

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

一定活度或比活度以下放射性廢棄物

之外釋計畫導則研究期末報告

計畫編號： 942005FCMA005

受委託機關(構)：行政院原子能委員會核能研究所

計畫主持人：逢筱芳

報告日期：中華民國九十四年十二月

摘 要

我國行政院原子能委員會已於民國九十三年十二月二十九日公布實施「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」，其中第四條明定一定活度或比活度以下放射性廢棄物，得予外釋。廢棄物之外釋，申請者應提出外釋計畫，報請主管機關核准後，始得為之。

本計畫將依據「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」第四條之規定，參考相關國際規範及經驗，草擬我國一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋之申請導則、並召開審查溝通會，以及針對國際發展，深入研究極低微放射性廢棄物之量測與分析方法，做有系統的分析與整理，使我國一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理工作落實。

本期末報告依據委託計畫書之預定工作內容和時程，說明調查我國核能電廠極低微放射性廢棄物類別與數量、進行極低微放射性廢棄物量測或分析方法之國際發展分析、建立廢棄物量測程序、撰寫一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則草案及召開導則草案之專家審查溝通會這五項工作的執行狀況與主要成果。

關鍵字：解除管制、外釋計畫導則、極低微放射性廢棄物。

Release Guide of Clearance Level for Solid Radioactive Waste

Abstract

On Dec. 29 2004, the Fuel Cycle and Materials Administration, Atomic Energy Council of Taiwan enacted the “ Management Rules of Clearance Level for Solid Radioactive Waste.” Article 4 of the Rules provides that the radioactive wastes that are under clearance level can be released. For the release such radioactive wastes, the applicant should propose a release plan to the competent authority for approval before starting the release.

According to Article 4 of the Rules, this project will aim to draft the application guidelines and call for review and communication workshops for release of radioactive wastes under clearance level in Taiwan by referring to international criteria and experiences. Moreover, this project will move along with international development to research further on measurement and analysis of very low radioactive wastes to work out systematic analysis and data organization to fully carry out the management of radioactive wastes under clearance level in Taiwan.

According to scheduled tasks and timetables of the project, this final report describes main achievements including (1)the investigation results on types and quantities of the very low radioactive wastes of Taiwan’s nuclear power plants, (2)international development on measurement and analysis methods for very low radioactive wastes, (3)establishment of wastes measurement procedures and (4)drafting of guidelines on clearance level for radioactive wastes plan.

Keywords: clearance, free release project guidance, very low radioactive waste.

目 錄

1.計畫目的	1
2.計畫緣起	2
3.執行方法與步驟	3
3.1 一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則草案	3
3.2 召開導則草案之專家審查溝通會	4
3.3 調查核電廠極低微放射性廢棄物類別與數量	5
3.3.1 日本 Tokai-1 核反應器	6
3.3.2 德國	6
3.3.3 比利時 BR3 反應器	11
3.4 極低微放射性廢棄物量測或分析方法之國際發展分析	17
3.4.1 外釋之固體物質的物理性質	17
3.4.2 外釋之偵測方法	21
3.4.3 商業化與研究報告之外釋量測設備	29
3.4.4 常用廢棄物核種量測系統比較	39
3.4.5 外釋之案例	40
3.5 建立廢棄物量測程序	43
3.5.1 近背景輻射水平偵檢之手提式輻射偵檢儀器的選擇與使用	43
3.5.2 再循環、再使用或當非放射性廢料處置之固體物質的活度量測	51
3.5.3 放射性廢料量測作業流程	58
4.結論	61
5.參考文獻	62
致謝	68
附件一 預定工作時程規劃	95

附件二 放射性廢棄物外釋計畫導則草案.....	96
附件三 E-mail 內容.....	117
附件四 寄送單位連絡人、E-mail 地址及電話資料及 E-mail 內容.....	118
附件五 放射性廢棄物外釋導則草案建議.....	119
附件六 國核電廠極低微放射性廢棄物類別與數量.....	121

附 圖 目 錄

圖一 日本 Tokai-1 核反應器除役三階段	69
圖二 核反應器除役之時程(白色：規劃，黃色：申照，藍色：執行).....	69
圖三 Greifswald 核能電廠自 1995 年至 2002 年拆除廢棄物分類結果.....	70
圖四 外釋程序	71
圖五 金屬電覽的量測結果.....	72
圖六 水泥碎石機.....	72
圖七 清潔偵檢之水泥板.....	73
圖八 使用傳送偵檢監測器偵檢之銅切塊容器.....	73
圖九 再使用之偵檢的變壓器	73
圖十 外釋前之需要拆除的廢金屬儀器.....	74
圖十一 準備偵檢之廢金屬管路.....	74
圖十二 已切割可外釋偵檢之大管路.....	74
圖十三 Eberline ACM-10 系統.....	75
圖十四 Canberra 碎石、碎片及土壤量測之 CSM 系統.....	75
圖十五 Eberline segment gate system, SGS.....	76
圖十六 Ludlum 239-1F 地面監測氣體流動比例計數器	76
圖十七 Eberline FCM-4 四個硫化鋅閃爍體	77
圖十八 Shonka Research Associates	77
表面污染監測器與偵檢資料管理系統(SCM/SIMS).....	77
圖十九 BetaScint BetaScint™ 纖維光學儀器.....	78
圖二十 CANBERRA ISOCS 系統.....	78
圖二十一 ORTEC ISO-CART™系統.....	79
圖二十二 Eberline 提供現場能譜量測分析服務 SNAP 系統.....	79
圖二十三 IonSens 208 大物件監測器	80

圖二十四	Canberra G35-90 袋子監測器	80
圖二十五	SAM 11 小物件監測器	81
圖二十六	BNFL IonSens 阿伐管路監測器	81
圖二十七	Radiological Service Pipe Crawler®系統	82
圖二十八	Ludlum 3534	82
圖二十九	Ludlum 3500-1000 WM.....	83
圖三十	Rad/Comm System Cricket.....	83
圖三十一	Canberra Q2 系統	84
圖三十二	Ortec QED 系統.....	84
圖三十三	不同密度廢棄物之效率與加馬能量關係.....	85
圖三十四	不同密度廢棄物之 LLD 與加馬能量關係.....	85
圖三十五	射源在廢棄物桶不同垂直位置.....	86
圖三十六	射源在廢棄物桶不同水平位置.....	86
圖三十七	Q2 系統最糟情況下之效率差異	87
圖三十八	Canberra SGS Segmented Gamma Scanner	88
圖三十九	Ortec SGS Segmented Gamma Scanner	88
圖四十	Canberra TGS Tomographic Gamma Scanner.....	89
圖四十一	Ortec TGS Tomographic Gamma Scanner.....	89
圖四十二	ORTEC ISO-CART™ 系統.....	90
圖四十三	CANBERRA ISOCS 系統.....	90
圖四十四	Ortec TGS Tomographic Gamma Scanner.....	91

附表目錄

表一 執行情形之扼要說明.....	92
表二 廢棄物之流向.....	93
表三 來自 TOKAI-1 除役之廢料數量估計(除役後).....	93
表四 各類廢棄物比活度限值.....	93
表五 來自原始水污染物件之放射化學同位素向量.....	94

1.計畫目的

我國行政院原子能委員會(以下簡稱原能會)已於民國九十一年十二月二十五日公布「放射性物料管理法」,其中第三十一條規定,於一定活度或比活度以下之放射性廢棄物之限值與其管理辦法,由主管機關定之。因此原能會依據「放射性物料管理法」第三十一條之規定,於民國九十三年十二月二十九日公布實施「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」(以下簡稱本辦法)。本辦法第四條明定:一定活度或比活度以下放射性廢棄物,得予外釋。廢棄物之外釋,申請者應提出載明下列事項之外釋計畫,報請主管機關核准後,始得為之:

1. 管理組織及權責。
2. 廢棄物之來源及特性。
3. 廢棄物之活度或比活度量測及分析方法。
4. 廢棄物之外釋方式及場所。
5. 品質保證方案。
6. 其他經主管機關公告之事項。

原能會放射性物料管理局(以下簡稱物管局)為順利推動本辦法,並確保廢棄物外釋安全,乃委託行政院原子能委員會核能研究所(以下簡稱核研所)進行相關量測與分析方法之深入研究,建立廢棄物量測程序,並草擬外釋計畫導則,供業者申請時之參考。

本計畫之執行可協助原能會推動一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋管理計畫,對於再生資源之運用有正面之意義,符合解除管限制值(clearance level)之放射性廢棄物,可作為一般事業廢棄物回收再利用或掩埋。不但可避免浪費社會資源,也可解決核能單位廢棄物的屯積問題,並且及早規劃除役後產生之廢棄物處理之問題。

2.計畫緣起

國際上，多數國家對輻射劑量極低微且又不影響人體健康之放射性廢棄物的管理，採用劑量及風險概念，作為法規訂定之基準，但實際作法則各不相同。部份國家(如德國、芬蘭)明訂外釋程序及解除管制標準，而多數國家如(美國)則設定劑量限值而採個案審查，但也有少數國家(如法國)設置極低微放射性廢棄物處置場管理。

在國內，物管局已於民國九十三年十二月二十九日公布實施本辦法，截至目前為止，業者(台灣電力公司三座核能電廠及核研所)在廠內貯存大量之極低微放射性廢棄物，極待主管機關擬定相關導則，以依循提出外釋計畫申請，通過主管機關審查，得以外釋。

3.執行方法與步驟

本計畫參考美國國家規範、國際規範之要求及國際極低微放射性廢棄物量測與分析之最新發展，並依據原能會本辦法之相關規定，進行導則之草擬及相關研究，以符合我國法規規定，並且能與國際接軌，在國際貿易不受到管制。

執行方法及進行步驟包括：(1)調查我國核能電廠極低微放射性廢棄物類別與數量；(2)依據國際極低活度量測技術規範要求，以及各國一定活度或比活度放射性廢棄物量測或分析分法之經驗與發展，進行量測與分析方法之分析與彙整，並建立廢棄物量測程序；(3)參考國際規範或其他國家處理極低微放射性廢棄物申請解除管制之文件與經驗，並依我國「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」第四條之要求，撰寫一定活度或比活度放射性廢棄物外釋計畫導則草案；(4)召開上述導則草案之審查溝通會，據以修訂上述導則草案，以供業者申請使用。

依據本計畫書之工作內容和時程規劃如附件一，如期完成我國核能電廠極低微放射性廢棄物類別與數量調查及一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則草案，召開導則草案之專家審查溝通會，並執行極低微放射性廢棄物量測或分析方法之國際發展分析及建立廢棄物量測程序這五項工作，執行情形扼要說明如表一。下面則針對這五項工作一一說明其執行主要成果：

3.1 一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則草案

本項工作參考極低微放射性廢棄物量測或分析方法之美國及國際規範、國際發展、各國外釋經驗及本國的執行能力，如期於九十四年七月完

成「每年外釋小於一公噸之一定活度或比活度以下固體放射性廢棄物(醫療固體廢棄物及學校研究固體廢棄物)之外釋計畫導則(草案)」，及「每年外釋超過一公噸之一定活度或比活度以下固體放射性廢棄物之外釋計畫導則(草案)」兩份放射性廢棄物外釋計畫導則草案初稿。前者係針對國內醫療及學校研究單位，考量其放射性廢棄物之量測設備與執行能力，對於每年外釋小於一公噸之一定活度或比活度以下固體放射性廢棄物，除了核種比活度分析方法外，亦可使用輻射劑量率儀器度量，但若廢棄物含有純阿伐、貝他核種，則須依核種之原使用量，說明殘留在廢棄物上核種比活度之推算方法。

3.2 召開導則草案之專家審查溝通會

上節所完成的兩份放射性廢棄物外釋計畫導則草案初稿，已數次與核研所、物管局及國內各大核醫科相關人員進行溝通，完成修訂，修訂後的放射性廢棄物外釋計畫導則草案如附件二。

另外，亦採用 E-mail 方式，內容如附件三，於十一月請台北榮總、台中榮總、高雄榮總、台大、三總、林口長庚、新光、高醫、成大、馬偕中山、和信、仁愛、彰化基督教、秀傳紀念、中山、及羅東博愛等國內十六家大醫院，針對「每年外釋小於一公噸之一定活度或比活度以下固體放射性廢棄物(醫療固體廢棄物及學校研究固體廢棄物)之外釋計畫導則(草案)」提供寶貴的建議，這些單位的連絡人、E-mail 地址及電話資料如附件四。

這十六個醫院對此放射性廢棄物外釋計畫導則草案並無意見，只有台中榮民總醫院及林口長庚紀念醫院兩家醫院，建議在此放射性廢棄物導則(草案)附件 B 醫療廢棄物解除管制表面劑量率之評估表中，增加 I-125 及 Co-57 放射性核種，因它們為放射免疫分析常用核種，如附件五。此建議

將可於物管局九十四年十月委託核研所之「醫療廢棄物外釋評估計畫」找到結果，該計畫係依據國內各醫療院所所產生固體放射性廢棄物之核種、活度、分類情形、收集方式、貯存及衰減到一定活度或比活度以下之處理狀況，評估於符合廢棄物管理辦法之活度或比活度規定限值時之表面劑量率，以及以度量包裝表面輻射劑量率取代核種比活度分析之可行性評估，研擬相關作業參考程序，以供管制單位參考。

另外，除了以 E-mail 請國內十六家大醫院，針對「每年外釋小於一公噸之一定活度或比活度以下固體放射性廢棄物(醫療固體廢棄物及學校研究固體廢棄物)之外釋計畫導則(草案)」提供寶貴的建議外；也與數家醫院之放射性廢棄物管理負責人電話連繫，討論此放射性廢棄物外釋導則(草案)。大家皆對內容無意見，然而他們希望由物管局主導，舉辦座談會，面對面雙向溝通執行之相關細節。針對此點建議，物管局最近將會召開座談會。而另一問題為台北榮總提出該醫院的每年的固體放射性廢棄物外釋超過一公噸，並且由物管局九十四年十月委託核研所之「醫療廢棄物外釋評估計畫」的調查結果，亦顯示國內有少數大醫院每年的固體放射性廢棄物外釋超過一公噸。針對此問題，物管局同意修正此放射性廢棄物外釋導則(草案)名稱，屆時醫院每年固體放射性廢棄物外釋超過一公噸以上，仍可適用此放射性廢棄物外釋導則(草案)

3.3 調查核電廠極低微放射性廢棄物類別與數量

本項工作主要係與我國核電廠合作，調查我國核電廠極低微放射性廢棄物類別與數量，調查結果如附件六，現核電廠仍繼續努力調查、彙整更新中。另外，亦收集日本、德國及比利時核電廠除役之廢棄物外釋量測經驗相關資料，分析、彙整如下：

3.3.1 日本 Tokai-1 核反應器

日本原子力公司(Japan Atomic Power Company,JAPCO)的 Tokai-1 核反應器(氣冷式反應器 GCS)於 1966 年開始商業運轉，於 1998 年停爐，用過燃料元件已在反應器停爐後從反應器爐心移走，且移至處理廠，2001 年 11 月開始除役。它是日本第一個除役的商業化核反應器，整個除役計畫規劃執行 17 年，分成三個階段，時程規劃如圖一。

所有拆除的廢棄物儘量回收使用，金屬類切割熔煉後製成產品；混凝土研磨成 40 μm 以下之微粒，做為掩埋用之砂礫；有毒物料(石棉)則熔解做道路之路基。就汽機拆除為案例，其拆除廢棄物之流向如表二，共有 7,509 噸，回收利用率為 98.4%。

估計產生廢棄物量為 192 000 噸，約 10 %為放射性廢棄物，其放射性廢棄物分成三類如表三。其中屬低放射性廢棄物者約 18.1 千噸，含 L1 1.6 千噸、L28.4 千噸及 L3 8.1 千噸。各類廢棄物比活度之限值如表四，其中解除管制水平係依據日本核子安全委員會(JNSC)1999 年公佈之資料。

第一階段與第二階段產生的放射性廢棄物相當少，儲存於 Tokai-1 核反應廠廠內已存在的儲存設施。日本核燃料公司(JNFL)已於 2001 年完成 Rokkasho 廠址之 L1 處置設施的初期廠址監測，現正進行詳細的場址監測及設施的基本設計。此設施不僅處置來自除役亦含核反應器運轉所產生的 L1 廢棄物。

3.3.2 德國

德國有幾座的核反應器已完全除役，並且其廠址改做其他用途。在過去二十年間，累積相當多的經驗，目前同時還有 16 座核反應器分別

處於不同階段的除役狀態。整個除役計畫相當複雜，依照德國的經驗，時程約需十年以上，請見圖二。

下面介紹德國 Greifswald、Gundremmingen 及 Wurgassen 三個核電廠除役之廢棄物外釋的處理經驗：

3.3.2.1 Greifswald 核電廠(KGR)

位於波羅的海前東德的 Greifswald 核電廠(KGR)共有八座核反應器(440 MW(e))，於 1995 年開始除役。據估計將產生 1 800 000 噸除役物質，其中大多數的放射性活度低於外釋限值，可依一般廢棄物處理、再利用。但仍有 570 000 噸為管制廢棄物。這 570 000 噸因污染程度可以區分為 A 無條件外釋、B 再利用、C 以一般廢棄物處理、D 貯存待衰變、E 核設施再利用及 F 以放射性廢棄物處置等六類。

自 1995 年開始除役至 2002 年 8 月為止，共計拆除物質 63 588 公噸。其中無條件外釋為 10 111 公噸，再利用 22 286 公噸，以一般廢棄物處理 12 191 公噸，限制於核設施使用 140 公噸，而以放射性廢棄物處理者僅佔全部拆除物質的 3 % 1 833 公噸，請見圖三。

由圖三可知，核反應器除役所產生的除役物質大部份皆可外釋，僅有少量當作放射性廢棄物處置。但任何自核設施外釋的物質，必須經過主管機關認可，而認可內容包含廢棄物外釋之外釋作業程序，圖四為德國採用的一般外釋作業程序：

- (1) 首先自物料內或表面取樣，確認污染核種與活度。
- (2) 評估取樣之分析結果，判定是否符合外釋限值？若除污費用太高或無法進行時，則以放射性廢棄物處置。
- (3) 若需要進一步處理，則應事先進行，將物料切割成可管理的小件。
- (4) 採取一次或數次除污，以移除附著的放射性核種。

- (5)一旦完成除污，必須再測量以證實低於外釋限值。接著業主必須按下列步驟進行：
- (A)向主管機關申請外釋許可。
 - (B)主管機關將針對該申請案進行審查，確認所採用的量測方法可行，並確保符合外釋限值的要求。
 - (C)若採用傳統垃圾掩埋方式外釋，則相關主管機關亦應參與。
 - (D)所有附加條件均執行後，主管機關發給外釋通告；業主依此通告，執行外釋量測，證實符合要求。
 - (E)主管機關或主管機關委託代檢之驗證機構進行抽樣檢查及驗證。
- (6)若確認符合外釋限值及所有附加條件，則該廢棄物不再受原子能法規管制，可再使用、回收或處置。
- (7)若無法證實符合外釋限值，則再執行除污。程序又將回到步驟(4)。
- (8)若除污仍然未低於外釋限值時，則該廢棄物以放射性廢棄物處置。

3.3.2.2 Gundremmingen 核電廠

Gundremmingen 是個擁有三個 BWR 反應器的核電廠，其中兩個核反應器為 Siemens KWU BWR-type 72，每個的電力為 1344 MW(e)，自 1984 年開始運轉。同時它亦有一個老的核反應器 KRB A，其電力為 250 MW(e)。KRB A 是德國第一個商業反應器，11 年運轉後，因意外事件而於 1977 年停爐。1983 年開始除役，現已在最後的階段。

核反應器除役不僅包括系統如管路、泵、閥等等的移除，同時亦含大量污染混凝土、結構物如牆、泵基座、屏蔽及其他混凝土結構物

的移除，建築物拆除前將產生第一次混凝土廢棄物。混凝土碎石含不同大小及不規則幾何的物件，如此物件無法以一個合理標準的表面污染量測(對不規則幾何的計測時間變長)，由於缺校正參數，總加馬量測是不可能的。而對於電纜污染量測也有同樣的問題必須解決。因此，針對這些問題。採用水泥碎石，降低其大小為直徑幾 cm 的物件，此保證裝填於 200 L 桶能夠量測。此外，使用切碎機降低金屬電纜的大小。

電纜的再處理

74 %金屬電纜外釋，8 %的絕緣體以填地處置，僅有 18 %的金屬電纜以污染廢棄物處置，如圖五。

混凝土的處理

混凝土的粒徑必須降低，使得可以以總加馬量測系統量測。使用混凝土碎石機碎裂污染程度大於 $30 \text{ Bq} \cdot \text{g}^{-1}$ 的廢棄物碎石成小物件，其裝置如圖六。

廢棄物碎石經由傳送帶填入機器，其他物質如鐵金屬能被偵測捕捉移走。帶有破壞齒的兩個滾筒降低物件的大小至量測的需求，分離在此過程產生的灰塵並收集於標準的 200 L 桶，而小顆粒狀直徑幾 cm 的水泥另外收集至其他的 200 L 桶，隨後執行外釋量測。

在 Gundremmingen KRB 使用下列兩個方法，實施外釋量測：

- 使用商業氣體充填大面積偵檢器，執行 100 %表面量測。
- 使用液體閃爍總加馬計測系統或核種量測之純鍍偵檢器，量測如壓碎混凝土、表面無到達到之電纜等物件。

3.3.2.3 Wurgassen 核電廠除役

Wurgassen核反應器於1997年4月得到主管機關批准除役：

種類： BWR

容量：	670 MW 電力
運轉：	自 1971 年
電力輸出：	72.9×10^9 kWh
停爐：	1995 春天
除役許可：	1997 春天
除役時間之估計：	10~12 年
除役量：	約 150 000 Mg
所有的外釋量測：	10 Mg/d(in phase 1)
外釋物質：	約 96 %

由於大量除役物質，購置 RADOS RTM644 全量加馬量測系統，此系統為 500 L 廢料桶設計。1997 年 4 月開始運作，直到 1997 年底量測約 2000 Mg 廢料，廢棄物裝在 $100 \times 120 \times 80$ cm³ 金屬箱或 400 L 桶量測。

RADOS RTM644 系統是個可移動系統。外釋量測腔為 4π 幾何，且有 75 mm 半球型鉛屏蔽，使用 24 個大面積本身閃爍之塑膠閃爍體做總加馬量測。每個偵檢器獨立控制，藉著串級數據網路連接至中心計算機，偵檢器的電子訊號自動監測。靈敏度優於 300 Bq (Co-60 計測 30 s)

前 18 個月約 2000 Mg 廢棄物物質以外釋量測站量測。對於金屬廢棄物物質，無條件外釋的標準為：以 100 kg 物質平均，其質量比活度小於 $0.1 \text{ Bq} \cdot \text{g}^{-1}$ ；或以表面 2 m^2 大小平均，其表面比活度小於 $0.5 \text{ Bq} \cdot \text{cm}^{-2}$ 。

第一次進行 530 Mg 金屬廢棄物的量測，共執行 2009 個別量測，容器的平均質量為 264 kg。所有量測的 97 % 中，低於 $0.1 \text{ Bq} \cdot \text{g}^{-1}$ 佔 50 % 以上，其平均質量為 100 kg；而高於限值 80 % 以上的少於 0.5 %。若量測批次的質量小於 100 kg，則取實際質量平均。截至目前為止，2000 噸中有 80 噸物質獲官方許可再循環。

