

行政院原子能委員會委託研究計畫期末報告
(修訂版)

計畫名稱：

「除役作業場所輻射分析之審查技術研究」

計畫編號： AEC10802005L

受委託單位：國立清華大學

研究主持人：劉鴻鳴

協同主持人：許芳裕、蔣安忠

研究期程：中華民國 108 年 4 月至 108 年 11 月

研究經費：新臺幣 224 萬元

行政院原子能委員會 委託研究

中華民國 108 年 11 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)

期末報告審查意見與回覆說明

子項計畫一：MARSSIM 相關的偵檢儀器特性評估：

項次	頁碼	審查意見
1	A-37	有關「.....，一般選擇儀器 MDC 值介於 DCGL 值的 10~50%」一節：建議增加段落說明，實際輻射偵檢時，有何種儀器採用 10%，有何種儀器採用 50%? 已增加下列段落說明： A-37 頁，增加補充說明： MARSSIM 依據污染面積的大小定義出兩種 DCGL 值： 1. $DCGL_w$：如果殘餘的放射性平均的分佈在大地區，調查整個地區的平均活度，並以平均活度推導出 $DCGL_w$ 值。 2. $DCGL_{EMC}$：如果小區域面積內有殘餘高放射性出現，MARSSIM 建議考慮該小區域個別的量測結果，並針對這些小區域分別推導出 $DCGL_{EMC}$ 值。 根據輻射特性，描述某地區輻射水平的過程稱為分類。MARSSIM 建議在除役過程中，可先完成初步地區輻射水平分類，此一分類對於規劃後續的輻射偵檢很有用。不可能有殘餘污染的地區，可分類為「未受影響區」(Non-impacted Area)，這些地區在除役早期便被確認沒有來自原場址操作的放射性影響。而可能有殘餘污染的地區，則被歸類為「受影響區」(Impacted Area)。受影響區可再進一步區分為三大類： 第 1 級地區：現在或是曾經進行改善行動的地區，其可能有輻射污染（依場址操作歷史紀錄）或已知有污染且污染值（依先前的放射性輻射偵檢結果）高於 $DCGL_w$ 之區域。第 1 級地區的例子有：（1）場址先前曾進行改善行動的地區；（2）已知有滲漏或溢出情形發生的地區；（3）之前用於廢棄物掩埋或處置的場址；（4）廢棄物儲存的場址；（5）含有固體塊狀物質其上有污染物與高比活度區域。 第 2 級地區：現在或是曾經列於優先改善的地區，具有輻射污染可能（依場址操作歷史紀錄）或者已知有污染（依先前的放射性輻射偵檢結果）但污染值並未超過 $DCGL_w$ 值。依據最終狀態輻射偵檢可歸類為第 2 級地區的有：（1）放射性物質以非密封形式出現的地區；（2）有潛在污染物移行的路徑；（3）排放點的下風地區；（4）易吸附放射性浮塵的建築物或房間上方的牆壁和天花板；（5）處理低濃度放射性物質的地區；（6）從前污染管制地區的周邊地區。 第 3 級地區：依據場址操作歷史與先前的放射性輻射偵檢結果，不預期含有任何殘餘放射活度，或者殘餘放射活度遠低於 $DCGL_w$ 值的地區。

不可能有殘餘污染的地區不需要做任何的輻射偵檢，直接分類為未受影響的地區。受影響區之輻射偵檢作業一般選擇儀器 MDC 值介於 DCGL 值的 10~50%。舉例來說：受影響區之第 1 級地區的偵檢作業，一般建議選擇儀器 MDC 值需小於 DCGL 值的 50%；受影響區之第 2 級地區與第 3 級地區則建議選擇儀器 MDC 值約為 DCGL 值的 10%者較佳。

A-50 及 A-52 頁：

...，對於可能有殘餘放射性污染的受影響區之第 1 級地區的偵檢作業，一般建議選擇儀器 MDC 值需小於 DCGL 值的 50%；而受影響區之第 2 級地區與第 3 級地區則建議選擇儀器具較低 MDC 值，約為 DCGL 值的 10%者較佳。

2	A-49	有關「(10) 儀器校正計畫等」一節：建議增加說明，儀器校正計畫一般須包含內容，例如校正頻次等內容。
---	------	--

已增加下列說明：

(10) 儀器校正計畫等 (校正計畫內容須至少包含校正頻次、執行校正單位、校正追溯性、校正結果允收標準、以及儀器之校正履歷紀錄等)。

3	A-50	有關「第四章 結論」中「.....。如果現場儀器和量測方法無法檢測到 DCGL 以下，則通常需使用實驗室方法來測量。.....」一節： - 目前核一廠特性調查計畫，將會提供初步 DCGL 值，以此作為土地分級與現場儀器之 MDA 設定，若於 FSS 階段，重新評估之 DCGL 值變動太大，對於土地分級與現場儀器之 MDA 設定，會造成甚麼影響？ - 建議增加敘述說明「實驗室方法」。
---	------	--

1. 已於 A-50 及結論(A-52)中增加下列說明：

...核電廠於除役初期提出特性調查計畫，將會提供初步 DCGL 值，以此作為土地分級與現場儀器之 MDA 設定，若於最終狀態偵檢 (Final Status Survey, FSS) 階段，重新評估之 DCGL 值變動後調整至較小值，因此使得原先測量之偵測儀器的 MDC 會大於新的 DCGL 的 50%，則該儀器應被視為不適合於偵測使用；其所測得之原數據，應重新選擇使用 MDC 小於新 DCGL 值的 50%之適當儀器，重新再進行偵測。

