度差異	57
圖 24 活度均勻分布桶 4 桶的 En 值與 Bi 值	58
圖 25 棒狀射源參考物質校正假體結構	60
圖 26 面狀射源參考物質校正假體結構	61
圖 27 INER-SWAM2 六面體閃爍偵檢器	62
圖 28 5 種密度體射源之面狀與棒狀射源計測效率	62
圖 29 桶型金屬片組合校正假體	64
圖 30 箱型金屬片組合校正假體	64
圖 31 金屬與非金屬校正桶之計測效率	65
圖 32 金屬與非金屬校正箱之計測效率	65
圖 33 鐵管中置 9 支棒狀射源之廢棄物桶	67
圖 34 高密度混凝土桶內置廢棄物桶	67
圖 35 瑞典除役之廢棄物大型容器	70
圖 36 Rados 公司貨櫃式閃爍體偵檢器量測系統	70
圖 37 Rados 公司大面積金屬片校正假體	71

圖 38 種密度 ^{60}Co 的校正因子(模擬/均勻)	71
圖 39 日本貨櫃式閃爍體偵檢器量測系統	72
圖 40 ORTEC-ISOCAR 移動型廢棄物活度量測系統	75
圖 41 物件幾何與相關物理參數	75
圖 42 正方形校正體積木模型(314L)	76
圖 43 長方形校正體積木模型(314L)	76
圖 44 長方形校正體積木模型(868L)	77
圖 45 直立形校正體積木模型(1157L)	77
圖 46 橫列形校正體積木模型(1157L)	78
圖 47 長方形校正體積木模型(1477L)	78
圖 48 長方形校正體積木模型(1736L)	79
圖 49 長方形校正體積木模型(2314L)	79
圖 50 積木堆積橫列形水溶液校正體	80
圖 51 積木堆積直立形水泥校正體	80
圖 52 ^{137}Cs 與 ^{60}Co 大面積片狀射源	83
圖 53 片射源置 34cm 厚水溶液牆面	84
圖 54 片射源置 12 cm 厚混凝土牆面	84
圖 55 片射源置 18 cm 厚鉛材牆面(11.3gcm^2)	84
圖 56 INER-LN7231 圓餅型蓋革偵檢器與手動式電纜	93

圖 57 INER-BETA 矽光電二極體偵檢器	93
圖 58 圓柱型碘化鈉偵檢器	94
圖 59 照明與照相機組合器	94
圖 60 手動式 3 支組合污染偵檢器背景量測結果顯示器 ..	95
圖 61 Co-60 射線覆蓋 4 吋、6 吋、8 吋管路內徑	99
圖 62 Co-60 射線覆蓋 10 吋、12 吋、16 吋管路內徑	100
圖 63 手動式機器人污染偵檢器置管內中心量測	101

附表目錄

表 1 LANL 廢料桶比較試驗結果 (偏差及精密度)	20
表 2 參加廢棄物活度量測比對儀器	44
表 3 活度量測比對之測試桶規格	53
表 4 O 牌移動式及 C 牌固定式量測系統不確定度評估 .	54
表 5 金屬校正桶密度與材質	63
表 6 核一廠 O 牌與核二廠 C 牌金屬測試桶活度量測	68
表 7 核一廠 O 牌與核二廠 C 牌高密度混凝土桶活度量測	68
表 8 核二廠 C 牌貯存桶置高密度混凝土桶活度量測	68
表 9 ISOCART 量測系統不確定度評估	74
表 10 水溶液桶之 Co-60 參考與量測比活度(Bq/kg)差異 . .	81
表 11 水溶液桶之 Cs-137 參考與量測比活度(Bq/kg)差異 .	81
表 12 模擬形狀之實際與量測體積差異	82
表 13 水泥桶模擬形狀之 Cs-137 實際與量測活度差異 . . .	82
表 14 模擬大型物件牆面的加馬表面活度量測結果	83
表 15 核一廠反應器廠房及汽機廠房之埋管尺寸與數量統計 表	86
表 16 核一廠一號機全部共用管路統計	86
表 17 各種埋入管件內層活度量測技術的優點與限制	91

表 18 手動式管件污染偵檢器與機器人規格	92
表 19 手動式 3 支偵檢器片狀射源量測計數率平均值	95
表 20 錐型污染偵檢器的效率計測與轉換因子	97
表 21 錐型污染偵檢器的儀器最低可測值(MDA)	98
表 22 手動式管件污染偵檢系統不確定度評估	98

1.前言

1.1 研究目的

本報告為行政院原子能委員會放射性物料管理局委託核能研究所執行「核能電廠除役廢棄物量測與分類包裝之安全審查技術研究」計畫所屬子項計畫「核能電廠除役廢棄物放射性量測之審查技術研究」之研究工作成果，期能提供除役產生之廢棄物放射性量測之審查之參考。

分析國際主要核能國家除役廢棄物之量測技術、探討除役廢棄物放射性之量測程序及制定廢棄物量測品保作業程序，提供核能電廠除役作業之依據與參考。

另外在建議我國核能電廠除役建築混凝土表面及拆除管件之放射性量測方法與技術的審查重點工作，一為建立廢棄物活度與核種分析的量測偵檢系統及特性評估、建立混凝土表面及拆除金屬等固體廢棄物之量測方法與校正方法，另一為參加國家游離輻射標準實驗室舉辦的國內廢棄物解除管制量測之能力試驗與國內低放射性廢物整桶活度量測比對，經由上述活動通過測試符合判定標準，驗證廢棄物量測偵檢系統的準確性與穩定性在合理範圍，強化廢棄物量測偵檢系統的技術與能力並提升廢棄物量測的品管要求與主管機關的信賴。

1.2 研究內容

「核能電廠除役廢棄物放射性量測之審查技術研究」子項計畫於104年規劃將完成報告一冊。研究內容包含：

- (1) 國內外除役廢棄物外釋技術探討

- (2) 除役廢棄物放射性量測程序研究
- (3) 制訂量測品保作業程序
- (4) 研擬制定混凝土、金屬等廢棄物活度量測比對與量測儀器校正方法

預期成果產出以符合本計畫招標規範：

- (A) 研究分析國際主要核能國家除役廢棄物之量測技術
- (B) 建議我國核能電廠除役建築混凝土表面及拆除管件之放射性量測方法與技術的審查重點。

1.3 報告架構

報告內容第 1 章前言：說明研究目的、研究內容、與報告架構；第 2 章 2. 我國解除管制與能力試驗；第 3 章國際放射性廢棄物量測比對試驗；第 4 章日本清潔基準、核能電廠除役產生廢棄物處置方法相關法規探討；第 5 章核能研究所通案性固體廢棄物外釋計畫；第 6 章混凝土、金屬等廢棄物活度量測比對與量測儀器校正方法；第 7 章大型與管路放射性廢棄物的校正方法；第 8 章結論與建議：研究成果總結說明，並提出建議。

2.我國解除管制與能力試驗

政府在 100 年 11 月 3 日所宣布的新能源政策中，提出「確保核安、穩健減核、打造綠能低碳家園、逐步邁向非核家園」之能源發展願景，核能電廠即將面對的是減核政策、如期除役等迫在眉睫的重責大任。

一座核能電廠除役後，將產生數量龐大的廢棄物，其數量及性質，與所採取的策略、拆除及除污技術、物料回收標準及清潔標準劑量建議值有關。由國外電廠除役經驗顯示，最大宗的是廢混凝土塊與金屬，而廢混凝土塊中 95% 以上為受極低微或根本未受放射性污染，經簡單除污後，絕大多數的廢混凝土均可傾到於一般的垃圾場，或回收作為路基，甚至再作為骨材，廢金屬約 50% 經適當處理或除污後可再回收使用；故透過適當分類與量測之程序，將可大幅降低放射性廢棄物處理處置的費用，因此廢棄物處理對除役各方面是一重大關鍵。對於除役廢棄物之審查管理，主要是依據放射性廢棄物分類及解除管制基準等相關法規，由於除役勢必衍生大量低污染放射性廢棄物，查明並引用適當放射性廢棄物分類與解除管制基準的法規，對精簡除役時間與有效管理是必要的步驟。

國內核能電廠的除役日期逐漸逼近，對管制單位而言，除役審查工作的準備已是刻不容緩。雖然各國管制作法迥異，除役程序繁複，期望本計畫能夠從龐雜的資料中提供具體可行的建議。

2.1 解除管制

解除管制是放射性物質自法規管制移除，是除役廢棄物減量重要一環，因其會影響必須處置的廢棄物數量。

國際原子能總署於2004年8月推出安全標準系列第RS-G-1.7號報告，公布解除管制基準，劑量標準為對民眾個人有效劑量低於 $10\ \mu\text{Sv}/\text{yr}$ 。德國與日本均依循國際原子能總署方式，訂定法律規範解除管制基準。日本管制機關於2005年採用該基準作為立法依據。

廢棄物產生前應已進行輻射及污染狀況的調查與偵測，以確定各物件的放射性存量，且可能已進行先期的除污或輻射熱點拆除，俾使拆除的廢棄物可經輻射偵檢後，符合輻防計畫的「放行標準」者可視為「一般事業廢棄物」。

核種清潔標準的訂定主要關鍵有二個：劑量限值與核種曝露途徑的劑量轉換係數。目前世界各國多以關鍵群體中個人有效等效劑量不超過 $10\ \mu\text{Sv}/\text{yr}$ 為清潔標準評估的劑量建議值，另一方面日本也有建議採用自然背景輻射可接受的變動率(約為1%)為劑量限度。

2.2 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，共同合作於 2008 年舉辦國內首次的解除管制量測能力試驗。該次能力試驗，共有七家實驗室總計 14 部量測儀器參加能力試驗；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)，與財團法人全國認證基金會(TAF)-放射性廢棄物解除管制量測技術規範(TAF-CNLA-T12(1))對儀器最低可測活度門檻($\leq 0.02\text{Bq/g}$)的要求。國家游離輻射標準實驗室為提升國內各核能設施運轉單位所屬實驗室對放射性廢棄物活度的量測能力與水平，更分別於 2009、2010 及 2013 年舉辦解除管制量測能力試驗。

2.2.1 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。

2.2.2 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)，亦皆符合財團法人全國認證基金會 (TAF)-放射性廢棄物解除管制量測技術規範(TAF-CNLA-T12(1)) 對廢棄物解除管制量測儀器比活度量測門檻的要求(\leq 0.02Bq/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，量測結果應可大幅改善。

3.國際放射性廢棄物量測比對試驗

3.1 美國低放射性整桶計測比較試驗

美國國家標準及技術研究所 (NIST) 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之非破壞檢驗(NDA)計測專家亦共同參與本項計畫。

本次比較試驗共針對兩個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 ^{60}Co 、 ^{137}Cs 及 ^{152}Eu 三種核種作為待測標的，配製成三支活度超過 $2\mu\text{Ci}$ 之鋁質管狀射源，測試桶及射源分別放置位置(如圖1)。



圖 1 LANL 比較試驗廢料桶

參加比較試驗之基本原則：

- (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1及圖2。

表 1 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
			⁶⁰ Co	¹³⁷ Cs	¹⁵² Eu
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)

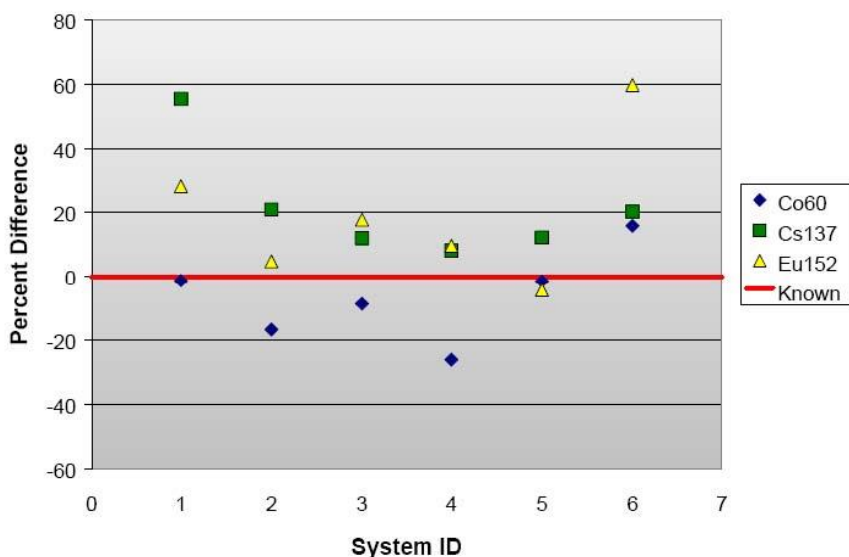


圖 2 LANL 低放射性廢棄物桶比較試驗結果

由表1可以看出多數計測結果低估⁶⁰Co活度，而¹⁵²Eu及¹³⁷Cs則呈現高估活度，推測應該與射源放置位置有關。⁶⁰Co放置在#2 Tube上方，而¹⁵²Eu及¹³⁷Cs則放置#3 Tube中央（參考圖1），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。

6組參與比試系統只有系統3為具有旋轉機構固定式系統配置3組HPGe偵檢器，與核研所所使用Q2系統相同，其餘5組均為可攜式HPGe偵檢器。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8.9cm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。

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。

3.2 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。

3.2.1 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。

4.核能電廠除役產生廢棄物處置方法相關法規探討

4.1 加拿大法規導則 - G-219 授權之除役計畫

本報告摘自加拿大核子安全委員會所擬定之法規導則(編號 G-219)，內容描述除役計畫的各項要求及其在法規與政策上之依據。先期除役計畫與詳細除役計畫，其架構與內容的一般性大綱，應著重的因素包括如何確立合適的工作計畫結構、詳盡程度與特定計畫的彈性。這兩種除役計畫之關鍵要素包括：物質與廢棄物管理規劃(包括清潔標準判定)等。

4.1.1 物質與廢棄物管理計畫

詳盡的除役計畫應包含一物質與廢棄物管理計畫，於該計畫中描述將物質由拆卸區移動至監測區、分離區、處理區、包裝區、轉移區或處置區的系統流程。這些監測區及處理區應經過設計，其運轉應將可回收及可再利用的物質由廢棄物中分離出來。

對於除役活動中所產生的物質，其最終處置方式及該方式能容納的廢棄物形式和容積應評估並載明於先期除役計畫中，且在詳盡的除役計畫中加以驗證。

4.1.2 輻射解除管制標準

除役計畫應在加拿大核子安全委員會(Canadian Nuclear Safety Commission, CNSC)的控管下，有效地進行物質與場址的解除管制。

若物質無法清運，便必須運送到其它的許可設施，或者在當地永久處置。

解除管制標準宜提供表面污染或體污染限值(即以 Bq/cm² 或 Bq/g 表示阿伐、貝它、加馬活度)。對於場址的解除管制，也可進行土壤中的活度、高於背景的加馬量測，以及如果可行，可進行室內氬濃度量測。

依據相關的核種類型及除役形式(無條件或受控制)，可能會提出不同的除役標準。在所有情況中，所造成的劑量必須低於法規限值並依循合理抑低原則。

除役申請人可選擇使用 CNSC 認可的一般除役標準或提出其場址特有的除役標準，場址特有的除役標準必須附有對關鍵群體影響的劑量評估報告，且在制定該解除管制標準及選用計算方法的前期宜向 CNSC 的成員諮詢。

4.1.3 非輻射危害廢棄物

除役作業可能會產生數量可觀的非輻射危害廢棄物，這些廢棄物可由其他聯邦或省主管機關來加以規範。

除役申請人宜評估產生這些物質的可能性，並將必要的預防措施、報告及管理程序加入除役計畫中，以此方法，可採用聯合法規/單一文件的審查方式(詳見第 5.2.2 節，參考其它可用的聯邦或省的法律及法規)。

4.1.4 場址的解除管制要求

對於最終場址解除管制偵檢工作，宜將剩餘的設施組件或場址劃分為個別區域(即劃分為活度相近且污染特性已知為一致的區域)。

各偵檢區域中的大區域宜使用適當尺寸的偵檢網格於地圖中繪製；並宜使用場址特有條件及評定來描述偵檢區域與網格，以確保監測及取樣數據具統計代表性。所有的數據點宜連結至偵檢網格中的特定位置。

偵檢區域中的不規則物體(例如門把，小巧物件，板架及廢石堆)的特定監測程序，應在除役計畫中詳細說明。

在接受最終狀態報告之前，CNSC 人員會針對場址，單獨進行一次稽核調查。

4.2 日本核能電廠除役產生廢棄物處置方法相關法規

日本除役相關的政策主張，永久關閉的核反應器應該在安全貯存 5 到 10 年後拆解，並自原廠址遷離。因此，如何處置核能電廠除役、移除核反應器過程中所產生的各種廢棄物，則成為各界關注的重要議題。

東海核能電廠裝置日本首座以鈾為燃料的商用氣冷式反應器，於 1998 年 3 月停止運轉。在移除用過核燃料、進行除役之後，日本政府自 2001 年 12 月開始依據東海核能電廠的案例與經驗，致力在除

役產生的各種廢棄物的處理與處置方面，建立適宜的法規系統並使之制度化。

以下的報告是簡述清潔標準(clearance)法規的方案，及日本核能電廠除役廢棄物處理與處置方法的現況。

4.2.1 清潔系統的相關法規方案

清潔標準的基本概念是排除限制 (exclusion) 和豁免限制 (exception)。「排除限制」是將那些一開始就不可能加以限制的天然放射性物質(譯註：如宇宙射線及土壤中所含的天然放射性物質)，排除在法規限制之外。而「豁免限制」是考慮到在某些情況下某些東西所含的放射性物質量很少，幾乎不需要以放射性物質來看待，因而不加限制。如同國際原子能總署的定義，與上述定義相較，也就是說，「清潔標準」就是將已受核子法規規範的某些特定物質，不納入在現有的法規內。

1999 年日本核能安全委員會(the Nuclear Safety Commitee of Japna, NSCJ)參考國際原子能總署 TECDOC855 號報告，計算出適用於日本主要核設施的清潔基準數值。隨後，日本核能安全委員會提出一篇關於如何實行清潔基準程序的報告；而隸屬經濟產業省的原子力安全保安院(NISA)，目前正起草修訂清潔基準系統相關核能法規的法案。同時，隨著國際原子能總署 R-G-1.7 報告 (之前為 DS161 報告)

的出版，日本核能安全委員會評估先前清潔基準參數的動作也隨之加快。

110 萬瓦級的輕水式反應器除役時產生的廢棄物，其中必須以放射性廢棄物處理與處置的約有 1 萬公噸。但要不是有清潔基準程序法令架構的話，現在除役廢棄物其中的 1-3 萬公噸，很可能就會受清潔基準程序管制，被當成放射性廢棄物處置。因此，基於除役更合理化以及建立以再循環為基礎的社會，引進清潔系統已迫在眉睫，但卻也爭議不斷。