3.3.3 比利時 BR3 反應器

比利時 BR3 是個小型的 10 MW(e) PWR 反應器，25 年運轉後於 1987 年停爐。它是歐盟四個尖端核設施除役研究計畫之一，此除役計畫於 1989 年開始，於 1991 年進行主環路的整個系統除役，同年第一個高活度 5.4 噸內部屏蔽被拆除，接著重要的步驟為 28 000 kg 的反應器壓力槽切除。在除役過程中減少放射性廢料產生及拆除物質的外釋是計畫的主要目標。

核反應器除役會產生大量的物質，不僅是拆除本身的原始物質，同樣二次物質如工具、儀器、除污與拆除新硬體等等亦會產生。其中來自拆除的主要原始固體物質有：

- 可燃廢棄物。
- 低-高階大量金屬廢棄物，比如反應器內部、反應器壓力槽、原始泵、貯水池、閥、結構物等等。
- 來自輕微活化或污染之平板、地面、屏蔽牆、房間牆之大量混凝土廢棄物。
- 來自被活化之活化或污染之混凝土和磚塊、高壓縮碎石。
- 沈澱於貯水池及污水坑之爛泥。
- 各種不同之非金屬高壓縮物質如非導體、石棉。
- 特殊廢棄物如污染鉛磚及屏蔽。

這些除役物質主要以下列三種方式撤離廠址：

- 傳統並以工業廢棄物或工業再循環物質處理，如交流發電機、第三期環路、管制區外的儀器。
- 以放射性廢棄物處理，如無法以技術或經濟除污之活化或高污染物質。

- 原當作放射性物質但經改變其放射性以解除管制無條件外釋、溶化後解除管制或在核工業再循環，如污染管路、貯存池、泵。結構儀器、污染水泥等等。

不以放射性廢棄物處置的另外二種處置途徑為：

- 在核能界循環再利用。
- 解除管制及在傳統工業再循環，或當工業廢棄物處置。

對於在核能界再循環，SCK-CEN 有些經驗，如下：

(1)金屬放射性物質的再循環

低放射性物質經溶化能製成屏蔽磚、放射性廢棄物容器在核能界使用。SCK-CEN 與美國 GTS-Duratek 協定，再循環物質當作 DOE 設施的屏蔽使用，截至目前為止已使用 26 噸來自極低污染或活化部份的不銹鋼。

(2)混凝土放射性物質的再循環

反應壓力槽及補給燃料池周圍之活化生物屏蔽的拆除會產生 650 噸輕微活化的廢棄物，主要的活化核種為 Ba-133、Eu-154 及 Co-60，活化活度小於 100 Bq.g^{-1} 。建築工業(CSTC/WTCB 建築工業科學中心)進行廢棄物再使用的研究。

(3)放射性物質的解除管制

放射性物質需要結合下列幾個因素才能成功地解除管制：

- 程序與良好的解除管制標準定義—對於 BR3 反應器除役仍採用個案處理。
- 物質拆除後的嚴格執行處理與特性分析行動。
- 物質追溯性之每一步驟的保證，透過強力的品質保證計畫達成。

3.3.3.1 解除管制過程

許多程序能用來解除管制物質：

- 核熔鑄廠的熔化
- 不須特定處理的解除管制
- 人為除污：簡單的清洗技術
- 費力化學過程除污
- 水泥除污

解除管制的物質特性仍是個困難的主題，不需溶化之解除管制有：

- 簡單幾何之物質，使用手提貝他監測器 100 % 表面量測。
- 均勻物質如混凝土碎石僅有體積或質量量測可行，其取決不僅依量測水平，亦依物件來源、它的歷史及最後目的(當碎石物質再循環或工業廢棄物處置)而定。
- 複雜幾何及或不均勻物質(內部污染管路、泵、閥)的問題是如何證明他們的活度水平低於現行的解除管制標準。

除役時不僅加馬放射核種重要如 Cs-137、Co-60，同時亦存在阿伐污染造成量測問題。對於廢棄物管理之難測核種的測定是非常重要的，亦即核種很難量測(比如 Ni-63、Ni-59、Sr-90、Nb-94、Cl-36、H-3 等等純貝它核種及 Am-241、Pu 及 U 同位素阿伐核種)，由於他們的長半化期及特別毒性，因此是個長期問題。

廢棄物難測核種的測定是個困難的工作，有許多漸近的方法如下：

- 中子活化計算
- 活化及或污染試樣的輻射化學量測

它的目的是對特定的一組物質估計其難測核種對易測核種的比例，此方法稱為核種向量(nuclide vector)。表五為一個與原始水接觸物件之核種向量分析案例。

3.3.3.2 極低活度量測之主要儀器和方法

可使用

- 表面污染量測

- 手提監測器

- 體積量測

- HpGe 能譜偵檢器：Q2-220 l 廢棄物桶

- NaI(Tl)能譜偵檢器：採用 Q2

- NaI(Tl)模組多用途能譜儀或 HpGe 偵檢器：Naospecs、Isocs

- 閃爍偵檢器之全量加馬計數

量測程序如下：

- 手提偵檢器：易量測物質，100 %表面量測，在送除污之前間隔最大三個月內量測兩次。

- 均勻物質：200 L 桶之 Q2 能譜量測。

- 不均勻物質：二種可能

- 物質送去核熔鑄廠，以更進一步除污及量測更確實，假設均勻。

- 結合下列兩種量測：

- 個別物件或小批次(200 L 桶的 1/10)之閃爍偵檢器全量加馬計測。

- Q2 能譜儀之特定個別加馬核種測定。

總加馬計測系統的測試

此系統用來量測從不拆除及除污過程產生的小批次或各別物件，目的是想快速知道這些物質是否可外釋，它的限制為：

- 量測系統必須設置於除污設施的附近，以能立即量測並立即採取正確的行動。若量測結果超過外釋限值，決策者決定此物質的新路徑--第二次化學除污、熔化再使用，或熔化外釋。如何決定取決於殘餘污染的量測、幾何及物質種類。此決策亦考量第二次處理之外釋成本。
- 量測系統應接近除污單元，且有屏蔽以避免高背景的影響。
- 偵測低限要夠低，符合法規要求。
- 大多數切割物件的長度介於 60~80 cm，且重量小於 60 kg。
- 量測時間儘量縮短，目標為 1 min 的量測，每小時量測 300-400 kg。
- 須能知道物質的質量以得到 $\text{Bq}\cdot\text{g}^{-1}$ 。

不同的外釋量測系統建議為：

- 4π 塑膠閃爍腔
 - 六個偵檢器之緊密腔
 - 鉛屏蔽
 - 自動或手動門
- 含或不含 CCM 技術(鈷符合方法)之塑膠偵檢器洞穴系統
 - 四個偵檢器之開放腔
 - CCM 技術無需鉛屏蔽
- CCM 技術之 4π 塑膠閃爍腔
 - 六個偵檢器之緊密腔
 - 鉛屏蔽
 - 自動或手動門

最後選擇有屏蔽之 CCM 技術 4π 塑膠閃爍系統，在有屏蔽及幾何效應可控制之下，Cs-130 及 Co-60 的偵測低限可低至 75-110 Bg。

不選擇洞穴系統，係因避免背景變動的任何影響；而不選擇無屏蔽之 CCM 技術 4π 塑膠閃爍系統，係因需要量測的物件主要受 Cs-137 污染。

3.3.3.3 BR3 反應器除役的外釋數據

1. 溶化之外釋

有些拆除物質的污染非常低很難量測，或不均勻污染，將這些物質送至核鑄造廠溶化有許多優點：

- 藉揮發某些核種(如 Cs-137)或轉移至溶渣(如重核種如阿伐發射)，將金屬除污。
- 將活化金屬視為均勻，可準確測定放射性核種含量。
- 二次廢棄物(灰塵、溶渣)的量相當低。

此經驗已應用於 Belgium 的拆除廢棄物。

2. 不須特別處理之外釋

有些物質能立即外釋，截至目前已有 94 噸能無條件外釋，且送往廢金屬工業(50 噸)及混凝土建造工業(44 噸)。

外釋約 3 噸(24.4 m^3)含有絕緣物質之石棉，此廢棄物有條件且以有害物質在許可處置場處置。

3. 清洗之人為除污之外釋

表面輕微灰塵污染物質以人為清洗，而貯存池的拆除物件使用一些清潔劑清洗後可外釋。截至目前已有 60 噸外釋，15 噸金屬送金屬工業，45 噸水泥送製造工業。

4. 濕研磨除污之外釋

油漆、銹或不銹鋼物件的污染較高，高至 1000 Bq. cm^{-2} ，不能以簡單的清洗外釋，須採用磨蝕去污技術。此技術的限制為應

用於簡單幾何條件的物件，因為磨蝕噴器要能達到整個表面。

截至目前已有 21 噸物質在 ZOE 單位被處理。一般約 10~20 % 物質無法外釋由於除污困難或地點不易量測。物質若無法除污則送往核熔鑄廠溶化以外釋。

污染的鉛磚很容易以濕研磨除污。

5. 化學除污之解除管制外釋

碳鋼或不銹鋼物件的污染相當高，高至 $20,000 \text{ Bq. g}^{-1}$ 以上，以化學除污。對於不銹鋼之化學除污，SCK-CEN 發展 MEDOC 方法。

截至目前處理 3.5 噸，其中手提偵檢器表面偵測外釋 1.5 t。對大多數物件，外釋量測為一個個物件或 20 kg 小批次的總加馬全量計測，然後再 250 kg 批次之 Q2 加馬能譜量測之組合。

6. 混凝土的外釋

置於反應器壓力槽上方之再補給燃料池的 28 塊反彈重混凝土厚板全被污染，某些被活化。其中 22 塊厚板 247 噸以千斤頂鐵槌削減略加整修除污，處理後，207 噸無條件外釋，且送至混凝土製造工業再循環利用，另 42 噸仍輕微活化需處理。有污染或疑有污染混凝土以電纜鋸或鑽石鋸切割產生的爛泥以 Q2 系統量測乾爛泥無污染後外釋。

3.4 極低微放射性廢棄物量測或分析方法之國際發展分析

本項工作的執行係依據所收集的相關資料，分析、彙整放射性廢棄物外釋量測的設備與技術、商業化及研究產品，及設備技術應用情形，結果說明如下：

3.4.1 外釋之固體物質的物理性質

廢棄物擬外釋，依原子能委員會放射性物料管理局之「一定活度或

比活度以下放射性廢棄物管理辦法」第三條規定，一定活度或比活度以下廢棄物之活度或比活度符合該辦法附表之規定者，依該辦法第四條規定向主管機關提出外釋計畫，報請主管機關核准後，始得外釋。而如何證明該廢棄物的活度或比活度符合該辦法附表之規定，則依賴廢棄物的量測及分析結果，但要做好其量測與分析，獲得主管機關的認可，事先則必須做好廢棄物的分類，並選擇適合的量測設備及技術，因此本節說明外釋之固體物質的物理性質，以供業者擬規劃廢棄物外釋設計之參考。

外釋固體物質的物理性質，如物質大小和物質組成(或均勻度)，會影響它的處理方式和外釋偵檢方法的選擇。例如大的金屬物件能夠使用傳統手提檢驗儀器偵檢；然而，由許多小的規則物質組成的小固體物質，如花生米大小之銅，反而是最好處理，亦直接使用傳統偵檢監測器或全量偵檢儀偵檢，作大量物質外釋。相較之下，混凝土水泥的外釋是取代表性樣品在實驗室分析，而水泥板則可能使用大面積氣體比例偵檢器表面掃描外釋。

因此，外釋固體物質可能是由(1)許多小的規則物件；(2)個別、大的儀器及金屬物件；或(3)安裝於架上之大小物件及物質(也許切割 10~100 管路物件、風扇葉片等等)組成。圖七~圖十二為典型之外釋固體物質例子。

固體物質可經熔化、砍、切等前處理變成均勻，使得偵檢更容易。例如銅線能以手提偵檢儀器偵檢，但假如它能砍成小的物件，則能更有效使用輸送帶式監測器(conveyorized survey monitor, CSM)偵檢。同樣地物質處理可能包括爆破成碎石、熔化..等技術，能使物質均勻且降低污染的可能性。

下面提供一些固體物質外釋之偵檢設計的例子。每一個固體物質以它的組成、重量、物質偵檢單元大小及無法到達區域比率之估計來說明。

(1) 混凝土碎石

由來自建築物和結構破壞像固體堅硬之壓碎混凝土組成，其鋼筋已從混凝土碎石移走。主要的評估技術是以統計方法來決定代表性樣品數目，再送實驗室進行分析、做表面掃描偵檢或使用 CSM。此偵檢單元假設沒有無法到達區域。

(2) 混凝土板

主要的評估技術為表面活度量測，可能配合統計方法決定量測數目及表面掃描。此偵檢單元假設沒有無法到達區域，且僅有表面污染。假如疑有內部污染，則需有其他解除管制偵檢技術以提供保證，比如鑽取混凝土核心試樣。

(3) 小的鑽孔管路(直徑小於 6 cm)

來自管路及電子導管，假設切成 1.2 m~1.8 m 長度，且傳統偵檢儀器無法達到管路內部。若管路內部非常不可能被污染，則主要評估技術是使用管路外部之表面活度量測及管路內部的一些擦拭及表面掃描。若管路內部有污染，則管路必須切割打開或使用特別偵檢儀器；同樣它可能使用 CSM 或現場加馬能譜儀評估切割的管路。每個偵檢單元的管路內部及外部表面面積為 17 m²(以管路直徑 6 cm 及長度 1.5 m 評估)。

(4) 大的鑽孔管路(直徑大於 6 cm)

來自管路及電子導管，假設切成 1.2m~1.8 m 長度，且傳統偵檢儀器可以達到管路內部，因此此偵檢單元假設沒有無法到達區域。主要評估技術是管路內部及外部的表面活度量測及表面掃描。每個偵檢單元之管路內部及外部的表面面積為 72 m²(以管路直徑為 30 cm、長度為 1.5 m 評估)。

(5) 結構鋼

由能安裝於集裝架之標準規格的鋼組成(長度 1.2 m~1.8 m)。結構鋼可能由 I 形金屬桁樑、結構構件、底板、通風管、槽及其他容器組成。此偵檢單元假設沒有無法到達區域。主要的評估技術是表面活度量測和以統計方法，來決定量測數目及表面掃描，而全量偵檢解除管制技術同樣也可能有用。

(6)銅線

由導體和非導體線(0.6 cm 或更長)銅線圈及匯流棒組成。假設銅量的重量為 0.75 噸，主要評估技術是表面活度量測和以統計方法，來決定量測數目及表面掃描，而全量偵檢解除管制技術同樣也可能有用。此偵檢單元假設沒有無法到達區域。

(7)銅錠(大量)(copper ingots(bulk))

由減少銅及錠大小之物件組成。主要的評估技術是以統計方法決定代表性樣品數目，再進行實驗室分析、做表面掃描或使用 CSM。此偵檢單元假設沒有無法到達區域。

(8)土壤

包括由細小分離的網狀物像土壤之物質組成。主要評估技術是以統計方法決定代表試樣數目，再進行實驗室分析及做表面掃描；至於其他解除管制檢驗技術亦使用，包括使用 CSM 或全量偵檢技術。此偵檢單元假設沒有無法到達區域。

(9)再使用的大物件

包括變壓器、特殊儀器(如車床)、電子儀表及其他全套系統。這些物質假設需要一些拆卸使得能進入內部，但必須考量這些物件功能價值的事實，所以切割通常並不是最佳的選擇。大物件的一般重量為 1.5 噸，主要評估技術是表面活度量測和以統計方法決定量測數目和做表面掃描，而全量偵檢解除管制技術於大物件再使用之評估可能也有用。

(10)廢金屬堆

由許多常見組態之金屬混合組成。可能需要依尺寸排列並安裝於架上，在架上的物質重量假設為 1 噸。主要評估技術為表面活度量測和以統計方法決定量測數目和做表面掃描，而全量偵檢解除管制技術同樣也證明可能有用。廢金屬堆的總表面面積假設約 10 m²。此偵檢單元假設沒有無法到達區域。

(11)片段儀器和再使用的小物件

包括小的泵、馬達、手工具、功率工具及支架。這些物質通常和外釋作業相關連，且假設需要一些拆卸才得以進入內部表面，物質在架上的重量假設為 1.5 噸。主要的評估技術是表面活度量測和以統計方法決定量測數目和做表面掃描，而全量偵檢和 CSM 外釋技術也可能使用於儀器的外釋量測。

應以數據品質目標(data quality objectives, DQO)程序、物質性質、所選擇之外釋的偵檢技術及物質污染的可能，考量偵檢單元大小(相等於批次大小)，可參考表六所提供典型偵檢單元大小。

3.4.2 外釋之偵測方法

了解外釋固體物質的物理性質後，接下來則應選擇適宜的量測設備與方法，因此本節介紹所有應用於廢棄物外釋量測的偵檢儀器與技術。

廢棄物外釋之偵測方法的選擇依廢棄物的特性、污染性質、所要偵測輻射能力與能提供的偵測儀器而定。以下分成四類來說明：

- (1)使用傳統儀器的偵測方法
- (2)輸送帶式監測器(CSM)掃描偵測
- (3)全量偵檢
- (4)實驗分析方法

3.4.2.1 使用傳統儀器的偵測方法

使用傳統儀器的偵測方法一般分成三類：(1)掃描；(2)表面活度的直接量測及(3)擦拭及各式各樣的取樣。

所要考量的偵測儀器參數包括計測時間(對表面活度的直接量測)、背景水平及偵測效率，以決定其最低可測濃度(minimum detectable concentration, MDC)是否低於外釋限值，以明確地決定廢棄物是否可外釋。

典型的偵測儀器包括氣體比例計數器、蓋革計數器、硫化鋅(ZnS)及碘化鈉(NaI)閃爍偵檢器。

使用傳統儀器之外釋偵測設計

傳統偵測應用包括(1)只有掃描；(2)掃描及直接量測及(3)統計基礎之取樣。

(1)只有掃描

偵測儀器的掃描靈敏度夠低，即掃描 MDC 必須小於導出濃度指引水平(derived concentration guideline level, DCGLs)，以及掃描儀器能自動記錄偵測結果，當這二個條件滿足時，這個偵測方法才適用於外釋固體廢棄物之量測。

掃描範圍依物質等級而定。第一級物質應 100%掃描表面，第二級物質 50%~100%，而第三級物質 10%~50%。且物質偵測單元的大小同樣也為物質等級的函數，即第一級偵測單元的物質質量應小於第二級或第三級偵測單元。

註：所有固體物質能分成二類—非影響與影響，非影響固體物質依歷史過程為無污染存在，而影響物質依運作及了解過程可能存在一些污染。影響

物質又可進一步依已知的污染水平或可能污染程度分成三級。第一級物質為依已知的污染水平(依以前的偵檢)或可能污染程度(依了解過程)的污染水平超過外釋限值；第二級物質為污染可能存在或已知有污染，但其污染水平不太可能超過外釋限值；第三級物質為不可能有污染，或依其已知的污染水平(依以前的偵檢)或可能污染程度(依了解過程)之污染水平僅為外釋限值的一小部份。

(2)掃描及直接量測(及取樣)

若有足夠的掃描靈敏度(即掃描 MDC 小於 DCGLs)，則這個解除管制的偵測方法可行；但若掃描儀器無法自動記錄掃描結果，則須執行一些直接量測(或取樣)，以記錄掃描結果。這些量測數目應使用 DQO 程序求得，也可能使用統計基礎之取樣設計求得。

同樣掃描範圍仍需依物質等級而定。第一級物質應 100% 掃描表面，第二級物質 50%~100%，而第三級物質 10%~50%。且物質偵測單元的大小同樣也為物質等級的函數，即第一級偵測單元的物質量應小於第二級或第三級偵測單元。

(3)統計基礎之取樣

在偵測儀器的掃描靈敏度太大之情況(即掃描 MDC 大於 DCGLs)，掃描沒有能力證明符合外釋限值，因此必須以統計試樣的大小設計傳統外釋偵測。但仍然執行掃描，以找出可能超過掃描 MDC 的污染，而落於 DCGLs 及掃描 MDC 之間的污染區域可能無法偵測到。掃描範圍應以物質等級區分，仍依三級處理如上所述。

在大多數的例子，建議使用於 MARRSSIM 的統計試驗，且為了同樣的理由，選擇 Sign test 及 Wilcoxon Rank Sum(WRS) test 的標準是相同的。當放射性核種不存在背景中(或它的背景濃度可忽略)，且量測特定放射性核種時，一般使用 Sign test；否則使用 WRS test。

3.4.2.2 自動掃描偵測(CSM)

對於大量物質之外釋量測，CSM 特別適合。利用輸送帶式傳送系統，移動物質通過輻射偵檢器。一般是使用 NaI 晶體偵測加馬，薄窗比例計數器偵測貝他。

1. 設備

典型的輸送帶式監測器包括監測傳送器、組合的偵檢器、量測的電子裝置及自動數據收集系統。監測器亦可能包括分開的單獨路線，使得疑有污染的物質送往另一目的地，與非污染(或外釋)的物質分開。

此系統最重要的部份為偵檢器，通常使用閃爍偵檢器比如 NaI 或塑膠閃爍偵檢器，作加馬發射放射性核種之全量掃描，因為其偵測效率高及價格便宜，才使他們成為 CSM 全量加馬量測應用的選擇。然而對於複雜能譜的定量量測，他們不是最好的選擇，此時應選擇固態加馬射線偵檢器如高純度鍺(HpGe)偵檢器，因為其分析能力較佳，但相當貴且較需維護。

另外，量測大量物質所發射之貝他放射性核種也可行，依所發射的放射性核種、物質種類及外釋限值而定。薄窗氣體之偵檢器比如氣體比例及蓋革偵檢器及薄窗閃爍偵檢器，皆可量測貝他；但最可能的候選是薄窗之大面積氣體流動比例偵檢器，而大面積密封比例及 GM 偵檢器同樣也很好。

貝他偵檢器的表面面積及窗厚度是影響偵檢效率最重要的設計參數。理想上希望由許多小面積的偵檢器組成，能偵檢到每一個部份，且背景也低，這將是較貴的選擇。故實際的系統是應用中型的薄窗偵檢器，每個偵檢器的靈敏面積約為 $100\text{ cm}^2\sim 500\text{ cm}^2$ 。

2. 偵測靈敏度

偵檢器及支援電子部份的選擇是整個系統性能的關鍵，其他的考量包括偵檢器的數目與位置，以及物質經過偵檢器靈敏區域的速度。

輻射偵檢組合的信號對背景比值與偵檢器數目的平方成正比。而由於距離平方關係，使得位置也是個重要的因子，特別是對貝他發射的量測，中間的空氣會有衰減作用，但對加馬偵檢器較無影響。必須將貝他量測偵檢器儘量靠近所要監測的物質，如同可攜式偵檢器，須注意避免尖突物質通過時，會對易受損的偵檢器造成傷害。

輸送帶速度對 CSM 的量測能力有很大的影響，偵檢中小區域之偵檢器靈敏度，大約與所要觀察監測物質通過偵檢器的時間平方成正比。換句話，輸送帶設備移動的速度愈慢，則偵檢器偵檢小區域的靈敏度愈高。但有趣的是對真正均勻分佈物質連續移動之偵檢，其輸送帶速度對偵檢器靈敏度無影響，因為放射性在整個物質是完全相同的。然而事實上，物質通常是非均勻分佈的，因此當設計掃描的規劃時，須考量此對偵檢小區域之偵檢器靈敏度的影響。