2. 已於 A-50 及結論(A-52)中增加下列說明：

...以實驗室方法進行量測即以採樣方式進行，採樣乃取環境介質中代表性的試樣，包括試樣的前處理；採樣後再於實驗室分析其樣品之放射性核種活度濃度。

子項計畫二：物質與設備的偵檢設計與審查導則之研究：

項次	頁碼	審查意見
1	全	建議增加敘述說明：本計畫實務應用上與現行「核能電廠管制區內廢棄物偵測離廠放行作業計畫(放行作業)」、「一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫(外釋計畫)」之關連性。
審查意見 1 中所指的放行作業與外釋計畫兩項規範，可以作為實務應用中設定行動基準的參考標準，依照處理選項的不同予以選用。廢棄物的處理選項為執行離場放行後進行特定處置，則處置偵檢的標準應考量放行作業標準作為行動基準；若處理選項係以廢棄物外釋進行考量，則依外釋計畫訂定行動基準；一般如欲將廢棄物進行回收使用，通常採取更為嚴格的掃描偵檢，可採用 ANSI/HPS N13.12 的表面活度與體活度篩選水平，或逕以掃描最小可偵測濃度(Scan MDC)作為行動基準。(相關內容補充於期末報告第五章)。		
2	全	建議增加敘述說明：Screening Levels in ANSI/HPS N13.12 (2013)與現行法規(「一定活度或比活度以下放射性廢棄物之限值」、「放射性物質之豁免管制量」及「安全運送規則豁免管制量」)所訂限值之差異或關連。
ANSI/HPS N13.12(2013)的篩選水平是指放射性物質與設備解除管制的篩選條件，使用表面活度及體活度(Bq/cm² 或 Bq/g)作為標準；「一定活度或比活度以下放射性廢棄物之限值」包括「每年」外釋廢棄物活度限值(Bq)、每年外釋超過一公噸之廢棄物比活度限值(Bq/g)、每年外釋一公噸以下之廢棄物比活度限值(Bq/g)；「放射性物質之豁免管制量」限制豁免管制活度濃度(Bq/g)與活度(Bq)，其規定係針對輻射源所產生之輻射是否產生安全顧慮，是「游離輻射防護法」(輻防法)的規範範圍；安全運送規則豁免管制量則是與放射性物質運送相關的豁免規定，其規定是放射性物質總活度作為限值。四種規範有其不同意義，也有某些差異與關聯性，以下進行說明，並補充於期末報告第五章： 游離輻射防護安全標準中個人有效劑量限值(1 mSv/y)相對較高，因此輻防法中放射性物質豁免管制量的活度限值較高，主要是用來區別該放射性核種是否有安全疑慮。「一定活度或比活度以下放射性廢棄物之限值」係以 IAEA Safety Guide No. RS-G-1.7 (2004)「Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance」為基礎制定，以放射性核種造成個人有效劑量 0.01 mSv/y 的放射性濃度為限值，其中每年外釋		

大於一公噸的濃度限值與 ANSI/HPS N13.12 (2013)的放射性濃度基本一致，唯一的例外是 I-129 的外釋限值在 IAEA 和 ANSI/HPS 的規範中，若考量地下水的活動，則應更嚴格管制，將限值下修一個數量級。此外，「一定活度或比活度以下放射性廢棄物之限值」也考慮了放射性物質的每年外釋總活度，從而限制了放射性物質每年外釋的總量，因其使用的個人有效劑量限值較低，故其活度限值較輻防法嚴格許多。ANSI/HPS N13.12 (2013)考慮了表面積與體積的比例係數，故多了表面活度限值的參考標準，在實務上更容易與偵檢結果進行比較，若針對不同形狀大小的物質與設備，可將參考標準與其表面積-體積比例係數相乘，即可簡易取得調整過後的篩選水平。

3

全

建議增加敘述說明：本計畫實務應用範圍，針對國內大型組件(例如：氣渦輪機)應用於本計畫之方法與流程，增加說明國際經驗。

目前詳細應用 MARSAME 的國際經驗尚少，可參考的核能電廠範例僅有在本計畫及前期計畫中討論的美國 Humboldt Bay 電廠，美國 ORAU (Oak Ridge Associated Universities)辦理的 MARSAME 訓練課程中亦以美國 Humboldt Bay 電廠 3 號機的變壓器及斷路器作為範例，其偵檢包恰可做為氣渦輪機等大型組件之偵檢參考。目標組件若在初始評估中被認為是受影響，但污染程度甚低或無受污染，預計採用回收使用的處置選項，那麼同樣依照 MARSAME 流程圖進行偵檢設計，根據該組件的物理、輻射特性進行偵檢，一般係對欲回收使用的組件進行表面偵檢，因回收使用需採嚴格標準，故以儀器掃描最低可測濃度(Scan MDC)作為行動基準，偵檢方法可選擇全面性的表面掃描(成本較高)或針對可能的污染處做定點測量(較快速)。若大型組件在初始評估的過程中判斷可能有內部污染的可能性存在，可能需要經過偵檢人員及設備工程人員會勘，釐清可能污染點的可達性及是否能夠進行偵檢，若可，則進行 MARSAME 偵檢設計與後續流程，若無，則只能選擇其他處置選項。雖然 MARSAME 的重要目的是將(能夠回收使用的)設備組件進行回收使用，若設備確知有污染且難以量測(或無法量測)，自然無回收使用的可能，在最初即應選擇其他的處置選項進行偵檢設計，或採用破壞手段進行偵檢、或進行解體將可回收材料分離處理並進行偵檢。核能電廠欲進行回收使用的大型組件在污染程度的辨識上應無模糊空間，採用 Scan MDC 作為行動基準，進行表面掃描應是安全有效的處置偵檢方式。(以上敘述說明新增於期末報告第四章。)

4

B-40

有關「.....」。在決定量測技術時，必須考慮許多的變數，如：關注放射性核種的識別性、殘留放射性的位置、處置行動基準、M&E

		的物理特性、殘留放射性的分布與活度範圍、放射性核種與活度之間的關係、自然衰變序列的平衡狀態、以及背景值等。……」一節： 建議增加敘述說明： 1. 有關受影響與未受影響之區分標準為背景值，參考依據為何？ 2. 建議應妥適定義背景值，並承諾必要時提供主管機關客觀資料(如：抽樣量測結果)，作為分類為未受影響的檢證依據。 3. 如何訂出合理的背景值？ 4. 抽樣量測是否有參考依據？
審查意見中所指的章節主要係作為後續討論 MQO 之引言，與受影響區的判定較無關聯，考量本項審查意見的問題與導則內容較為相關，因此建議增述的說明我們將之放在第四章「核子反應器設施除役物質與設備處置偵檢計畫導則研擬」中 MARSAME 路線圖歸納的重點項目中。以下就審查意見的問題分項進行回覆： 1. 在 MARSAME 詞彙表中(MARSAME Glossary, GL-4 頁)中對受影響的定義如下： Impacted is a term applied to M&E that are not classified as non-impacted. M&E with a reasonable potential to contain radionuclide concentration(s) or radioactivity above background are considered impacted (10 CFR 50.2). 而未受影響的定義如下： Non-impacted is a term applied to M&E where there is no reasonable potential to contain radionuclide concentration(s) or radioactivity above background (10 CFR 50.2). 故受影響與未受影響的主要區別在於 M&E 是否含有超過背景值的放射性。然而在 MARSAME 路線圖 3 中有關於受影響與未受影響的評估流程，其基本判定途徑有 3：(1)進行目視檢查、(2)審視歷史記錄、(3)評估程序知識，再輔以可能需要的前哨量測，再就以上資訊評估進行分類。路線圖中雖並未直接提及背景值，但背景值係直接可得之量測結果，若按照詞彙表中的定義，應可作為分類的主要參考數據，實務上背景值的量測結果應包含在程序知識(事實、資訊和數據的集合，描述過去或當前的過程或做法)當中。 2. 背景輻射在 MARSSIM/MARSAME 的定義中係指來自宇宙射線、自然放射性、環境中的落塵(來自核爆或過去的核事故)等無法由業主控制的輻射強度，不包括美國 NRC 10 CFR 20.1003 中所列的射源、副產品、或特殊核子物質。在執行物質與設備的偵檢時，依據偵檢場所的不同，可能會有不同的參考背景值，(例如：廠房外、		