尤其日本唯一的氣冷式反應器—東海核能電廠因為反應器體積龐大，與輕水式反應器相較，除役時會產生較多的放射性廢棄物，及較多認定可受清潔基準管制的物質。東海核能電廠為了草擬拆卸計畫，在移除用過核燃料後，進行了初步的調查與量測設施的放射性活度濃度。調查結果顯示，反應器爐心的放射性強度最高，外圍的放射性密度則較低，因此外圍的機械與結構將可視為清潔基準廢棄物。

以先前包括上述的放射性活度濃度數值測量結果，量測受污染 features 及受清潔程序管制之物品量，原子力安全保安院對於清潔系統考量的清潔步驟如下：

- 1) 標明受清潔基準程序監控的物品，並且根據物品來源、成分材料、受污染狀態、外型及性質做分類；

- 2) 以分類結果為基礎，事先確定評估與測量等條件；
- 3) 依照清潔物品選擇適當的清潔過程處理流程圖（清潔時程之前與之後的流程圖在處理方法上可能不同）；
- 4) 然後，以放射性活度量測儀器實際測量，並評估欲進行清潔步驟物品每一核種的放射性活度濃度；
- 5) 確定物品活度低於以上述方式獲得結果的清潔基準；
- 6) 最後，由法規管制當局確認結果。

更具體地說，現代科技已為小型設施清潔量測程序，發展出托盤式或圍籃式的清潔量測設備。而對表面污染的大型設備，則將應用如偵測器型態的量測儀器。

至於表面污染的混凝土架構，則已發展出可在緊密接觸中測量出大面積的污染的技术。如前所述，應依照每個欲清潔的物品特性選擇適當的測量方法。

進一步來說，由於欲清潔的物品可能含多種核種，而每一種核種均有各不相同的清潔基準，因此，政府目前也在考慮使用更合理的測量方法，例如以關鍵核種的測量結果做為其餘核種的評估參考，而不是測量物品中所含有的每一種核種活度。最後，清潔相關的測定將以每一核種評估結果，參照與其相對清潔基準的比值之總和有無超過特定值為基準。

欲清潔的物品由法規管制當局確認低於相對應的清潔基準後，可從現場的暫時貯存場運出，日本核能工業界打算盡可能地將這些物品經再循環後重新利用。

根據目前核能工業界的計畫，他們具體的做法為主動再造、再利用可回收及重新使用的材料，例如碳鋼、混凝土、不鏽鋼、非鐵金屬等物質；僅把少數無法再利用的材料，如絕緣體，當作一般廢棄物掩埋處置於處置場內。

為了為 2005 年初召開的會議中討論的核能管制法（1957 年法規編號 166 號）的修正案做準備，也為了提昇全國對清潔系統的了解，政府召集專題討論會，並擬定核能管制法修正草案。

同時，為了回應日本政府的政策與行動，核能工業目前準備安裝使用清潔基準的量測設備，並安排清潔基準相關的事宜，以期能在 2005 年會計年度結束時（2006 年 3 月）開始應用清潔的程序。

4.2.2 處置除役產生的放射性廢棄物方法

東海核能電廠因除役而產生的放射性廢棄物處理與處置的相關基本計畫，是將這類廢棄物減容處理後，適當地進行陸地處置。

同時，東海核能電廠以目前政府考慮建立的廢棄物處置系統為基礎，將於反應器拆卸工作開始前，安裝陸地處置設備。完成陸地處

置前，拆除工作期間產生的放射性廢棄物，將暫存在東海核能電廠內的固體廢棄物倉庫中。

東海核能電廠拆除工作計畫分為三個時期。

第 1 個階段將完成準備工作，以及拆除周圍的小型設備。

第 2 階段期間，拆卸並移除周圍大型設備以及蒸汽產生器機組。

最後，在第 3 個階段期間，拆卸並移除反應器本身以及其餘所有的設備。

依照此工作計畫估計，絕大多數的放射性廢棄物會出現在第 3 階段。

東海核能電廠除役工作的現況是處於第 1 階段的後半部，可清潔的廢棄物預期將於 2004 年底開始陸續出現。

一般輕水式反應器除役產生的廢棄物中，約有 98% 未受放射性污染，與拆除普通建築物一樣，應遵循建築再回收法（2000 年法律編號 104 號）和其他相關法規處置，盡可能達到回收利用最大化的效果。

如前所述，東海核能電廠的大型反應器廢棄物中，約有 10% 必須作為放射性廢棄物處置，而其餘的 90% 則可視為非放射性。不必以放射性處理的廢棄物包括等同、或低於清潔基準的廢棄物，一旦檢查低於清潔基準並經法規當局確認後，即可以一般廢棄物方式處理。

目前日本政府正在考量並研究建立起可依廢棄物個別放射性活度大小做適當處置的系統。廢棄物將依法令分為以下三類：

1) 高放射性廢棄物(L1)

深地層處置場處置法—將廢棄物於地下 50 至 100 公尺深度混凝土處置場處置，並監測 300 年左右；

2) 低放射性廢棄物(L2)

混凝土坑處置—廢棄物於接近地表的地下混凝土坑結構中處置，並監測 300 年左右；

3) 極低放射性廢棄物(L3)

溝渠處置—廢棄物置於地面溝渠中，並監測 30 至 50 年。

至於高放射性活度密度廢棄物的處置（即深地層處置場處置法），至今尚未實際執行，日本政府目前正為制定相關技術標準的研究做準備。同時核能工業界也在考量處置設施的基本設計與計畫，並選擇處置場址。

根據處置場的基本設計與計畫，將挖掘一條深達 100 公尺的隧道供人員進出；然後再建造一條水平主要隧道以連通每個處置洞。

根據基本計畫的內容，官方將建造處置通道，以放置放在以混凝土為主的回填物上的固化廢棄物，並以混凝土以及膨潤土結構為主的土壤，覆蓋於此固化的廢棄物上。官方計畫處置過後連續監測輻射

約 300 年，直到廢棄物放射性活度量降至足以防止異常輻射洩漏。目前為止，為了收集地下環境的各種數據，日本已經興建了深達 100 公尺的試驗洞穴。

至於低放射性廢棄物的處置（所謂混凝土坑處置法），自 1992 年開始，青森縣六個所村運轉中的核能電廠內，產生的放射性廢棄物已開始施行此處置法。

依據目前考量的處置計畫，所謂混凝土坑的混凝土結構，將位於近地表的地下處，把以混凝土固化的廢棄物置於這些混凝土坑內之後，再以水泥為主的回填物覆蓋、壓縮這些裝填廢棄物的混凝土坑，最後再以土壤覆蓋。

經過處置後的放射性廢棄物，將連續實施約 300 年的輻射監測計畫，直到廢棄物的輻射量降低至足以防止異常輻射洩漏。目前法國、西班牙等國家營運中的廢棄物處置場，即與以上描述的概念類似。

至於極低放射活度密度廢棄物的處置（即所謂的溝渠處置法），實際上早已於茨城縣東海村採此法處置日本動力示範反應器 (Japan Power Demonstration Reactor, JPDR) 除役產生的混凝土廢棄物。

根據目前考量的放射性廢棄物處置計畫所述，日本政府將於靠近地表的地面挖掘洞穴；之後，再把袋裝的廢棄物填入這些洞穴內，再以土壤覆蓋洞口。日本官方也在為研究擴展至金屬廢棄物的處置技

術做準備；而日本原子力公司(JAPC)則正進行東海核能電廠現場廢棄物處置的環境研究。日本低放射性廢棄物處置系統的建立，大部分幾乎以東海核能電廠除役為參考依據，致力建立完整低放射性廢棄物的處置系統。

5.我國核能研究所通案性固體廢棄物外釋計畫

核能研究所為減少放射性廢棄物倉儲壓力、強化廢棄物再利用，並確保環境之輻射安全，針對所內設施除役、清理，輻射工作場所整建、拆除等作業產生之混凝土塊、廢金屬及其他類固體廢棄物，依據行政院原子能委員會 94 年 11 月 29 日公告實施之「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法（1）」規定、研訂「通案性固體廢棄物外釋計畫（2）」並經主管機關放射性物料管理局審查核准並據以撰寫「通案性固體廢棄物外釋作業程序書」進行本所固體廢棄物外釋作業。

擬外釋固體廢棄物來源分為三大類：

混凝土：

- (1)設施除役、清理產生之混凝土塊、磚牆、水泥地板等。
- (2)輻射工作場所整建、拆除等作業產生之混凝土塊、磚牆、水泥地板等。
- (3)以往前二項作業產生之混凝土塊(以下簡稱現有庫存混凝土塊)。

廢金屬：

- (1)設施除役、清理產生之廢金屬。
- (2)輻射工作場所整建、拆除等作業產生之廢金屬。
- (3)以往前二項作業產生之廢金屬(以下簡稱現有庫存廢金屬)。

其他類固體廢棄物：

- (1) 設施除役、清理產生之塑膠、木材、玻璃、廢土等。
- (2) 輻射工作場所整建、拆除等作業產生之塑膠、木材、玻璃、廢土等。
- (3) 以往前二項作業產生之塑膠、木材、玻璃、廢土等(以下簡稱現有庫存其他類固體廢棄物)。

對於擬外釋各類固體廢棄物作業程序書分別依「固體廢棄物外釋前置作業流程」(如附圖 3) 進行外釋前置作業並完成外釋作業規劃書撰寫與審查，外釋作業規劃書至少應包含：A、擬外釋固體廢棄物來源、特性、數量(重量)、貯存現況，並檢附劑量率量測紀錄及照片等；B、外釋作業組織架構之人員名冊；C、人員訓練計畫；D、外釋作業期程等。

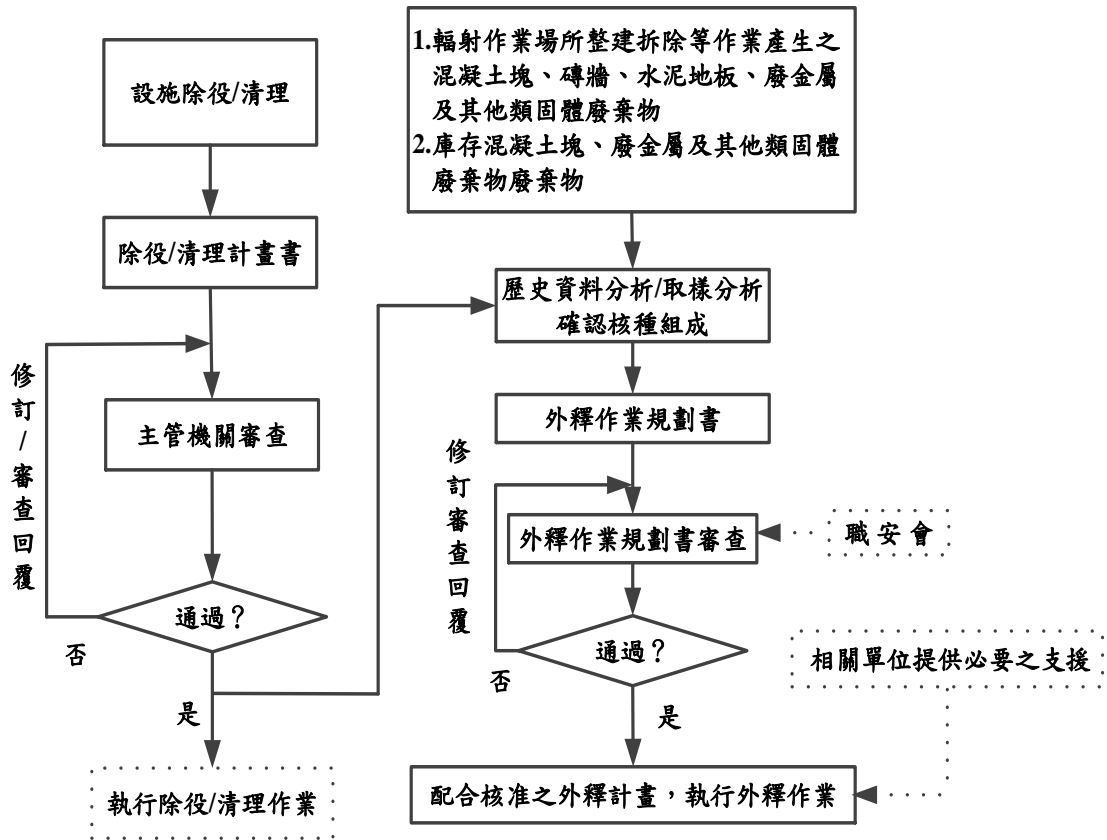


圖 3 核能研究所固體廢棄物外釋前置作業流程

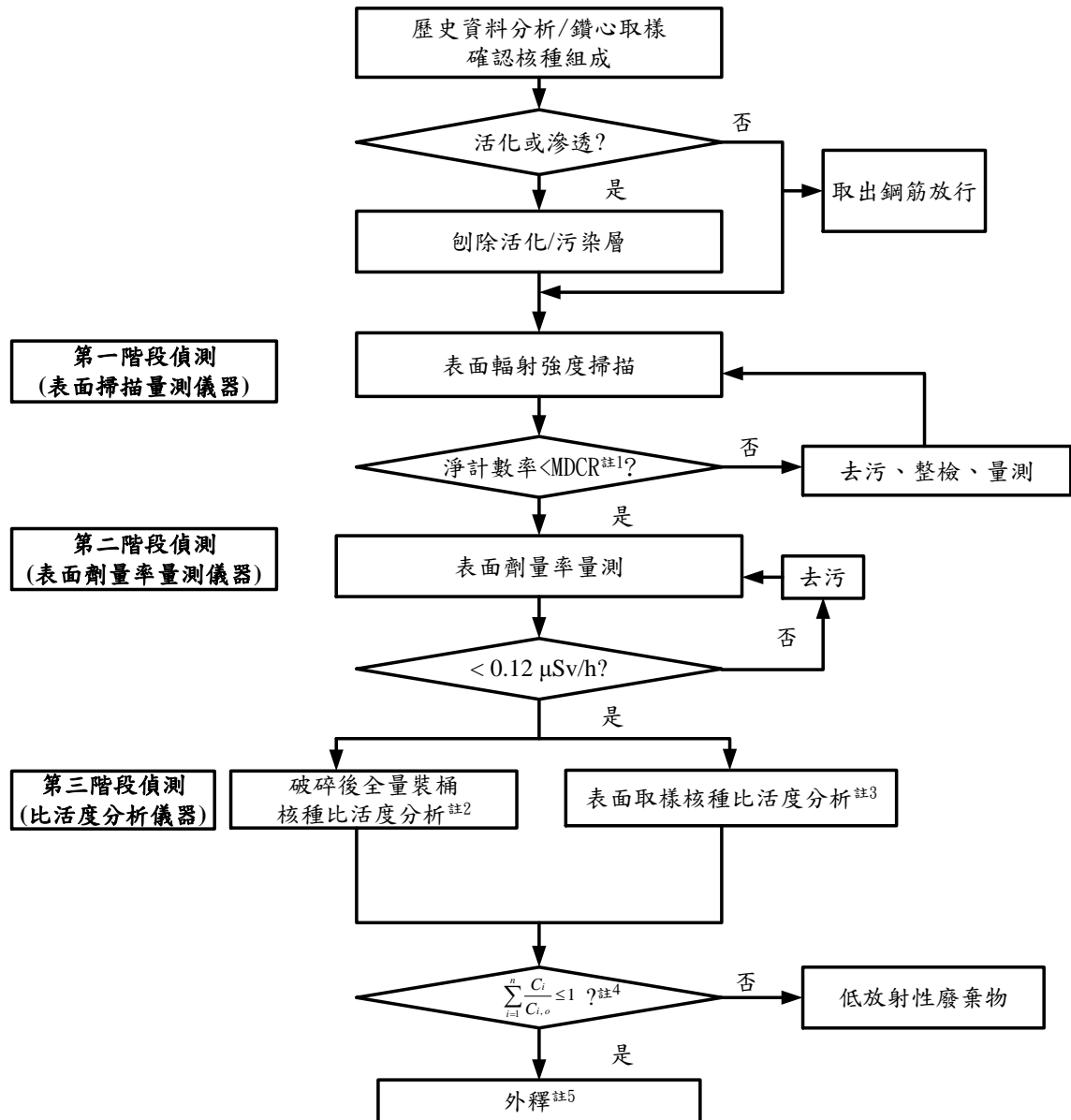
外釋專案參與人員均應參與相關品保教育訓練課程；另參與人員並依所執行外釋作業之項目接受不同類別職前教育訓練，包含：輻射防護與工作安全教育訓練、偵檢量測教育訓練、外釋作業教育訓練。

固體廢棄物外釋過程，所有教育訓練紀錄、量測分析紀錄報告、原始數據、輻射偵檢儀器與量測分析儀器之校正紀錄及相關處理資料(含廠商及清運資料)等均應保存紀錄備查及電子化貯存，並轉成電子檔貯存給職安會一份保存。相關保存規定如下：

- (1) 所有量測分析紀錄表單報告及原始數據，至少保存 10 年。
- (2) 相關處理資料及紀錄應保存 10 年。
- (3) 外釋混凝土塊清運與接收處理購案，應保存得標業者（含廢棄物接收處理場及最終處理場）之公司名稱、負責人、公司住址、聯絡電話、投標類別與數量、點交日期、運送人員、車輛號碼以及處理方式等資料，相關紀錄至少保存 10 年備查。
- (4) 外釋廢金屬標售案，應保存得標業者之公司名稱、負責人、公司住址、聯絡電話、標售類別與數量、點交日期、運送人員、車輛號碼以及處理場所或上游廢五金集散場公司名稱、地點等基本資料，相關紀錄至少保存 10 年備查。
- (5) 其他固體廢棄物標售案，應保存得標業者之公司名稱、負責人、公司住址、聯絡電話、標售類別與數量、點交日期、運送人員、車輛號碼以及處理場所名稱、地點等基本資料，相關紀錄至少保存 10 年備查。
- (6) 人員教育訓練紀錄，至少保存 10 年。

- (7) 其他外釋作業相關資料紀錄如「核能研究所廢棄物外釋/放行稽核紀錄表」、「核能研究所廢棄物無放射性污染證明」及「車輛輻射偵測紀錄表」等，至少保存 10 年。
- (8) 取樣樣品計測後，考量其貯存可行性，至少保存 3 年。
- (9) 輻射偵檢儀器與量測分析儀器相關校正紀錄，至少保存 3 年。
- (10) 支援實驗室量測分析原始數據由支援實驗室保存，至少保存 3 年。