3. CSM 檢驗設計考量

輸送帶式監測器是期望能配合其他偵檢方法，使用於大量物質之外釋量測。此相當重的設施主要設計作為掃描的應用，然而它可能結合一些互補的偵檢以構成控制規則，例子包括結合不同的偵檢器種類、掃描及靜態量測模式。基於不同的量測結果之結合，給予決定。最後希望 CSM 能改進自動掃描程序，以取代手提儀器。

3.4.2.3 全量檢驗

相對於使用各別取樣與量測以分析濃度之取樣與直接量測，全量方法是分析整個固體物質。使用全量分析方法的儀器例子有現場加馬能譜系統、桶(drum)及箱型(box)計數器、工具(tool)與袋子(bag)偵測器及可攜式偵測器。

全量偵檢可用來證明整個物質偵檢單元的平均濃度水平，且也可用於量測個別試樣的濃度。當用於整個物質偵檢單元的量測時，這個偵檢方法非常適合沒有小區域高濃度放射性存在的固體物質偵檢(即第二或三級固體物質之偵檢)。

當小區域高濃度放射性可能出現時(即第一級固體物質)，他們對平均濃度水平的影響，應在全量偵檢之校正與效率測定時應適當的強調。另一則為當小區域高濃度放射性的問題須考量時，則配合濃度升高位置之直接輻射的傳統掃描。

當應用全量偵檢時，固體物質的分級、偵檢單元大小與試樣大小的差異非常重要。

1. 現場加馬能譜儀

對於特別複雜幾何條件及一些表面無法到達之固體物質的外釋量測，現場加馬能譜儀(In situ gamma spectrometry, ISGS)量測是個很好的選擇。

(1) 設備

ISGS 系統典型由半導體偵檢器、脈衝放大器與脈衝高度分析儀電子組件、數據收集與分析之計算機系統及可攜式低溫恒溫器組成。最常使用的偵檢器是純鍺(high-purity germanium, HpGe)半導體，但其他正在發展的室溫偵檢器也可用。

(2) 靈敏度

ISGS 系統用來定量加馬射線發射放射性核種的比活度，它的量測靈敏度需考量偵檢器的固有效率、放射性核種加馬射線能量與豐度比、背景(包括屏蔽及準直儀之背景)、計測時間及幾何條件等因素。

(3) ISGS 量測考量

若物質均勻分佈，則一次量測即可；若物質非均勻分佈，則需執行不同 ISGS 量測，以求更準確的平均濃度。一個方法是在圍繞物質不同角度執行多個量測(即四個面)；另一個方法即最普遍使用在量測時轉動物質的桶計測法。

2. 體積計測器

不同設計的體積計測器，可以用來定表面活度和總活度的量。體積計測器通常設計為特別的計數應用，包括計測腔、偵檢器組合及分析之電子套組。

計測腔是依量測應用設計，其大小決定量測的物質種類或系統容器，體積範圍從小物件至大的運送容器。依應用使用的不同，偵檢器包括氣體比例、塑膠及 NaI 閃爍體、HpGe 半導體、長射程阿伐偵檢組合系統。阿伐及或貝他表面活度定量使用氣體比例及塑膠閃爍體偵檢器或長射程阿伐偵檢器，而體積加馬放射性定量使用塑膠及 NaI 閃爍體與 HpGe 半導體偵檢器。

通常使用已知活度之標準包裝或適當之幾何射源校正，屏蔽組合用來降低背景以增加信號對雜訊比。

應用體積計測器的考量與上面所提到每一個偵檢器的個別應用無很大的差別，例如氣體比例偵檢器需要可代表放射性之校正射源校正，而 ISGS 應用的考量與使用 HpGe 偵檢器之體積計測相同。

3. 可攜式監測器

可攜式偵檢器最普遍的例子是通過(track)或軌道卡車(rail car)廢金屬輻射偵測系統。這些使用大面積塑膠閃爍偵檢器偵檢廢金屬的放射性，係與周圍背景加馬的微小變動，偵檢鑑定出放射性。

3.4.2.4 實驗分析方法

實驗室分析能提供最低偵檢水平的最佳準確度與精密度。例如誘導結合電漿質譜儀(inductively coupled plasma mass spectrometer, ICP-MS)能偵檢至 ppb 水平，並且不像 ISGS 及全量量測有校正苦惱的問題(即產生或得到需要發展的參考物質或校正驗證)。

1. 代表性取樣及實驗室分析

量測放射性之實驗室方法涵蓋的技術範圍很廣，很難有個可接受的標準方法。然而收集的樣品通常需被破壞(加馬能譜分析例外)，改變其物理與化學性質，然後加入追蹤劑於樣品純化或化學分離，使得計測效率更好。因此耗時且成本高。

2. 取樣收集

樣品的收集應說明樣品的數目及取樣位置，更進一步樣品收集的數目及取樣位置，應採用 DQO 程序。

3. 試樣準備

大多數樣品收集後無法直接分析，需要轉變成可分析的適當形式。量測的輻射種類及能量決定最後的形式，例如樣品含有阿伐或低能貝他則有自吸收問題，因此樣品的形式要儘可能的薄，更重要的假如干擾存在則可能需要化學純化。而加馬射線分析樣品通常很少需要準備，例如土壤樣品通常只有乾燥及均勻。

3.4.3 商業化與研究報告之外釋量測設備

目前已經有許多國家的反應器已停止運轉並且完成除役，尚有許多反應器正在進行除役或規劃中，為了除役活動所產生之放射性廢棄物的量測需求，儀器廠商已發展許多特殊偵檢系統，其目的是確保外釋廢棄物的放射性含量符合外釋限值。因此本節就區分(1)傳統輻射偵檢器、(2)傳統場偵檢儀器、(3)特殊儀器這三類，來說明外釋量測之各種偵檢器、偵檢系統性質、其應用及商業化產品。

3.4.3.1 傳統輻射偵檢器

傳統輻射偵檢器大致可分成下列三類：

- 充氣式比例計數器與蓋革偵檢器，氣體比例偵檢器有二種基本種類：密封系統與氣體流動比例系統。
- 閃爍偵檢器可能為有機(如塑膠)或無機(如硫化鋅及碘化鈉)。
- 固態偵檢器包括純鍺偵檢器及碲化鋅鎘(CZT)。

性質彙整於表七，其 MDC 的計算請參考 NUREC-1507。

傳統場偵檢儀器典型皆為小型可攜式的系統，為上述偵檢器之一與電子數據收集結合。其偵檢輻射種類和其性質如表八。

3.4.3.2 特殊儀器

本節針對一些應用於外釋量測之特殊儀器的性質作些扼要說明，分成一般偵檢器及特別偵檢系統應用兩方面。

1. 一般偵檢器

(1)阿伐軌跡偵檢器

阿伐軌跡偵檢器是個被動積分偵檢器，用來量測平坦表面如混凝土、金屬及木頭之總阿伐表面污染，也可用來測定土壤

活度水平。提供總阿伐量測，對貝他與加馬輻射無反應，標準偵檢器大小為 2 cm^2 。

量測時間 1、8 及 48 h 的表面污染靈敏度各是 $0.03 \text{ Bq}\cdot\text{cm}^{-2}$ 、 $0.005 \text{ Bq}\cdot\text{cm}^{-2}$ 及 $0.002 \text{ Bq}\cdot\text{cm}^{-2}$ 。而量測時間 1、8 及 96 h 對土壤污染的靈敏度各是 $11 \text{ Bq}\cdot\text{g}^{-1}$ 、 $3.7 \text{ Bq}\cdot\text{g}^{-1}$ 及 $0.7 \text{ Bq}\cdot\text{g}^{-1}$ 。阿伐軌跡偵檢器亦可應用於管路及儀器內部的量測。

阿伐軌跡偵檢器較傳統偵檢儀器的優點為(A)塑膠能製造成各種形狀與大小，使得容易至偵測地點偵測；(B)偵檢為被動無電子失效問題；(C)價格便宜且堅固耐用；(D)對貝他或加馬輻射無反應。

缺點為(A)蝕刻與計數必須由賣主執行，需一段時間；(B)量測表面必須無灰塵、髒、水、油或其他物質，否則將衰減阿伐發射；(C)塑膠對刮掉、磨損、油、汗及氬靈敏；(D)量測表面必須相當平坦。

(2) 電子式游離腔

電子式游離腔(electret ion chamber, EIC)是個由電子傳導塑膠組成的被動積分游離腔。電子式游離腔傳統應用於量測住家與辦公室之空氣中的氬濃度，但也應用於阿伐與低能貝他表面污染、阿伐土壤濃度、管路內部阿伐濃度定量、加馬劑量量測。

A. 阿伐表面量測

美國橡樹嶺國家實驗室(Oak Ridge National Laboratory, ORNL)發展 RA010 程序，於 1994 年使用 Rad Elec' s E-PERM 阿伐輻射監測器於除污與除役計畫。

B. 阿伐土壤量測

Meyer et al, 1995 年說明使用 EICs 於現場土壤阿伐污

染量測，使用 50 cm³ EIC，其偵檢大小為 50 cm³ 及 180 cm³，則量測時間為 6 h、12 h、24 h 及 48 h 時，其偵檢低限分別是 1 Bq·g⁻¹、0.7 Bq·g⁻¹、0.5 Bq·g⁻¹ 及 0.3 Bq·g⁻¹。

C. 阿伐污染管路

因為阿伐粒子的短射程，直接量測管路內部是有困難。然而量測由阿伐輻射在空氣中所引起的游離現象，推算阿伐濃度是可行的。置 EIC 於管路端點，空氣直接經過管路至 EIC，收集二次離子改變電極電荷。15 min 量測能偵檢直徑 15 cm 管路之均勻阿伐濃度 0.04 Bq·cm⁻²。

D. 貝他表面量測

對氫處理時間 1 h 及 24 h 的偵檢低限各是 1 Bq·g⁻¹ 及 0.05 Bq·g⁻¹，對 Tc-99m 處理時間 1 h 及 24 h 時，其偵檢低限分別是 0.08 Bq·g⁻¹ 及 0.03 Bq·g⁻¹。

E. 加馬量測

此類偵檢器的反應與從 15 keV 至 1,200 keV 的加馬能量無關。使用 50 cm³ 腔處理時間 30 d 可定量周圍場 6.9E-13 C·kg⁻¹，所使用 1,000 cm³ 腔可降低處理時間為 2 d。

(3) 可攜式加馬射線能譜儀

系統有 Berkeley Nucleonic 公司的 SAM-935、SAIC 公司的 RADSMART 及 Exploranium 公司的 GR-130。這些系統的靈敏度並沒有較傳統儀器好，但可提供核種鑑別。

(4) X 射線螢光

X 射線螢光(X-ray fluorescence, XRF)是個光譜方法，二次 X 射線是由 X 射線照射樣品激發產生的，它無法用於原子序小於 32 元素的量測。

最近已發展可攜式 X 射線螢光(FPXRF)系統且已商業化。這些系統使用密封射源產生螢光 X 射線，且有個小型 X 射線能譜儀量測螢光 X 射線。FPXRF 對於掃描或監測物質的元素含量是個有用的技術，分析時間短且可即時得到結果。

Thermo NORAN's KevenSptrace 的 FPXRF 稱 Spectrace 9000，使用 Fe-55、Cd-109 及 Am-241 產生很寬的激發，能激發原子序 6 至 92 的原子，這個特別的儀器可同時量測 25 個元素。

2. 特別偵檢系統的應用

為了除役活動之量測需求，儀器廠商已發展特殊偵檢系統。許多這些系統使用傳統偵檢器(氣體比例計數器、塑膠閃爍偵檢器及碘化鈉閃爍偵檢器)連接計量器，這些系統設計的目的是使偵測污染滿足外釋限值最適化。此設計目的多少得使用大屏蔽偵檢器及組合，使他們能達成效率最適化。本節主要說明下列系統的應用：

- 輸送帶式偵檢監測器
- 大面積表面污染監測器
- 現場加馬射線能譜儀
- 全量偵檢器
- 管路
- 可攜式監測器

(1)輸送帶式監測器(CSM)

CSM 自動掃描或手動偵檢物質，目前系統已設計量測衣服(洗衣監測器)、銅切塊(小物件的銅)、水泥碎石及土壤等。

商業化系統之產品有：

A. Eberline 製造了許多輸送帶式監測系統，其中的 ACM-10 係利

用一個輸送帶自動監測污染，使用 10 個大面積(503 cm²)氣體比例偵檢器排列於輸送帶上、下方，執行輻射量測。而 140A 是較 ACM-10 大，利用二個輸送帶自動監測污染，使用 14 個大面積(503 cm²)氣體比例偵檢器排列於輸送帶上、下方，執行輻射量測，如圖十三。

- B. BNFL 生產碎石、碎片(如水泥及鋼)及土壤量測的 CSM 系統，每小時可處理 1.5E4 kg。此系統有總加馬偵檢模式、阿伐貝他表面偵檢模式、低鑑別率加馬能譜模式及高鑑別率加馬能譜模式。當需要來自不同輻射種類之數據時，則組合成多重模式。
- C. Canberra 公司也有碎石、碎片及土壤量測的 CSM 系統，如圖十四，每小時可處理 4.5E4 kg。此系統使用純鍺偵檢器執行能譜分析，然而若不需要高鑑別率情況下，則使用大碘化鈉偵檢器。
- D. Eberline 公司也生產同樣的系統稱分段出入系統(segment gate system, SGS)，如圖十五，主要為土壤特性與分類偵檢，已上市多年並處理過 176,000 m³ 的土壤。此系統由輸送系統、輻射偵檢器及移動污染土壤從供應處至輸送帶之自動控制組成。二套偵檢器偵檢兩個加馬能量範圍，薄的偵檢器使用 0.160 cm 厚的碘化鈉偵檢器及 1.9 cm 厚鉛屏蔽；厚偵檢器使用 5 cm 厚碘化鈉偵檢器及相同的屏蔽。每小時可處理 3.4E4 kg。主要量測加馬輻射如 Co-60、Cs-137 及 Am-241，也可加裝貝他偵檢器分析 Sr-90/Y-90。

(2)大面積表面污染監測器

輸送偵檢儀器如前面所說(如氣體比例計數器、蓋革管、硫化鋅閃爍體)，量測小物件的表面污染是非常有效。然而其偵檢面積相當小(氣體比例計數器 100 cm²、蓋革管 20 cm²、一些硫化鋅閃爍體 75 cm²)，這些裝置於掃描大的物件如牆和地面時，相當無效率。本節說明監測大面積物件之偵檢器的性質，大面積表面污染監測器的偵檢面積大於 1,000 cm²，且適合於掃描大的平坦面積如牆、地面及土壤。最簡單的系統為裝置傳統偵檢儀器如氣體比例計數器與計量率儀於移動的平台上；大多數複雜的系統利用位置靈敏氣體比例計數器及/或光纖靈敏器，並且能執行數據記錄及在圖上表示。

商業化系統之產品有：

- A. 許多公司上市地面污染偵檢系統，Ludlum 239-1F 地面監測為其中最簡單的系統之一，如圖十六，此系統的特徵是使用 16 cm X 47 cm 氣體流動比例計數器，三個偵檢器緊密配合成一個。兩個輪子的車子裝載計量率儀及 matheson size 2 或 Linde Q bottle 計測氣體。
- B. FM-300 地面監測器系列由 Aptec-NRC 公司製造，也是個地面監測系統模組。基本的特徵為兩個大的密封比例計數器，偵檢器的偵檢面積為 504 cm²，對 Co-60 的靈敏度為 42-83 Bq。
- C. Thermo Eberline 生產 FCM-4，如圖十七，它是個整合系統，使用四個 15.2 cm X 20.3 cm 硫化鋅閃爍體。它有四個輪子一個管柄，對阿伐的靈敏度為 8.3 Bq 及來自 Cs-137 之貝他為 33 Bq。
- D. Shonka Research Associates 公司生產表面污染監測器與偵檢資料管理系統(SCM/SIMS)，如圖十八，此系統的特徵為使

用正子靈敏氣體比例計數器，並裝於可移動的車子上。使用於 SCM/SIMS 的比例計數器的寬度是可變的(在 0.5 m~5 m 之間)。另外，此系統也能安裝不同的靈敏器，以改進對貝他/加馬及阿伐輻射場的偵檢能力。此系統的 SIMS 部份包括影像照相及處理與分析所收集之監測資料的一系列軟體程式，SIMS 是個記錄強度與放射性位置之電子資料庫及繪圖軟體。SCM/SIMS 並不是個商業產品，而是 Millennium 提供的服務之一。

E. BetaScint 公司設計使用纖維光學儀器，測定土壤中 Sr-90 或 U-238 的濃度，這個裝置稱 BetaScint™。使用一層閃爍纖維組合偵檢來自 Y-90 及 Pm-234m 放射性衰減的貝他，它也能區分高能、低能貝他及貝他與加馬射線，如圖十九。

(3)現場加馬射線能譜儀

現場加馬能譜儀是個使用純鍺偵檢器，量測加馬通量，以定量各種射源幾何條件之放射性核種含量的量測技術。此技術最通常用來即時或幾乎即時量測表面土壤的活度。

商業化系統之產品有：

A. Canberra 公司的現場目標計數系統(In Situ Object Counting System, ISOCS)，如圖二十，可以使用傳統準備的放射性射源校正，利用計算程序評估各種幾何條件之放射性核種含量。其 ISOCS 軟體的優點是，輸入如元素組成、密度、距離及物理大小之參數，便能計算效率。Canberra 公司已內建數種幾何條件(例如箱型、圓柱體、管路、圓型平面、正方形平面、球型及馬林杯)的效率校正曲線。

B. PerkinElmer 的 M-1 加馬能譜系統，係使用美國 DOE 環境量

測實驗室所建立的方法，它的目標為環境重建計畫土壤量測與緊急及例行環境監測之放射性核種沈積評估。PerkinElmer 亦生產由 ISOTOPICS 軟體程式包括偵檢器、準直儀及 MCA 之移動分析系統組成的現場系統，稱 ISO-CART，如圖二十一。

C. Eberline 提供現場能譜量測分析服務，稱能譜非破壞分析平台 (Spectral Nondestructive Assay Platform, SNAP)，如圖二十二。使用純鍺偵檢器量測不同的廢棄物包括 B-25 箱型、D 箱型、手套箱及 208 L 桶。

(4) 全量監測器

全量監測器量測或分析整個物件。此系統由計測腔、偵檢器組合及全套電子模組組成。量測體積有各種不同的大小，從小物件監測至箱型計數器及廢棄物分析系統。典型小物件於計測腔約 0.08 m^3 ，箱型計數器及廢棄物分析系統設計量測特定的廢棄物容器如 B-25、體積為 2.55 m^3 。體積計數器使用不同的偵檢器如氣體比例計數器、塑膠閃爍偵檢器及碘化鈉閃爍偵檢器，這些偵檢器有屏蔽圍繞著計測腔。

商業化系統之產品有：

A. BNFL Instrument 已發展 IonSens 208 大物件監測器，此系統稱大物件監測器，如圖二十三，係因它的計測腔幾乎為 1 m^3 。IonSens 208 測定物件的阿伐活度，由空氣入口模組及量測模組兩個模組組成。空氣入口模組在空氣進入量測模組前，過濾去除空氣的粒子與灰塵。此系統量測 100 s 的偵檢低限為 10-15 Bq。

B. Thermo Eberline 出產一系列小物件/工具監測器，包括

TCM-2、CM-10、LRAD-1 及 GTM。TCM-2 設計偵檢熱點粒子及低水平污染工具，此系統使用 6 個氣體比例流動偵檢器，每一個皆有個別的電子裝置，計測貝他污染 10 min 的偵檢下限為 $0.83 \text{ Bq}\cdot\text{cm}^{-2}$ 。WCM-10 使用 6 個大面積塑膠閃爍體偵檢廢棄物，計測腔內襯不銹鋼以避免污染，對 Co-60 的靈敏度達 74 Bq。另可選擇重量測定器以得單位質量之活度輸出。

C. LRAD-1 使用長射程阿伐偵檢技術量測表面阿伐污染，偵檢原理與 BNFL IonSens 相同。計測腔 0.08 m^3 的偵檢靈敏度達 5 Bq。GTM 使用 5 cm 厚塑膠閃爍體置於四或六面計測腔。

D. Canberra 生產 G35-90 袋子監測器，如圖二十四，設計偵檢小物件加馬發射之放射性核種濃度，不像其他系統的計測腔是封閉的，G35-90 的計測腔是開放的，適用於 90 升可轉動之廢棄物桶，此系統可移動且可用電腦控制，使用兩個碘化鈉閃爍偵檢器。

E. NE Technology 生產 SAM 11 小物件監測器，如圖二十五，它使用屏蔽塑膠閃爍體組合，偵檢貝他/加馬輻射，此系統有大的計測體積約 0.5 m^3 。

(5) 管路偵檢器

除了建築物碎片外，除污與除役活動也會產生相當數量的導管及管路。因為他們的長度很長且直徑很窄很難進入內表面偵檢，故廠商發展特別儀器以偵檢管路的內、外部。

商業化系統之產品有：

A. BNFL 生產 IonSens 阿伐管路監測器，量測金屬管路或鷹架端點阿伐污染，其偵檢方法與基本運作與 IonSens 208 相似，如圖二十六。由空氣入口模組、量測模組及偵檢頭模組三個

模組組成。300 s 計測時間的偵檢低限為 15 Bq。

B. Pipe Crawler®由 Radiological Service 公司發展，如圖二十七，它是個人工管路檢查系統，由 360°排列的蓋革管裝在爬行器上，連接電纜至一個外部數據處理及儲存系統。一系列爬行器用於不同大小的管路，爬行器的大小必須與管路的大小完全密合以偵檢，這將確保適宜的幾何條件(偵檢器表面必須離表面 1 cm 之內)。每一個爬行器皆為顧主的要求且配合商業化的蓋革管製作的，故可用之蓋革管的大小與形狀，對特定之爬行器的組合與設計的影響很大。

(6)可攜式監測器

可攜式偵檢器使用大偵檢器以改進靈敏度，大多數使用塑膠閃爍體，因為他們耐用、價格便宜且能製造大的表面積。

商業化系統之產品有：

- A. 許多廠商提供很多的可攜式監測器。對於監測小物件廢棄物，Ludlum 使用碘化鈉閃爍體，製造一系列產品，如 3530、3532、3534。3530 及 3534 使用兩個屏蔽 7.6 cm X 2.5 cm 碘化鈉閃爍偵檢器，而 3534 使用四個偵檢器。這個偵檢器置於與門相反的方向或開放讓廢棄物通過，如圖二十八。對於大物件廢棄物則以車輛運送，Ludlum 使用兩個 7,866 cm³ 屏蔽塑膠閃爍偵檢器，製造 3500-1000 WM，如圖二十九。
- B. Constellation Technology 公司發展 HPXe-1000 移動系統，此系統使用純鍍偵檢器，主要應用為偵檢特別核物質以驗證。
- C. Rad/Comm Syetem 製造抓鉤固定偵檢器稱 Cricket，如圖三十。由閃爍體裝在抓鉤的頭頂內測，此系統也有屏蔽電池

組及控制器，對密度各是 $0.5 \text{ g}\cdot\text{cm}^{-3}$ 、 $0.75 \text{ g}\cdot\text{cm}^{-3}$ 、 $1.0 \text{ g}\cdot\text{cm}^{-3}$ 之廢金屬的偵檢低限範圍，從對 Co-60 30-100 kBq、Cs-137 180-1,000 kBq 到 Ra-226 80-250 kBq。