廠房內、離物件 1 公尺處等)，故偵檢計畫中每次出現的背景值應有清楚定義，避免混淆。關於未受影響的佐證資料，MARSAME 並未特別要求，但本計畫研究人員認為主管機關站在監督者的立場，應可主觀要求業主提供客觀的佐證資料，除了提供目視檢查的結果、歷史記錄審視外，各種量測(包括前述背景值或抽樣量測)與資訊分析均可被視為程序知識評估的一部分，作為分類 M&E 的參考。

3. 進行掃描偵檢時，需要先量取背景值，再藉由決策錯誤率的設定，求得關鍵值(S_c)與鑑別極限(S_D)，進而取得最低可測濃度 MDC，因此背景值的定義會影響 MDC，此處的背景值應與前述背景輻射的定義有所區別，在 Humboldt Bay 電廠的實例中，係在待測物件表面 1 公尺外進行五次偵檢，將計數值進行平均後所得的值作為背景值，在偵檢時使用的背景值，主要係指量測場所周遭環境的計數值，視偵檢方式之不同依實際情形選定之。
4. MARSAME 並未對分類為未受影響 M&E 的檢證要求有所著墨，此係本計畫研究人員的研析建議(如 2 所述)，主管機關應可主觀要求業主提供檢證資料，抽樣量測僅是舉例參考，並不限定之。

5	B-71	有關「路線圖 14、解讀僅掃描(Scan-only)與現場(In-situ)偵檢的偵檢結果」一節：建議將「不須紀錄獨立掃描結果」改為「不須記錄獨立掃描結果」，並整體檢視全文路線圖內之錯字，一併更正。
依照審查意見修訂。		
6	B-73 ~ B-79	有關「附件二 核子反應器設施除役物質與設備處置偵檢計畫導則(草案)」一節：請依據 10/23 討論會議與 11/5 教育訓練意見，整體修改導則。
依照審查意見修改導則。		
7	B-85	有關「(七) NUREG 1761」一節：建議補充該文獻全名。
依照審查意見修訂。		

綜合敘述

核電廠除役之輻射分析技術，為初期除役工作階段關鍵技術之一，分析調查結果不僅可用於提供執行除役期間工作人員劑量評估參考、決定採取何種改善行動、估算除役成本...等，同時可進行除役運作與意外狀況所造成的影響評估。因此，本計畫的目的在於進行「強化核能電廠除役管制技術及環境輻射之研究」中有關「除役作業場所輻射分析之審查技術」的相關研究；本計畫的成果將做為審查作業之參考、並建立管制需求，以確保對輻射量測數據的品質確認，詳實進行輻射劑量管控，確保各項除役作業對環境與人員的安全。

本計畫主要是參考國際文獻，進行除役作業場所輻射分析審查技術及相關案例的研究，針對在核電廠除役之作業場所輻射分析調查與評估過程中使用的各式輻射量測儀器類別，包括測量表面活度、曝露率、以及土壤分析等量測儀器之特性要求、選用策略及應用實例進行歸納與彙整。此外，本計畫亦將蒐集國際案例的實務經驗，研析美國環保署的輻射作業風險評估，歸納整理除役核能設施物質與設備偵檢設計、量測技術與取樣分析方法，從而建立核子反應器設施除役物質與設備處置偵檢計畫導則草案，以利未來除役核能設施的管制與執行。

為了順利執行本研究、並進行除役相關人才培育工作，本研究籌組團隊如附圖 1 所示。本研究除了不定期於校內舉行讀書討論會之外，同時鼓勵團隊成員參加相關訓練課程及演講討論會，主要包括如下(相關活動照片彙整如圖 2 所示)：

1. 6/17：RESRAD-onsite 訓練課程（黃坪吉博士）。
2. 6/20：RESRAD-build 訓練課程（劉鴻鳴博士）。
3. 6/24~6/28：RESRAD 進階訓練課程（余家禮、鄭靜枝博士）。
4. 7/1~7/3：除役技術座談討論會（張似璵董事長主持）。
5. 8/27：MARSAME 的基本方法與應用經驗（吳全富博士）。

6. 11/5：「除役作業場所輻射分析之審查技術研究」教育訓練（本團隊）

本計畫希望可以透過持續性的讀書討論會、專題演講、訓練課程、以及技術問題的交流會談，達到人才培育及教育訓練的目的。

本研究團隊也在期末將研發成果進行彙整，撰寫「美國 Humboldt Bay 電廠的 MARSAME 應用簡介」文稿，並完成國內期刊（核能月刊）的投稿，希望藉由研發成果的發表，可以增加國內除役相關人員的觸及率及後續相關議題的討論。稿件內容如附件所示。

今年度本計畫的執行內容主要包含兩個子項計畫。子項計畫一：MARSSIM 相關的偵檢儀器特性評估；以及子項計畫二：物質與設備的偵檢設計與審查導則之研究(MARSAME)。有關兩個子項計畫的研究方法、內容及成果亦一併檢附於本報告內。