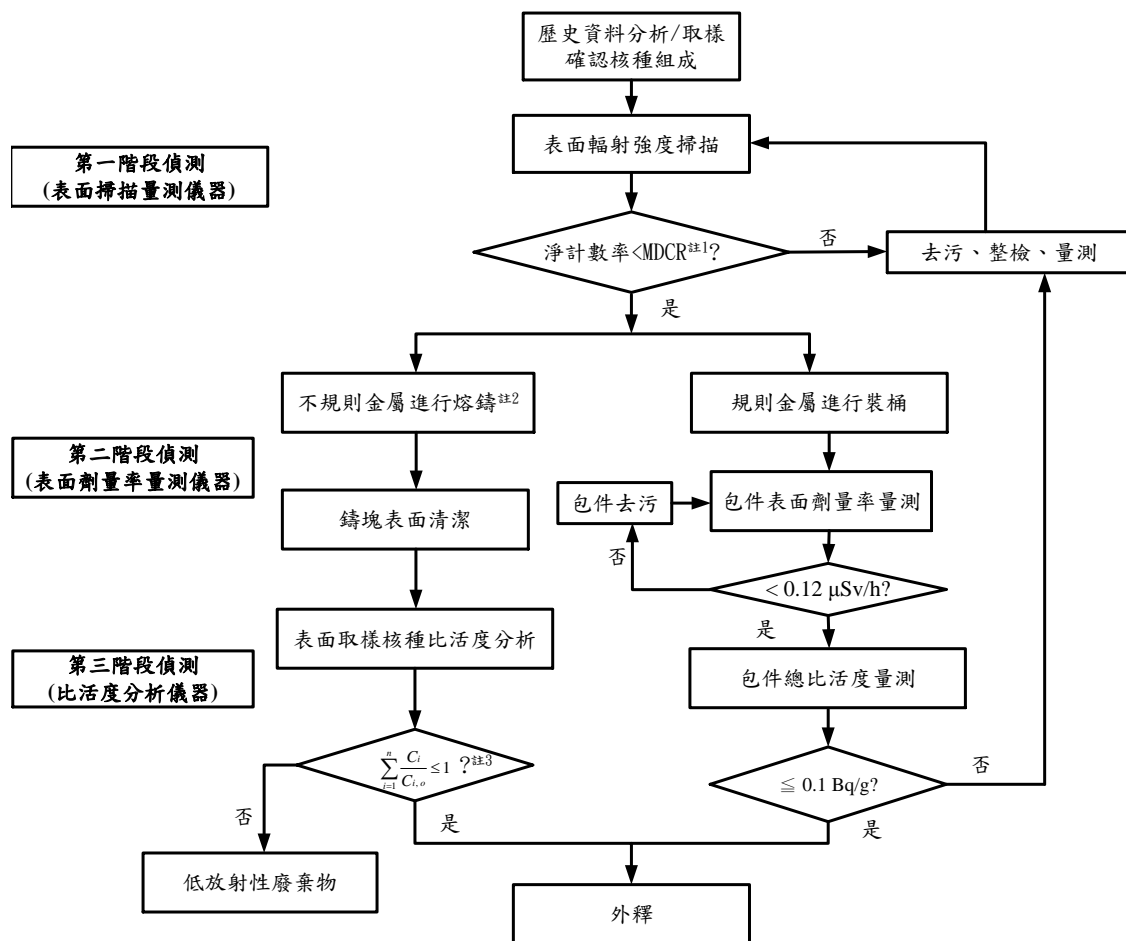
外釋單位應依本作業程序書所述之方法進行初測篩選、量測分析，確認活度或比活度符合管理辦法外釋限值者，將予以外釋；高於外釋限值者將視實際狀況進行除污/整檢作業，經再次量測分析確認符合外釋限值後，方能外釋；若確定無法符合外釋限值，則以放射性廢棄物處理(各類固體廢棄物量測作業程分別如附圖 4、5 及 6)。



註：

1. MDCR (minimum detection counts rate)：最小偵測計數率。
2. 少量混凝土塊 (<10 公噸)。
3. 大量混凝土塊 (>10 公噸)。
4. C_i : 第 i 核種之活度或比活度; $C_{i,0}$: 第 i 核種之活度限值或比活度限值。
5. 符合外釋條件之混凝土塊，依其最終利用方式，決定是否破碎或整塊外釋。

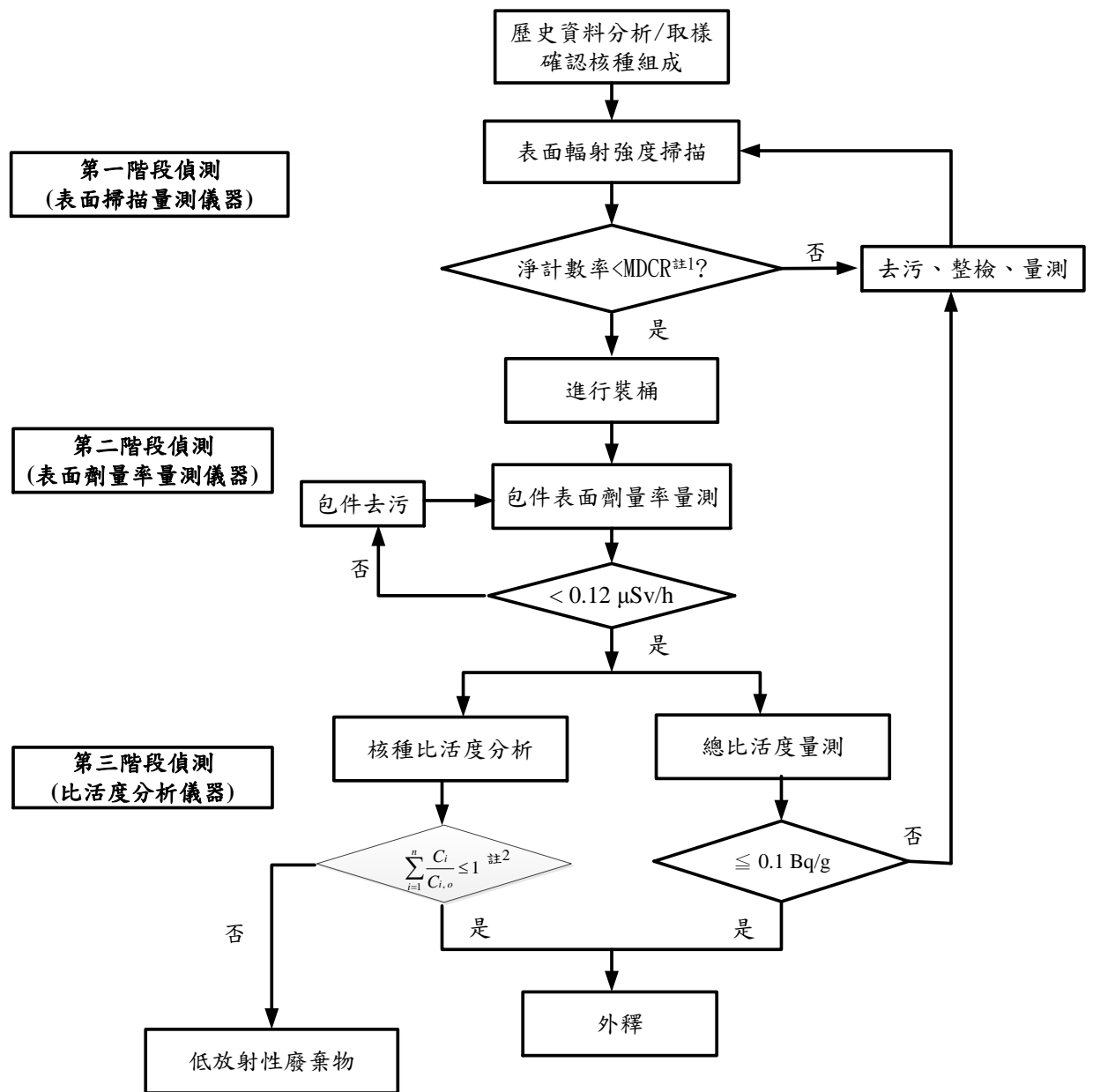
圖 4 混凝土塊外釋量測分析作業流程



註：

1. MDCR (minimum detection counts rate)：最小偵測計數率。
2. 無法切割或直接靠近偵測之金屬零件，如馬達歸類為不規則金屬。
3. C_i ：第 i 核種之活度或比活度； $C_{i,0}$ ：第 i 核種之活度限值或比活度限值。

圖 5 廢金屬外釋量測分析作業流程



註：

1. MDCR (minimum detection counts rate)：最小偵測計數率。
2. C_i ：第 i 核種之活度或比活度； $C_{i,0}$ ：第 i 核種之活度限值或比活度限值。

圖 6 其它類固體廢棄物外釋量測分析作業流程

6. 混凝土、金屬等廢棄物活度量測比對與量測儀器校正方法

6.1 廢棄物活度量測比對

參加 103 年低放射性活度比對之機構的純鍍偵檢加馬能譜定性定量系統共 6 部，分別為台電公司核二廠之廢料處理組 2 部、台電公司核三廠之廢料處理組 1 部、核能研究所化學分析組 1 部及核能研究所保健物理組 2 部(含解除管制量測實驗室 1 部)，其中核三廠定性定量系統無 55 加侖桶旋轉座。參加廢棄物活度量測比對儀器如表 2。

表 2 參加廢棄物活度量測比對儀器

機構	代碼	廠牌	型號	偵檢器×個	型式	分析程式
核二廠	A	Canberra	ISOCS	HPGe ×1	移動	Genius2000
核三廠	B	Canberra	ISOCS	HPGe ×1	固定	Genius2000
化學分析組	C	Canberra	ISOCS	HPGe ×1	移動	Genius2000
核二廠	D	Canberra	ISOCS	HPGe ×1	移動	Genius2000
保健物理組	E	Canberra	Q2	HPGe ×3	固定	Genius2000
保健物理組	F	ORTEC	ISO-CART	HPGe ×1	移動	Isotopic

國際的核能電廠及核能相關研究機構等，主要使用純鍍偵檢加馬能譜定性定量系統量測 55 加侖桶之桶型廢棄物之活度，系統的加馬光子偵檢效率皆假設整桶活度為均勻分布建立，一為使用點射源理論計算方法，另一為使用體射源實驗數據得到各種能量的校正效率。代碼 A 及代碼 D 量測系統為 C 牌移動式純鍍偵檢器¹ 1 部及固定型旋轉座如圖 7、代碼 B 量測系統為 C 牌固定式純鍍偵檢器 1 部無旋轉座如

圖 8、代碼 C 量測系統為 C 牌移動式純鍺偵檢器 1 部及固定型旋轉座
如圖 9、代碼 E 量測系統為 C 牌固定式純鍺偵檢器 3 部組合及固定
型旋轉座如圖 10、代碼 F 量測系統為 O 牌移動式純鍺偵檢器⁽⁵⁾1 部及
固定型旋轉座如圖 11。



圖 7 代碼 A 及代碼 D 移動式量測系統



圖 8 代碼 B 固定式量測系統及輸送帶



圖 9 代碼 C 移動式量測系統

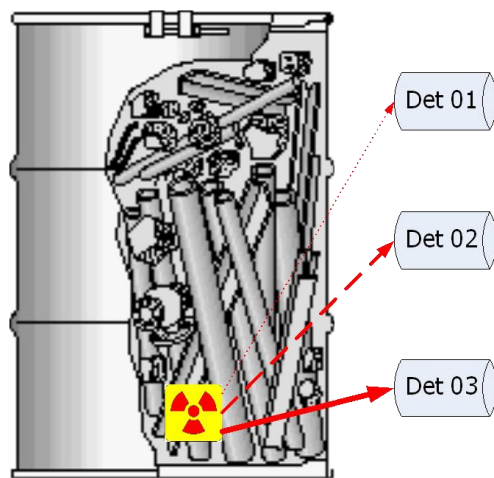


圖 10 代碼 E 固定式量測系統及 3 部組合偵檢器

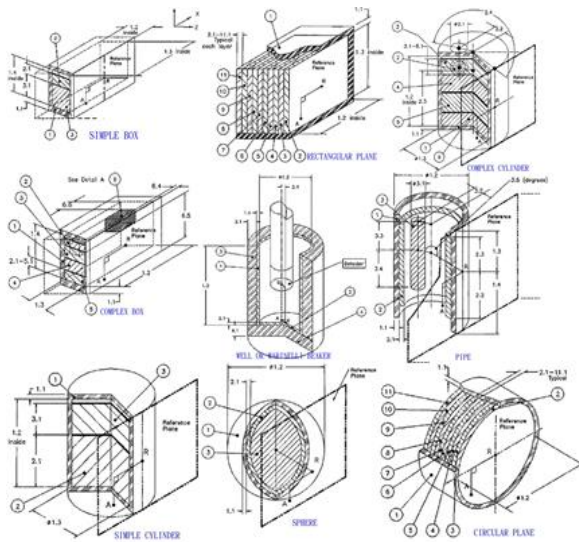


圖 11 代碼 F 移動式量測系統及幾何模板

6.2 測試桶製作

活度量測比對的測試桶共 8 桶，主要分成整桶活度均勻分布桶樹脂、過濾器活性炭、水泥及水溶液(450 g 罐 x 360 個)等 4 桶如圖 12~圖 15，與整桶活度非均勻分布桶(射源水平分布 3 桶如圖 16 及射源垂直分布 2 桶如圖 18)等 5 桶等二類。其中水平分布的直徑 40 公分面射源， ^{137}Cs 與 ^{60}Co 活度約 89 kBq 與 33 kBq 如圖 17；及垂直分布的直徑 1.5 cm×長 60 cm 棒射源， ^{137}Cs 與 ^{60}Co 活度約 86 kBq 與 78 kBq 如圖 19，二者射源活度皆追溯國家游離輻射標準其標準不確定度皆小於 0.8 %。



圖 12 整桶樹脂(充填率 96 %)



圖 13 整桶過濾器活性炭(充填率 90 %)



圖 14 整桶水泥(充填率 100%)



圖 15 整桶水溶液(充填率 100%)

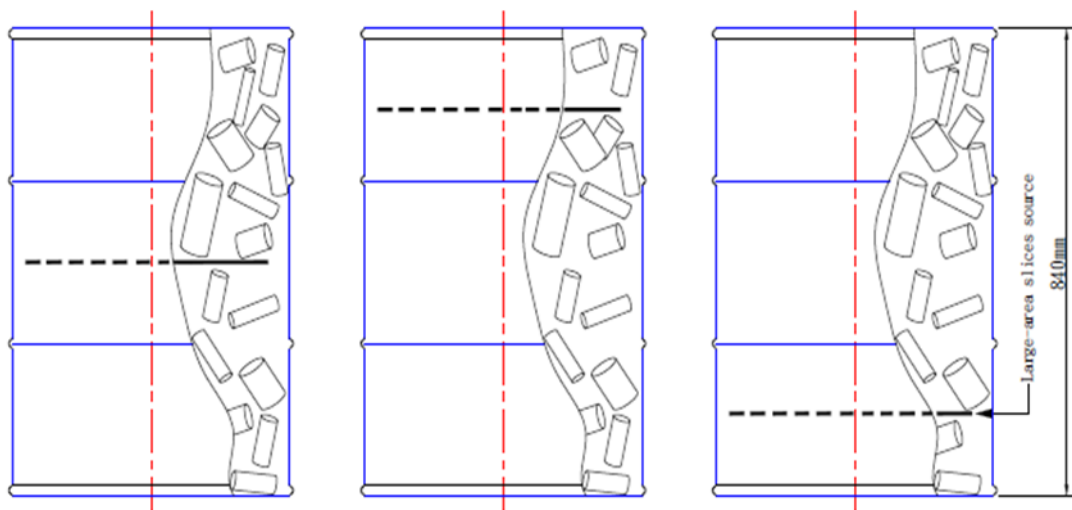


圖 16 面射源放置金屬桶內水平軸之上、中、下層位置

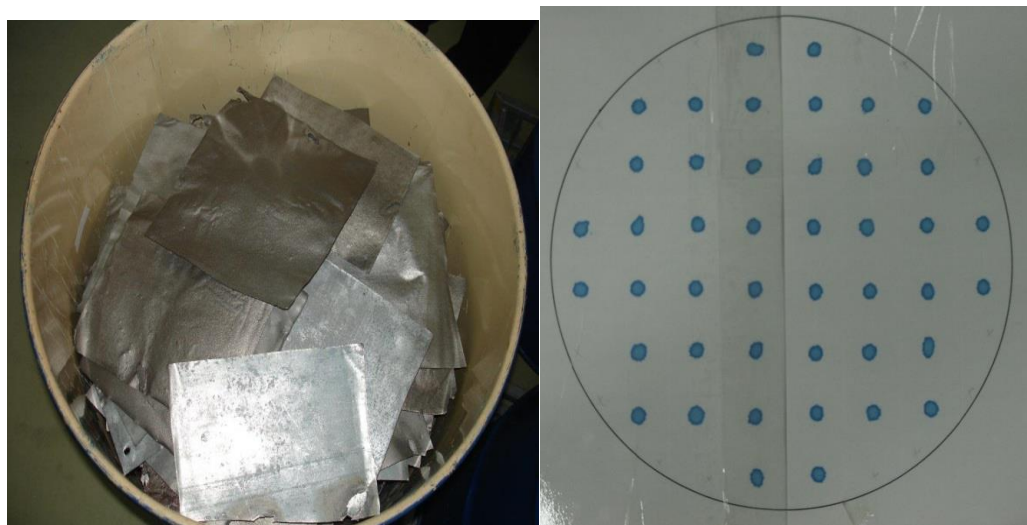


圖 17 整桶鐵片及直徑 40 公分圓形面射源

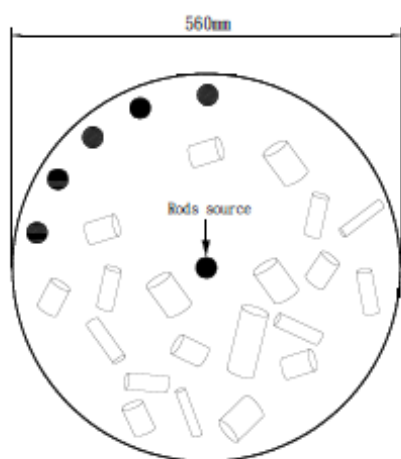


圖 18 金屬桶內射源棒放置偏單邊或集中中心位置

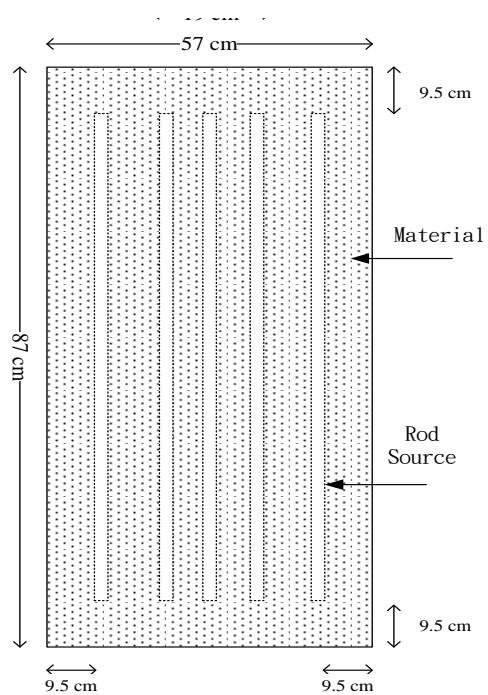


圖 19 液態棒狀射源及桶內棒狀射源放置

比對之測試桶一為整桶活度非均勻分布金屬桶 5 桶，將面射源放置水平軸之上層(**upper- levels**)、中層(**center- levels**)、下層(**lower -levels**)位置及將射源棒放置偏單邊(**side- rods**)或集中中心(**center- rods**)位置等；另一為整桶活度均勻分布非金屬桶 4 桶，溶液(**solution**)、水泥(**concrete**)、樹脂(**resin**)及過濾器活性碳(**active carbon**)等，比對之測試桶共 9 桶的規格如表 3。受測實驗室的測試結果以 E_n 值表示，

$$E_n = \left| \frac{V_{lab} - V_{ref}}{\sqrt{(U_{lab}^2 + U_{ref}^2)}} \right|,$$