3.4.4 常用廢棄物核種量測系統比較

對於極低活度放射性廢棄物外釋量測，通常是量測加馬核種活度濃度，再依據比例因數，推算難測核種的活度濃度。針對廢棄物桶，能作加馬核種分析、國際上使用頻度高且國內已置，首推高鑑別率全量桶型加馬能譜分析系統，如圖三十一 Canberra Q2 系統及圖三十二 Ortec QED 系統。此類系統使用三個純鍺(Ge)偵檢器，亦可增加第四個碘化鈉(NaI)偵檢器，以縮短計測時間，10~15 cm 鉛或鐵屏蔽。基本上假設廢棄物的密度與活度為均勻分佈，故系統可加裝旋轉盤，計測時定速轉動廢棄物桶，以降低不均勻分佈的影響。因此，使用上須特別注意廢棄物均勻分佈之問題。因為 $0.1 \text{ g}\cdot\text{mL}^{-1}$ 的偵測效率與 $1.7 \text{ g}\cdot\text{mL}^{-1}$ 的偵測效率相差 3-6 倍，而 $0.1 \text{ g}\cdot\text{mL}^{-1}$ 的 LLD 與 $1.7 \text{ g}\cdot\text{mL}^{-1}$ 的 LLD 相差 3-8 倍，相同密度情況下 LLD 差異約 2-7 倍，請見圖三十三及圖三十四。而射源在廢棄物桶之不同垂直位置的偵測效率差異約 20%，如圖三十五；而射源在中間密度廢棄物桶之不同水平位置的偵測效率差異可達兩倍，如圖三十六。綜合以上結果，Canberra 實驗研究得出，以 Q2 系統量測不同密度廢棄物之加馬核種活度，其在最糟情況下，系統效率與加馬能量關係，如圖三十七。加馬能量愈低，情況愈糟，差異愈大。

為了增進量測的準確度，Canberra 及 Ortec 亦各自推出分區加馬掃描(Segmented Gamma Scanner, SGS)及斷層加馬掃描(Tomographic Gamma Scanner, TGS)系統，如圖三十八~圖四十一。前者可將廢棄物桶分成十六個垂直區間(小的廢棄物桶則分成十三個垂直區間)，每個區

間假設各別均勻分佈，分析結果為這些區間量測結果的總合。後者斷層加馬掃描系統 TGS 則是分區加馬掃描 SGS 技術的更新，量測時不僅是簡單地轉動，同時亦垂直移動，對每一個區間，會有 150 個量測能譜。對相同的廢棄物量測，其結果較 SGS 準確，並且可用於非均勻廢棄物的量測。針對該兩個系統量測廢棄物桶的量測不確定度、最糟情況誤差及量測時間，可參考圖四十二。

另外，針對不規則形狀無法裝桶之固體放射性廢棄物，目前能作加馬核種分析、國際上使用頻度高且國內已置為現場加馬計測系統(In-Situ Object Counting System, ISOCS)。它是個現場加馬計測系統，與傳統取樣再至實驗室分析比較，可於現場立即得到結果，避免取樣誤差，節省人力、時間與成本。系統主要部份為銻偵檢器與核儀組件、移動車、一套標準的屏蔽/瞄準器、分析軟體，如硬體圖四十二及圖四十三。它的應用範圍非常廣，包括核設施除役、環境計測、廢棄物分析、建築物污染評估、核設施保養計測及緊急應變計測等。

雖然現場加馬計測系統 ISOCS 如上所言，應用非常廣，且可應用於不規則形狀廢棄物的量測，以及此系統已內建 10 種標準幾何模式校正效率，不需校正種種優點，但量測較前三套系統誤差大。Ortec 報告該公司這四套系統，量測相同廢棄物桶，其量測不確定度、最糟情況誤差及量測時間如圖四十四。

3.4.5 外釋之案例

前面幾節已介紹了各種廢棄物外釋量測的設備與量測、分析技術，並且也介紹目前儀器廠商針對外釋量測所發展的各種量測設備與技術，在此則舉出下列數個外釋量測的例子，以供參考。

• 石棉絕緣體的外釋

- 鷹架板與管的監測
- 鋼樑的監測
- 燃料儲存池洩漏之土地污染監測
- 鷹架柱與處理管路之內部與外部活度監測
- 電纜的監測

(1) 石棉絕緣體的外釋

核反應廠除役通常會產生大量的石棉，此外釋量測相當簡單，因為：

- 此物質的可能污染來源已建立，特徵為含有相當的加馬發射污染，在某些例子的評估，加馬活度佔整體的 14 %。
- 此廢棄物裝在能被稱重的密封袋子裡。
- 此物質的密度相當低，降低自吸收問題。
- 廢棄物袋外表相當清潔。
- 此廢棄物袋可放入標準的小物件監測器，使用屏蔽良好之厚塑膠閃爍偵檢器偵檢，效率可達 4π 。

此系統計測 100 s，偵檢低限可達 $0.07 \text{ Bq}\cdot\text{g}^{-1}$ ，滿足外釋限值要求。

(2) 鷹架板與管的監測

此類物質的監測最好使用大量排列的氣體比例計數器，此計數器的寬度應較監測物件最大的寬度還寬，排列的長度的選擇依儀器的成本考量。

此類儀器可監測阿伐與貝他活度，但不可避免若物質表面不平坦，則阿伐監測的效果不好。每一個元件應連接警報器，則部份污染可很清楚地找到。

(3) 鋼樑的監測

在大部份的情形鋼樑非常重，最好固定且沿著它移動監測儀器。適合的技術包括碘化鈉加馬能譜儀以找出活化產物如 Co-60，並結合檢視整個鋼樑表面之排列組合的氣體比例計數器，以找出污染。

對此鋼樑的監測，鋼樑需為均勻，即固定與焊接處必須另外處理。另一個會遭遇到的問題是假如設施使用後表面被油漆，則油漆會遮蔽低能貝他發射，因此在很多情形必須刮除油漆。然而若此地區的特徵顯示有較高能量的貝他污染存在，則可依據預期的最大油漆厚度評估監測器的反應。

(4)燃料貯存池洩漏之土地污染監測

這是相當簡單的情況，土壤取樣進行加馬能譜儀及放射化學分析。主要核種為 Cs-137，使用 50 mm X 50 mm 碘化鈉閃爍偵檢器連接計數率儀量測，偵檢大面積物質反應可達 $200 \text{ Bq}\cdot\text{g}^{-1}\cdot\text{s}^{-1}$ 。

(5)鷹架柱與處理管路之內部與外部活度監測

一般鷹架端在端點處會焊接，然而在某些廠址也會發現開放的端點，這些再使用或再循環的監測相當困難，因為很難證明在端點內部無污染。它可能使用擦拭紙擦拭管路的某些範圍，然後監測擦拭。然而這個方法很難被主管機關接受，因為很難解釋擦拭的活度。管路可切割成較短，使更容易監測或切割成開放長度，這兩個程序皆費力，並意圖使端點變成廢金屬。

同樣的技術也能應用於處理管路工作、閥及適當的變壓器、導管等。

(6)電纜的監測

電纜有不同的直徑且僵硬，所以很難處理，通常裝入約 25 kg、密度不大於 $1 \text{ g}\cdot\text{cm}^{-3}$ 之相當小的箱型或塑膠袋子容器。一般使用大的碘化鈉閃爍偵檢器圍繞容器快速掃描監測，以檢查是否有熱點。

3.5 建立廢棄物量測程序

本項工作為參考相關之美國國家標準與國際標準規範，提出有關應用於解除管制量測之手提式偵檢器的選擇、使用及校正前之驗證，以及表面污染及比活度的量測程序、儀器校正及量測結果之記錄等的建議要求，最後為放射性廢料量測作業程序，結果如下：

3.5.1 近背景輻射水平偵檢之手提式輻射偵檢儀器的選擇與使用

本章提供接近背景輻射水平偵檢之手提式儀器的選擇、使用與最初校正之建議，這些儀器應用於等於或低於外釋限值之殘餘放射性是否存在之偵檢；並確保他們的特性與校正和使用規則，使殘餘放射性量測能符合解除管制的要求。本章所述之應用，包括下列各種輻射發射體之現場量測：

- 阿伐
- 貝他(電子)
- 加馬
- 特性 X 射線
- 中子輻射的量測不包括在本節中

本章所述不適用於空氣試樣、表面污染擦拭、大量物質或半/全身人員監測之殘餘放射性評估的儀器；也不適用於校正、維護等之紀錄保存。

3.5.1.1 儀器的選擇

關於解除管制之現場放射性量測在本節中包括：

- 表面污染量測
- 介質中放射性核種濃度量測

- 劑量率量測

1. 一般儀器

一般儀器選擇的考量要點為：

- 對所要量測的輻射種類及能量，選擇適宜的儀器。
- 對其他可能出現的輻射合理地無反應，如宇宙及地表加馬背景輻射。
- 靈敏度夠低，能達到所要量測輻射的最低水平。
- 使用者能接受的大小、重量、形狀、功能控制及顯示。
- 堅固耐用經得起長久的使用。
- 易維護、修護且不貴，並可接受的使用壽命。

2. 外釋量測之儀器

儀器的選擇除了考量上面一般儀器的要項外，針對解除管制量測之應用，尚應滿足：

(1) 一般選擇要求：

- 儀器的輸出信號須適宜外釋限值應用於殘餘射源特性，如表面發射率、總或比活度及劑量率等。
- 量測儀器的特性與性能需符合 ANSI N42.17A 及 N42.17C 規範的要求，包括滿足 ANSI N323 校正要求的文件紀錄，而 NCRP 112 則提供偵檢儀器校正的外加指引。
- 應提供文件證明所選擇儀器的應用，以滿足 ANSI N323 之特別量測條件要求，如最低靈敏度、能量反應及環境反應等。
- 所選儀器的最低靈敏度(最低可測活度)應 \leq 外釋限值的 50 %。
- 為特定殘餘放射性核種所發射粒子所選儀器之能量反應校正，應依其所發射的能量校正，一般指引在 ANSI N323。另外，

除了 ANSI N323 的一般規定外，光子能量反應測定之參考射源說明指引在 ISO-4037。而貝他能量反應測定之參考射源說明指引在 ISO-6980 及 ISO-8769。

(2) 表面污染偵檢

- 應使用阿伐或貝他偵檢器評估殘餘表面污染。為執行熱點(hot spot)位置偵檢，偵檢器必須連接計量率儀以執行掃描偵檢；為執行殘餘活度評估，偵檢頭應連接計量率儀或標定器。

- 當執行掃描偵檢，阿伐或貝他偵檢窗面積應 $\geq 100 \text{ cm}^2$ 。

註—當無法使用大面積偵檢器時，也可使用小面積偵檢器執行掃描偵檢。

- 當執行靜態評估時，偵檢窗面積應為 $100 \text{ cm}^2 \pm 30\%$ 。

註—在任何量測，所使用的偵檢面積為窗的總面積，而不是開放窗的有效面積。

- 表面污染之儀器選擇的外加指引如下：

§ 阿伐與貝他($E > 0.15 \text{ MeV}$)發射—ISO 7503-1

§ 氫—ISO 7503-2

§ 貝他($E < 0.15 \text{ MeV}$)、異構轉換與電子補獲發射—ISO 7503-3

(3) 比活度量測

- 殘餘活度分佈於體積介質的現場量測，必須量測該介質的光子發射。光子發射率的評估結果一般以貝克/克表示，此評估依偵檢器的背景反應及所量介質之轉換因子而定。非均勻分佈的射源幾何會對導致大的解釋誤差，因此使用這些評估應小心。

- 在所要量測光子能量範圍之背景反應所造成的偵檢低限，應小於解除管制外釋標準的 50 %。而使用與校正鍍與碘化鈉偵檢器的指引，提供於 ASTM E181。
- 使用屏蔽或準直儀可降低偵檢器的背景反應，應選擇對所要之射源結構的偵檢反應最大之屏蔽結構。須評估現場量測反應與射源分佈關係的轉換因子，以直接取樣分析或分析計算求得，其評估方法另參考其他規範。

3.5.1.2 儀器的使用

本節為應用於解除管制之偵檢儀器使用的建議，內容包括儀器使用的一般要求(含背景量測要求)、校正射源的特性要求(亦含校正貝他與阿伐偵檢器之校正射源的特別要求)、使用查驗射源例行檢查的要點與檢查結果的處理、執行表面污染量測的最小要求，以及量測數據的轉換與解釋。

1. 一般要求

- 使用特定儀器評估殘餘放射性前，應確保該儀器適合前面所談的輻射與環境條件。
- 使用特定儀器前，確保該儀器依 ANSI N323 的要求校正，且有相關文件證明；並且未超過該儀器的再校正期。
- 現場量測評估殘餘放射性前，先使用一個或更多參考背景區域，測定其場址自然輻射條件，這些區域必須量測：
 - § 輻射介質的組成如空氣、水、土壤或結構物。
 - § 出現的每一個主要放射性核種的量。
 - § 整個地表加宇宙輻射劑量率。

§ 定義有相同物理、化學、生物及地質特性的這些區域視為同一區域評估。

- 測定自然背景與任何背景變動，且量測的地點須具有代表性，且不受場址運作影響。

2. 校正

(1) 一般要求

校正射源通常用來建立儀器反應與現場殘餘放射性關係之轉換因子，故校正的執行必須能使現場量測結果能準確地轉換成殘餘表面活度的 4π (總)發射率。使用於此測定的校正射源，必須至少有下列特性：

- 與殘餘放射性有相同種類的發射率(阿伐、貝他或加馬)。
- 其粒子或光子能量與殘餘放射性所發射能量之差異不能超過10%，不然則從所要能量範圍內，至少使用三個射源建立校正曲線。
- 其粒子或光子發射率不能超過外釋限值的50倍。
- 其物理及或化學組成所致的回散射，與殘餘現場放射性基質產生的相同。例如：

現場介質	射源介質
鐵/鋼	鋼
水泥	鋁
木頭/塑膠	塑膠
土壤	鋁

- 在表面或內部的分佈(幾何條件)，應與殘餘放射性介質相同。

(2) 貝他與阿伐偵檢器的特別要求

除了上面的一般要求外，貝他與阿伐偵檢器之轉換因子

的評估應遵循：

- 校正射源與偵檢器的距離，必須與使用於現場活度定量的距離相同。
- 為定量點射源，轉換因子使用點射源效率。
- 為定量分佈面積射源，應使用表面射源效率。使用於測定轉換因子之表面射源的大小及形狀，應符合偵檢器之偵檢窗面積，但不論偵檢器的偵檢窗面積為何，都不應小於 100 cm^2 。

3.5.1.3 表面污染量測

殘餘放射性可以瞬間量測(掃描)找到，或以靜態(固定)量測定量。

- 表面掃描的目的是尋找超過外釋限值之殘餘放射性或熱點。執行表面放射性掃描偵檢的最小要求為：

§ 應適當的量測阿伐及/或貝他輻射。

§ 使用大面積偵檢器於平坦表面量測，且偵檢面積 $\geq 100\text{ cm}^2$ 。

§ 應使用短電子反應時間(達到 90 %穩定的時間)之計量率儀，偵檢器反應時間最好為 2-4 s。

§ 偵檢器與表面的距離維持於 0.5 cm-1.0 cm 之間。

§ 以每秒不超過一個偵檢寬度之速度掃描，當偵檢器的最小反應靠近外釋限值時，則其速度應儘可能降低為每秒五分之一的偵檢寬度。

- 若殘餘放射性分佈於介質內，則因自吸收效應，將大量降低阿伐與貝他的發射，此時必須使用加馬發射量測來鑑別殘餘活度。而執行加馬掃描偵檢的最小要求為：

§ 應使用短電子反應時間(達到 90 %穩定時間)之計量率儀，如晶體或固態(如碘化鈉純鍺)偵檢器反應時間最好為 2-4 s。

§ 偵檢器與偵檢面積的距離不要超過 15 cm，更高的高度會降低偵檢器偵檢熱點的靈敏度。

§ 應在 1 m 寬彎彎曲曲地移動偵檢頭執行掃描，移動速度約 $0.5 \text{ m}\cdot\text{s}^{-1}$ 。

●聲響信號應與計數器的電子時間常數無關，且特別是時間常數 $> 4 \text{ s}$ 時，應要能更靈敏的指示活度的升高。

●殘餘放射性水平的量測主要以射源--偵檢器幾何固定的量測為主，執行這些固定量測的最小要求為：

§ 偵檢器應連接標定器。

§ 假如使用計量率儀量測，則應使用長的反應時間($> 20 \text{ s}$)，且此偵檢器於定點的量測時間，須大於三個計量率儀的反應時間。

§ 當表面不平坦時，必須評估表面凹面對量測效率的效應。

§ 當在看得見髒、氧化或其他覆蓋無法移除的條件下，其對射源--偵檢器反應的效應須包括於阿伐與貝他量測之評估。

3.5.1.4 數據解釋

(1)阿伐與貝他發射

阿伐或貝他發射之表面活度評估如下(ISO 7503-1)：

$$A_s = \frac{(n - n_B)}{\epsilon_i \times \epsilon_s \times W}$$

其中：

n = 總計數率(cpm)

n_B = 背景計數率(cpm)

ϵ_i = 阿伐或貝他輻射的儀器效率(無單位)

W = 偵檢器的總物理窗面積(cm^2)

ϵ_s = 射源校正因子，考量校正射源與殘餘活度的差異，
如回散射、自吸收、射源防護覆蓋及/或表面覆蓋、
幾何條件等等(無單位)。

註： ϵ_i 因子可定義為點射源或面射源。點射源效率應使用於熱點
定量，而面射源效率應使用於評估無熱點之表面。

(2) 加馬發射

加馬偵檢及接下來的解釋，一般是應用於分佈於射源介質內
之殘餘活度水平的評估，以 $\text{Bq}\cdot\text{cm}^{-3}$ 表示。對均勻分佈的射源，體射
源項以下式表示：

$$S_V = \frac{(n - n_B)}{\epsilon_\gamma}$$

其中：

S_V = 體積射源項($\text{Bq}\cdot\text{g}^{-1}$)

n = 總計數率(cpm)

n_B = 背景計數率(cpm)

ϵ_γ = 無限分佈加馬射源之儀器效率($\text{Bq}\cdot\text{g}^{-1}\cdot\text{cpm}^{-1}$)

註--基於屏蔽理論，加馬效率一般由量測已知校正射源之劑量轉
換因子單位為cpm($\text{mR}\cdot\text{h}^{-1}$)及射源轉換因子單位為
($\text{mR}\cdot\text{h}^{-1}$) \cdot ($\text{Bq}\cdot\text{g}^{-1}$) $^{-1}$ 的這兩個因子組成。一般對特定偵檢器的
劑量轉換因子為單一光子能量，而射源轉換因子為此轉換之
加馬射源強度的估計，包括散射光子(增建)。

3.5.2 再循環、再使用或當非放射性廢料處置之固體物質的活度量測

核設施運轉及除役所產生的極低微放射性廢棄物，其所含的放射性核種依核設施種類而定(如原子反應器、加速器、燃料製造廠)，而偵測儀器反應依放射性混合而定：因此，必須求得廠址每一個部份之污染放射性核種混合，除非它的設置僅與單一污染有關(如天然二氧化鈾(UO₂))。如此一來，在現場量測前，實驗室量測必須先提供特徵(fingerprint)資訊。

若放射性廢棄物所含的放射性核種非單一核種，而為混合放射性核種，則對此放射性混合之測定，可依下列一種或兩種方法評估：

--對於加馬輻射，使用高鑑別率加馬及 X 射線能譜儀，如純鍺(HpGe)偵檢器；對於能量 5 keV~50 keV 之 X 及軟加馬輻射，使用矽(鋰)(Si(Li))或平面型純鍺(planar HpGe)偵檢器。

--對於無法使用加馬射線能譜儀量測放射性核種之低活度試樣，使用放射性分析。

除此之外，亦可由表面污染的量測、污染深度的測定及核設施歷史運轉資料結果或上述之實驗室特徵資料，推算擬外釋之固體物質的污染放射性核種比活度，以與外釋限值比較。同時表面污染偵檢也用於活度升高及熱點地點的尋找。因此，本章不僅談到比活度量測，亦包括表面污染測定。

前面係針對手提式偵檢器的選擇與使用建議，本章則著重於量測程序與量測技術之建議。並以表面污染測定與比活度量測兩部份，分別說明如下：

3.5.2.1 表面活度測定

(1) 表面污染測定方法

表面污染能以直接或間接方法測定(見 ISO 7503-1, ISO 7503-2 及 ISO 7503-3)。使用污染計量儀和監測器執行直接量測，決定固定及可移除表面污染；使用表面擦拭執行間接偵測，決定可移除表面污染。

直接量測有時困難或不可行，假如非放射性固體或液體出現於表面，或假如量測受高背景輻射水平影響如要偵檢的物體活化，或要偵檢的表面儀器無法達到。

間接方法(擦拭測試)僅能使用於非固定污染的測定。除此之外，其移除因子的不確定度相當大，量測結果難獲得主管機關的認同，並且量測結果無法解釋轉換成比活度濃度，以與我國「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」所規定的廢棄物外釋限值--比活度比較，因此，此方法不適用於我國廢棄物外釋之量測。

(2)表面污染的直接量測

量測儀器的特性與性能須符合 IEC 325，其偵測低限的評估可參考 ISO 11929-1，ISO 11929-1 及 ISO 11929-3，或「一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則(草案)」。

A. 偵測程序

偵檢器儘可能靠近表面移動，一旦污染區域偵測到，偵檢器須在此區域之位置停留相當長時間，以證實污染的量測值。移動速度須與污染低限及偵檢器性能特性一致。

B. 量測程序

量測時，量測儀器的操作指令須和下列要求一致：

- (a)須能求代表偵測區域之背景計數率。
- (b)須定期查驗背景計數率。
- (c)使用適當之查驗射源證明儀器性能的正常(對於使用頻

繁儀器每日查驗), 偏差超過實際值的 25 % 則須重新校正。
註--ANSI N323 建議每日檢查的偏差大於平均值的 20 % , 則儀器必須維修及/或再校正; 在此 ISO 11932 則建議偏差超過實際值的 25 % 時須重新校正。

- (d) 移開隔間使偵檢器和表面的距離儘可能的小。
- (e) 偵檢器停留位置的時間至少為儀器的三個反應時間(指示器讀數 95 %)
- (f) 須已知涵蓋環境條件所期望範圍之所量測放射性核種的儀器效率。
- (g) 若物體表面不平坦, 則須評估物體表面形狀對儀器效率的效應。
- (h) 若物體表面可看得見髒與/或氧化層, 且無法移走時, 則須考量查驗污染射源效率的效應。附件 1 列有放射性核種相依之不同表面密度吸收層的修正因子。

依 ISO 7503-1, 固著及非固著污染之阿伐或貝他表面活度 A_s 如下:

$$A_s = \frac{(n - n_B)}{\epsilon_i \times \epsilon_s \times W}$$

而 n = 總計數率 (s^{-1})

n_B = 背景計數率 (s^{-1})

ϵ_i = 阿伐或貝他輻射的儀器效率

W = 偵檢窗的面積 (cm^2)

ϵ_s = 污染射源效率

若不知 ϵ_s , 一般可取:

$\epsilon_s = 0.5$ (貝他發射 $E_\beta \geq 0.4$ MeV)

$\epsilon_s = 0.25$ (貝他發射 0.15 MeV $< E_\beta < 0.4$ MeV)