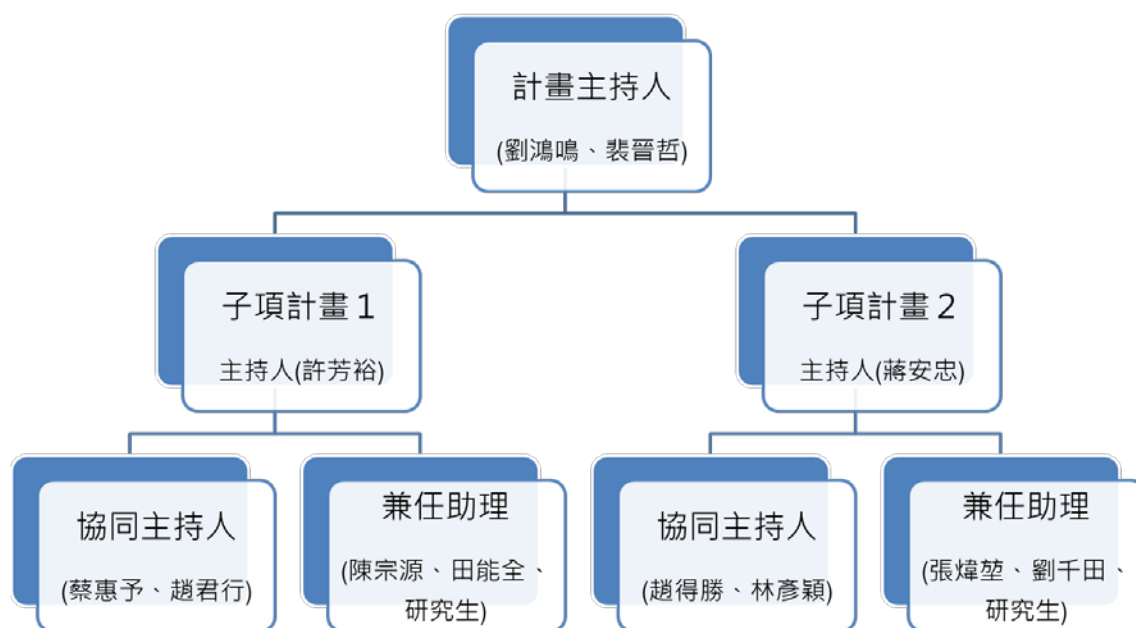


圖 1：研究團隊(108 年度)

	
不定期校內讀書討論會-1	不定期校內讀書討論會-2
	
RESRAD-on-site 訓練課程	RESRAD-build 訓練課程
	
RESRAD 進階訓練課程-1	RESRAD 進階訓練課程-2

圖 2：團隊成員參加相關訓練課程及演講討論會



除役技術討論會-1



除役技術討論會-2



MARSAME 的基本方法與應用經驗-1



MARSAME 的基本方法與應用經驗-2



計畫成果教育訓練-1



計畫成果教育訓練-2

圖 2：團隊成員參加相關訓練課程及演講討論會（續）

附件

已投稿國內「核能月刊」稿件

美國 Humboldt Bay 電廠的 MARSAME 應用簡介(稿)

蔣安忠*、劉鴻鳴

國立清華大學原子科學技術發展中心

*acchiang@mx.nthu.edu.tw

摘要

美國多部會物質與設備輻射偵檢與評估手冊 (Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment Manual, MARSAME)是美國多部會輻射偵測與廠址調查手冊 (Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, MARSSIM)的補充報告，其內容係針對物質與設備的處置偵檢(disposition survey)及處理選項的設計，為目前國際上除役核能設施有關於處理除役物質與設備的重要指引，其與 MARSSIM 的基本概念一致，採用級數法的方法評估輻射偵檢資源的投入與使用，能夠科學化、有系統地執行物質與設備的偵檢、外釋與解除管制，在節省大量偵檢資源的同時並能維持輻射安全，美國 Humboldt Bay 電廠的除役是近年來應用 MARSAME 的成功實例之一，核一廠即將正式進入除役執行階段，美國 Humboldt Bay 電廠的執行經驗恰可做為我國除役核能電廠的參考借鏡，本文將簡單介紹美國 Humboldt Bay 電廠的 MARSAME 應用經驗，並提出結論與建議。

壹、MARSAME 簡介

美國多部會輻射偵測與廠址調查手冊 (Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, MARSSIM) 與多部會物質與設備輻射偵檢與評估手冊 (Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment Manual, MARSAME) 為目前國際上被應用於確定除役廠址可符合以輻射劑量或風險基準為標準值的重要指引，係由美國國防部(Department of Defense, DOD)、能源部(Department of Energy, DOE)、環保署(Environment Protection Agency, EPA)、以及核管會(Nuclear Regulatory Commission, NRC)共同制定。

MARSSIM 主要針對建築物與土壤的輻射偵檢規劃驗證程序，而 MARSAME 則是提供物質與設備之處置偵檢的規劃、執行、評估、偵檢等技術資訊，並鼓勵資源利用，使解除管制作業之調查與偵檢技術更趨完善，近年已被廣泛用於物質與設備之偵檢分類及外釋解除管制。

MARSAME(如圖一)作為 MARSSIM 的補充文件，有許多一致性的主張與描述，諸如級數法的使用、受影響與不受影響區域的劃分、資料與量測品質目標的統計過程等等，但由於二者對象目標的不同，在 MARSSIM 中定義之外釋標準(release criterion)、導出濃度指引水平(derived concentration guideline levels, DCGLs)、最終狀態偵檢(final status survey, FSS)三個術語，在 MARSAME 中則分別以處置標準(disposition criterion)、行動基準(action level)和處置偵檢(disposition survey)進行對應。

MARSAME 將物質與設備分為三個群組(groups)，群組 1 包含金屬、混凝土、工具、

設備、管路、水管、傢俱等物件與材料，群組 2 包含垃圾、碎石、瓦礫、屋頂材料、爛泥、沉澱物等分散性的物體，群組 3 包含盛裝於容器、鋼瓶、封存材料的液體、氣體與固體等。對於這些多樣化的物質與設備，MARSAME 提供一個有序的科學方法和步驟，對這些物件進行系統化評估與管理，從而決定較佳的處置方式，並具有彈性調整的特性，其目的並非建立或取代管制法規或執照的發放，它的基本概念與 MARSSIM 相同，係基於級數法(graded approach)的使用，根據殘餘輻射量的多寡來評估使用輻射偵檢資源的投入，以增進輻射安全。

由於 MARSAME 導則在 2009 年釋出，應用該導則的輻射設施除役作業多數仍在執行中，絕大多數的資訊並未被完整揭露，部分揭露的除役廠址包括了美國 Hanford Site 放射性廢棄物處置場、STURGIS MH1A 反應器(原安裝於艦艇上的反應器)、以及 Los Alamos 實驗室的廢水處理設施大樓以及部分考古文物的解除管制案例等等，這些設施的性質與除役核能電廠有所區別，無法作為我國除役核能電廠物質與設備處置偵檢的參考範例。所幸在少數 MARSAME 執行案例中，美國 Humboldt Bay 電廠已經完成除役，是目前少數核能電廠完整應用 MARSAME 進行除役物質與設備處置偵檢的實際案例。