其中， V_{lab} 及 U_{lab} 分別是受測實驗室的量測值及其擴充不確定度。 V_{ref} 及 U_{ref} 分別是本次能力試驗之參考值與其擴充不確定度。判斷準則能力試驗商數 E_n 如 $E_n \leq 1$ ，通過能力試驗； $E_n > 1$ ，不通過能力試驗。偏差值 $B_i = V_{lab} / V_{ref}$ ，供進一步了解其量測結果與參考值之差異狀況。

表 3 活度量測比對之測試桶規格

測試桶	填充材	填充率 (%)	密度 (g/cm ³)	容器厚度	容器高度 (外徑)	容器直徑 (外徑)
Upper- levels	鐵	100	0.76	1.5 mm	86 cm	56 cm
Center- levels	鐵	100	0.95	1.5 mm	86 cm	56 cm
lower -levels	鐵	100	0.84	1.5 mm	86 cm	56 cm
Center- rods	鐵	100	0.96	1.5 mm	86 cm	56 cm
Side- rods	鐵	100	0.54	1.5 mm	86 cm	56 cm
active carbon	活性碳	90	0.97	2 mm	86 cm	56 cm
concrete	水泥	100	1.90	2 mm	86 cm	56 cm
solution	溶液	100	0.96	1.5 mm	86 cm	56 cm
Resin	樹脂	96	0.85	2 mm	86 cm	56 cm

而量測系統不確定度評估之不確定度來源，包括標準射源、樣品能峰淨計數、背景變動率、量測距離、長期穩定性、計時器、全能峰效率(能量效率擬合曲線、介質密度、幾何形狀、計算方法)，而 O 牌移動式量測系統不確定度評估及 C 牌固定式量測系統不確定度評估如表 4，組合標準不確定度 O 牌及 C 牌量測系統分別為 11% 及 9%，其中較大不確定度來源為標準射源、長期穩定性及全能峰效率的介質密度與計算方法等項目。另外，6 部偵檢器的核種 ^{137}Cs 及 ^{60}Co 量測值的相對標準不確定度皆 <18%。

表 4 O 牌移動式及 C 牌固定式量測系統不確定度評估

不確定度來源	相對標準不確定度(%)	
	ISOCART(O 牌)	AQ2(C 牌)
標準射源	2.0	3.2
樣品能峰淨計數	1.0	0.15
背景變動率	0.1	0.02
量測距離	0.4	0.5
長期穩定性	3.0	3.3
計時器	0.01	0.01
全能峰效率		
a. 能量效率擬合曲線	0.5	1.5
b. 介質密度	2.5	2.8
c. 幾何形狀	1.5	0.5
d. 計算方法	9.6	7.0
組合標準不確定度(%)	11.0	9.0

廢棄物活度量測比對結果分析如下:

1. 整桶活度均勻分布桶 3 桶的 6 部偵檢器能譜分析結果與平均值間的差異，最大為樹脂及活性碳其 ^{137}Cs 及 ^{60}Co 為 33 % 及 33 % 如圖 20 與圖 21。
2. 整桶活度非均勻分布且熱點集中某個方位的 5 桶，6 部偵檢器假設整桶活度均勻分布的能譜分析結果與已知標準值間的差異，最大位置在桶中間的垂直棒，因射源的自屏蔽效應較大其 ^{137}Cs 及 ^{60}Co 為 65 % 及 62 % 如圖 22 與圖 23。
3. 整桶活度非均勻分布，但已知熱點分布的幾何條件，則這 5 桶的活度重新分析結果， ^{137}Cs 及 ^{60}Co 明顯差異由原來的 44 % 及 44 % 降低為 23 % 及 21 %。
4. 代碼 B 固定式量測系統無使用整桶旋轉台，量測整桶 4 個個別角度的活度與平均值間的差異比較，最大的活度均勻分布桶的 ^{137}Cs 及 ^{60}Co 為 4 % 及 6 %，最大的活度非均勻分布桶的 ^{137}Cs 及 ^{60}Co 為 70 % 及 62 %。
5. 當熱點水平集中分布在桶的下層時，而量測系統的整桶置於地面位置較置於地面 1 米高位置的活度差異大。
6. 在 7 部偵檢器的 4 桶活度均勻分布桶的 En 值 ^{137}Cs 及 ^{60}Co 皆 <1 ，僅 2 部偵檢器 En 值 >1 (E 偵檢器的活性碳 ^{60}Co 偏高及 D 偵檢器的樹脂 ^{137}Cs 偏低) 如圖 24。
7. 在 7 部受測偵檢器的活度均勻分布 4 桶的與平均值相對偏差(Bi)比較， ^{137}Cs 及 ^{60}Co 的結果 Bi 值 <1 、 $=1$ 及 >1 皆約占 1/3 如圖 24。

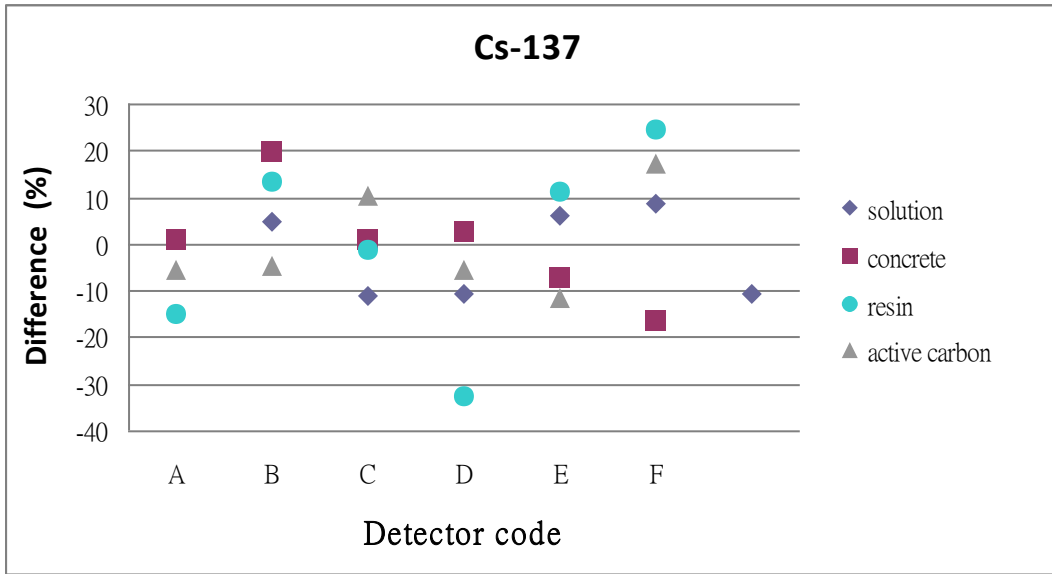


圖 20 均勻分布桶 Cs-137 量測活度差異

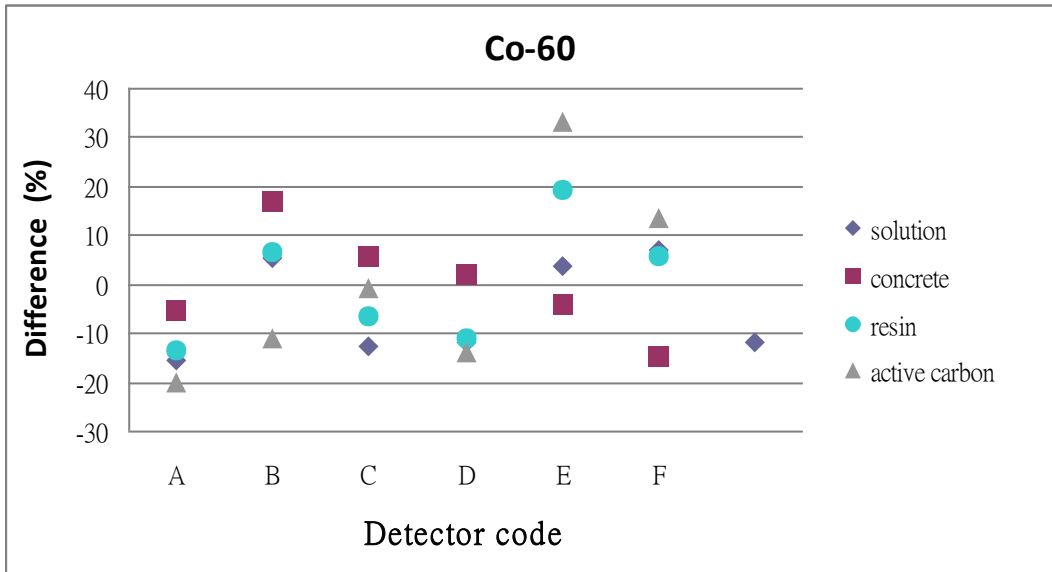


圖 21 均勻分布桶 Co-60 量測活度差異

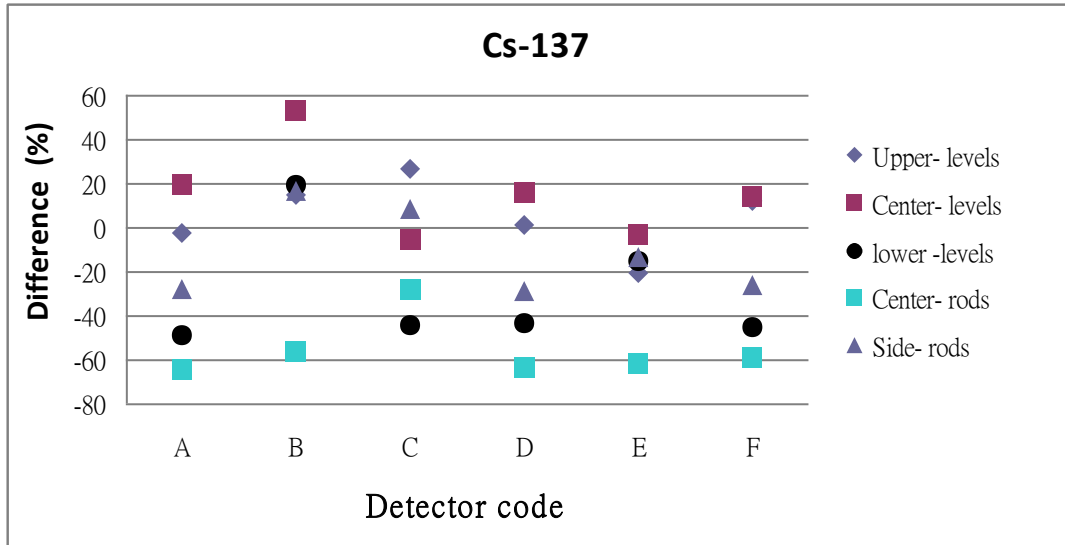


圖 22 非均勻分布桶 Cs-137 量測活度差異

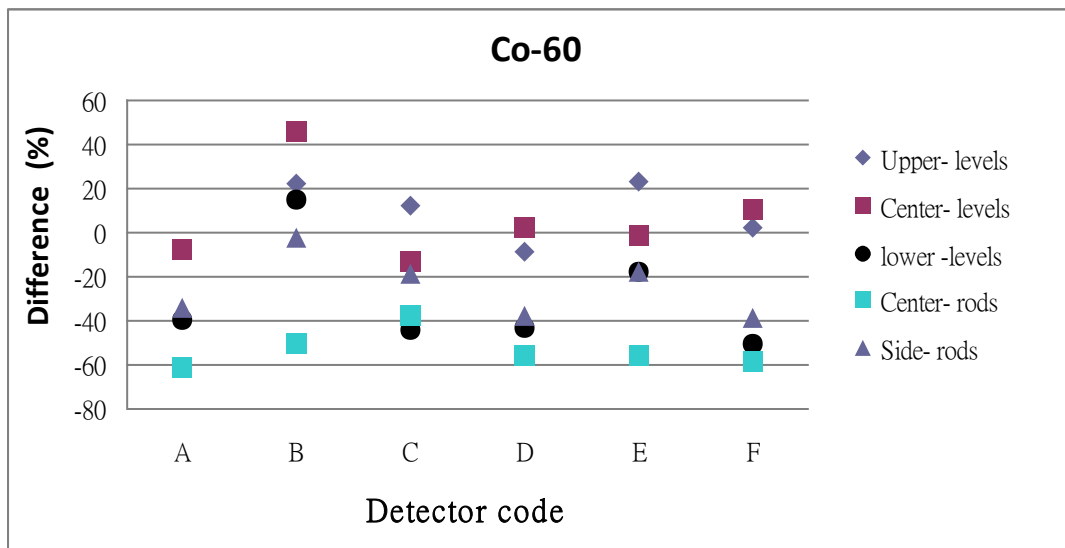


圖 23 非均勻分布桶 Co-60 量測活度差異

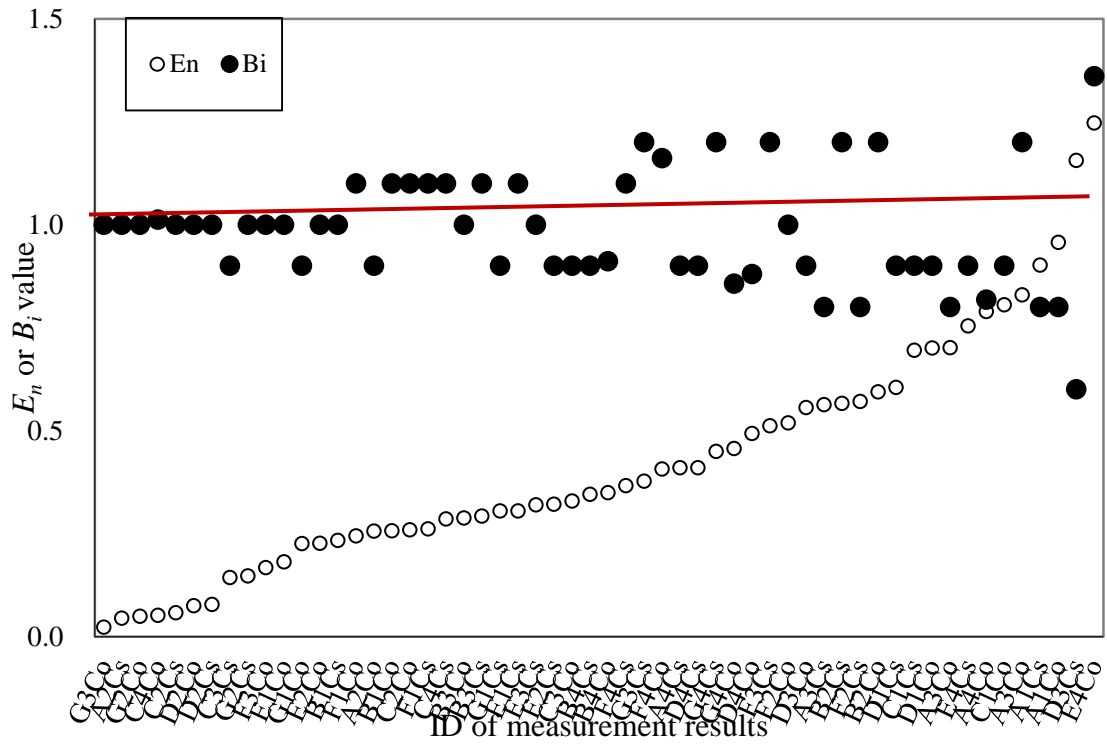


圖 24 活度均勻分布桶 4 桶的 E_n 值與 B_i 值

6.3 量測儀器校正方法

(a) 非金屬校正桶

分別採用單一核種 ^{57}Co 、 ^{137}Cs 、 ^{54}Mn 及 ^{60}Co ，製作適用於塑膠閃爍體偵檢器使用之均勻垂直分布 9 支棒狀射源，直徑 1.5 cm、長 80 cm 塑膠管的內棒裝滿液態射源密封後，再放入直徑 2.0 cm 塑膠管的外棒中密封，60 cm³ 液態射源活度為 300 kBq，另外亦製作均勻分布的直徑 40 cm 大面積面狀射源 9 片，由 44 個直徑 3cm 點射源組成，每片活度約為 30 kBq 其追溯國家標準的射源活度不確定度 < 1.5 % (涵蓋因子 $k=2$, 區間可信賴水準 95 %)。

製作 9 片大面積面狀射源及 9 支棒狀射源，以水平軸向與垂直軸向方式，放置在五種單一均勻材質的紙板、木板、塑膠粒、水泥、小彈珠之 55 加侖桶內，製作相對桶內中心之縱軸線與橫軸面之等距離射源均勻分布之平均密度為 0.2 gcm³~2.5 gcm³ 的非金屬參考物質體射源校正桶，9 支棒狀射源與 9 片面狀體射源均勻狀活度分布校正桶的俯視圖與尺寸如圖 25 與圖 26。