及阿伐發射)

E_{β} 為最大貝他能量

阿伐污染可能低估之討論見 ISO 7503-1

(3) 儀器效率校正

污染量測使用之所有量測儀器須用 ISO 6980 與 ISO 8769 定義之參考射源校正，並且依據 ISO 7503-2 之程序。

(4) 氚表面污染

核設施除役時通常不關心氚污染，除此之外，它還是個低放射毒性。然而它可能存在，例如核子反應器強化混凝土之活化產物，當關心氚表面污染時，則須依 ISO 7503-2 程序評估。

(5) 污染量測結果之文件

污染量測須記載下列事項：

- (a) 量測日期
- (b) 廢棄物可能所含之核種名稱及其外釋限值
- (c) 廢棄物種類、重量、包裝方式及特性
- (d) 污染偵檢校正之射源及校正結果
- (e) 使用之儀器名稱、校正日期、校正單位、儀器功能、最低可測值
- (f) 量測地點及背景輻射量測
- (g) 廢棄物量測分析結果
- (i) 廢棄物之比活度及總活度
- (j) 量測者簽名及量測者之輻防員或輻防師之證照號碼
- (k) 審核者簽名

3.5.2.2 比活度量測

比活度量測須要知道放射性核種混合，以能譜儀或化學分析可求得。對於難測或不可能以能譜儀量測到的放射性核種如 Fe-55、Ni-63 或 Pu-241，求得與容易測得 Cs-137、Co-60 之比率是非常重要的。此量測須於除役後(若可能)及物質離開核設施地區實施。

(1) 實驗室量測

每一個監測單元(survey unit)的放射性核種混合均須求得，取其核心試樣以能譜儀或放射化學分析法求得。所選擇的偵測方法須能找出放射性核種混合的所有放射性核種。

試樣大小須大至使放射性核種混合的定量分析能達試樣總活度的 95 % 可信度，並且須修正試樣的自吸收效應。

最好所準備之試樣的量測幾何條件及空間活度分佈，與校正射源的校正情形一樣。

準備試樣過程中，須避免放射性核種混合及活度強度之改變(例如燃燒切割時的表面蒸發)。對於表面污染，若污染已滲透至物質內部(如焊接熱點(welding spot))，須正確地取樣。

能譜儀之偵測低限的評估可參考 ISO 11929-1，ISO 11929-1 及 ISO 11929-3，或「一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則(草案)」。

(2) 現場量測

現場量測一般使用劑量率及/或計數率儀器， $10 \text{ nGy}\cdot\text{h}^{-1}$ ~ $10 \mu\text{Gy}\cdot\text{h}^{-1}$ 範圍之可攜式 X 及加馬輻射計量儀可使用。他們的性能須滿足 IEC 846 或 IEC 1017-1 的要求。

(3) 總加馬活度量測

使用大面積之液體或塑膠閃爍計數器例如 4π 幾何，在短時間內測定大量體積物質之總活度，此系統須能有足夠的偵測效率，可偵測到所要檢查之物質所發射的加馬射線。

所要檢查物體的形狀、它在量測體積的位置及自吸收效應可能影響量測結果，因此，須依據他們的種類(如物體有相同的壁厚度)，選擇為同一批次(batch)，如此建立相同的幾何條件及自吸收特性之批次儀器校正。一旦測定總活度後，量測此批次質量，便可求得比活度。

註--批次物質所致的屏蔽效應會使量測的背景計數率降低，此效應須使用相同無放射性物質之批次測定。

既然物體及污染位置的小變動會使輻射量測評估有極大的影響，因此數據推導的解釋須謹慎，特別是低能量射線的發射。

(4)背景要求

驗證外釋限值之所有量測設計，須於背景變動範圍內，或可信度 95 % 之最小可測比活度低於外釋限值下進行。對於現場量測如混凝土結構，若可行，背景計數率應於操作前取得；或若不可行，則可從設施無污染部份之相同結構量測取得。對可移動之物體須攜帶至背景不超過 $100 \text{ nGy}\cdot\text{h}^{-1}$ 之區域。臨界計數時間與背景關係，定義於 ISO 11929-1，ISO 11929-2 及 ISO 11929-3。

(5)儀器校正

現場量測性能須與定義於 ISO 4037 可攜式劑量率計量儀之 X 及光子參考輻射校正之要求一致。上一節之特殊儀器須使用參考量測批次及加馬參考射源，對每個批次種類各別校正。參考批次可由所關心的非放射性物質批次或校正假體構成。

須定期使用適當的查驗射源，查驗儀器功能是否正常。

(6)比活度量測結果之文件

比活度量測須記載下列事項：

- (a)量測日期
- (b)廢棄物可能所含之核種名稱及其外釋限值
- (c)廢棄物種類、重量、包裝方式及特性
- (d)能譜校正之射源及校正結果
- (e)使用之儀器名稱、校正日期、校正單位、儀器功能、最低可測值
- (f)量測地點及背景輻射量測
- (g)廢棄物樣品各核種活度量測分析結果(包括放射性核種混合之組成)
- (h)廢棄物之比活度及總活度
- (i)量測者簽名及量測者之輻防員或輻防師之證照號碼
- (j)審核者簽名

(7)高鑑別率之能譜比活度量測之校正參數

使用高鑑別率之能譜系統，量測廢棄物之特定加馬放射性核種濃度，利用其量測結果分析，以判斷廢棄物的放射性含量是否符合外釋限值，其所需之分析方法相較其他量測技術所需之分析方法簡單且準確，也較能獲得主管機關的認同。但是高鑑別率能譜之量測結果的準確與校正技術非常相關，因此，本節提出此系統校正時應考量的參數建議如下，業者執行校正時，應考量這些參數對校正效率的影響，採取對應的修正，以使量測結果能合理地獲得主管機關的認同：

(A)容器的特性

- 大小
- 物質的組成與性質

- 容器壁厚度
- 生物防護的存在
- 空容器的質量

(B)廢料的特性

- 密度
- 物質組成之組成成份的質量比率
- 物質的空間分佈
- 活度與放射性核種分佈

(C)量測幾何條件

- 射源偵檢器的相對位置
- 準直儀(物質的性質、大小)
- 可能存在的加馬射源衰減(物質的性質、大小)

(D)使用相同的容器(含外加的生物防護)

3.5.3 放射性廢料量測作業流程

由前面極低微放射性廢棄物量測或分析方法之國際發展分析工作的分析、彙整結果，可了解要提出一個標準的量測作業流程是不易的，因為固體放射性廢棄物的材質、形狀、體積、活度分佈的特性相當複雜，而且與量測前之處理程序及使用之量測設備有關，因此本文僅能依前面的工作成果，提出一般性的量測作業流程作參考，實際執行流程則可依廢棄物的特性、處理方法及量測設備調整。此建議的量測作業流程，依每年放射性廢棄物外釋低於一公斤或大於一公斤建議於前面所提之兩份放射性廢棄物外釋導則(草案)的附件中。大致上可分為下列步驟：

(1)特性評估

依據廢棄物的歷史資料，評估廢棄物是否污染，將廢棄物分成放射性及清潔非污染廢棄物兩類，清潔非污染的廢棄物可依管制區內清潔廢棄物偵測離廠放行作業，經過偵檢，證明符合離廠放行標準，即可離廠。

(2)分類檢整

各種極低活度放射性廢棄物依其來源、材質、核種半化期等特性加以分類，並檢視初步的活度量測結果，依據處置成本、物質價值、解除管制檢驗成本、除污成本等成本考量，決定是否進行除污、切割、熔煉、封裝等檢整作業，或以放射性廢棄物處置。

(3)初步篩選

已分類之極低活度之放射性廢棄物，建議使用掃描、手提式偵檢器直接量測、擦拭或全量加馬偵檢系統快速淘汰無法滿足外釋標準的放射性廢棄物。

(4)外釋量測

經檢整及篩選之固體放射性廢棄物，則依其物質的性質及所含的放射性考量檢驗方法，可使用傳統的偵檢儀器量測、取樣分析，或各大儀器廠商已針對固體放射性廢棄物外釋需求，發展各式各樣的新型的量測系統進行外釋量測。

(5)難測核種比例因數建立

目前無任何量測系統可同時量測阿伐、貝他及加馬污染核種，且某些難測核種極難可以直接量測。因此對於這些難測核種，利用量測廢棄物中存在易測加馬核種之活度，及取樣核種分析，建立其比例因數，來推算這些難測核種的活度，則是必須的。另外，亦可依歷史、蒐集之文獻資料，合理保守評估比例因數。

(6)外釋標準符合評估

依據廢棄物之各放射性核種的活度量測結果，或加馬核種活度量測結果，應用比例因數推算各難測核種活度濃度，即可與解除管制限值標準比較，比較方法建議於前面所提之兩份放射性廢棄物外釋導則(草案)的附件中，以判定該廢棄物是否符合法規要求。若符合，則檢具相關資料，向主管機關申請外釋。

4. 結論

本計畫的執行依原計畫書的工作時程規劃，於今年十二月底前如期完成我國核能電廠極低微放射性廢棄物類別與數量調查及一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則草案，並以討論、E-mail 及書面方式，辦理導則草案之專家審查溝通，並執行極低微放射性廢棄物量測或分析方法之國際發展分析及建立廢棄物量測程序這五項工作，執行成果說明如前。

本計畫除了完成兩份放射性廢棄物外釋導則草案，可供相關業者擬外釋放射性廢棄物，依本辦法第四條規定，撰寫放射性廢棄物外釋計畫參考外。亦彙整與比較國際上極低微放射性廢棄物量測設備與分析方法，分析與彙整各核電廠除役廢棄物外釋經驗，建議放射性廢棄物外釋量測作業程序，以及依據國際與美國國家標準規範，提出量測儀器使用、校正與數據分析要領，相信定可給相關業者規劃與執行放射性廢棄物外釋及主管機關審查放射性廢棄物外釋計畫的參考，協助主管機關推動放射性廢棄物外釋，避免浪費社會資源。

5. 參考文獻

1. 行政院原子能委員會放射性物料管理局，一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法，2004.12.29.。
2. 行政院原子能委員會，游離輻射防護法，2002.01.30.。
3. 童永黔、施建樑、林立夫，德國與法國核設施除役經驗介紹，INER-2322，2003,12.。
4. 核能研究所，TRR 濕貯槽拆除一定活度或比活度放射性混凝土塊外釋計畫，私人報告，2005.07.。
5. 逢筱芳，一定活度或比活度以下放射性廢棄物之外釋計畫導則研究，核能研究所，2005.03.。
6. Multiagency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM). NUREG-1575. Washington, DC. December 1997.。
7. Kalb P., L. Lockett, K. Miller, C. Gogolak, and L. Milian. “Comparability of ISOCS Instrument in Radionuclide Characterization at Brookhaven National Laboratory,” Brookhaven National Laboratory, BNL-52607, 2000.。
8. U.S. Department of Energy (DOE 1999a). “Comparability of In Situ Gamma Spectrometry and Laboratory Data,” 20701-RP-0001, Rev. 1. Fernald, Ohio. January 1999.。
9. U.S. Department of Energy (DOE 1999b). “Innovative Technology Summary Report: In Situ Object Counting Systems (ISOCS).” Federal Energy Technology Center, DOE/EM-0477. September 1999.。
10. NUREG-1507. “Minimum Detectable Concentrations with Typical Radiation Survey Instruments for Various Contaminants and Field

- Conditions.” Washington, DC: U.S. Nuclear Regulatory Commission. ◦
11. Dua, S.K., J. Boudreaux, M.A. Ebadian, P. Kotrappa, and L.R. Stieff. “Measurement of Alpha Contamination Inside Pipes Using Electret Ion Chambers” in Proceedings of X-Change '97. Miami, Florida. December 1997. ◦
 12. U.S. Department of Energy. “Portable X-Ray Fluorescence Spectrometer.” Innovative Technology Summary Report, Deactivation and Decommissioning Focus Area. December 1998a. ◦
 13. Schilk, A. J, et al. “Real-Time In Situ Detection of ^{90}Sr and ^{238}U in Soils via Scintillating-Fiber-Sensor Technology.” Nucl. Instr. and Meth. In Phys. Res. A , 353, pp. 477 - 481. 1994a. ◦
 14. Schilk, A. J., et al. “Selective, High-Energy Beta Scintillation Sensor for Real-Time, In Situ Characterization of Uranium-238 and Strontium-90.” Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry 193(1):107 - 111. 1994b. ◦
 15. Schilk, A. J., D.P. Abel, and R.W. Perkins. “Characterization of Uranium Contamination in Surface Soils.” J. of Environ. Radioactivity, Vol. 26, pp. 147 - 156. 1995a. ◦
 16. U.S. Department of Energy. “BetaScint™ Fiber-Optic Sensor for Detecting Strontium-90 and Uranium-238 in Soil.” DOE/EM-0424. December 1998c. ◦
 17. Miller, K., et al. An Intercomparison of In Situ Gamma-Ray Spectrometers, Radioactivity, and Radiochemistry. 9(4):27 - 37. 1998. ◦

18. de Beer, G.P., Z. Karriem, R.P. Schoeman, and C.C. Stoker.
 “Report on a Sensitivity Evaluation of a Rad-Comm Cricket Radiation Detection System.” Nuclear Waste System, Atomic Energy Corp., Pretoria, GEA-1395. November 1999. ◦
19. EUR 17622 , Recycling and Reuse of radioactive Material in the Controlled Nuclear Sector ◦
20. M. P. Pottinger and C. H. Orr , Free-Release Monitoring Equipment in the UK Nuclear Power Industry , The 9th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management 2003. 09. 21-25. ◦
21. American Standard Test Methods , Standard Guide for Selection and Use of Portable Radiological Survey Instruments for Performing In Situ Radiological Assessments in Support of Decommissioning 1 , ASTM E 1893., 1977. ◦
22. P H Burgess , Guidance on the Choice, Use and Maintenance of Hand-held Radiation Monitoring Equipment , NRPB-R326 , 2001. 05. ◦
23. American National Standards Institute , American National Standard Performance Specifications for Health Physics Instrumentation – Portable Instrumentation for Use in Normal Environmental Conditions , N42.17A , 2005. 07. 19. ◦
24. American National Standards Institute , Performance Specifications for Health Physics Instrumentation Portable Instrumentation for Use in Extreme Environmental Conditions, American National Standard , N42.17C , 2005. 07. 19. ◦
25. American National Standards Institute , American National Standard

- Radiation Protection Instrumentation Test and Calibration ,
N323 , 2005.07.19. ◦
26. American National Standards Institute , American National Standard Radiation Protection Instrumentation Test and Calibration, Portable Survey Instruments , ANSI N323A , 1997.04.03. ◦
 27. The International Organization for Standardization , X and gamma reference radiation for calibrating dosimeters and dose-rate meters and for determining their response as a function of photon energy -- Part 1: Radiation characteristics and production methods , ISO 4037-1 , 2005.07.20. ◦
 28. The International Organization for Standardization , Reference beta radiations for calibrating dosimeters and dose-rate meters and for determining their response as a function of beta-radiation energy , ISO 6980 , 1996.10.10. ◦
 29. The International Organization for Standardization , Reference sources for the calibration of surface contamination monitors -- Beta-emitters (maximum beta energy greater than 0,15 MeV) and alpha-emitters , ISO 8769: , 1988.06.23. ◦
 30. The International Organization for Standardization , Evaluation of surface contamination -- Part 2: Tritium surface contamination , ISO 7503-2 , 1988.08.11. ◦
 31. The International Organization for Standardization , Evaluation of surface contamination -- Part 3: Isomeric transition and electron capture emitters, low energy beta-emitters ($E_{\beta \text{ max}}$

- less than 0,15 MeV) , ISO 7503-3: , 1996.11.14. ◦
32. American Standard Test Methods , Standard Test Methods for Detector Calibration and Analysis of Radionuclides¹¹³. , ASTM E 181 , 1998.06.10. ◦
 33. American Standard Test Methods , Standard Guide for Preparing and Interpreting Precision and Bias Statements in Test Method Standards Used in the Nuclear Industry , ASTM C 1215 , 1997.01.01. ◦
 34. American National Standards Institute , American National Standard for Radiation Protection Instrumentation Test and Calibration, Portable Survey Instrumentation for Near Background Operation , ANSI N323B , 2004.02. ◦
 35. The International Organization for Standardization , Activity measurements of solid materials considered for recycling, re-use, or disposal as non-radioactive waste , ISO 11932 , 1996.12.15. ◦
 36. The International Organization for Standardization , Determination of the detection limit and decision threshold for ionizing radiation measurements -- Part 1: Fundamentals and application to counting measurements without the influence of sample treatment , ISO 11929-1 , 2000.06.29. ◦
 37. The International Organization for Standardization , Determination of the detection limit and decision threshold for ionizing radiation measurements -- Part 2: Fundamentals and application to counting measurements with the influence of sample treatment , ISO 11929-2: , 2000.06.29. ◦
 38. The International Organization for Standardization ,

Determination of the detection limit and decision threshold for ionizing radiation measurements -- Part 3: Fundamentals and application to counting measurements by high resolution gamma spectrometry, without the influence of sample treatment , ISO 11929-3: , 2000.06.29. °

39. International Electrotechnical Commission , Radiation protection instrumentation - Ambient and/or directional dose equivalent (rate) meters and/or monitors for beta, X and gamma radiation , IEC 60846 , 2002.06.11. °

40. International Electrotechnical Commission , Portable, transportable or installed X or gamma radiation ratemeters for environmental monitoring - Part 1: Ratemeters , IEC 61017-1 , 1991.04.30. °

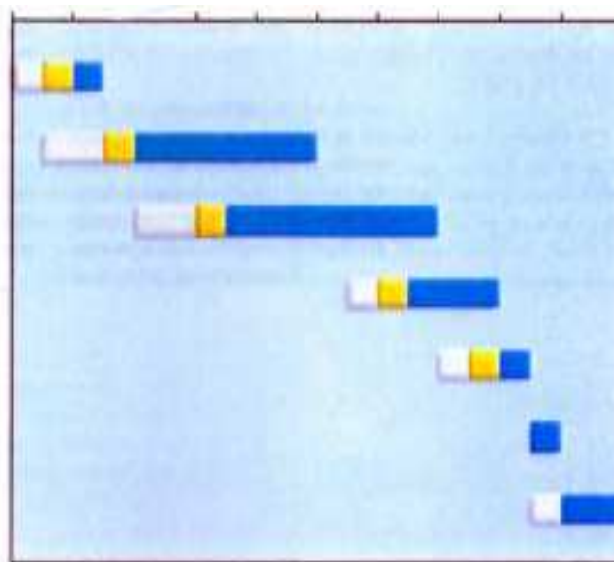
致謝

作者在此感謝物管局李境和組長及鄭維申先生於放射性廢棄物管理與外釋導則草案之指點與協助，使得本委託計畫能順利完成，特此致謝。

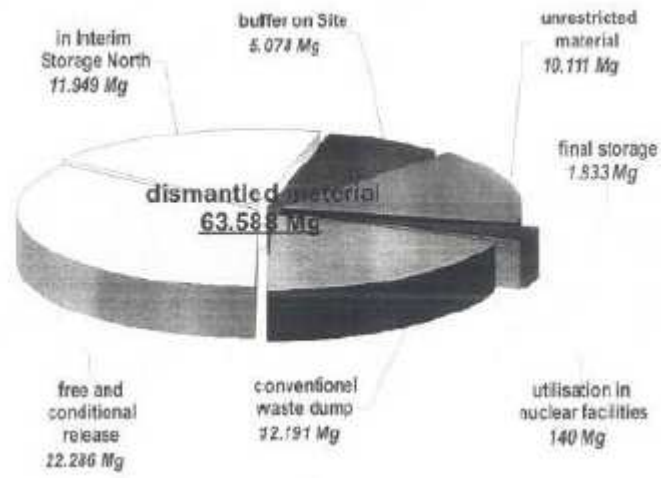
階段	2001~2005	2006~2010	2011~2017
第一階段	準備工作 移除傳統設備		
第二階段		移除 SRUs	
第三階段	← → 反應器面積安全儲存		反應器除役 建築物破壞

圖一 日本 Tokai-1 核反應器除役三階段

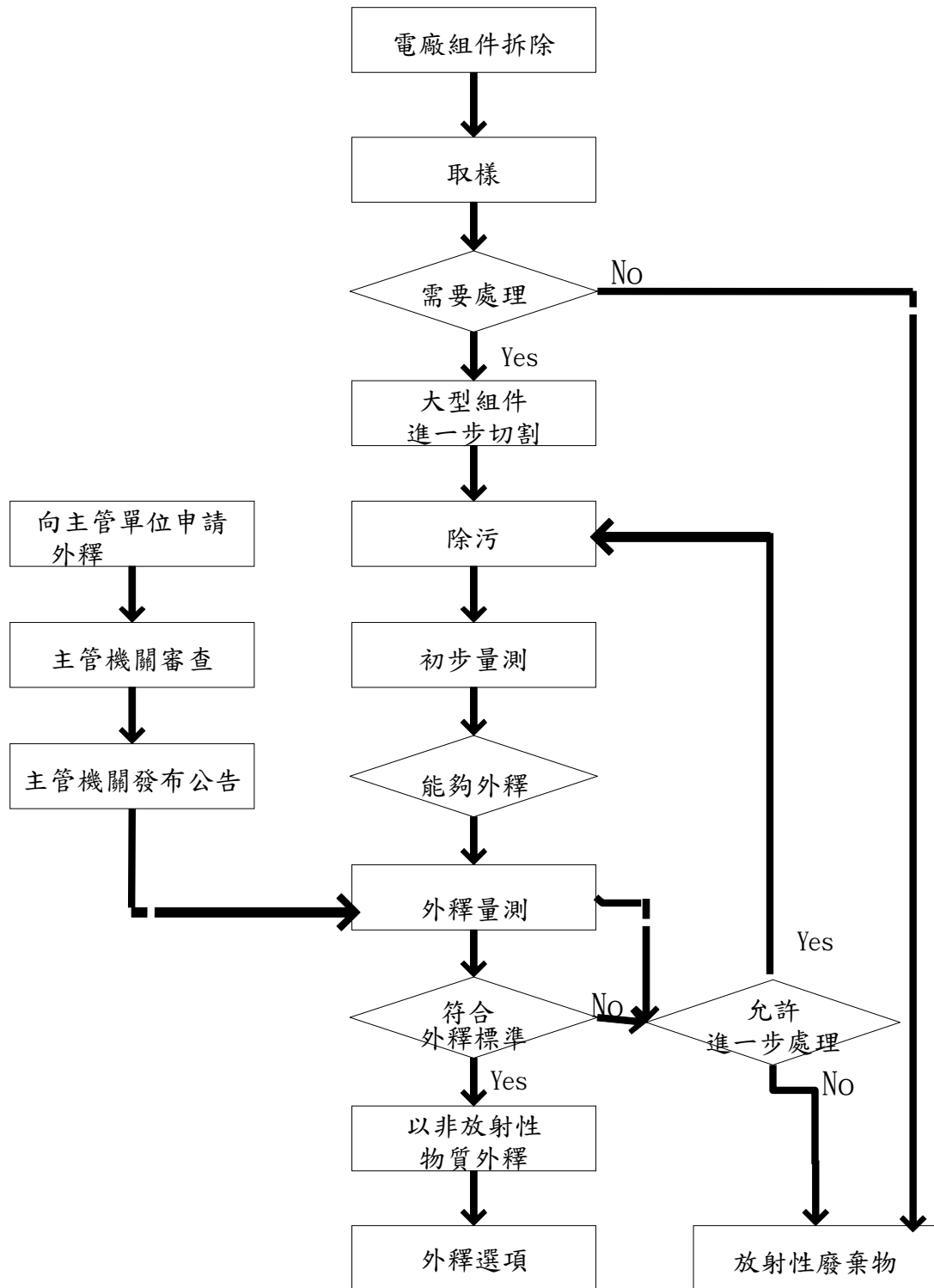
1. 一次系統之除污及被動組件之拆除
2. 污染組件之拆除
3. 活化組件、反應器壓力槽、生物屏蔽及活化廠房結構之拆除
4. 廠房除污
5. 整廠豁免管制外釋之度量
6. 在原子能法範圍(清潔)之設施外釋
7. 廠房之拆除