貳、美國 Humboldt Bay 電廠簡介

Humboldt Bay 發電廠(Humboldt Bay Power Plant, HBPP, 如圖 2)位於美國加州 Eureka，擁有一座 63 MWe 的自然循環式沸水式反應器，運轉時間在 1963 至 1976 年，這座反應器是 HBPP 的 3 號機，其 1 號機和 2 號機為傳統石化燃料發電廠，其功率分別為 52 及 53 MWe，另外還有兩座功率 15 MW、裝載於拖車上的移動式緊急發電機。北加州的能源供應計畫中要求關閉 HBPP 的兩個石化燃料機組關閉並移除，且將核能機組除役在安全貯存(SAFSTOR)的狀態(1986 年)，現今 HBPP 的發電功能已由 Humboldt Generating Station (HBGS)取代，這是一座擁有 10 部機組的天然氣發電站。

在長達 30 年以上的 SAFSTOR 和除役先期作業的各項調查作業完成後，2009 年 5 月起開始進行 3 號機的全面除役，前述所提之 1 號機和 2 號機則已於 2010-2011 年進行拆除，HBPP 的汽機建築於 2012-2013 年間拆除。HBPP 的執照中止計畫(license termination plan, LTP)於 2013 年初次提報美國 NRC，並於 2014 年根據 NRC 的審查結果提出修訂版本，除了剩餘的廠址復原及最終輻射偵檢之外，除役作業已近乎完成，陸續釋出相關除役工作報告與文件。

補充一提的是前述除役先期作業尚包含獨立用過核子燃料貯存設施(independent spent fuel storage installation, ISFSI)的設立。負責拆除 HBPP 的 Pacific Gas and Electric (PG&E)公司早在 2003 年 12 月便向美國 NRC 提出用過核子燃料乾式貯存設施(位於 HBPP 廠址內)的使用執照申請，2005 年 11 月 17 日核發使用執照與安全評估文件，直到 2008 年 12 月將所有用過核子燃料從用過燃料貯存池轉移至 ISFSI 後才開始 3 號機的拆除作業，所有與電廠相關的結構都將被移除(包含防水沉箱)。一般的沉箱是用作地基或進行地下工程的防水結構，HBPP 3 號機的防水沉箱是第一個用於容納核能結構、減壓艙和地下核能蒸汽供應系統的沉箱。

叁、美國 Humboldt Bay 電廠的 MARSAME 應用

在 HBPP 的除役程序中，有很多方面都應用了 MARSAME 的方法，該過程針對特定廢物流(waste stream)進行定制，並提供更一致的分級方法來確定物料的處置方式。其廢棄物處理選項包括廢棄物外釋的再使用、回收和多種廢棄物處理替代方案(alternative action)，這些替代方案經優化後可以更好地管理項目成本。該過程已成功應用於建築拆除碎片，鋼材回收，混凝土，土壤等常見的物質和設備。

由於 MARSAME 對於商用核設施來說是一項相對較新的概念，HBPP 的管理階層人員都接受了為期 2 天的 MARSAME 教學指導，這項教育訓練有助於管理階層能夠熟悉現場作業與人員，並理解 MARSAME 與 HBPP 現場拆除有關的適用性資訊，這是 HBPP 執行 MARSAME 程序的第一個步驟。

HBPP 執行 MARSAME 程序的第二步驟是將各種結構與組件區分為偵檢單元(survey unit, SU)，此步驟與 MARSSIM 基本一致。HBPP 將 MARSAME 偵檢設計的工作外包給 Barlett Nuclear 公司(BHI energy/Barlett Nuclear, Inc)，使用標準的 MARSAME 程序(如圖 3)，並建立了一套標準作業流程(程序書)，據以設計制式化的文件表格，對各項物質與設備的解除管制進行評估與偵檢設計。這份程序書在 2010 年 3 月提出，標題為「MARSAME Disposition of Materials and Equipment」，程序書經美國 NRC 核備，詳細說明了 HBPP 應用 MARSAME 程序的說明及執行時應注意事項，HBPP 的除役執行單位即據以執行所有除役物質與設備的處置偵檢。

HBPP 物質與設備偵檢包使用了資料品質目標(data quality objective, DQO)的疊代過程，每種處置偵檢都採用級數法進行設計，並且將偵檢結果與偵檢包中概述的處置選項行動基準行比較，必要時將偵檢單元內超過處置選項行動基準的物質進行隔離。在實施偵檢的過程中，將量測技術的描述與定義與偵檢設計過程中的量測品質目標(measurement quality objective, MQO)進行比較，確保量測結果的正確性，量測的數量和類型也依照偵檢設計在指定的位置進行。當行動基準設定以體積為單位標準時，以所測量物質的密度將表面活度與體積進行關聯轉換，便可將表面掃描的結果與處置行動基準(體積)進行比對。

在行動基準方面，物質與設備的外釋與解除管制仍是依照美國 NRC 的管制指引(U.S. NRC Regulatory Guides)，其中 U.S. NRC Regulatory Guides 1.86(1974)與 8.23(1981)雖然相繼於 2016 年及 2018 年被取消，但其中表列的外釋活度標準(即使制定的年份久遠)仍為目前美國放射性廢棄物外釋的依據之一(如表一)。美國國家標準協會及美國保健物理學會於 2013 年提出修訂過後的 ANSI/HPS N13.12 (2013)文件，是目前關於放射性核種外釋的較新規範，如表二所示，ANSI/HPS N13.12 (2013)文件中納入 IAEA Safety Guide No. RS-G-1.7 及 U.S. NRC Regulatory Guides 1.86/8.23 的比較與討論，引入表面積/質量比的概念，藉此可對不同形狀的物件進行外釋活度限值的修正。前述 STURGIS MH1A 艦載反應器的除役，即是引用 ANSI/HPS N13.12 (2013)的外釋規範進行 MARSAME 回收處理的條件。此外，ANSI/HPS N13.12 (2013)是保守地基於 10 $\mu\text{Sv/y}$ 的年劑量所制定的放射性活度(表面、體積)解除管制規範，並非意指取代法令規範，如有特殊情形，可逐案討論依照合理抑低原則進行彈性調整，使放射性活度造成之公眾劑量

低於 1 mSv/y。

由於大多數的物質與設備的放射性活度都很低，可以進行回收，HBPP 應用 MARSSIM/MARSAME 所提供的公式及程序計算定點測量最小可測濃度，作為能否進行回收的掃描行動基準，其計算流程如圖四所示，進行掃描偵檢的過程也明確設計了最佳化步驟，如圖五所示。此部分的應用經驗，對大部分除役物質均可進行定點掃描偵檢並進行回收處理的實際情形有不錯的參考價值。

HBPP 應用 MARSAME 程序不只除役了石化燃料機組，也除役了其長期處於安全暫存(SAFSTOR)狀態的核能機組，透過 MARSAME 獲取了以下方面的助益，節省了非常可觀的成本：