使用核能研究所自製六面體閃爍偵檢器如圖 27，量測解除管制三種關鍵核種之效率，比較面狀射源與棒狀射源之 5 種密度計測效率，垂直軸均勻分佈的棒狀射源效率略高於水平軸均勻分佈的面狀射源如圖 28，最大差異 ^{137}Cs 、 ^{54}Mn 及 ^{60}Co 分別為 1.1%、1.7% 及 2.9%。

使用水平軸與垂直軸分佈的效率驗證活度約 40 kBq 的水溶液標準射源桶， ^{137}Cs 、 ^{54}Mn 及 ^{60}Co 差異分別為 9.8%、-4.5% 及 7.8% 與 5.0%、16.0% 及 1.2%。

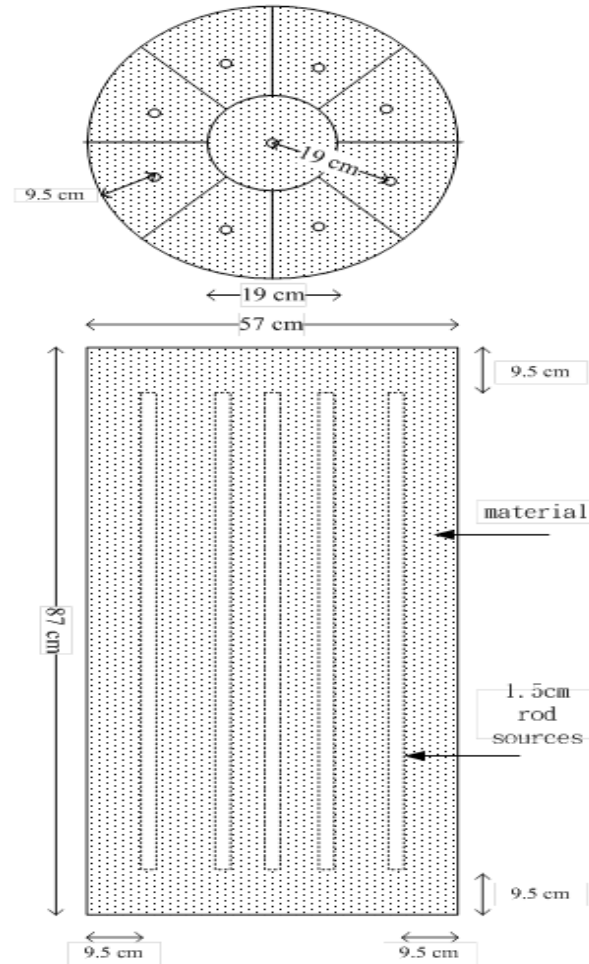


圖 25 棒狀射源參考物質校正假體結構

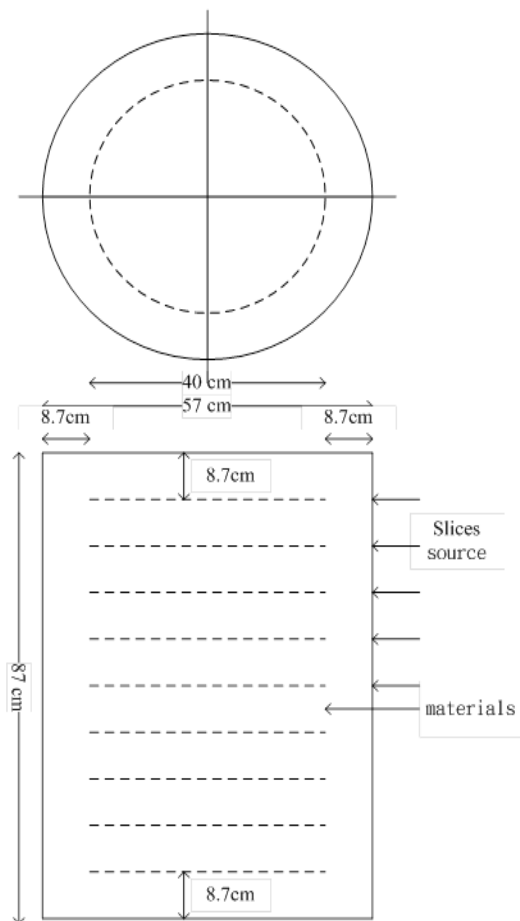
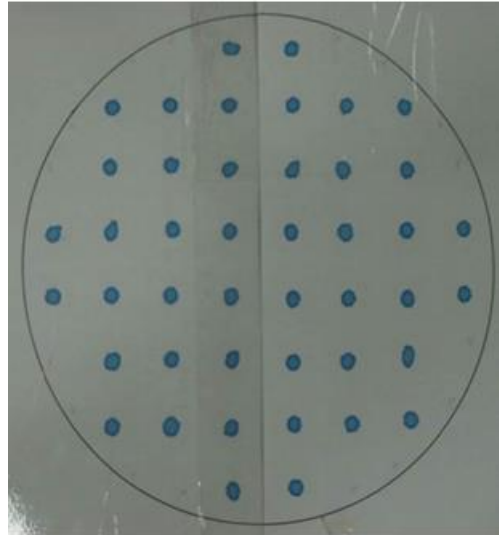


圖 26 面狀射源參考物質校正假體結構



圖 27 INER-SWAM2 六面體閃爍偵檢器

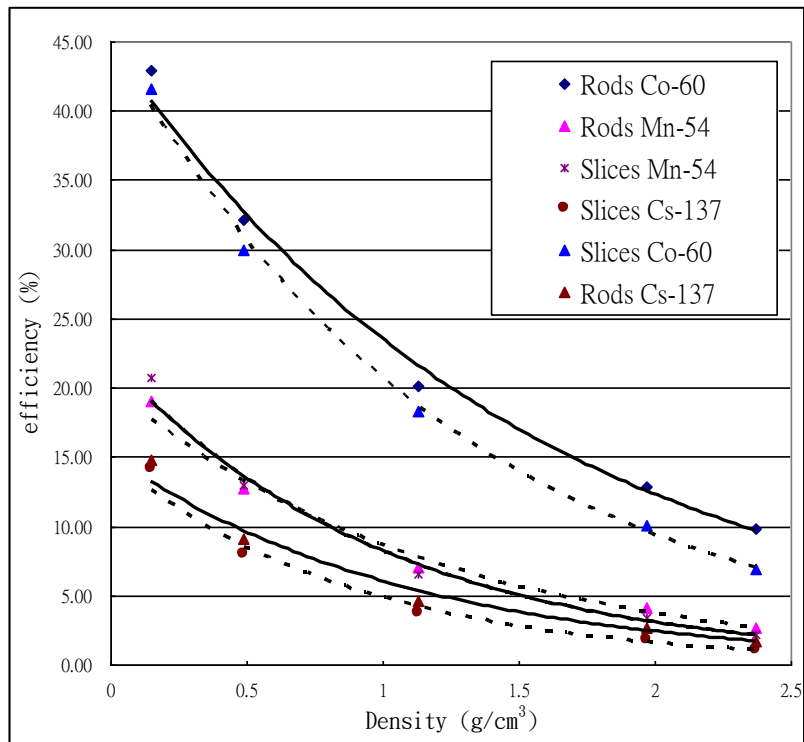


圖 285 種密度體射源之面狀與棒狀射源計測效率

(b)金屬校正桶

由各百餘片之直徑 54 cm 及厚度 1 mm 之圓型不鏽鋼片(1.75 公斤/片)及鋁片(0.52 公斤/片)二種金屬材料，交叉或個別重疊排列組合成平均密度為 0.11~1.80 g/cm³ 的桶型假體如表 5 與 9 片圓形面狀射源組成的校正體射源如圖 29，另外，亦由直徑 34 cm 及厚度 1 mm 之方型不鏽鋼片及鋁片二種金屬材料，交叉或個別重疊排列組合成平均密度為 0.17~1.33 g/cm³ 的假體，由 7 片方形面狀射源組成的箱型校正體射源如圖 30，使用 4 π 塑膠閃爍體偵檢器 INER-SWAM2，得到三種核種之金屬與非金屬比較的桶型與箱型計測效率如圖 31 與圖 32，效率與密度皆為指數趨勢之關係，皆隨密度愈大而變小；在相同密度的計測效率隨能量愈高則愈大。因金屬校正假體間有間隙所以計測效率會略高於非金屬校正假體。

表 5 金屬校正桶密度與材質

Metal material	Net Weight (Kg)	Density (g/cm ³)
Aluminum	21.7	0.11
Aluminum	70.0	0.34
Stainless steel	121.2	0.59
Stainless steel	239.6	1.17
Al + Ss	290.2	1.42
Al + Ss	368.0	1.80



圖 29 桶型金屬片組合校正假體

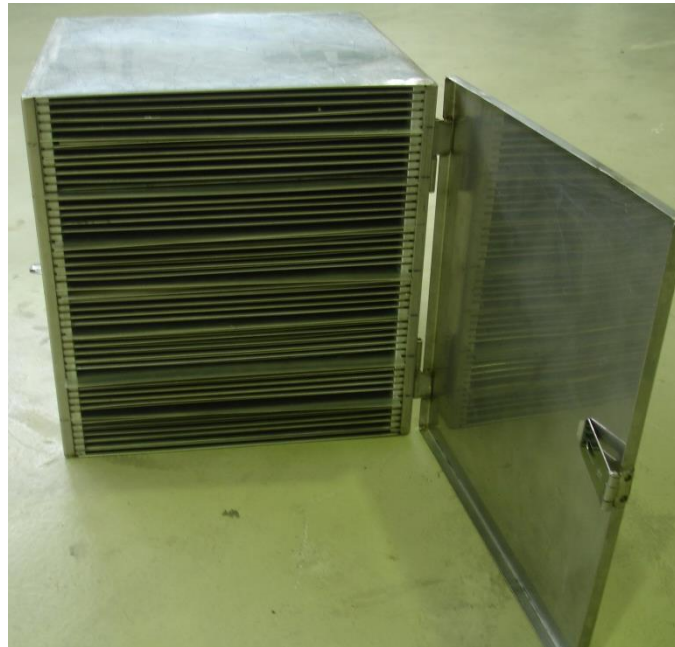


圖 30 箱型金屬片組合校正假體

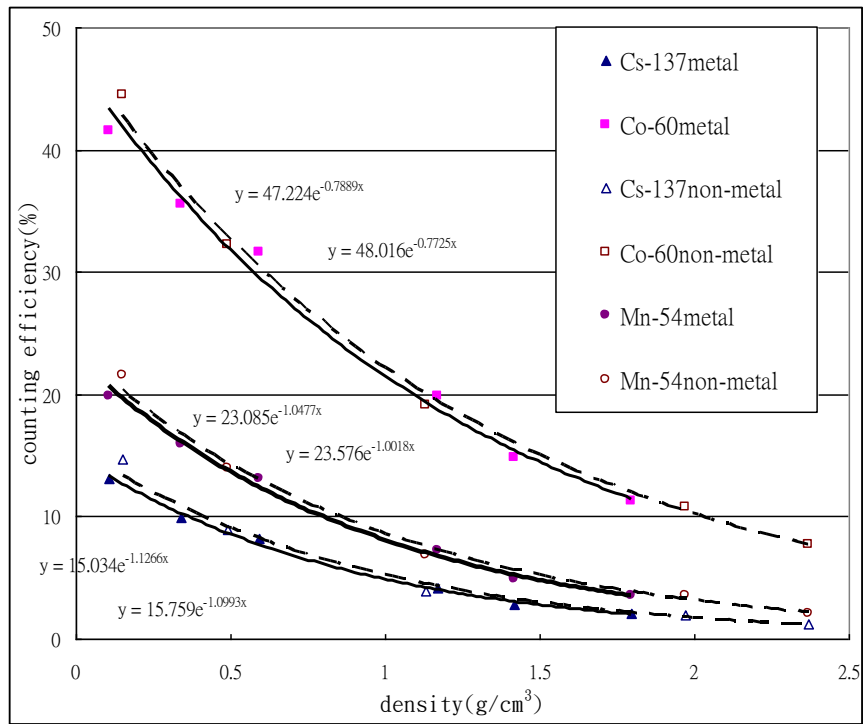


圖 31 金屬與非金屬校正桶之計測效率

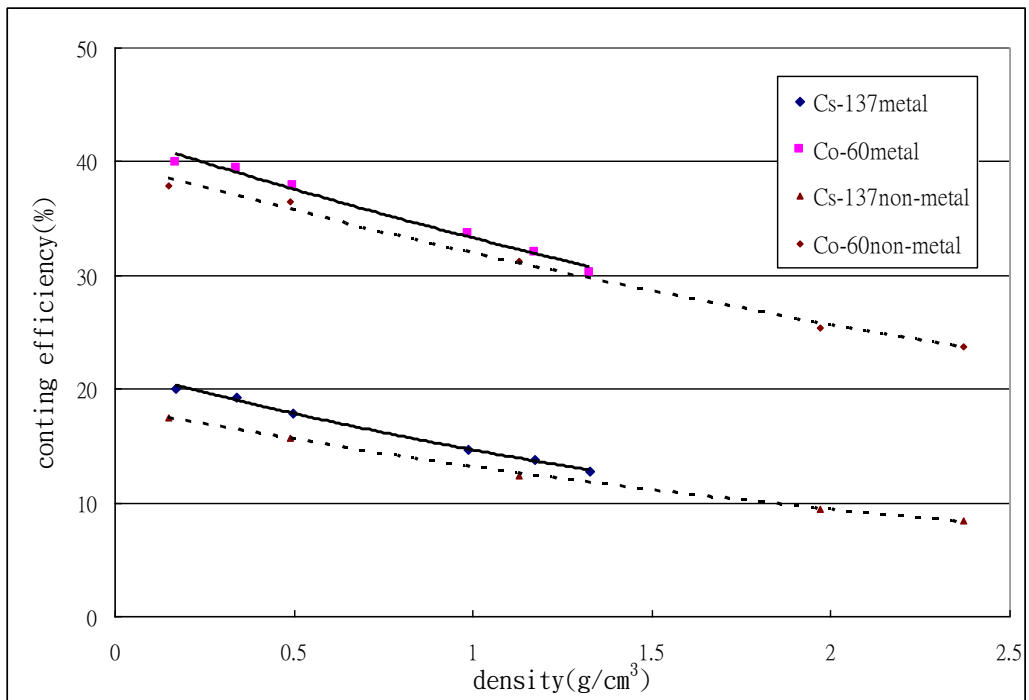


圖 32 金屬與非金屬校正箱之計測效率

金屬與非金屬參考物質桶之校正方法分析如下:

1. 垂直軸與水平軸效率分別適用於量測管狀與塊狀或平板狀廢棄物，提高廢棄物量測準確度及分析主要的關鍵核種 ^{60}Co 、 ^{54}Mn 及 ^{137}Cs 的活度。
2. 垂直軸略高於水平軸桶射源分佈之效率,使用水平軸桶射源分佈之效率，量測規則形狀與不規則形狀之外釋廢棄物，皆可得到合理高估結果，符合輻防保守評估原則。
3. 相同密度桶之高能量皆較低能量的計測效率高,而關鍵核種的計測效率皆隨密度愈大則愈小。
4. 依據金屬與非金屬的屬性分類，使用這二類參考物質體射源的校正方法，可提高廢棄物活度量測的準確度。

(c) 高密度混凝土桶

製作鐵管中置 9 支棒狀射源之廢棄物測試桶如圖 33，核種 ^{60}Co 、 ^{137}Cs 及 ^{241}Am 的活度為 200 kBq、200 kBq 及 1.2 MBq。核能研究所自行研發高密度混凝土桶(含金屬網)如圖 34，其尺寸為桶身高度 1070 mm、壁厚 75 mm、內徑 672 mm、空重 550 kg，頂蓋直徑(上、中、下)分別為 679 mm、662 mm、689mm、高度 70 mm、空重 63 kg，內容積為 320 L。移動型加馬能譜分析儀的核一廠 2 部 O 牌與核二廠 C 牌金屬鐵管測試桶(55 加侖)活度量測結果如表 6，因大口徑鐵管材質分布鬆散活度差異會較大，高密度混凝土桶(85 加侖)活度量測結果如表 7，核二廠 C 牌 5 桶貯存桶置高密度混凝土桶活度量測的二者比較結果如表 8， ^{137}Cs 與 ^{60}Co 的最大差異為 12 % 與 8 %。



圖 33 鐵管中置 9 支棒狀射源之廢棄物桶



圖 34 高密度混凝土桶內置廢棄物桶

表 6 核一廠 O 牌與核二廠 C 牌金屬測試桶活度量測

	標準值 (Bq)	Canberra- 1(Bq)	差異 (%)	Canberra- 2(Bq)	差異 (%)	ORTEC (Bq)	差異 (%)
Cs-137	200000	114000	-43	116000	-42	165000	-18
Co-60	200000	109000	-44	118000	-41	146000	-27
Am-241	120000 0	788000	-34	836000	-30	3600000	200

表 7 核一廠 O 牌與核二廠 C 牌高密度混凝土桶活度量測

	標準值 (Bq)	Canberra- 1(Bq)	差異 (%)	Canberra- 2(Bq)	差異 (%)	ORTEC (Bq)	差異 (%)
Cs-137	200000	102000	-49	109000	-46	94400	-53
Co-60	200000	104000	-48	110000	-45	103500	-48
Am-241	120000 0	-----		-----		-----	

表 8 核二廠 C 牌貯存桶置高密度混凝土桶活度量測

	Cs-137 (Bq)			Co-60 (Bq)			劑量率 (mSv/h)	
	貯存值	量測值	差異(%)	貯存值	量測值	差異(%)	貯存桶	高密度桶
A 桶	4.54E+06	5.15E+06	11.80	1.73E+07	1.88E+07	7.96	0.4	0.042
B 桶	1.01E+07	9.87E+06	2.33	4.25E+07	4.24E+07	0.24	0.3	0.023
C 桶	1.84E+07	1.72E+07	6.98	1.11E+08	1.06E+08	4.72	0.5	0.07
D 桶	6.49E+07	6.26E+07	3.67	8.84E+07	8.44E+07	4.74	0.3	0.028
E 桶	4.59E+06	4.14E+06	10.87	3.86E+08	3.62E+08	6.63	0.8	0.12

7.大型與管路放射性廢棄物的校正方法

7.1 大型物件廢棄物的校正方法

核能發電型原子爐有不規則幾何形狀的大型物件廢棄物如口形風管、圓形管路、環形齒輪，材質為鐵材、不鏽鋼其尺寸約為長 1.2 m ~3.6 m、直徑 1.4 m~1.8 m。美國 Yankee 核電廠 2013 年已完成除役作業(EPRI-107917)廢棄物種總量約 170 百萬磅，包括 21 英里管線、1071 座閘門、8569 組管路支架、321 台幫浦、33 英里導線管及托架 6 類大型組件總重 500 噸。