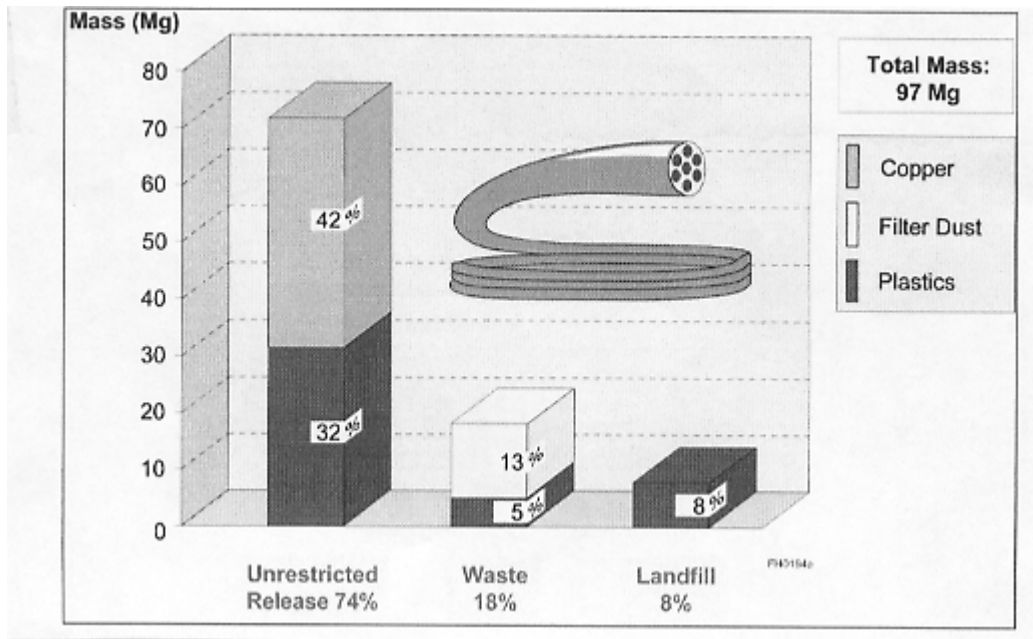
圖二 核反應器除役之時程(白色：規劃，黃色：申照，藍色：執行)



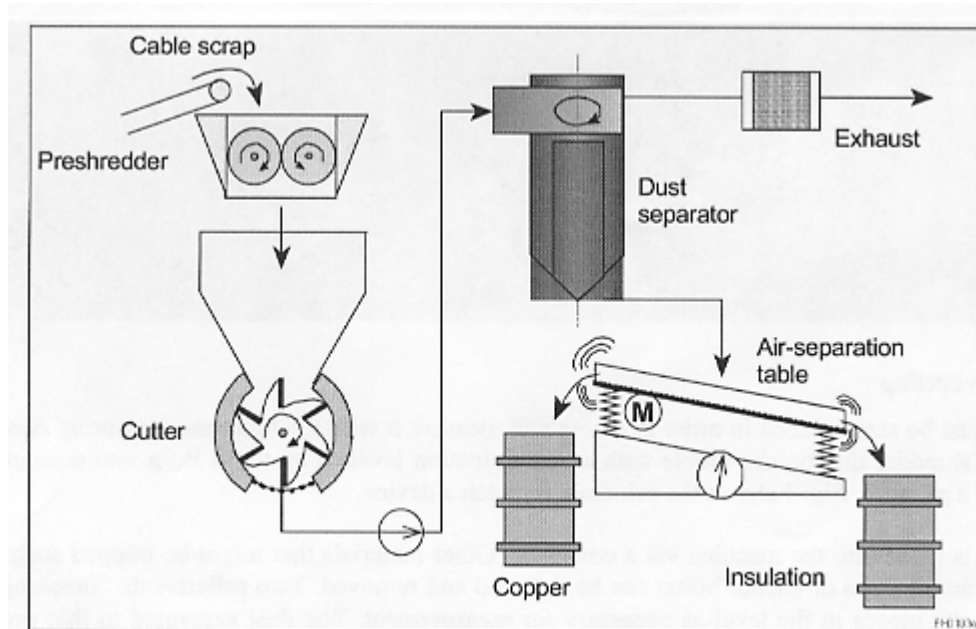
圖三 Greifswald 核能電廠自 1995 年至 2002 年拆除廢棄物分類結果



圖四 外釋程序



圖五 金屬電纜的量測結果



圖六 水泥碎石機



圖七 清潔偵檢之水泥板



圖八 使用傳送偵檢監測器偵檢之銅切塊容器



圖九 再使用之偵檢的變壓器



圖十 外釋前之需要拆除的廢金屬儀器



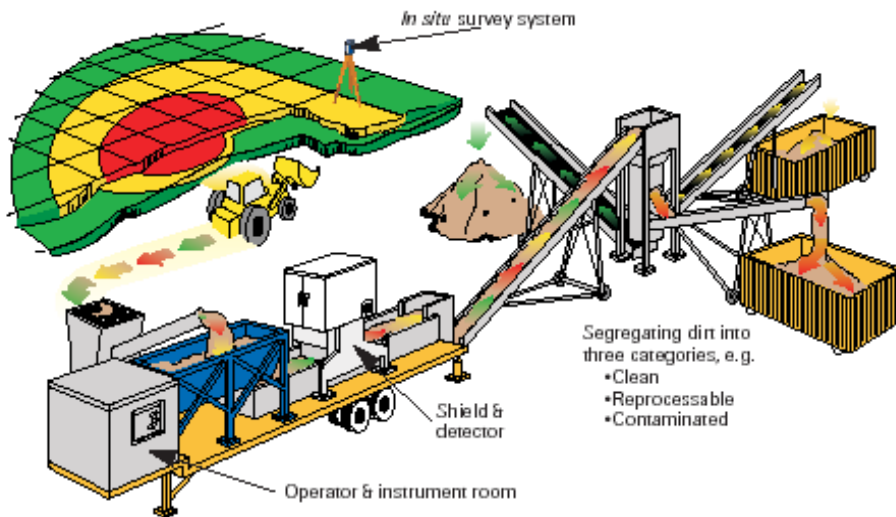
圖十一 準備偵檢之廢金屬管路



圖十二 已切割可外釋偵檢之大管路



圖十三 Eberline ACM-10 系統



Typical Conveyor, Shield, and Detector Assembly System Set Up

圖十四 Canberra 碎石、碎片及土壤量測之 CSM 系統



圖十五 Eberline segment gate system, SGS



圖十六 Ludlum 239-1F 地面監測氣體流動比例計數器



圖十七 Eberline FCM-4 四個硫化鋅閃爍體



圖十八 Shonka Research Associates

表面污染監測器與偵檢資料管理系統(SCM/SIMS)



圖十九 BetaScint BetaScint™ 纖維光學儀器



圖二十 CANBERRA ISOCS 系統



圖二十一 ORTEC ISO-CART™系統



圖二十二 Eberline 提供現場能譜量測分析服務 SNAP 系統



圖二十三 IonSens 208 大物件監測器



圖二十四 Canberra G35-90 袋子監測器



圖二十五 SAM 11 小物件監測器



圖二十六 BNFL IonSens 阿伐管路監測器



圖二十七 Radiological Service Pipe Crawler®系統



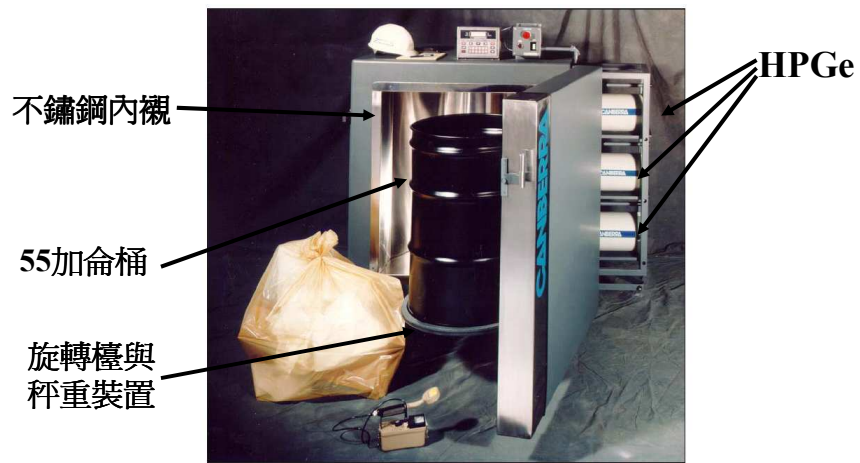
圖二十八 Ludlum 3534



圖二十九 Ludlum 3500-1000 WM



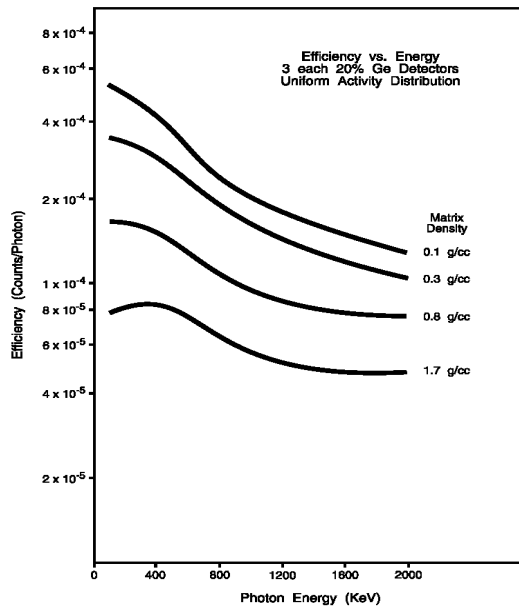
圖三十 Rad/Comm System Cricket



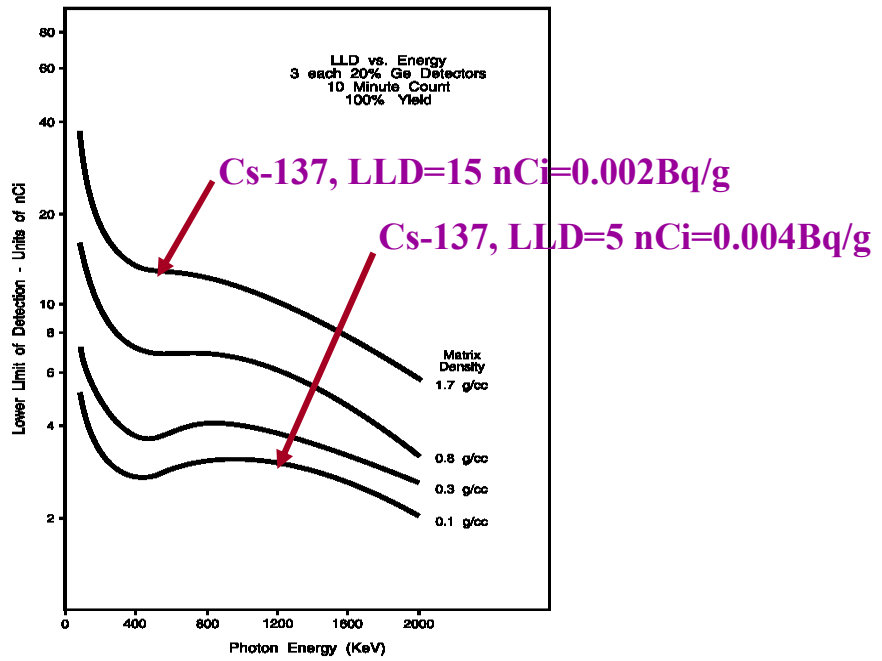
圖三十一 Canberra Q2 系統



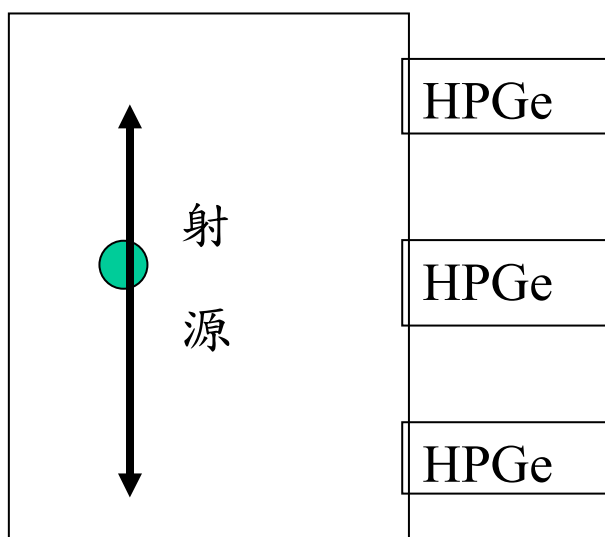
圖三十二 Ortec QED 系統



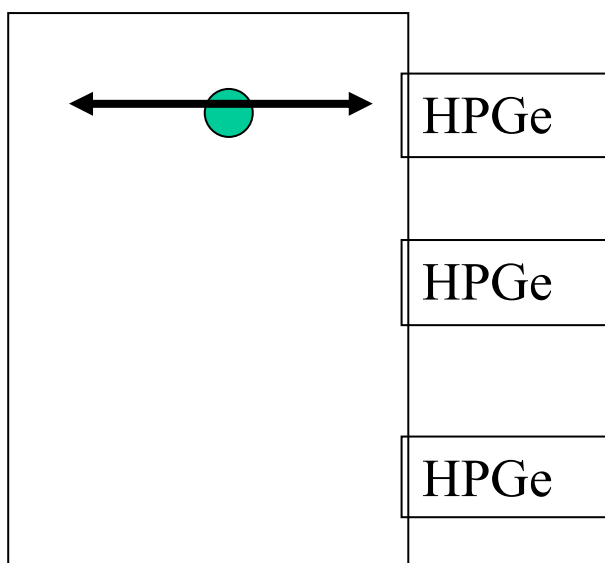
圖三十三 不同密度廢棄物之效率與加馬能量關係



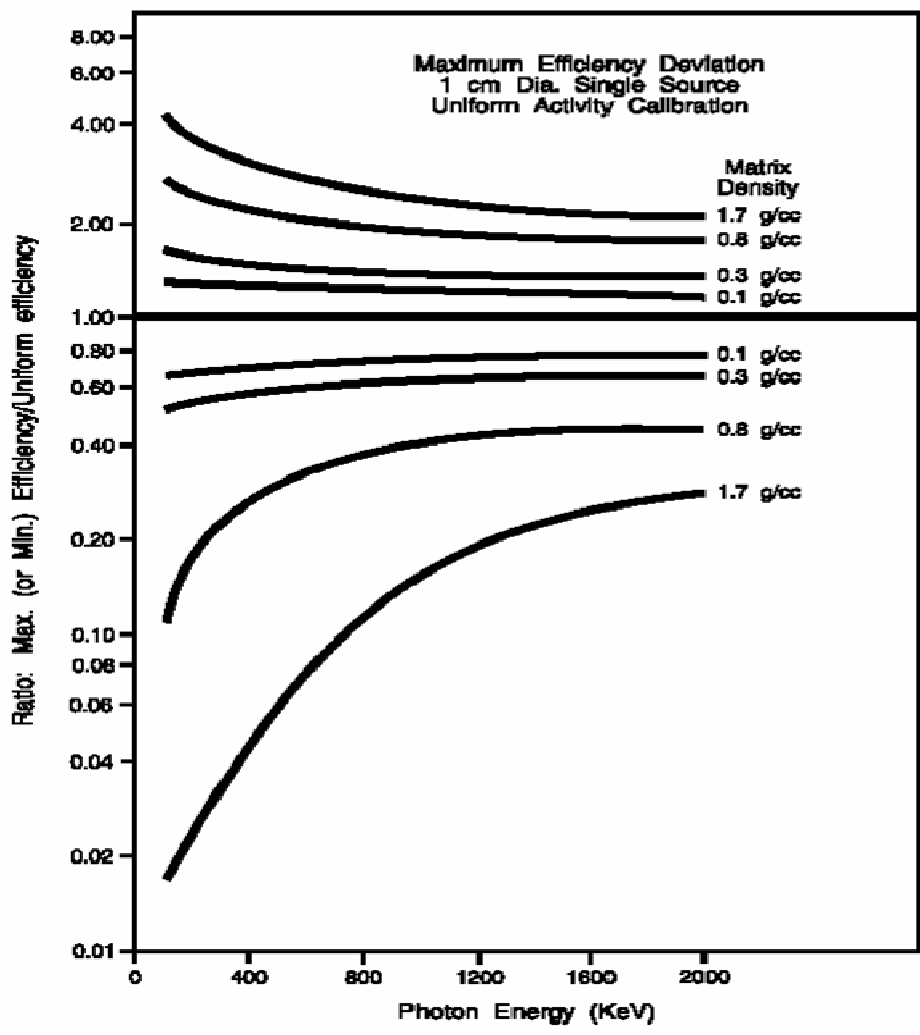
圖三十四 不同密度廢棄物之 LLD 與加馬能量關係



圖三十五 射源在廢棄物桶不同垂直位置



圖三十六 射源在廢棄物桶不同水平位置



圖三十七 Q2 系統最糟情況下之效率差異



圖三十八 Canberra SGS Segmented Gamma Scanner



圖三十九 Ortec SGS Segmented Gamma Scanner



圖四十 Canberra TGS Tomographic Gamma Scanner



圖四十一 Ortec TGS Tomographic Gamma Scanner



圖四十二 ORTEC ISO-CART™ 系統



The ISOCS
Detector,
Cart, and
Shield
Component
s



Configured
for Samples
in Small
Containers.



Configured
for Soil/Floor
Analysis



Can also
Count Large
Samples in
Marinelli
Beakers.

圖四十三 CANBERRA ISOCS 系統

Assay Instrument	Heavily Shielded Assay Instrument	Uncertainty Range	Worst Case Errors	Applicable Waste Type	Transmission Source	Measure Time (200 L drum)	Maximum Sample Size (typical)
ISO-CART		10% – 50%	>500%	Low density, multiple container sizes.	NO or Differential Attenuation	10 min. typical	Large boxes (e.g., 4'x4'x8') via multiple measurements
	QED	15% – 25%	>500%	Low density, relatively homogeneous. Suitable for free release screening.	NO	10 min. typical	208 Liter Drum
SGS		10% – 30%	>500%	Low/Intermediate density, relatively homogeneous.	Yes or Differential Attenuation	20–30 min.**	208–400 Liter Drum
	Shielded SGS	10% – 30%	>500%	Low/Intermediate density, relatively homogeneous. Suitable for free release screening.	Yes	20–30 min.**	208–400 Liter Drum
TGS		5% – 20%	50%*	Low/Intermediate density, heterogeneous.	Yes	40–60 min.**	208 Liter Drum
	Shielded TGS	5% – 15%	50%*	Low/Intermediate density, heterogeneous. Suitable for free release screening.	Yes	40–60 min.**	208 Liter Drum

*Larger errors result only from poor counting statistics.

**For a single detector system.

圖四十四 Ortec TGS Tomographic Gamma Scanner

表一 執行情形之扼要說明

工作項目	執行情形之扼要說明	差異分析
1. 撰寫一定活度或比活度放射性廢棄物外釋計畫導則草案	<p>完成二份放射性廢棄物外釋計畫導則草案。</p> <p>(1)「每年外釋小於一公噸之一定活度或比活度以下固體放射性廢棄物(醫療固體廢棄物及學校研究固體廢棄物)之外釋計畫導則(草案)」。</p> <p>(2)「每年外釋超過一公噸之一定活度或比活度以下固體放射性廢棄物之外釋計畫導則(草案)」。</p>	無差異
2. 召開導則草案之專家審查溝通會	<p>二份導則已與核研所及物管局相關人員進行數次的溝通與修訂。並以 E-mail 方式，請國內數十家核醫科提供建議，結果皆無異議。</p>	無差異
3. 建立廢棄物量測程序	<ul style="list-style-type: none"> ● 完成放射性廢棄物量測作業程序。 ● 依據國際標準規範，建立放射性廢棄物量測儀器的選擇、使用、校正與量測的要求。 	無差異
4. 進行極低微放射性廢棄物量測或分析方法之國際發展分析	<ul style="list-style-type: none"> ● 完成放射性廢棄物外釋量測方法的分析與彙整。 ● 完成商業化及國際相關實驗室之放射性廢棄物外釋量測設備與方法之分析與彙整。 	無差異
5. 調查我國核電廠極低微放射性廢棄物類別與數量	<ul style="list-style-type: none"> ● 完成我國三個核電廠放射性廢棄物擬外釋類別與數量調查。 ● 完成日本、德國及比利時核電廠放射性廢棄物外釋情形與量測經驗之彙整。 	無差異

表二 廢棄物之流向

分類	金屬	水泥	有毒物	其他	總和
再循環(t)	3895	3349	144	0	7388
廢棄物(t)	63	14	0	43	120
總和(t)	3958	3363	144	43	7508
再循環比例(%)	98.4	99.6	100	0	98.4

表三 來自 TOKAI-1 除役之廢料數量估計(除役後)

分 類	第一階段 (103 t)	第二階段 (103 t)	第三階段 (103 t)	總 計 (103 t)
LLW 相當高階放射性廢料 L1	0	0	1.55	1.6
LLW 相當低階放射性廢料 L2	0.01	0.56	7.84	8.5
LLW 極低階放射性廢料 L3	0.01	0.06	8.01	8.1
非放射性廢料(包括解除管制外釋廢料)	11	7	156	174
總 計	11	8	173	192

表四 各類廢棄物比活度限值

分類		限值(TBq/t)	
		C-14	Co-60
低放射性廢棄物	較高放射性廢棄物(L1)	520	—
	低放射性廢棄物(L2)	0.037	11.1
	極低微放射性廢棄物(L3)	0.00011	0.0081
解除管值限值*		5×10^{-6}	4×10^{-7}

表五 來自原始水污染物件之放射化學同位素向量

修正因子			
Ni-63/Co-60	1.1	Sr-90/Cs-137	4.3
Ni-59/Ni-63	2E-3	Am-241/總阿伐	0.456
Fe-55/Co-60	1.83	Pu-238/總阿伐	0.35
Nb-94/Co-60	4E-3	Pu-239+240/總阿伐	0.15
C-14/Co-60	4.2E-3	Pu-240/Pu-239	1.8
H-3/Co-60	3.2E-4	Pu-242/Pu-239	3.4E-3
Cl-36/Co-60	3.7E-6	Cm-244/總阿伐	0.04
Sb-125/Co-60	1.9E-3	Pu-241/Am-241	43.3
Tc-99/Co-60	5.9E-6	總U/總阿伐	0.004