1. 允許材料的循環利用；
2. 確定最具成本效益的處置選項；
3. 允許材料分離；
4. 提供最有效的處置方法；
5. 提供評估偵檢需求的正式程序。

更重要的是，物質與設備的處置偵檢過程及廢棄物外釋與解除管制均在科學化的評估過程中執行，具有高度可信度，可以確保輻射安全。

肆、結語

HBPP 3 號機雖為小規模之核能機組，但其針對「已經分類過」之物質與設備之處置流程，係以「偵檢單元」為單位進行處置偵檢，與電廠整體規模的關係較小，若考慮其將鄰近非核能機組的 1 號機與 2 號機一併納入 MARSAME，以受影響區之標準予以處理，其物質與設備之整體規模並不下於大型核能電廠；而該廠除役過程所揭露之物質與設備之處置流程與偵檢流程均十分具體，相較於其他參考電廠，揭露更為完整之除役計畫書(停機後除役作業報告及執照中止計畫)、處置偵檢程序書、偵檢表格、以及詳細之計算範例等資料，規模雖小但卻具體而微，對於我國除役核能電廠仍有不錯之參考價值，美國 Oak Ridge Associated Universities (ORAU)著名的 MARSAME 訓練課程即是將 HBPP 的 MARSAME 偵檢包作為教學範例之一，足見其重要性。

另一方面來說，HBPP 的除役過程是將其核能機組(3 號機)進行安全貯存(SAFSTOR)，先拆除其非核能機組(1 號機與 2 號機)，對各項物質與設備進行分類管制與處置偵檢，待拆除過程與廢料之處置完成後，才對 3 號機進行拆除解體。目前我國核一廠的除役，可能也需先將受影響程度較低的設備廠房進行拆除解體，等待一段時日之後再拆解受影響程度較高的廠房與設備，其步驟或有相似之處，亦可參考比較。惟 HBPP 3 號機的拆除作業仍需等待用過核子燃料移至經由 U. S. NRC 核准之 ISFSI 後方能進行，這部分仍是我國核能電廠除役作業尚待努力之處。

此外，我國目前關於放射性物質外釋與解除管制的主要法規為「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」，在制定行動基準決定處置選項時，除了必須符合我國法規外，應可參照 U.S. NRC Regulatory Guides 1.86/8.23、ANSI/HPS N13.12 (2013)及 IAEA RS-G-1.7 等相關規範，並審酌放射性廢棄物處置場所的處置能力與廢棄物進出規範，做

細部調整。根據 MARSAME 所提供的行動基準選擇流程(參見 MARSAME 路線圖 7)，除了上述的法規與相關規範可供參考使用，亦可根據放射性廢棄物處置場所的接收標準及放射性廢棄物運送管制標準來訂定行動基準。此外，我國法規尚有「游離輻射防護法」輻射源豁免管制(輻防法第 53 條)標準、「放射性物質安全運送規則」及其豁免管制量等相關法規，亦可作為制定行動基準與廢棄物處理選項的法源依據。

目前我國正在進行核能電廠的除役，核一廠除役計畫已經通過主管機關審查，即將面臨的就是物質與設備處置偵檢計畫導則的制定與審查，行政院原子能委員會、核能研究所、國立清華大學、台灣電力公司、輻防協會等機構近年來陸續舉辦多場講座活動與研習課程，協助培養我國除役核能設施實務方面的技術人才，看似繁瑣的 MARSSIM/MARSAME 在專家學者的深入討論中一一釐清，面對即將開始具體執行的核能電廠除役活動，主管機關應可據此建立新的核能電廠除役法規與相關的放射性廢棄物管理辦法，使得我國除役核能電廠能有更為確切與完整的法規依據。

參考資料

1. MARSSIM (2002), “Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (Revision 1)”, Nuclear Regulatory Commission NUREG-1575 Rev. 1, Environmental Protection Agency EPA 402-R-97-016 Rev.1, Department of Energy EH-0624 Rev. 1.
2. MARSAME (2009), “Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment Manual”, NUREG 1575 Supplement 1.
3. U.S. NRC Regulatory Guide 1.86 (1974), “Termination of Operating Licenses for Nuclear Reactors “.
4. U.S. NRC Regulatory Guide 8.23 (1981), “Radiation Safety Surveys at Medical Institution”.
5. ANSI/HPS N13.12 (1999/2013), "Surface and Volume Radioactivity Standards for Clearance".
6. IAEA Safety Guide No. RS-G-1.7 (2004), “Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance”.
7. W. Barley *et al*, “MARSAME Applications at Humboldt Bay Power Plant”, WM2014 Conference, March 2 – 6, 2014, Phoenix, Arizona, USA
8. K. Rod *et al*, “Development of Decommissioning Strategy Humboldt Bay Power Plant”, WM2015 Conference, March 15 – 19, 2015, Phoenix, Arizona, USA
9. 武及蘭，「物質及設備的處置偵檢與評估簡介」，台電核能月刊，中華民國 101 年 1 月。
10. 裴晉哲等人『「核能電廠除役與室內乾貯安全審查技術之研究」有關除役部分之研究』107 年度原能會委託研究計劃研究報告。
11. 「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」。
12. 「游離輻射防護法」輻射源豁免管制(輻防法第 53 條)標準
13. 「放射性物質安全運送規則」及其豁免管制量

NUREG-1575, Supp. 1
EPA 402-R-09-001
DOE/HS-0004

MULTI-AGENCY RADIATION SURVEY AND ASSESSMENT OF MATERIALS AND EQUIPMENT MANUAL (MARSAME)