瑞典目前用於除役之廢棄物大型容器，包括 4 個國際通用制式容器 55 加侖桶直徑 0.55 m、高 0.84 m 桶組合，以及正方體 1.2 m x 1.2 m x 1.2 m 容器、長方體 1.3 m x 2.3 m x 3.3 m 容器、長方體 2.6 m x 2.5 m x 6.1m 容器如圖 35。而國際的大型物件的量測方法為使用多部大面積閃爍體偵檢器組合系統，量測貨櫃式腔體的廢棄物大型容器，一為德國 Rados 公司箱型量測系統如圖 36，校正方法使用寬 112cm、深 136cm、高 120cm 體積為 1830 L 之大面積金屬片組合之校正假體如圖 37， ^{60}Co 均勻片射源校正假體的實驗結果與理論計算比較的 3 種密度 ^{60}Co 的校正因子(模擬/均勻)如圖 38。另一為日本貨櫃式腔體的廢棄物大型容器量測系統(體積 1.8 噸)如圖 39，腔體寬 135 cm 長 135

cm 高 107 cm，共 8 個塑膠閃爍體(上下左右前後相對組合)，鐵箱容
器為 0.28 噸，將容器各面分割成 4 等分即全面分割成 40 等分易判定
污染分佈，量測時間 12 分鐘(計測 4 分鐘、上升及下降 2 分鐘、移動
及回轉 4 分鐘)，校正方法使用蒙地卡羅理論計算方法 (MCNP)理論
計算。



圖 35 瑞典除役之廢棄物大型容器

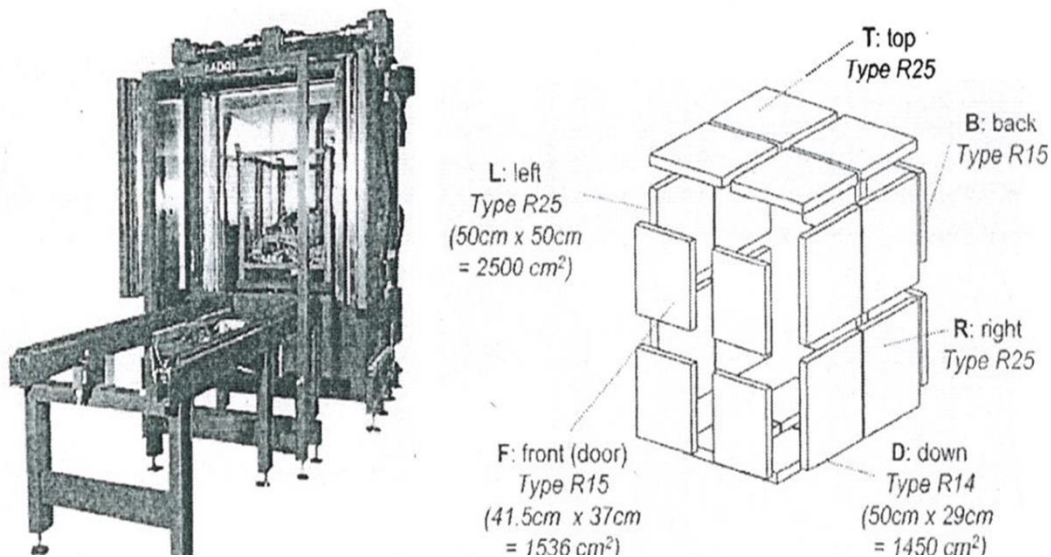


圖 36Rados 公司貨櫃式閃爍體偵檢器量測系統

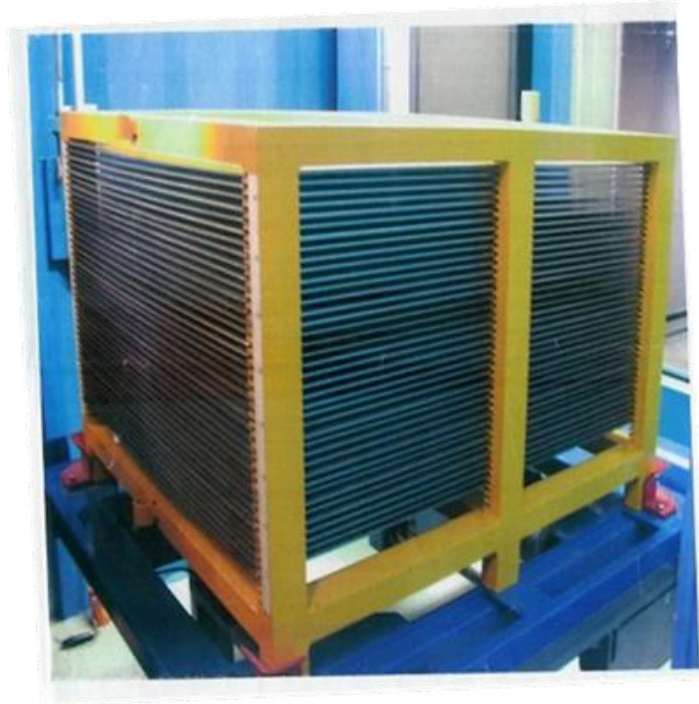


圖 37 Rados
金屬片校正

公司大面積
假體

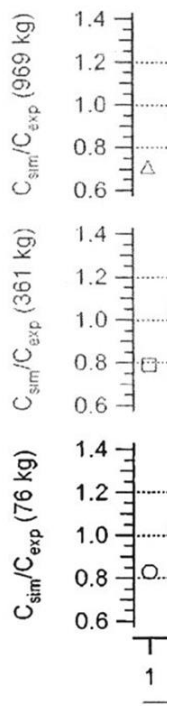


圖 38 種密度 ^{60}Co 的校正因子(模擬/均勻)

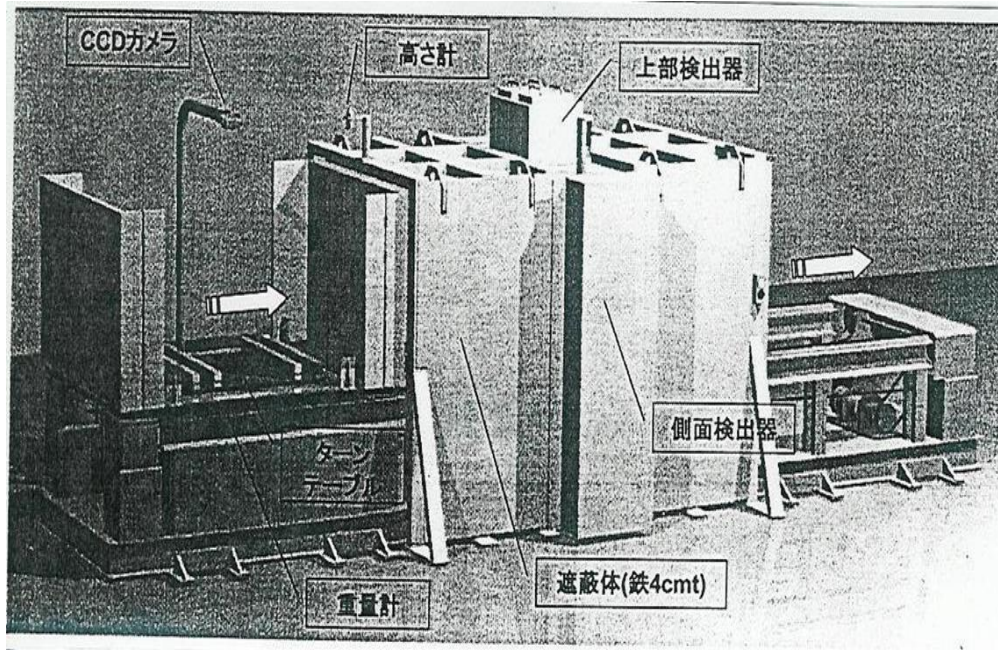


圖
39 日
本貨

櫃式閃爍體偵檢器量測系統

ORTEC-ISOCAR 移動型廢棄物活度量測系統如圖 40，系統量測 2000 秒的儀器最低可測值(MDA)¹³⁷Cs 為 3.5Bq/kg、⁶⁰Co 為 4.4Bq/kg。而樣品量測程序，建立 PBC(Peak Background Correction)①選擇 Library②量測空桶;設定物件參數(Isotopic Supervisor)①選擇量測樣品幾何形狀②輸入物件幾何與相關物理參數(長寬高、直徑或填充物質密度)③輸入偵檢器相關參數(高度、與量測物件距離等)④選擇能量效

率與 PBC 校正檔;開始量測(Isotopic Operator) 如圖 41。ISOCART 量測系統不確定度評估如表 9，相對標準不確定度為 11%。核能研究所(INER)自行研發製作大型校正體射源，各別 8 桶的水溶液桶之 ^{60}Co 與 ^{137}Cs 參考值與量測比活度比較如表 10 與表 11，二者最大差異為 8.3%與 8.9%。由已知射源活度之多數箱型(40 L)與多數圓桶型(205 L)之積木排列組合，積木組合模擬體射源如圖 42 至圖 49，正方體及長方體幾何形狀的體積為 314 L~1736 L，這 5 種模擬形狀之實際與量測體積的差異皆為 30%如表 12。移動式 HPGe 能譜分析儀量測 8 正方體組合水溶液校正桶(D=1.0)如圖 50，8 直立形立方體組合水泥校正桶(D=2.0)如圖 51，ISOCART 模擬大型物件水泥桶的加馬 活度量測結果如表 13，5 種模擬形狀之實際與量測 ^{137}Cs 活度最大差異為-18%。

表 9 ISOCART 量測系統不確定度評估

不確定度來源	相對標準不確定度(%)
標準射源	2.0
樣品能峰淨計數	-----
背景變動率	0.1
量測距離	0.4
長期穩定性	3.0
計時器	0.01
全能峰效率	
a. 能量效率擬合曲線	0.5
b. 介質密度	2.5
c. 幾何形狀	1.5
d. 計算方法	9.6
組合標準不確定度(%) $(k=1.0)$	11.0



圖 40 ORTEC-ISOCAR 移動型廢棄物活度量測系統

Isotopic Settings - Container

Container Shape:

Length Units: cm in

Weight Units: kg lb

Inner Container		Outer Container/Filter		Matrix	
Material: <input type="text" value="Fe"/>	Diameter: <input type="text" value="58.4200"/> cm	Wall Thickness: <input type="text" value="0.1000"/> cm			
Density: <input type="text" value="7.6"/> g/cc	Height: <input type="text" value="88.9000"/> cm	Lid Thickness: <input type="text" value="0.1200"/> cm			
	Length: <input type="text" value=""/>				

Cancel < Back Next > Finish

圖 41 物件幾何與相關物理參數

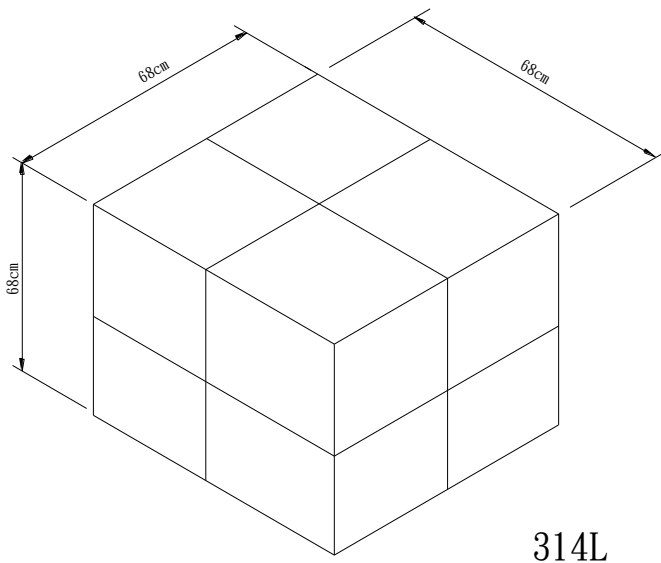


圖 42 正方形校正體積木模型(314L)

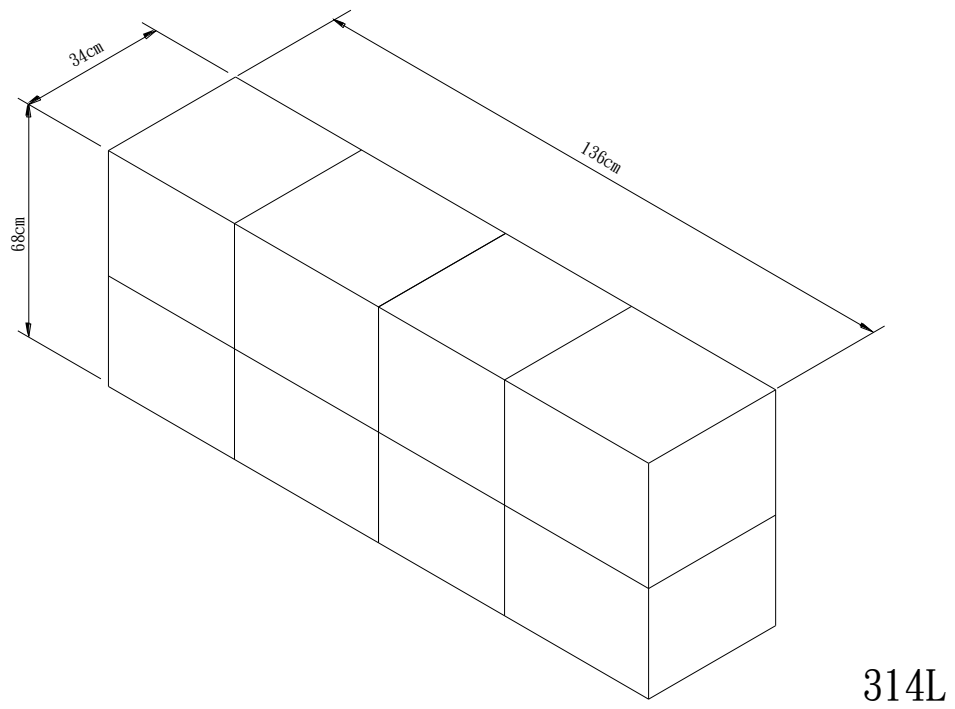
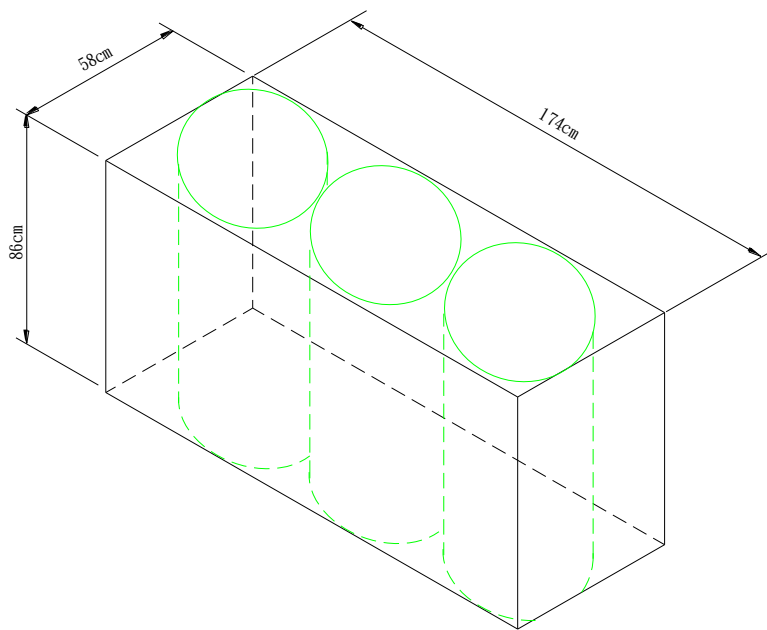
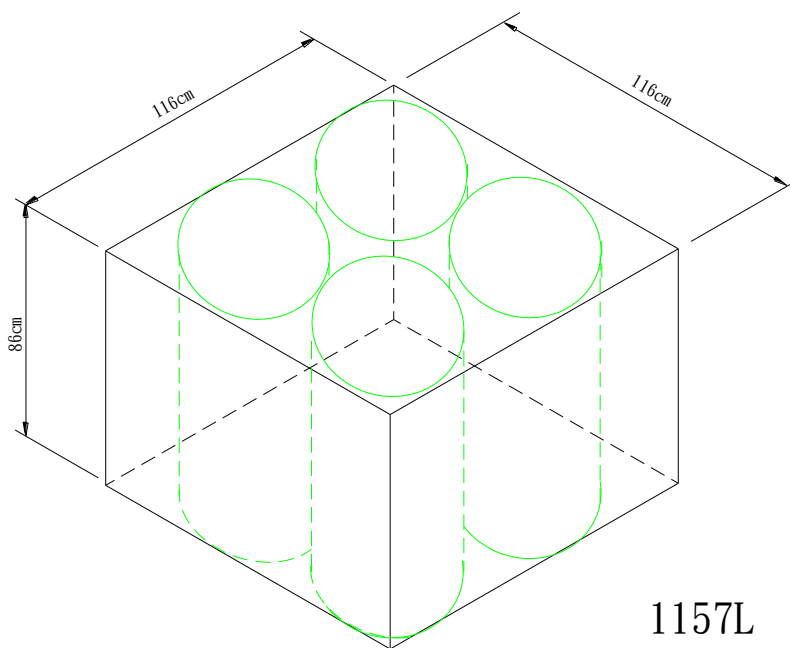


圖 43 長方形校正體積木模型(314L)



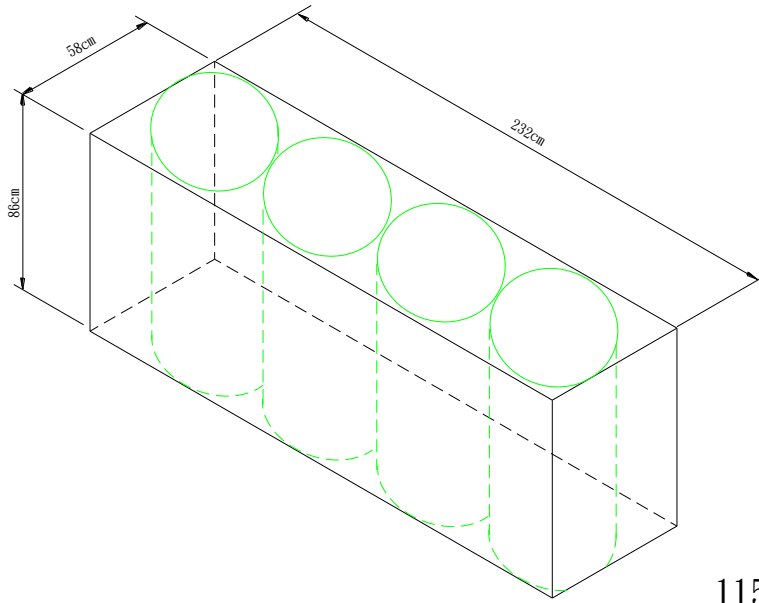
868L

圖 44 長方形校正體積木模型(868L)