附件一 預定工作時程規劃

六、預定進度：										
年 月	94 4	5	6	7	8	9	10	11	12	備 註
工 作 項 目										
1. 蒐集與研讀資料										
2. 調查我國核能電廠極低微放射性廢棄物類別與數量										
3. 進行極低微放射性廢棄物量測或分析方法之國際發展分析										
4. 建立廢棄物量測程序										
5. 撰寫一定活度或比活度放射性廢棄物外釋計畫導則草案										
6. 撰寫期中報告										
7. 召開上述導則草案之專家審查溝通會										
8. 撰寫期末報告										
<p>預 定 查 核 點</p> <p>94年第二季：完成外釋計畫申請導則草案初稿</p> <p>第三季：完成極低微放射性廢棄物量測或分析方法之國際發展分析</p> <p>第四季：完成召開導則草案之專家審查溝通會及導則草案修訂</p>										

附件二 放射性廢棄物外釋計畫導則草案

(一) 每年外釋小於一公噸之一定活度或比活度以下固體放射性廢棄物 (醫療固體廢棄物及學校研究固體廢棄物)之外釋計畫導則(草案)

每年外釋小於一公噸之一定活度或比活度以下固體放射性廢棄物之外釋計畫導則(草案)	
內容	說明
<p>壹、依據</p> <p>依據一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法(以下簡稱廢棄物管理辦法)第四條規定訂定。</p>	說明訂定此導則之依據。
<p>貳、目的</p> <p>本導則旨在提供內容格式，供業者依據廢棄物管理辦法第四條規定，申請一定活度或比活度以下放射性廢棄物(以下簡稱廢棄物)解除管制，所提外釋計畫之編撰依循。</p>	說明訂定此導則之目的。
<p>參、適用範圍</p> <p>本導則適用於每年外釋小於一公噸之一定活度或比活度以下固體放射性廢棄物(醫療院所及學校每年所產生之放射性廢棄物)，其比活度或活度含量符合廢棄物管理辦法附表規定之限值，但不包含下列兩者：</p> <p>一、天然放射性物質衍生之廢棄物。</p> <p>二、經核子醫學診斷、治療之離院病患所產生之放射性廢棄物。</p>	說明此導則之適用範圍。
<p>肆、外釋計畫內容</p> <p>應依管理組織及權責、來源及特性、量測及分析方法、外釋方式及場所、品質保證方案及其使經主管機關指定之事項詳加說明，詳如附錄。</p>	說明外釋計畫之撰寫內容。
<p>伍、本導則如有未盡事宜，得視需要修訂之。</p>	說明主管機關視需要，可修訂此導則。
<p>陸、本導則經主管機關核定後實施。</p>	說明此導則之實施日期。

附錄

每年外釋小於一公噸之一定活度或比活度以下固體放射性廢棄物(醫療固體廢棄物及學校研究固體廢棄物)之外釋計畫內容概要	
內容	說明
第一章 前言	章名
一、目的：說明申請一定活度或比活度以下放射性廢棄物(以下簡稱廢棄物)外釋之目的。	說明外釋之目的。
二、適用範圍：說明適用此外釋計畫之廢棄物種類。	說明外釋之適用範圍。
第二章 管理組織及權責 說明外釋計畫之管理組織架構、檢測單位、品保單位及其工作範疇與責任。	一、章名 二、明確管理組織架構、檢測單位、品保單位及其工作範疇與責任。
第三章 來源及特性	章名
一、說明廢棄物之產生的方式、原因及處所。	說明廢棄物之來源。
二、說明廢棄物之分類方法及流程(依廢棄物之核種或半化期)。	做好廢棄物分類，以利度量。
三、說明廢棄物之特性 (一)物理性質 1.廢棄物中之放射性核種。 2.廢棄物及其包裝。 3.廢棄物包之大小及重量或體積。 (二)化學及生物性質：說明廢棄物之化學組成及可能被污染之化學藥劑及細菌。	說明廢棄物之物理及化學性質。
四、說明外釋前貯存狀況及場所。	說明外釋前廢棄物之貯存環境是否良好。
五、說明廢棄物經量測及分析後，未能符合規定之處理方式。	避免未能符合規定之廢棄物外釋。
第四章 量測及分析方法	章名
一、含阿伐核種、純貝他核種之廢棄物 儘可能同一廢棄物包內之廢棄物的種類相同，可採取下列之一的量測或分析方法。分析結果須符合「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」附表各核種之限值，始可外釋。 (一)採樣分析核種比活度 1.說明採樣方法(須注意其代表性)及樣品處理方式。 2.說明度量分析儀器及最低可測值。 3.說明校正方法與校正射源之追溯。 4.說明度量所得資料之處理與分析。 5.說明度量分析結果紀錄之格式及內容。 (多核種可採用代理核種量測方法，請參考附件A) (二)核種比活度推算分析 1.說明核種之原使用量。 2.說明殘留在廢棄物上核種比活度之推算方法。 3.說明核種比活度推算之輻防師姓名及證照號碼。 4.並以輻射劑量率儀器度量廢棄物包之最大輻射劑量率須在背景輻射劑量率範圍(小於 0.2 μ Sv/h)。 5.說明推算分析結果紀錄之格式及內容。	說明含阿伐核種、純貝他核種廢棄物之量測或分析方法，可採取「採樣分析核種比活度」或「核種比活度推算分析」之一。

<p>二、不含阿伐核種、純貝他核種之廢棄物</p> <p>儘可能同一廢棄物包內之廢棄物的種類相同，可採取下列之一的量測或分析方法。分析結果須符合「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」附表各核種之限值，始可外釋。</p> <p>(一)核種比活度分析</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 說明分析方法(須注意其代表性)及樣品處理方式。 2. 說明度量分析儀器及最低可測值。 3. 說明校正方法與校正射源之追溯。 4. 說明度量所得資料之處理與分析。 5. 說明度量分析結果紀錄之格式及內容。 <p>(多核種可採用代理核種量測方法，請參考附件 A)</p> <p>(二)輻射劑量率儀器度量</p> <p>單一加馬核種，參考附件 B，訂定外釋輻射劑量率行政管制值；多種加馬核種，以小於 0.5 μSv/h 為外釋輻射劑量率行政管制值，廢棄物內的核種比活度仍符合「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」附表各核種之限值(參考附件 B)。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 說明度量儀器之種類及度量範圍。 2. 說明度量之輻防員姓名及證照號碼。 3. 說明廢棄物包表面之最大輻射劑量率。 4. 說明度量結果紀錄之格式及內容。 <p>(量測作業流程可參考附件 C、量測之記載事項可參考附件 D)</p>	<p>說明不含阿伐核種、純貝他核種廢棄物之量測或分析方法，可採取「核種比活度分析」或「輻射劑量率儀器度量」之一。</p>
<p>第五章 外釋方式及場所</p>	<p>章名</p>
<p>一、說明廢棄物外釋之作業方式。</p>	<p>說明廢棄物外釋是掩埋、焚化或回收再利用。</p>
<p>二、說明預定外釋之場所(掩埋場、回收工廠或熱處理工廠等)。</p>	<p>說明廢棄物外釋之可能場所。</p>
<p>第六章 品質保證方案</p>	<p>章名</p>
<p>一、廢棄包分類包裝之品保作業</p> <p>說明廢棄物分類時，如何避免混雜其他類別的廢棄物。</p>	<p>說明廢棄物分類之品保作業。</p>
<p>二、度量及分析儀器之品保作業</p> <p>說明度量及分析儀器之特性、功能、最低可測值、校正頻度、校正單位。</p>	<p>說明廢棄物之度量及分析品保作業。</p>
<p>三、取樣作業之品保作業(無取樣作業，免填)</p> <p>說明樣品採集、前處理、保存、運送、接收、量測等品保作業並說明量測分析單位。</p>	<p>說明廢棄物之取樣作業品保作業。</p>
<p>四、文件管理之品保作業</p> <p>說明各項紀錄之填報及審核作業、保存作業(至少須保存十年)。</p>	<p>說明廢棄物之文件管理品保作業。</p>

<p>五、內部稽查</p> <p>說明內部稽查之制度及作業方式，以確保廢棄物分類之確實性、度量分析之正確性、紀錄記載之完整與正確性、及確實依計畫之外釋方式及場所執行。</p>	<p>說明廢棄物之內部稽查品保作業。</p>
---	------------------------

附件 A 代理放射性核種之評估方法

廢棄物含有多核種時，須符合「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」附表中第二項多核種之計算公式(如下式)，始可外釋：

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

式中

C_i ：第 i 個核種之活度或比活度。

$C_{i,o}$ ：第 i 個核種之活度限值或比活度限值。

n ：所含核種的數目。

另外，若廢棄物包的 n 個放射性核種的比活度已知，則每一個放射性核種的比活度能以對他們其中的一個來表示，如放射性核種 1，此量測的核種通常稱為其他的代理放射性核種，即：

$$C_2=R_2C_1; C_3=R_3C_1; \dots\dots C_i=R_iC_1; \dots C_n=R_nC_1 \quad (1)$$

其中：

R_2 為放射性核種 2 的比活度與放射性核種 1 的比值； R_3 為放射性核種 3 的比活度與放射性核種 1 的比值……，餘此類推， R_n 為放射性核種 n 的比活度與放射性核種 1 的比值。

則公式(1)

$$\frac{C_1}{C_{1,o}} + \frac{C_2}{C_{2,o}} + \frac{C_3}{C_{3,o}} + \dots\dots\dots + \frac{C_n}{C_{n,o}} \leq 1$$

可寫成
$$\frac{C_1}{C_{1,o}} + R_2 \frac{C_1}{C_{2,o}} + R_3 \frac{C_1}{C_{3,o}} + \dots\dots\dots + R_n \frac{C_1}{C_{n,o}} \leq 1$$

因 即
$$C_1 \left[\frac{1}{C_{1,o}} + \frac{R_2}{C_{2,o}} + \frac{R_3}{C_{3,o}} + \dots\dots\dots + \frac{R_n}{C_{n,o}} \right] \leq 1 \quad (2)$$

此當知其他放射性核種 2、3.....n 的比活度與放射性核種 1 的比值 R_2 、 R_3 R_n 時，若量測結果滿足公式(2)，則廢棄物可外釋。

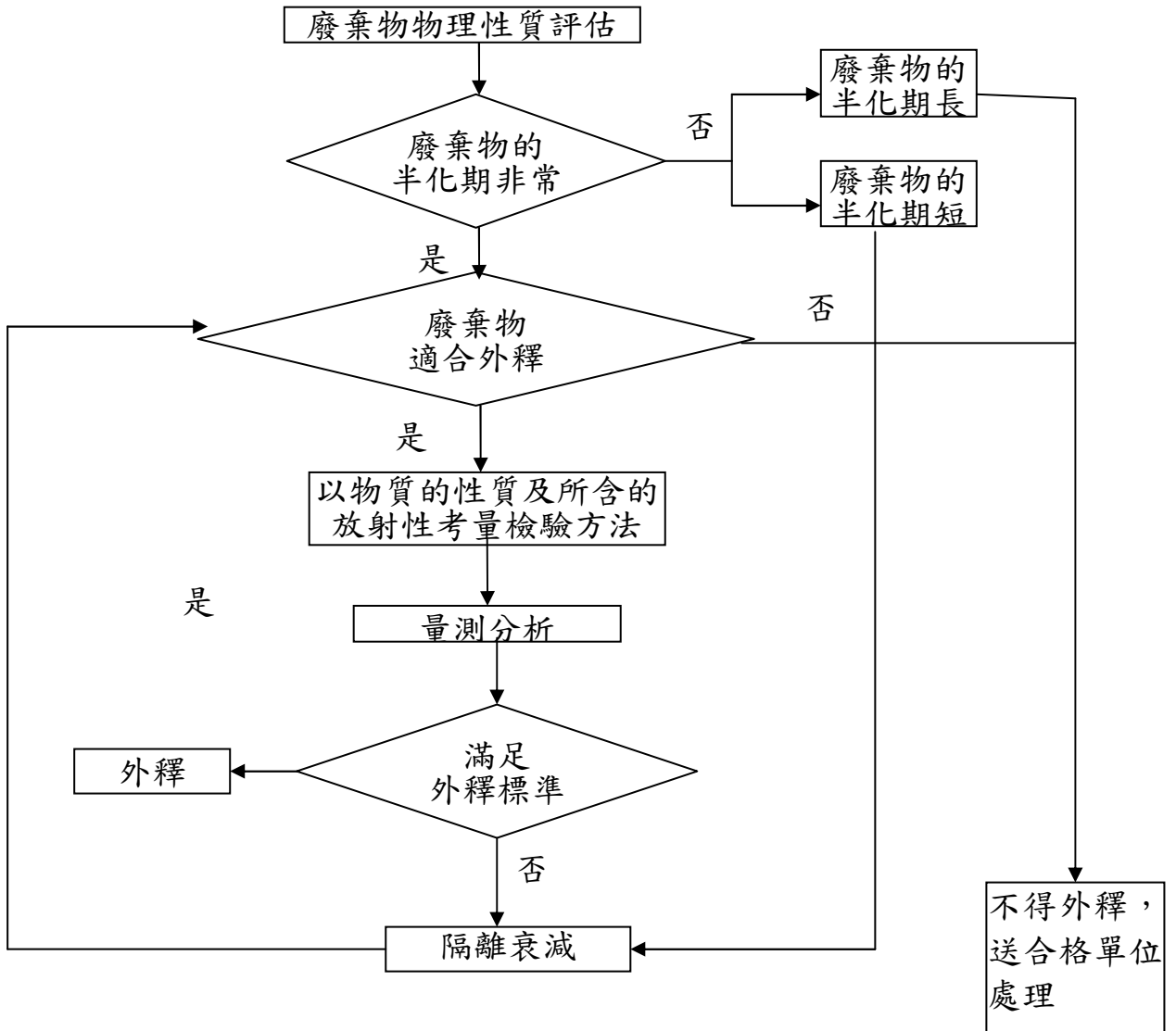
附件 B

醫療廢棄物解除管制表面劑量率之評估

核種名稱	半衰期	解除管制值	廢棄物包表面劑量率	卡車表面劑量率	備註
F-18	74 min.	10 Bq/g	0.806 μ Sv/h	2.948 μ Sv/h	FDG
Rb-81	4.58 h	10 Bq/g	0.501 μ Sv/h	1.600 μ Sv/h	Rb/Kr
Ga-67	3.26 d	100 Bq/g	1.308 μ Sv/h	2.251 μ Sv/h	Citrate
Sr-89	50.5 d	100 Bq/g	0.011 μ Sv/h	0.005 μ Sv/h	SrCl ₂
Tc-99m	6.02 h	100 Bq/g	1.195 μ Sv/h	1.062 μ Sv/h	MDP
In-111	2.83 d	100 Bq/g	3.474 μ Sv/h	6.098 μ Sv/h	DTPA
I-123	13.13 h	100 Bq/g	1.565 μ Sv/h	1.869 μ Sv/h	NaI
I-131	8.04 d	100 Bq/g	3.166 μ Sv/h	9.895 μ Sv/h	
Tl-201	73.06 h	100 Bq/g	1.008 μ Sv/h	0.293 μ Sv/h	TlCl

- 醫療廢棄物包：假設重10 kg，成球形狀，所含各核種比活度符合少量廢棄物解除管制限值。
- 載運卡車：假設卡車長510 cm，寬260 cm，高150 cm，車斗材質為鐵板厚0.3 cm，裝載符合少量廢棄物解除管制限值之醫療廢棄物包。
- Sr-89為pure β ；Rb-81之 γ 能量(0.19 MeV,0.446 MeV)；F-18之 γ 能量(0.511 MeV)；Tl-201之 γ 能量(0.135 MeV,0.167 MeV)

附件 C 量測作業流程



附件 D 量測之記載事項

1. 輻射劑量率量測須記載下列事項：

- (a) 量測日期
- (b) 廢棄物所含核種名稱及其外釋標準
- (c) 廢棄物種類、重量、包裝方式及特性
- (d) 量測地點及其背景輻射劑量率
- (e) 使用之儀器名稱、校正日期、校正單位、儀器功能、最低可測值
- (f) 廢棄物包最大輻射劑量率量測結果
- (g) 量測者簽名及量測者之輻防員或輻防師之證照號碼
- (h) 審核者簽名

2. 比活度量測須記載下列事項：

- (a) 量測日期
- (b) 廢棄物可能所含之核種名稱及其外釋標準
- (c) 廢棄物種類、重量、包裝方式及特性
- (d) 能譜校正之射源及校正結果
- (e) 使用之儀器名稱、校正日期、校正單位、儀器功能、最低可測值
- (f) 量測地點及背景輻射量測
- (g) 廢棄物樣品重量
- (h) 廢棄物樣品各核種活度量測分析結果(包括放射性核種混合之組成)
- (i) 廢棄物之比活度及總活度
- (j) 量測者簽名及量測者之輻防員或輻防師之證照號碼
- (k) 審核者簽名

(二)每年外釋超過一公噸之一定活度或比活度以下

固體放射性廢棄物之外釋計畫導則(草案)

每年外釋超過一公噸之一定活度或比活度以下固體放射性廢棄物之外釋計畫導則(草案)	
內 容	說 明
<p>壹、依據</p> <p>依據一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法(以下簡稱廢棄物管理辦法)第四條規定訂定。</p>	說明訂定此導則之依據。
<p>貳、目的</p> <p>本導則旨在提供內容格式，供業者依據廢棄物管理辦法第四條規定，申請一定活度或比活度以下放射性廢棄物(以下簡稱廢棄物)解除管制，所提外釋計畫之編撰依循。</p>	說明訂定此導則之目的。
<p>參、適用範圍</p> <p>本導則適用於每年外釋超過一公噸之一定活度或比活度以下固體放射性廢棄物，其比活度或活度含量符合廢棄物管理辦法附表規定之限值，但不包含下列兩者：</p> <p>一、天然放射性物質衍生之廢棄物。</p> <p>二、經核子醫學診斷、治療之離院病患所產生之放射性廢棄物。</p>	說明此導則之適用範圍。
<p>肆、外釋計畫內容</p> <p>應依管理組織及權責、來源及特性、量測及分析方法外釋方式及場所、品質保證方案及其使經主管機關指定之事項詳加說明，詳如附錄。</p>	說明外釋計畫之撰寫內容。
<p>伍、本導則如有未盡事宜，得視需要修訂之。</p>	說明主管機關視需要，可修訂此導則。
<p>陸、本導則經主管機關核定後實施。</p>	說明此導則之實施日期。

附錄

每年外釋超過一公噸之一定活度或比活度以下固體放射性廢棄物之外釋計畫內容概要	
內容	說明
第一章 前言	章名
一、目的：說明申請一定活度或比活度以下放射性廢棄物(以下簡稱廢棄物)外釋之目的。	說明外釋之目的。
二、適用範圍：說明申請廢棄物外釋之適用範圍。	說明外釋之適用範圍。
三、專有名詞：應使用政府機關所頒訂之專有名詞，若非常用或自行編譯之專有名詞，應明確定義並加註原文，以利對照。	介紹專有名詞。
四、法規引用 (一)撰寫外釋計畫時所採用之各種資料，其調查、分析、評估之方法，凡於現行法規中有規定者，應從其規定。 (二)按外釋計畫導則章節次序詳列撰寫外釋計畫時所引用的國內外法規及技術規範，並註明其名稱、公(發)布單位、日期及版次。	說明引用之法規。
第二章 管理組織及權責 說明外釋計畫之管理組織架構、檢測單位、執行單位、品保單位及其工作範疇與責任。	一、章名。 二、明確管理組織架構、檢測單位、執行單位、品保單位及其工作範疇與責任。
第三章 來源及特性	章名
一、說明廢棄物處理前之產生的方式、原因及處所。	說明廢棄物之來源。
二、說明廢棄物之分類方法及流程(依廢棄物的性質如形狀、大小等)。	做好廢棄物分類，以利度量。
三、說明廢棄物之特性。 (一)物理性質 1. 廢棄物中之可能放射性核種。 2. 廢棄物及其包裝。 3. 廢棄物包之大小及重量或體積。 (二)化學性質：說明廢棄物之化學組成及可能危害。 (三)均勻性與非均勻性的分佈情形。	說明廢棄物之物理、化學及均勻性。
四、說明外釋前貯存狀況及場所。	說明外釋前廢棄物之貯存環境是否良好。
五、說明廢棄物經量測及分析後，未能符合規定之處理方式。	避免未能符合規定之廢棄物外釋。
第四章 量測及分析方法	章名

<p>一、外釋行政管制值</p> <p>說明如何訂定外釋行政管制值，以確保符合法規限值。</p> <p>例如：</p> <p>(一) 總加馬比活度外釋行政管制值</p> <p>設總加馬比活度之量測不確定度為 σ，廢棄物中所含核種之最嚴格的比活度限值為 C_0 (見廢棄物管理辦法附表)，則須符合下式，始可外釋：</p> $\frac{C + 2.58\sigma}{C_0} \leq 1.0$ <p>(二) 核種比活度外釋行政管制值</p> <p>設 i 核種比活度之量測不確定度為 σ_i，廢棄物管理辦法附表中之比活度限值為 C_{i0}，則須符合下式，始可外釋：</p> $\sum_i \frac{C_i + 2.58\sigma_i}{C_{i0}} \leq 1.0$	<p>一、考量最低可測活度、量測誤差及可能的非加馬核種，訂定外釋行政管制值。</p> <p>二、行政管制值須小於法規限值。</p> <p>三、外釋量測值須小於行政管制值。</p>
<p>二、量測系統或儀器</p> <p>說明量測系統或儀器的量測特性、並參考附錄 A 評估最低可測濃度及評估不確定度。</p>	<p>說明量測系統或儀器的量測特性。</p>
<p>三、量測作業 (流程參考附錄 B)</p> <p>說明下列事項，並繪作業流程圖。</p> <p>(一) 去除高輻射廢棄物</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 說明使用何種儀器及度量方法，以確保無具高輻射的廢棄物夾雜在內。 2. 說明判定高輻射廢棄物的標準與理由。 3. 記錄度量結果並說明發現廢棄物超過標準之處理方式。 <p>(二) 核種比活度或總加馬比活度量測</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 說明使用何種儀器及度量方法，以正確量測核種比活度或總加馬比活度。 2. 說明背景量測、量測參數、量測時間、儀器效率、最低可測活度及量測不確定度。 3. 除難測核種不存在外，應說明難測核種的量測或評估方法和結果。 4. 記錄度量及評估結果，並判斷是否低於外釋行政管制值。 5. 除廢棄物全量計測外，應以統計或有依據之方法，說明量測及實驗室取樣數目的合理性。 	<p>說明如何去除高輻射廢棄物並正確量測核種活度或總活度。</p>