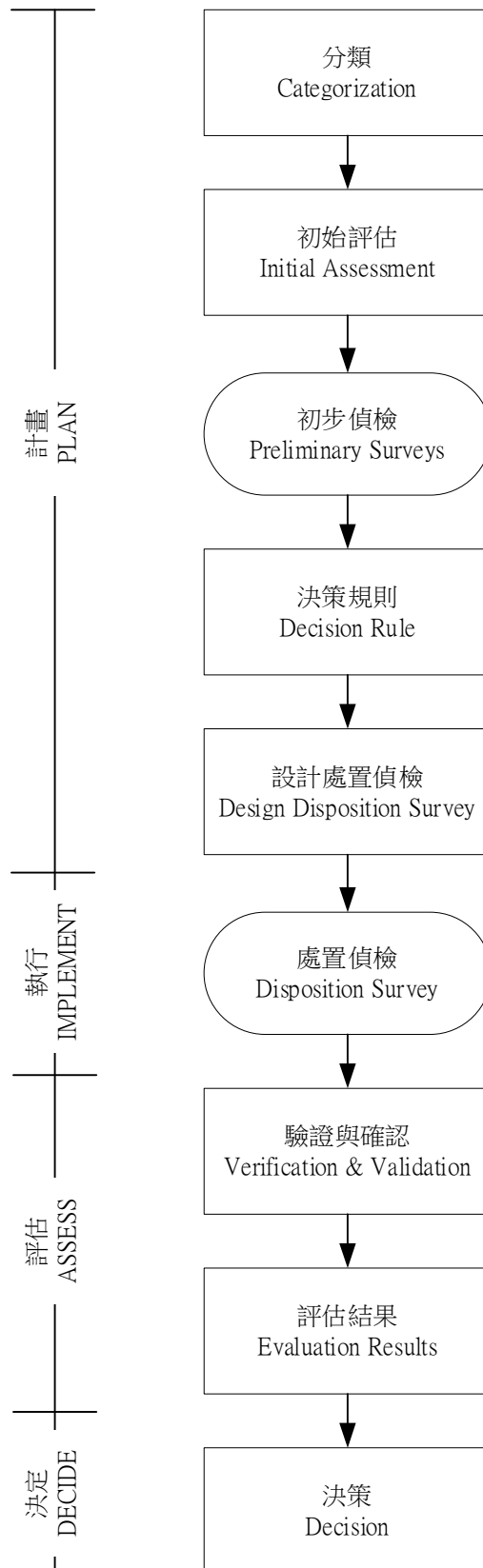
Final

January 2009

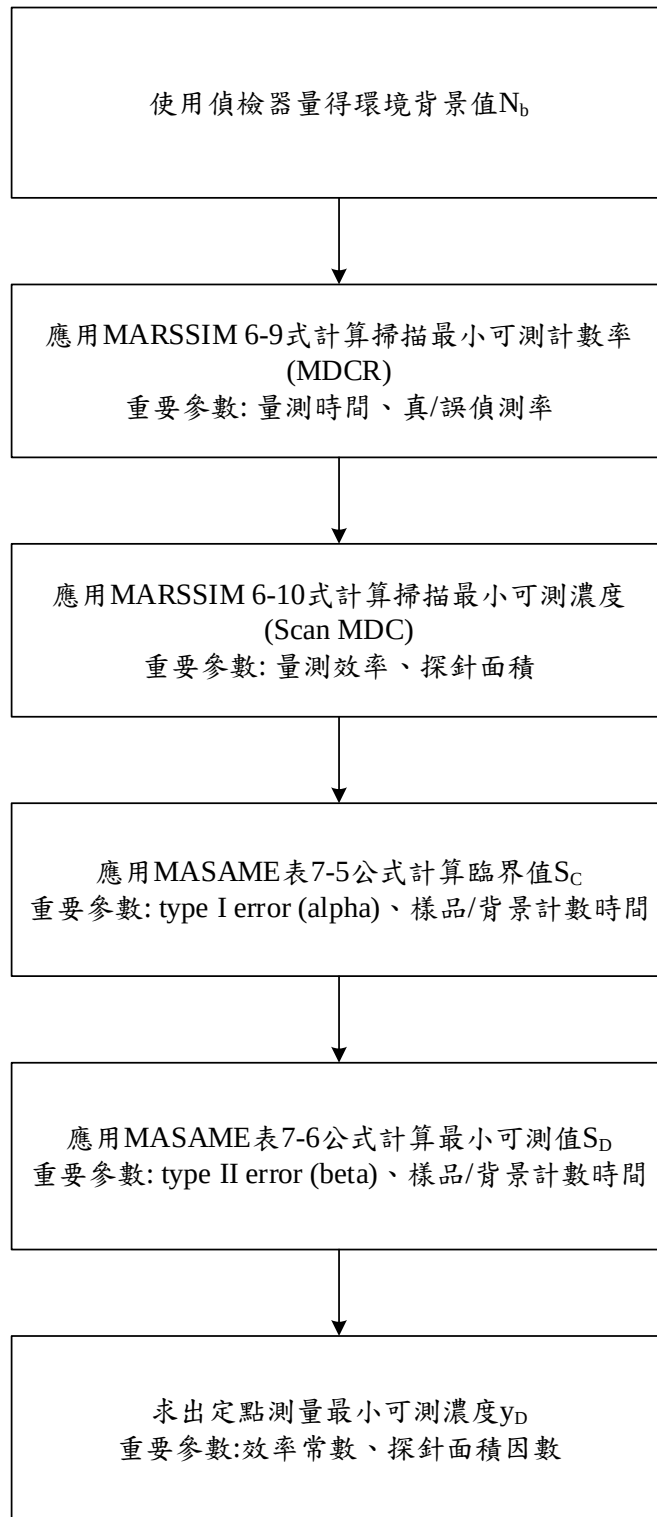
圖一、美國多部會物質與設備輻射偵檢與評估手冊 (Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment Manual , MARSAME)