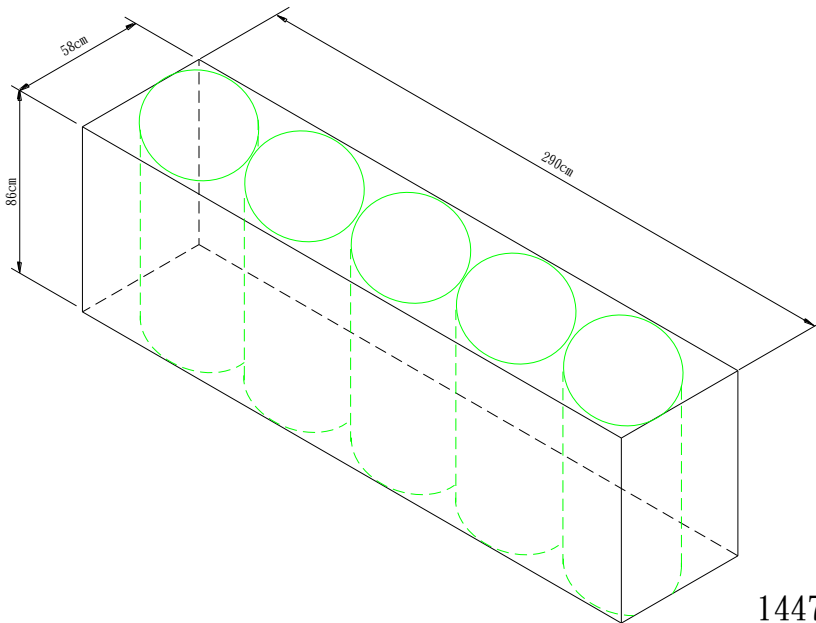
1157L

圖 45 直立形校正體積木模型(1157L)



1157L

圖 46 橫列形校正體積木模型(1157L)



1447L

圖 47 長方形校正體積木模型(1477L)

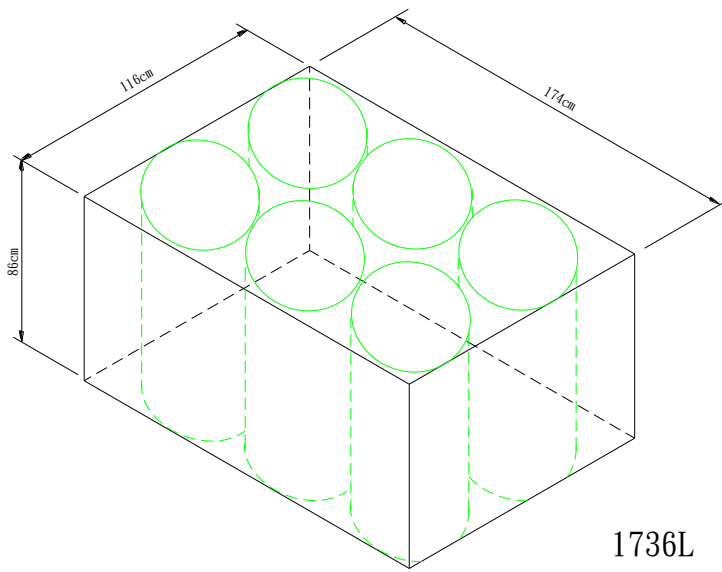


圖 48 長方形校正體積木模型(1736L)

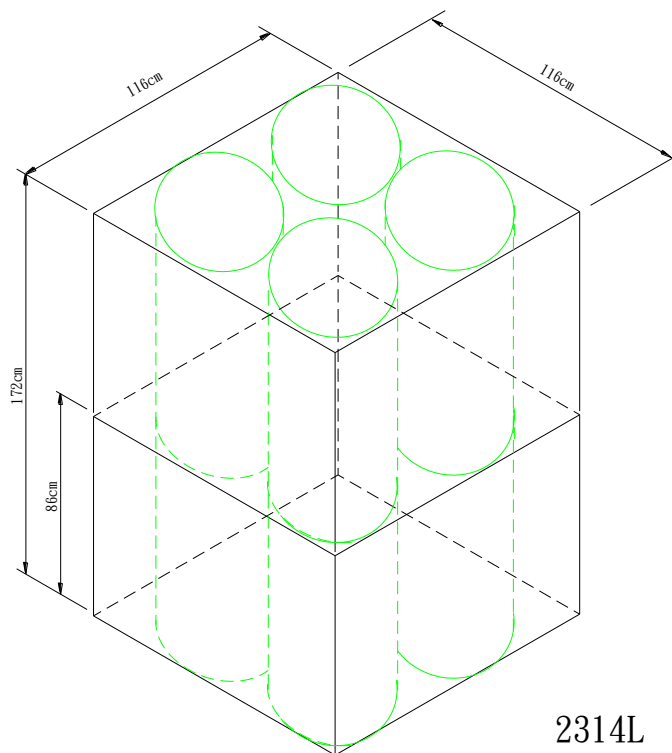


圖 49 長方形校正體積木模型(2314L)



圖 50 積木堆積橫列形水溶液校正體



圖 51 積木堆積直立形水泥校正體

表 10 水溶液桶之 Co-60 參考與量測比活度(Bq/kg)差異

樣品編號	參考比活度	量測比活度	差異(%)
1	2294	2394	4.36
2	2239	2381	6.34
3	2367	2467	4.22
4	2304	2452	6.42
5	2288	2478	8.30
6	2265	2411	6.45
7	2267	2364	4.28
8	2290	2434	6.29

表 11 水溶液桶之 Cs-137 參考與量測比活度(Bq/kg)差異

樣品編號	參考比活度	量測比活度	誤差(%)
1	2328	2463	5.80
2	2257	2401	6.38
3	2323	2529	8.87
4	2326	2467	6.06
5	2328	2481	6.57
6	2322	2523	8.66
7	2295	2345	2.18
8	2300	2477	7.70

表 12 模擬形狀之實際與量測體積差異

模擬形狀	長 x 寬 x 高(cm)	實際體積(L)	量測體積(L)	差異(%)
正方體	116x116x86	888	1157	30.3
四立方體	116x58x172	888	1157	30.3
六長方體	174x116x86	1110	1447	30.4
八長方體	232x116x86	1776	2314	30.3
八立方體	116x116x172	1332	1736	30.3

表 13 水泥桶模擬形狀之 Cs-137 實際與量測活度差異

模擬形狀(水泥)	實際活度(kBq)	量測活度(KBq)	差異(%)
正方體	20212	16643	-17.7
四立方體	20212	16303	-19.3
六長方體	33030	27867	-15.6
八長方體	42701	35578	-16.7
八立方體	42701	34928	-18.2

7.2 大面積廢棄物污染活度的校正方法

製作 ^{137}Cs 、 ^{60}Co 各 6 片的長 102 cm x 寬 68 cm 大面積片狀射源(36 點射源/片)如圖 52，使用 ORTEC-ISOCAR 移動型廢棄物活度量測系統，量測大型牆面加馬表面污染活度，分別將 6 個片狀射源置 34cm 厚水溶液牆面、12 cm 厚混凝土牆面與 18 cm 厚鉛材牆面如圖 53、圖 54 與圖 55，觀察不同厚度與密度的牆面影響，模擬大型物件牆面的加馬表面活度量測結果如表 14，三種牆面的標準活度與量測活度間

的最大差異 ^{137}Cs 及 ^{60}Co 為 3.7 % 及 4.2 %，顯示與能量、材質、厚度的相關性皆甚小。

表 14 模擬大型物件牆面的加馬表面活度量測結果

模擬材質	Cs-137 (Bq)	差異 (%)	Co-60 (Bq)	差異 (%)
塑膠	51052	3.7	26076	2.3
混凝土	51052	3.7	26076	4.2
鉛材	51052	2.9	26076	3.8

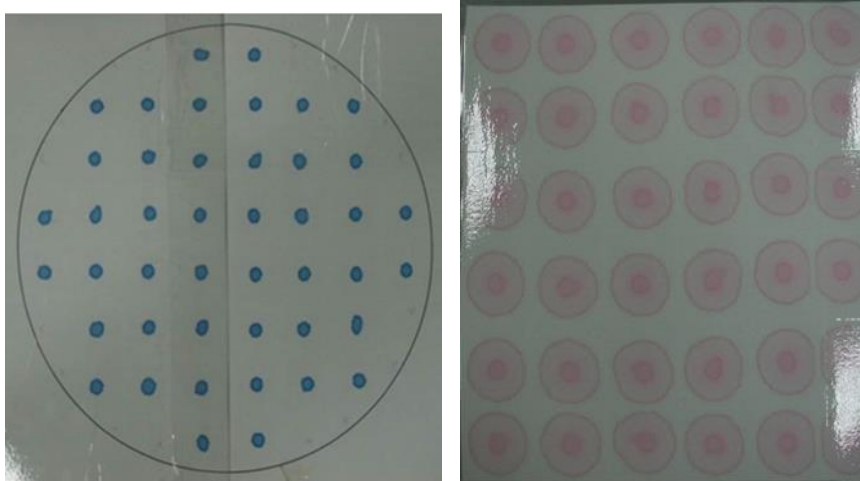


圖 52 ^{137}Cs 與 ^{60}Co 大面積片狀射源



圖 53 片射源置 34cm 厚水溶液牆面

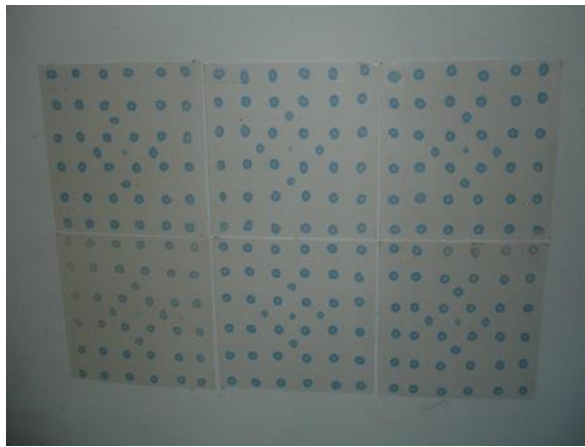


圖 54 片射源置 12 cm 厚混凝土牆面



圖 55 片射源置 18 cm 厚鉛材牆面(11.3gcm^2)

7.3 管路廢棄物的校正方法

參考美國核管會(USNRC)定義掩埋管路(Buried piping)係指埋在地表以下的隱藏管路即與土壤接觸的管線。嵌埋管路(Embedded piping)係指嵌入廠房牆壁、天花板或樓板內部的隱藏管路，可能造成混凝土內部藏有輻射污染核種。核一廠汽機廠房之管路依系統類別初步分類如下：

- (1)蒸汽管：管內部污染值較高，外部則有輕微污染，若要內部除污較為困難，須先切管噴砂處理才能降低污染值，但能降多少不一定，總之較不易處理至可出廠之限值。
- (2)飼水管：管內部污染值不高，外部則有輕微污染，但除污皆較容易，惟仍須切管後噴砂除污。
- (3)「海水管」及「TBCW 系統等（內部循環且非海水的冷卻管）。

調查我國核一廠，管路建置的數量為 638 根，粗估一部機組約 700 根。材質均為不鏽鋼及碳鋼，管路的口徑尺寸與數量如表 15，4 吋～16 吋約占總數量的 75 %，4 吋～10 吋約占污染總重量的 50 %。另外核一廠一號機的全部共用管路的數量與長度統計如表 16，包括 T 型管、漸縮管、直管與彎管等四種型式，其中主要為直管與彎管型式，重量(kg)比例為 87.3 %與 10.1 %，長度(m) 比例為 87.2 %與 10.3 %。

表 15 核一廠反應器廠房及汽機廠房之埋管尺寸與數量統計表

內徑	6"	8"	10"	12"	14"	16"	18"	20"
數量	143	100	89	41	49	58	53	36
比例(%)	22.4	15.7	13.9	6.4	7.7	9.1	8.3	5.6
內徑	22"	24"	26"	30"	32"	36"	42"	合計
數量	15	36	1	12	2	2	1	638
比例(%)	2.4	5.6	0.2	1.9	0.3	0.3	0.2	100

表 16 核一廠一號機全部共用管路統計

系統 分類	T 型管		漸縮管		直管		彎管	
	重量 (kg)	長度 (m)	重量 (kg)	長度 (m)	重量 (kg)	長度 (m)	重量 (kg)	長度 (m)
<u>CL</u>	80	2.5	18	0.6	4,982	176.3	573	19.8
<u>HVCW</u>	269	5.0	65	1.5	14,142	293.1	1496	31.6
<u>HVCWR</u>	132	2.2	28	0.5	5,864	98.4	687	11.7
<u>HWC</u>	34	0.9	25	0.9	1,994	64.1	372	11.8
<u>OG</u>	17	0.6	7	0.3	2,292	53.9	125	4.5
<u>CH</u>	107	2.4	19	0.6	4,535	112.7	425	10.3
<u>CHR</u>	289	6.3	100	2.9	5,713	141.2	799	19.5
<u>RAW</u>	0	0	0	0	73	1.7	80	1.9
總計	932	20.0	262	7.2	39,598	941.5	4,560	111.3

(a)、管路量測方法

除役之現場量測管路的內層表面活度的移動式儀器主要為充氣式偵檢器與純鍍偵檢器二類，最常使用的充氣式偵檢器為蓋革管(GM-Tube)偵檢器，這種高靈敏的偵檢器適合量測現場長的及複雜曲折路徑的管件的核種貝他活度。另一種為尚未商業化的純鍍偵檢器掃瞄，僅能分析核種的加馬活度，因為需要量測穿透混凝土牆內的管路，其靈敏度受限於牆壁厚度，純鍍偵檢器需配合準直儀量測準直範圍的某段管件的平均濃度，應用受限於被切割管件的長度是否在可接受的掃瞄範圍內。影響這二類量測儀器準確性的效應，一為樣品特性的代表性，擦拭的樣品僅擦拭不明沉積物的表面，並不是代表大量的沉積物，而管路的某一位置的擦拭或碎片，不能代表管路實際的內部的沉積物；另一為偵檢器的混合核種校正的準確度，蓋革偵檢器來回搜索與純鍍偵檢器現場分析的準確度依持於校正系統，任一偵檢器皆能量測管路內部所有混合核種的活度，然而電廠必須有另一種量測方法來決定管路內部所有混合核種的活度與特性，表面擦拭或碎片的特性尚需要低階放射性(LLW)廢棄物量測的放化實驗室的分析，放化分析的相對 Co-60 活度的比例因素(scaling factor)，將比例因素相加後的結果當作主要的活度。量測一般的大型廢棄物，受限於未知實際的核種濃度，必須量測全部的管路的活度，因此評估嵌入切割管路

的活度的準確度，需要發揮放化實驗室的企圖心以決定真值，受限於放化的準確性與初始管路蝕刻的效率。而評估代表性可以使用切割管路表面的完全蝕刻相對於擦拭或碎片樣品的活度比較。

(b)、美國核電廠

EPRI-1000951⁽¹⁾發表評估嵌埋管路的內表面劑量計算方法(Embedded Pipe Dose Calculation Method)。核電廠運轉期間埋入在天花板、牆壁及樓層內有數千呎長的管線，其中許多的內表面含放射性污染，核電廠除役時需決定這些管線的污染程度及特性，藉以要求當作暫時處置或解除管制外釋的判定參考。這篇 EPRI 報告探討及評估了嵌埋管路內表面活度的各種量測技術，並介紹了 6 種量測方法分別如下，並比較與討論個別量測技術的實用性、精確性及代表性：

- (1)蓋革偵檢器管路爬行器 (Geiger-Mueller Based Pipe Crawlers)
- (2)劑量率暨換算活度計算(Dose-rate Measurement with Dose-to-Curie Computation)
- (3)高純鍍加馬掃描器(High-Purity Ge-based Gamma-ray Scanner)
- (4)刮片取樣放化分析 (Scraping Sampling with Radiochemical Analyse)
- (5)擦拭取樣放化分析 (Smear Sampling with Radiochemical Analyse)
- (6)切片總酸蝕刻放化分析 (Total Acid Etch of Segments with Radiochemical Analyse)

A. 蓋革偵檢器管路爬行器

使用將 3 個個別開窗裝置在一起的錐形蓋革管偵檢器或 3 個個別開窗的串連式蓋革管偵檢器裝置，量測開窗的上方 120° 方向範圍，沿著管線中心來回緩慢偵檢管線內層的空間及內部的表面活度，記

錄進入開窗門檻的帶電粒子。偵檢窗的薄窗對加馬與 γ 射線較不靈敏，而偵檢窗的窗厚對阿伐亦會較不靈敏，但是無法鑑別能量。

GM 偵檢器的校正係使用模擬管件表面固著活度假體，一種假體為實際的混合核種，另一種假體為已知濃度的核種(類似 ^{60}Co 的貝他輻射核種 ^{99}Tc)。提供無感時間與效率校正方法的廠商為 Ludlum Instrument 公司。

B. 劑量率換算活度之計算

係採用商業級已校正的劑量率量測儀器，如 Eberline RO-2、Bicron micro-rem、ESP-1/HP-270。沿長度 12”、24”、36”管件中心平行量測，這 3 種儀器的讀值不確定度範圍為 5%~15%。

Dose-to-Curie 計算使用 Grove Engineering 公司的 MicroShield Code 程式，程式需輸入的參數包括：管線尺寸、材質及放化分析的核種與濃度，其採用的量測儀器為 Canberra ISOCS 現場式加馬能譜分析儀。

c. 純鍺偵檢器現場分析

Big Rock Point 核電廠使用 Canberra 公司 HPGe 準直儀能譜，並使用 Monte Carlo 方法計算點射源在空間 γ 反應的校正軟體(這裡的參數係指：管線幾何特性、偵檢器與射源間的各種吸收物質)，測量結果則與各種幾何形狀的校正假體相互驗證比較。

Duke Engineering & Services 公司曾參考 IAEA ISPO-80 的”加馬頻譜儀校正程序書”，以校正使用模擬廢棄物幾何形狀的放射源對應偵檢器準直儀的加馬反應與響應函數積分。另外，亦與已知活度的校正假體比較以驗證活度。