<p>四、校正與追溯及分析方法</p> <p>(一)說明校正方法、校正數據的分析及測定的參數、量及範圍。</p> <p>(二)說明任何修正行為，如試樣與校正標準射源之介質密度、不均勻分佈、量測幾何差異，校正數據無法滿足可接受標準所採取之再校正等。</p> <p>(三)說明校正標準。假如標準無法追溯至國家標準，說明標準如何準備，任何用來證明標準校正值的方法也應說明。</p> <p>(四)依附錄C，說明分析方法，並確保符合外釋標準。</p>	<p>說明校正及分析方法，以確保度量之正確性。</p>
<p>五、量測紀錄</p> <p>說明量測之記載事項(參考附錄D)及保存。</p>	<p>說明量測之記載事項</p>
<p>第五章 外釋方式及場所</p>	<p>章名</p>
<p>一、說明廢棄物外釋前之處理方式。</p>	<p>說明廢棄物外釋前之準備作業。</p>
<p>二、說明廢棄物外釋之作業方式。</p>	<p>說明廢棄物外釋是掩埋、焚化或回收再利用。</p>
<p>三、說明預定外釋之場所。</p>	<p>說明廢棄物外釋之可能場所</p>
<p>第六章 品質保證方案</p>	<p>章名</p>
<p>一、廢棄包分類包裝之品保作業說明廢棄物分類時，如何避免混雜其他類別的廢棄物。</p>	<p>說明廢棄物分類之品保作業。</p>
<p>二、度量及分析之品保作業</p> <p>(一)說明度量及分析儀器之校正頻度、校正單位、管理與維護。</p> <p>(二)說明樣品採集、前處理、保存、運送、接收、量測等品保作業並說明量測分析單位。</p> <p>(三)說明品質管制方法與頻度。</p>	<p>說明廢棄物之度量及分析品保作業。</p>
<p>三、文件管理之品保作業</p> <p>制定作業程序書、說明各項紀錄之填報及審核作業、保存作業(至少須保存十年)。</p>	<p>說明廢棄物之文件管理品保作業。</p>
<p>四、內部稽查</p> <p>說明內部稽查之制度及作業方式，以確保廢棄物分類之確實性、度量分析之正確性、紀錄記載之完整與正確性、及確實依計畫之外釋方式及場所執行。</p>	<p>說明廢棄物之內部稽查品保作業。</p>
<p>第七章 參考文獻</p> <p>引用法規及技術規範以外之其他參考文獻，應於報告本文之後列述並與所引述之各章節內容對應。資料內容應詳列作者、文獻名稱、文獻出處、出版年代等。必要時應依審查意見提送指定之參考文獻以供參酌。</p>	<p>一、章名</p> <p>二、說明應於報告本文之後列述所引述之參考文獻及其撰寫方式。</p>

附錄 A 最低可測濃度計算

檢驗儀器的偵測極限是選擇適當儀器和程序的重要標準。對大數而言，需要評估偵測極限以評估特定儀器或量測程序是否可以偵測到解除管制標準之導出濃度指引水平(derived concentration guideline level, DCGLs)範圍的殘餘活度。例如多部會輻射偵測及廠址調查手冊(Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, MARRSSIM)建議最低偵測濃度(minimum detection concentration, MDC)應夠小於 DCGL(即不大於 CGL 的 10% ~ 50%)。

下面分別說明靜態與掃描量測的 MDC 計算。靜態 MDC 的計算之解除管制檢驗方法包括傳統直接表面活度量測、全量量測或介質取樣之實驗室分析；而掃描 MDC 計算之解除管制方法包括使用傳統儀器之掃描、使用自動掃描儀器如傳送檢驗監測儀(conveyorized survey monitors, CSM)。

1. 靜態 MDC

一般 MDC 是期望儀器能偵測之表面或體積的最小活度濃度(即 95% 可信度能偵測到的活度)。MDC 依儀器特性(效率、背景、量測時間)和檢驗量測過程之因子(包括表面種類、射源至偵檢器距離、射源幾何條件及表面效率(散射及自吸收))而定。

MDC 的評估公式如下(NCRP 1985)：

$$MDC = k \times \frac{\text{偵測極限}}{\text{效率} \times \text{試樣大小}}$$

而 k 為單位轉換(從儀器反應變成活度及所要的單位)

使用傳統檢驗儀器的表面活度之 MDC 計算公式如下：

$$MDC = \frac{3 * 4.65 \sqrt{C_B}}{kT}$$

而： C_B 為計測時間 T 觀察試樣及空試樣的背景值

k 為比例常數包括儀器效率、表面效率及偵測幾何

但對背景及樣本的計測時間不同時，MDC 可以以下式表示：

$$MDC = \frac{3 + 3.29 \sqrt{R_B T_{S+B} \left(1 + \frac{T_{S+B}}{T_B}\right)}}{K T_{S+B}}$$

而： R_B 為背景計數率。

T_{S+B} 及 T_B 分別為樣本及背景計數時間。

2. 掃描為主的 MDCs

一般當計畫檢驗時，必須考量最低可測計數率(MDCR)，以評估掃描的效能。MDCR 隨著一些因子包括掃描速度、偵檢器種類、偵檢器背景及檢驗器的性能而定。

2.1 手提偵檢器之掃描 MDCs

結構表面之掃描 MDC 可以以下式計算：

$$\text{掃描MDC} = \frac{MDCR}{\sqrt{p e_i e_s}}$$

而最低可測計數率 MDCR(c/m) 可以寫成：

$$MDCR = d^* * \sqrt{b_i} \times (60 / i)$$

其中：

d^* = 偵測指標(此值可從 MARRSSIM 的表 6.5 得到)

b_i = 觀察期間的背景計數

i = 依據掃描速度及污染面積(通常取 100 cm^2)之觀察期間(s)

e_i = 儀器或偵檢器效率(無單位)

e_s = 表面效率(無單位)

p = 檢驗器效率(通常取 0.5)

表 1 及表 2 為使用氣體比例偵檢器掃描 GDP-豐富鈾(1.2%)及 Tc-99 及蓋革偵檢器掃描 GDP-豐富鈾(1.2%)及 Tc-99 的偵檢器效率，可參考。

2.2 傳送檢驗監測器(CSM)之掃描 MDCs

CSM 的掃描 MDC 可以使用下式估計，只要針對 CSM 的自動性質做些修正。影響 CSM 掃描 MDC 的參數包括偵測極限、效率及試樣大小。偵測效率基於計數期間所得到背景計數及真(正確計數)與假信號之接受率，而背景程度依物質性質而定，然而計數期間是偵檢器檢視大小與系統傳送速度的函數(即偵檢器能對物質固定長度反應所建立時間長度)。

$$MDC = k \times \frac{\text{偵測極限}}{\text{效率} \times \text{試樣大小}}$$

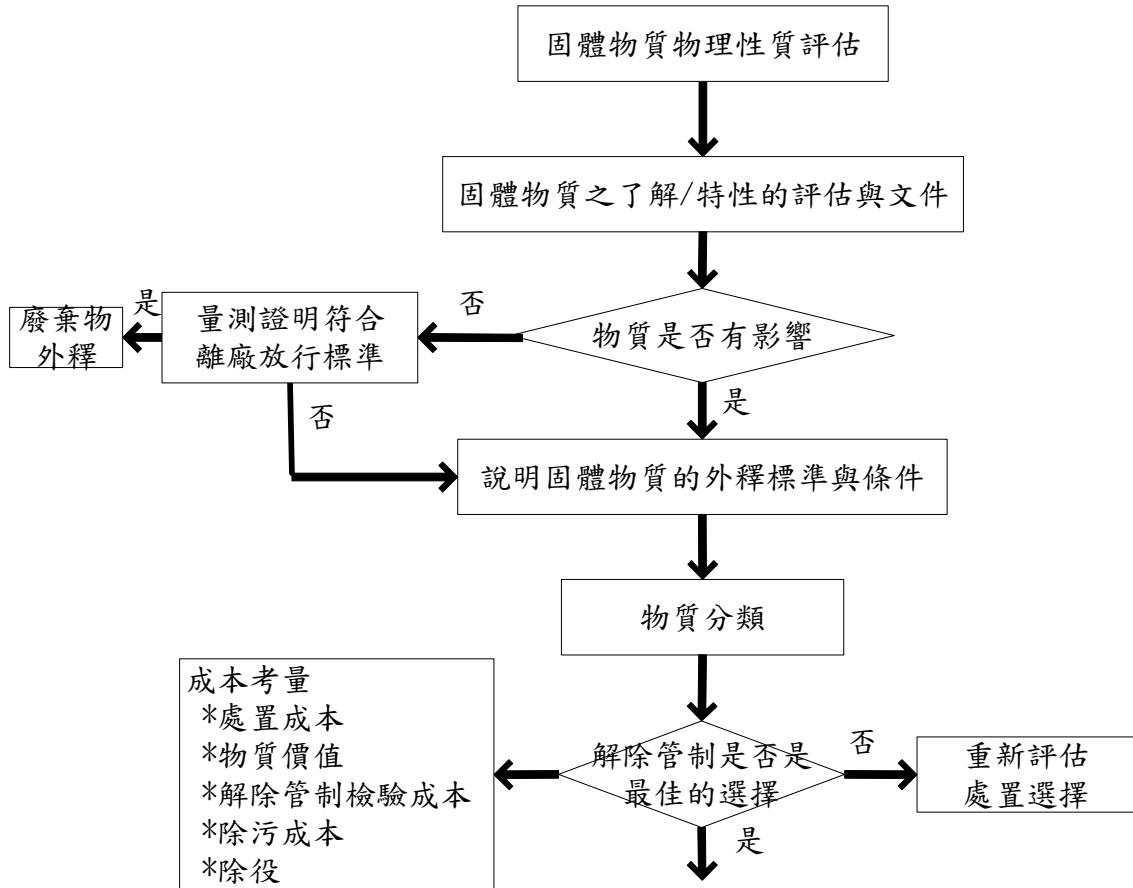
表 1. 使用氣體比例偵檢器掃描 GDP-豐富鈾(1.2%)及 Tc-99 的偵檢器效率

放射性核種	輻射平均能量(MeV)	平均分數	e_i	e_s	加權效率
Tc-99	貝他/0.085	0.7082	0.30	0.25	5.3E-2
U-238	阿伐/4.2	0.1077	0.32	0.25	8.6E-3
Th-234	貝他/0.0435	0.1077	0.20	0.25	5.4E-3
Pa-234m	貝他/0.819	0.1077	0.58	0.50	3.1E-2
U-234	阿伐/4.7	0.1728	0.32	0.25	1.4E-2
U-235	阿伐/4.4	0.0084	0.32	0.25	6.7E-4
Th-231	貝他/0.0764	0.0084	0.29	0.25	6.1E-4
總加權效率					1.1E-1

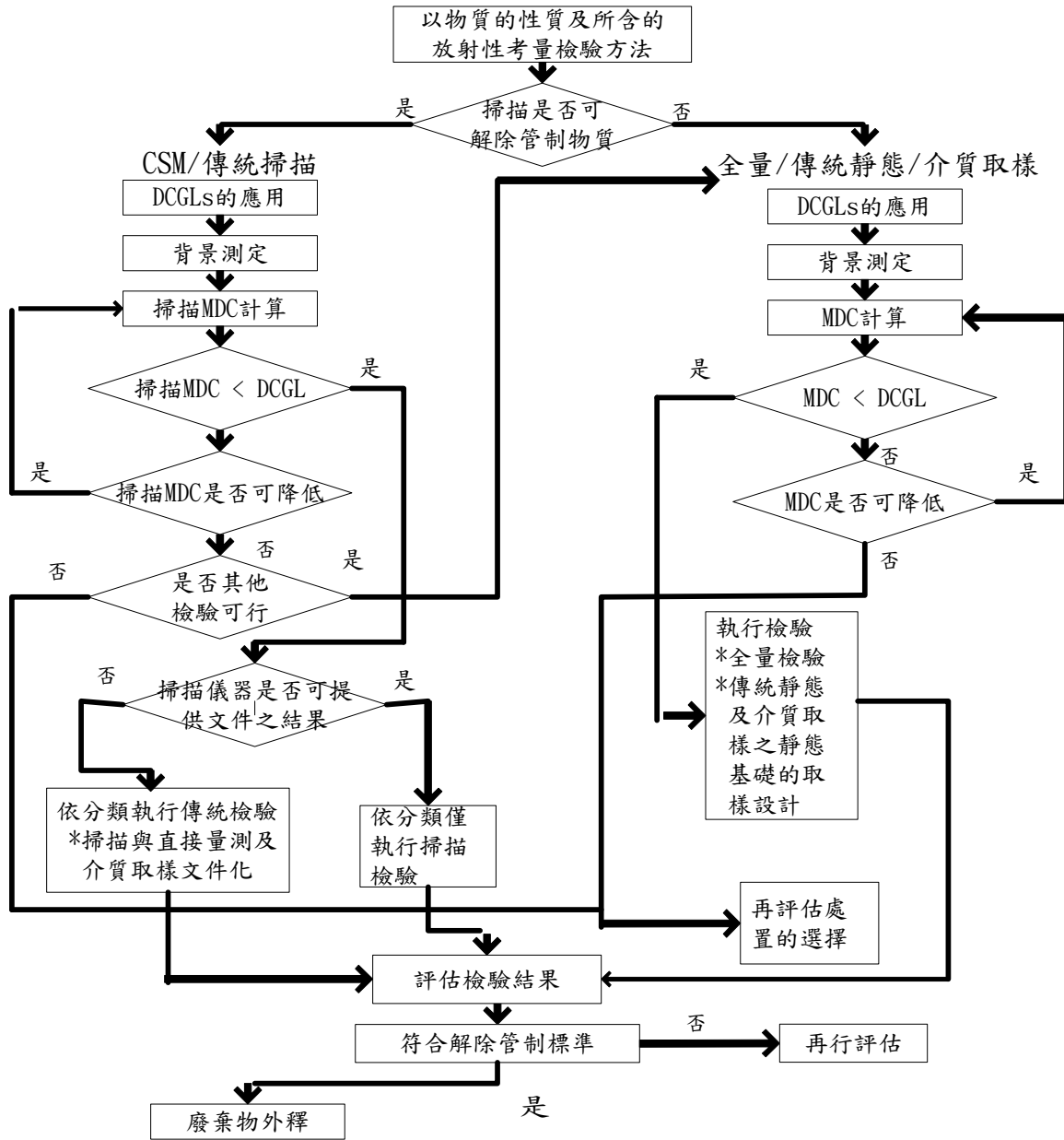
表 2. 使用蓋革偵檢器掃描 GDP-豐富鈾(1.2%)及 Tc-99 的偵檢器率

放射性核種	輻射平均能量(MeV)	平均分數	e_i	e_s	加權效率
Tc-99	貝他/0.085	0.7082	0.05	0.25	8.9E-3
U-238	阿伐/4.2	0.1077	0.02	0.25	5.4E-4
Th-234	貝他/0.0435	0.1077	0.025	0.25	6.7E-4
Pa-234m	貝他/0.819	0.1077	0.12	0.50	6.5E-3
U-234	阿伐/4.7	0.1728	0.02	0.25	8.6E-4
U-235	阿伐/4.4	0.0084	0.02	0.25	4.2E-5
Th-231	貝他/0.0764	0.0084	0.045	0.25	1.8E-5
總加權效率					1.8E-2

附錄 B 量測作業流程



量測作業流程(續)



附錄 C 解除管制標準滿足法則

廢棄物含有多核種時，須符合「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」附表中第二項多核種之計算公式(如下式)，始可外釋：

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

式中

C_i ：第 i 個核種之活度或比活度。

$C_{i,o}$ ：第 i 個核種之活度限值或比活度限值。

n ：所含核種的數目。

另外，若廢棄物包的 n 個放射性核種的比活度已知，則每一個放射性核種的比活度能以對他們其中的一個來表示，如放射性核種 1，此量測的核種通常稱為其他的代理放射性核種，即：

$$C_2=R_2C_1; C_3=R_3C_1; \dots\dots C_i=R_iC_1; \dots C_n=R_nC_1 \quad (1)$$

其中：

R_2 為放射性核種 2 的比活度與放射性核種 1 的比值； R_3 為放射性核種 3 的比活度與放射性核種 1 的比值.....，餘此類推， R_n 為放射性核種 n 的比活度與放射性核種 1 的比值。

則公式(1)

$$\frac{C_1}{C_{1,o}} + \frac{C_2}{C_{2,o}} + \frac{C_3}{C_{3,o}} + \dots\dots\dots + \frac{C_n}{C_{n,o}} \leq 1$$

$$\text{可寫成} \frac{C_1}{C_{1,o}} + R_2 \frac{C_1}{C_{2,o}} + R_3 \frac{C_1}{C_{3,o}} + \dots\dots\dots + R_n \frac{C_1}{C_{n,o}} \leq 1$$

$$\text{即} \quad C_1 \left[\frac{1}{C_{1,o}} + \frac{R_2}{C_{2,o}} + \frac{R_3}{C_{3,o}} + \dots\dots\dots + \frac{R_n}{C_{n,o}} \right] \leq 1 \quad (2)$$

因此當知其他放射性核種 2、3.....n 的比活度與放射性核種 1 的比值 R_2 、 R_3 R_n 時，若量測結果滿足公式(2)，則廢棄物可外釋。

附錄 D 量測之記載事項

1. 污染量測量或輻射劑量率量測須記載下列事項：

- (a) 量測日期
- (b) 廢棄物所含核種名稱及其解除管制標準
- (c) 廢棄物種類、重量、包裝方式及特性
- (d) 量測地點及其背景輻射劑量率
- (e) 使用之儀器名稱、校正日期、校正單位、儀器功能、最低可測值
- (f) 廢棄物包最大量測結果
- (g) 量測者簽名及量測者之輻防員或輻防師之證照號碼
- (h) 審核者簽名

2. 比活度量測須記載下列事項：

- (a) 量測日期
- (b) 廢棄物可能所含之核種名稱及其解除管制標準
- (c) 廢棄物種類、重量、包裝方式及特性
- (d) 能譜校正之射源及校正結果
- (e) 使用之儀器名稱、校正日期、校正單位、儀器功能、最低可測值
- (f) 量測地點及背景輻射量測
- (g) 廢棄物樣品重量
- (h) 廢棄物樣品各核種活度量測分析結果(包括放射性核種混合之組成)
- (i) 廢棄物之比活度及總活度
- (j) 量測者簽名及量測者之輻防員或輻防師之證照號碼
- (k) 審核者簽名

附件三 E-mail 內容

敬啟者：

- 一、行政院原子能委員會(以下簡稱原能會)已於 93 年 12 月 29 日公佈實施「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」，其中第四條明訂一定活度或比活度以下放射性廢棄物，得予外釋。廢棄物之外釋，申請者應提出**外釋計畫**，報請主管機關核准後，始得為之。
- 二、原能會為使業者能順利提出廢棄物外釋申請，於 94 年 4 月委託核能研究所研擬外釋計畫導則；導則草案如附加檔一，為使草案可行且不造成業者負擔，擬請各業者針對草案內容提供卓見，**建議表如附加檔二**。
- 三、煩請於**11 月 24 日(星期四)前**將建議表 E-mail 回本人；並轉知貴單位放射性廢棄物管理**負責人的姓名、電話及 E-mail 位址**。

肅此奉懇

順頌

時綏

核研所保健物理組 逢筱芳 敬上

hfpang@iner.gov.tw，電話為(02)82317717~7674

(03)4711400

附件四 寄送單位連絡人、E-mail 地址及電話資料及 E-mail 內容

單位	連絡人	E-mail	電話
台北榮總	劉晉昇	liucs@vghtpe.org.tw	
台中榮總	陳昌棋	cchichen@vghtc.org.tw	(04)23592525~4801
高雄榮總		wwwnm@vghks.org.tw	
台大	呂惠敏	min6585@ha.mc.ntu.edu.tw	(02)23123456~5740
三總	彭敬成	lsperng@yahoo.com.tw	(02)87923311~12643
林口長庚	吳佳螢	monica69@adm.cgmh.org.tw	
	劉憲榮	liunucl@adm.cgmh.org.tw	(03)3281200~2630
新光		t004810@ms.skh.org.tw	
高醫	鄭先生	henryj100@yahoo.com.tw	
	陳素英	chensuyin@yahoo.com.tw	
成大		em72470@email.ncku.edu.tw	(06)2766109 (06)2766609
馬偕中山		mmhsuper@ms2.mmh.org.tw	
和信	林玉鈴	yuling@mail.kfcc.org.tw	(02)28970011~1160
仁愛		lucky@tpech.org.tw	
彰化基督教	陳淑姬	16454@cch.org.tw	
秀傳紀念		sctsai@show.org.tw	(04)7256166~6322
中山		cshy677@csh.org.tw	
羅東博愛		grace@mail.pohai.org.tw	(03)9574993 (03)9543131

附件五 放射性廢棄物外釋導則草案建議

一定活度或比活度以下固體放射性廢棄物

(醫療固體廢棄物及學校研究固體廢棄物)之外釋計畫導則(草案)建議表

單位：台中榮民總醫院

部門：核子醫學科

負責人：陳昌祺

電話：04-23592525 分機 4801

E-mail 位址：cchichen@vghtc.gov.tw

項次	頁	行	原條文內容	建議修訂內容	說明
1	4	7	單一加馬核種，參考附件 B，訂定外釋輻射劑量率行政管制值；多種加馬核種，以小於 0.5μ Sv/h 為外釋輻射劑量率行政管制值		請問附件 B 第四欄位各核種之”廢棄物包表面劑量率”與此條所訂定之小於 0.5μ Sv/h 二者之關係為何？ 本科放射免疫分析使用之主要核種為 I-125, 但是附件 B 中並沒有列入 I-125.

**一定活度或比活度以下固體放射性廢棄物
(醫療固體廢棄物及學校研究固體廢棄物)之外釋計畫導則(草案)建議表**

單位：林口長庚紀念醫院

部門：核子醫學科

負責人：劉憲榮 電話：03-3281200ext2630 E-mail 位址：liunucl@adm.cgmh.org.tw

項次	頁	行	原條文內容	建議修訂內容	說明
			附件 B 醫療廢棄物解除管制表面劑量率之評估	附件 B 醫療廢棄物解除管制表面劑量率之評估 增加 I-125 及 Co-57 二核種	I-125 及 Co-57 為放射免疫分析常用核種

附件六 國核電廠極低微放射性廢棄物類別與數量

A. 核一廠現有貯存量

- #2 廢棄物倉庫之不可燃廢棄物桶貯存量(55 加侖桶)

單位：桶 93.03.31

廢棄物類別	廢鐵	保溫材	廢土	合計
貯存量	109	95	2,173	2,377

- 廠區內物定場所管制之不可燃廢棄物貯存量廢金屬、廢電纜、燈具、廢儀器設備等

單位：公斤 93.03.31

貯存場所	小坑	小坑	茂林12號	合計
	26棟建屋	第二餐廳	倉庫	
貯存量	166,820	142,846	99,636	409,302

- 預估年產量 70 桶/年(裝 55 加侖桶)及 57 公噸(不裝桶)
 - 目前未裝桶有 489 公斤，若裝入 55 加侖桶，則預估為 2,333 桶(以 150 公斤/桶計)。另外，每年產 57 公噸，若裝入 55 加侖桶，則約 253 桶。
- 註：上列表格資料之解除管制標準係為草案標準之三倍

B. 核二廠現有貯存量

- 以不可燃類(主要為金屬)為大宗，目前皆以分箱盛裝。

貯存場所	可貯存量 (箱)	現貯存量			備註
		(箱)	(公噸)	未切割(公噸)	
27號清潔倉庫	780	23	10	50	
31號清潔倉庫	656	312	178	0	
32號清潔倉庫	656	0	0	0	
	2,092	335	188	50	

- 預估年產量 35~40 公噸。

註：上列表格資料之解除管制標準係為草案標準之三倍

C. 核三廠現有貯存量

貯存場所	物料名稱	單位	貯存量	< 300 Bq/kg
#5 廢棄物貯存區	活性碳	桶	87	
	廢油脂	桶	30	
	可燃廢棄物	桶	878	563
9B 號貯存區	海砂	桶	295	293
	樹脂	桶	1,297	1,222
	污泥	桶	499	381
	下腳鐵	桶	594	436
	大件下腳錢	公斤	42,276	40,000
	過濾網錢	桶	346	241
	不可燃廢棄物	桶	437	314

- 預估年產量 50 桶。

註：多項標準