D. 放射化學分析

刮片取樣、擦拭取樣、總酸蝕刻等 3 種量測技術係使用放射化學分析，Thermo 公司曾量測 Trojan 核電廠的管件，而 Duke Engineering & Services 實驗室曾量測 Yankee Rowe 除役核電廠與 Big Rock Point 除役核電廠的管件。這 2 家實驗室透過實驗室的比對，以維持良好的能譜分析品質。

各種量測管路技術與分析方法，可以實用與精確地量測嵌埋管路內部表面污染活度；並且能夠與導出濃度水平指引(DCGL)比較，以選擇進行除污或解除管制。在此整合美國電力研究所 (EPRI-1000951)⁽¹⁾報告與 Trojan 核電廠除役經驗報告 (EPRI-1000908)⁽²⁾，提供嵌埋管路內部量測的特性與矯正的綜合性技術做為參考，結論如下：

- (1) 確定的比例因數能滿足降低取樣與分析成本之要求。
- (2) 使用管路爬行器是一種精確且實際之嵌埋管路內部的量測方法，當爬行器之偵測組件無法鑑別核種時，可以結合放化分析方法得到比例因數(Scaling Factor)。
- (3) 當掃描器可以移動或貼近嵌埋管路內時，使用加馬射線掃描器亦是一種精確且實際的嵌埋管路內部的量測方法。
- (4) 小型刮片與可能之擦拭樣品，可以代表長形管件的核種活度平均分布。
- (5) 劑量活度轉換量測的平均結果，皆低於爬行器、掃描器及總酸蝕刻，而這三種量測方法的淨貝他數值皆極相似。
- (6) 使用整合多種量測方法的分析結果較佳，鋼管及鋁管的核種濃度差異分別小於 20 % 及小於 10 %。
- (7) 管件除污並不能大幅改變相關核種活度的分配比例。

除了上述 6 種量測技術間的相互活度比對外，目前在實驗室的

屏蔽內驗證管件內層活度的儀器，量測切除長管件裝箱或裝桶的粗估 γ 總活度的商業級產品有 Waste curier monitor、Barrel waste monitor、Activity waste monitor、Clearance monitor。

比較各種埋入管件內層活度量測技術的優點與限制如表 17。

表 17 各種埋入管件內層活度量測技術的優點與限制

量測方法	優點	限制
pipe crawlers	方便、直接量測 β 總活度、具分配代表性	管內徑 $> 12\text{cm}$ 、活度低估(粒子未全部進入偵檢窗)
smear	多數取樣具分配代表性	間接量測及放化分析、準確度差(表面特性)、管內徑 $> 12\text{cm}$
scraping	多數取樣具分配代表性	間接量測及放化分析、準確度差(部份特性)、破壞取樣
Dose-to-Curie	方便、直接量測 γ 總劑量、具分配代表性	換算因子需正確(劑量率偵檢器及 Code 計算)
gamma-ray scanning	準確度高、具分配代表性	間接量測(現場 HPGe 及 Monte Carlo 方法計算)、參數描述需正確
Total acid etch	準確度高、具分配代表性	間接量測(小件全部浸蝕及實驗室 HPGe)、HPGe 的 MDA 值

(c)、手動式滑行量測

核能研究所自行研發三種適合量測核電廠管路之輻射污染偵檢器規格如表 18，一為 INER-LN7231 圓餅型蓋革輻射污染偵檢器如圖 56，由 3 支圓餅型直徑 3 cm 蓋革管組合，適合量測管徑 6 吋~16 吋之管路、二為 INER-BETA 輻射污染偵檢器如圖 57，由 3 支方型 10*10 mm² 矽光電二極體偵檢器組合，適合量測管徑 4 吋管路、三為直徑 2.5 cm 圓柱型碘化鈉偵檢器如圖 58，適合量測加馬能譜鑑別核種，輻射污染偵檢器配合遙控的手動式電纜 50 m 與照明與照相機組合器如圖 59，在管路內前進與後退的動態與執行管路內攝影與腐蝕調查，手動式 3 支組合污染偵檢器背景量測結果顯示器如圖 60。手動式 3 支偵檢器的管徑 6 吋~16 吋的 ¹³⁷Cs 與 ⁶⁰Co 片狀射源個別量測 6 次計數率平均值如表 19。

表 18 手動式管件污染偵檢器與機器人規格

偵檢器種類	機器人 (cm)	偵檢窗數量	偵檢窗 (cm)	計數率 (cpm)	管路 (吋)
矽半導體	寬 8 x 長 7	方型 x3	長 2 x 寬 2	~100 k	4
蓋革型	寬 18x 長 18	圓型 x3	直徑 3	~720 k	6
蓋革型	寬 26x 長 26	圓餅型 x3	直徑 4.5	~720 k	6~16
碘化鈉能譜儀	寬 18x 長 18	圓柱型 x1	直徑 2x 長 5	~720 k	6~16



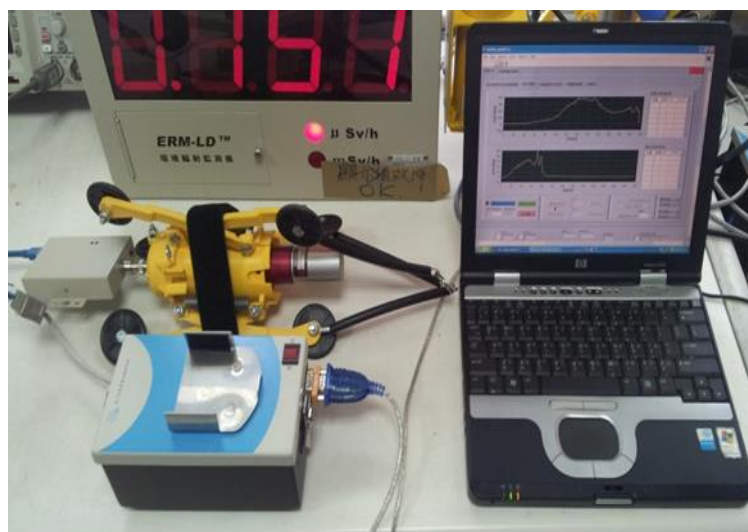
圖

56INER-LN7231 圓餅型蓋革偵檢器與手動式電纜



圖 57 INER-BETA 矽光電二極體偵檢器

圖 58 圓柱
偵檢器



型碘化鈉

圖 59 照明與照
器



相機組合

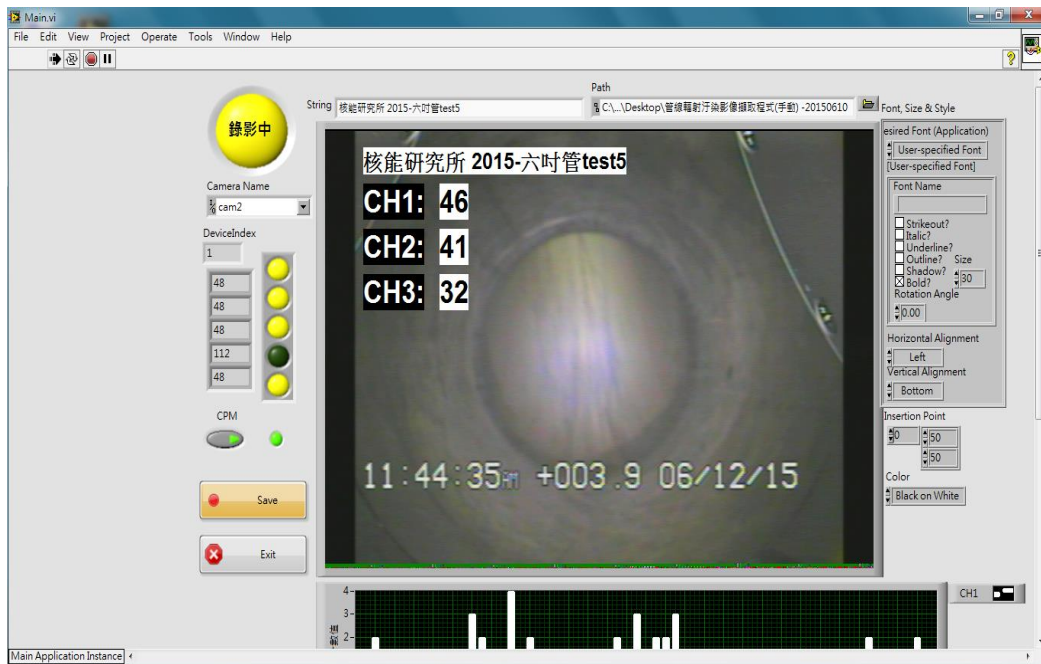


圖 60 手動式 3 支組合污染偵檢器背景量測結果顯示器

表 19 手動式 3 支偵檢器片狀射源量測計數率平均值

管徑	Cs-137 (cpm)			Co-60 (cpm)		
	頻道 1	頻道 2	頻道 3	頻道 1	頻道 2	頻道 3
6 吋	626	668	743	162	184	162
8 吋	672	535	676	144	154	164
10 吋	609	612	642	195	121	97
12 吋	542	511	567	112	114	113
16 吋	449	374	460	100	100	97

製作大面積正方形 32 cm x 32 cm 的片狀厚度 0.2 cm 射源，核種 Cs-137 為 8319 Bq/片,Co-60 為 3812 Bq/片，大面積正方形片狀射源覆蓋在管路內徑表面，再將 3 支圓餅型組合的輻射污染偵檢器置各種口徑的管路中心量測，得到 3 支輻射污染偵檢器的平均計數率(cpm)，而管件偵檢器的 $\beta\gamma$ 計測效率(cps/Bqcm⁻²)計算式如下，式中空心圓柱型片狀參考射源面積=管件直徑× π ×射源長度，量測距離為偵檢窗表面與管內徑表面的距離。另外，由於污染偵檢器與機器人間的連接器太重，污染偵檢器不易維持在管路中心位置，錐型 3 支污染偵檢器的計數率並不一致，計算得到的計測效率數值過大不方便使用，將儀器效率(cps/Bqcm⁻²)的倒數改成轉換因子(Bqcm⁻²/cps)使用如表 20。

儀器效率(%): $\epsilon_i = n / S \times W$

$$n = \text{計數率} \quad (n = m - m_B)$$

$$m = \text{活度偵檢器計數率} \quad (s^{-1})$$

$$m_B = \text{活度偵檢器背景值} \quad (s^{-1})$$

$$S = \text{參考射源表面發射率} \quad (s^{-1} \text{ cm}^{-2})$$

$$W = \text{參考射源面積} \quad (\text{cm}^{-2})$$

轉換因子(Bqcm⁻²/cps)= 1/儀器效率

$$TF = (S \times W) / n$$

表 20 錐型污染偵檢器的效率計測與轉換因子

錐型 偵檢器 (x3 組合)	管徑 (吋)	背景 (cpm)	距離 (cm)	計測 效率 cps/Bqcm ⁻²		轉換 因子 (Bqcm ⁻² /cps)	
				Cs-137	Co-60	Cs-137	Co-60
矽半導體	4	12	4.2	11.5	13.4	8.67	7.45
蓋革型	6	123	1.2	293.8	128.9	0.34	0.78
	8	115	6.3	361.8	155.0	0.28	0.65
	10	126	11.4	349.3	98.4	0.29	1.02
	12	124	16.5	300.8	99.5	0.33	1.01
	16	119	26.5	246.6	86.6	0.41	1.16

6吋管的管徑與偵檢器外徑相近，隨管徑尺寸愈大效率則愈小，但轉換因子愈大，另外隨管徑尺寸愈大則效率愈小，但比活度(Bq/cm²)的MDA亦會愈大。3支方型組合的矽光電二極體偵檢器與3支圓餅型組合的蓋革偵檢器，貝他Sr-90射源的個別偵檢窗表面效率分別為2.0%與40.7%。依據美國核能管制委員會之UREG-1507(1998)的最低可測活度(MDA)公式如下式，錐型污染偵檢器的各種管路口徑的儀器最低可測值(MDA)如表21。手動式管件污染偵檢系統不確定度評估結果如表22，系統擴充不確定度(k=2)為18%。Co-60射線覆蓋4吋、6吋、8吋、10吋、12吋、16吋管路內徑如圖61與圖62，而手動式機器人污染偵檢器置管內中心量測如圖63。

表 21 錐型污染偵檢器的儀器最低可測值(MDA)

錐型偵檢器 (x3 組合)	管徑	管件背景	偵檢窗面積	MDA (Bq/cm ²)	
	(吋)	(cpm)	(cm ²)	Cs-137	Co-60
矽半導體	4	12	4	0.73	0.63
蓋革型	6	123	16	0.055	0.13
	8	115	16	0.044	0.10
	10	126	16	0.047	0.17
	12	124	16	0.054	0.16
	16	119	16	0.065	0.18

表 22 手動式管件污染偵檢系統不確定度評估

分析項目	相對標準 不確定度(%)	
	A 類	B 類
系統穩定性	5.7	
淨計數	4.4	
偵測效率：標準射源		3
活度均勻性	5.0	
計測時間		0.002
相對標準不確定度	8.8	3
組合不確定度	9.3	
擴充不確定度(k=2)	18.5	

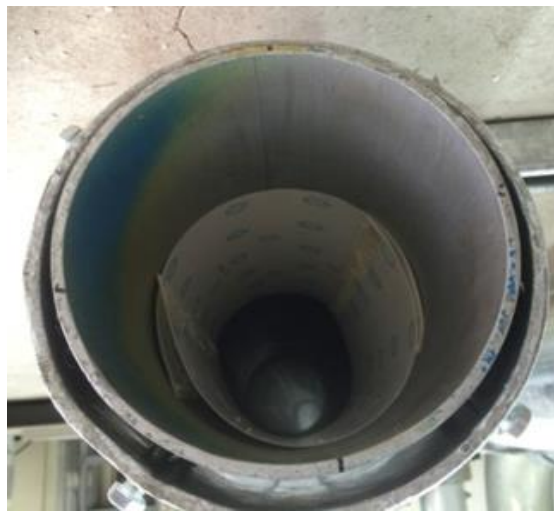
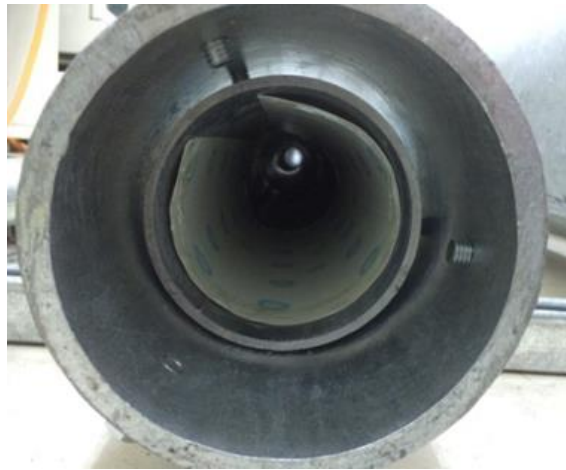


圖 61Co-60 射線覆蓋 4 吋、6 吋、8 吋管路內徑



圖 62Co-60 射線覆蓋 10 吋、12 吋、16 吋管路內徑



圖 63 手動式機器人污染偵檢器置管內中心量測

8. 結論與建議

1. 國內核設施的廢棄物活度量測比對結果，在 7 部偵檢器的 4 桶活度均勻分布桶的 En 值 ^{137}Cs 及 ^{60}Co 皆 <1 ，僅 2 部偵檢器 En 值 >1 ，而與平均值相對偏差(Bi)比較， ^{137}Cs 及 ^{60}Co 的結果 Bi 值 <1 、 $=1$ 及 >1 皆約占 1/3。
2. 金屬與非金屬參考物質桶之校正方法，適用於箱型與桶型閃爍體偵檢系統，可提高廢棄物活度量測的準確度。
3. 核能研究所自行研發含金屬網高密度混凝土桶，核二廠 2 部 C 牌量測貯存桶置高密度混凝土桶的活度比較結果， ^{137}Cs 與 ^{60}Co 的最大差異為 12 % 與 8 %。
4. 移動型偵檢器可以直接至現場量測大型物件，不需要破壞切割物件，建立積木式組合校正體射源其活度量測差異 $<30\%$ 。三種大面積牆面(不同厚度與密度之材質)的加馬表面活度量測結果，標準活度與量測活度間的最大差異 ^{137}Cs 及 ^{60}Co 為 3.7 % 及 4.2 %。
5. 自行研發三種適合量測核電廠管路之輻射污染偵檢器與建立管路廢棄物活度的量測與校正方法，適用於量測管徑 6 吋~16 吋之管路內徑活度。

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) 黃珩吉、邱鎧盛「建立低放射性廢棄物量測實驗室品質認證相關規範草案」行政院原子能委員會核能研究所，INER-10232，2013 年。
- (4) 黃珩吉、葉俊賢「建立低放射性廢物整桶活度量測能力試驗技術及試運轉」行政院原子能委員會核能研究所，INER-9650，2013 年。
- (5) 葉俊賢、王立光、袁明程「箱型廢棄物活度監測器之校正及特性」行政院原子能委員會核能研究所，INER-4229，2006 年。
- (6) 葉俊賢、武及蘭、王正忠「日本的核能設施解除管制之外釋作業及方法」行政院原子能委員會核能研究所，INER-4661R，2007 年。
- (7) 葉俊賢、袁明程「建立解除管制量測儀器之能力試驗方法」行政院原子能委員會核能研究所，INER-5586，2008 年。
- (8) 葉俊賢、王正忠、張柏青「英國核能產業解除管制之量測作業」行政院原子能委員會核能研究所，INER-6289，2008 年。

- (9) 葉俊賢、袁明程「台英解除管制試樣量測比對之分析與比較」行政院原子能委員會核能研究所，INER-6379，2009年。
- (10) 葉俊賢、林崇智、袁明程「解除管制試樣量測之棒狀射源校正桶」行政院原子能委員會核能研究所，INER-8525，2011年。
- (11) EPRI, 1988, Assessing the Impact of NRC Regulation 10 CFR 61 on the Nuclear Industry, EPRI NP-5983, Electric Power Research Institute.
- (12) 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
- (13) 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
- (14) F. Troiani 等人, “Destructive Analyses for the Quality Checking of Radioactive Waste Packages”, ENTRAP ,<http://www.en-trap.org/>
- (15) L.P.M. van Velzen 等人, “Round robin test for the non-destructive assay of 220 litre waste packages”, EUR 19779, EC (2001)
- (16) 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)

- (17) 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)
- (18) 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)
- (19) 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)
- (20) 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)
- (21) 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)
- (22) 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)
- (23) 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

(24) TAF-CNLA-A01(3)[1]