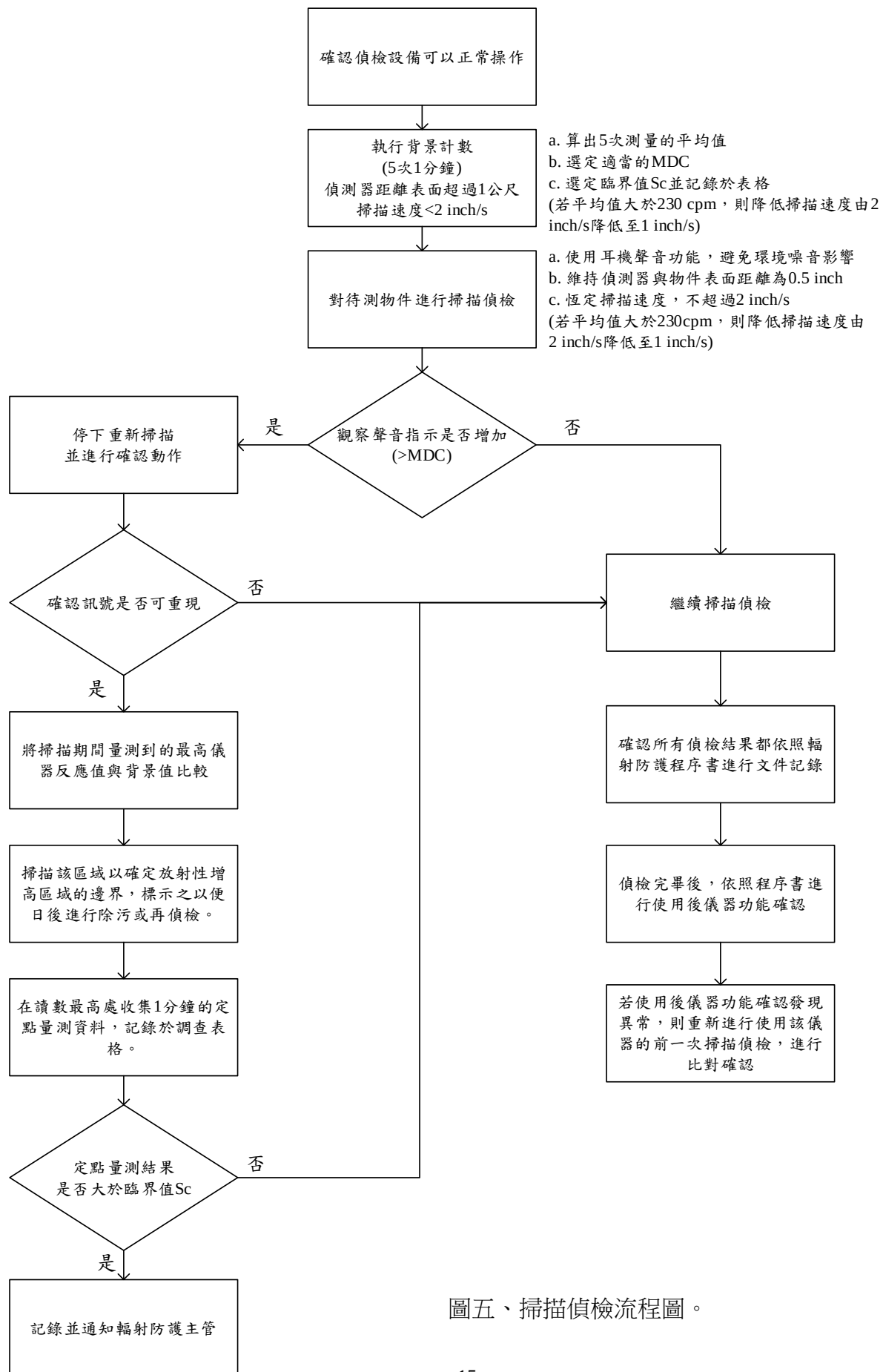
圖二、美國 Humboldt Bay 發電廠(攝於 2010)。(K. Rod *et al*, WM2015 Conference, March 15 – 19, 2015, Phoenix, Arizona USA)



圖三、MARSAME 的執行步驟。



圖四、定點掃描最小可測濃度的推算流程圖。



圖五、掃描偵檢流程圖。

表一、U.S. NRC Regulatory Guides 1.86/8.23 的表面活度外釋標準

核種	平均表面活度	最大表面活度	可移除表面活度
天然 U, ²³⁵ U, ²³⁸ U, 相關衰變產物	5,000 dpm α/100 cm ²	15,000 dbm α/100 cm ²	1,000 dpm α/100 cm ²
超鈾元素, ²²⁶ Ra, ²²⁸ Ra, ²³⁰ Th, ²²⁸ Th, ²³¹ Pa, ²²⁷ Ac, ¹²⁵ I, ¹²⁹ I	100 dpm/100 cm ²	300 dbm/100 cm ²	20 dpm/100 cm ²
天然 Th, ²³² Th, ⁹⁰ Sr, ²²³ Ra, ²²⁴ Rn, ²³² U, ¹²⁶ I, ¹³¹ I, ¹³³ I	1,000 dpm/100 cm ²	3,000 dbm/100 cm ²	200 dpm/100 cm ²
除了 ⁹⁰ Sr 及上述其他核種之 β-γ 發射體(自然分裂及 α 發射以外的核種衰變模式)	5,000 dpm βγ/100 cm ²	15,000 dbm βγ/100 cm ²	1,000 dpm βγ/100 cm ²

表二、ANSI/HPS N13.12 (2013)的解除管制篩選水平

核種群組	表面活度 (Bq/cm ²) 體活度 (Bq/g)
群組 1 高能量γ、鐳(Radium)、釷(Thorium)、超鈾元素、以及移動β-γ發射體： ²² Na, ⁴⁶ Sc, ⁵⁴ Mn, ⁵⁶ Co, ⁶⁰ Co, ⁶⁵ Zn, ⁹⁴ Nb, ¹⁰⁶ Ru, ^{110m} Ag, ¹²⁵ Sb, ¹²⁹ I, ¹³⁴ Cs, ¹³⁷ Cs, ¹⁵² Eu, ¹⁵⁴ Eu, ¹⁸² Ta, ²⁰⁷ Pb, ²¹⁰ Po, ²¹⁰ Pb, ²²⁶ Ra, ²²⁸ Ra, ²²⁸ Th, ²²⁹ Th, ²³⁰ Th, ²³² Th, ²³² U, ²³⁸ Pu, ²³⁹ Pu, ²⁴⁰ Pu, ²⁴² Pu, ²⁴⁴ Pu, ²⁴¹ Am, ²⁴³ Am, ²⁴⁵ Cm, ²⁴⁶ Cm, ²⁴⁷ Cm, ²⁴⁸ Cm, ²⁴⁹ Cf, ²⁵¹ Cf, ²⁵⁴ Es, 相關衰變鏈, 其他	0.1
群組 2 鈾(Uranium)及選定的β-γ發射體： ¹⁴ C, ³⁶ Cl, ⁵⁹ Fe, ⁵⁷ Co, ⁵⁸ Co, ⁷⁵ Se, ⁸⁵ Sr, ⁹⁰ Sr, ⁹⁵ Zr, ⁹⁹ Tc, ¹⁰⁵ Ag, ¹⁰⁹ Cd, ¹¹³ Sn, ¹²⁵ Sb, ^{123m} Te, ¹³⁹ Ce, ¹⁴⁰ Ba, ¹⁵⁵ Eu, ¹⁶⁰ Tb, ¹⁸¹ Hf, ¹⁸⁵ Os, ¹⁹⁰ Ir, ¹⁹² Ir, ²⁰⁴ Tl, ²⁰⁶ Bi, ²³³ U, ²³⁴ U, ²³⁵ U, ²³⁸ U, 天然 U, ²³⁷ Np, ²³⁶ Pu, ²⁴³ Cm, ²⁴⁸ Cf, ²⁵⁰ Cf, ²⁵² Cf, ²⁵⁴ Cf, 相關衰變鏈, 其他	1
群組 3 一般的β-γ發射體： ⁷⁴ As, ^{93m} Nb, ⁹³ Mo, ⁹³ Zr, ⁹⁷ Tc, ¹⁰³ Ru, ^{114m} In, ¹²⁵ Sn, ^{127m} Te, ^{129m} Te, ¹³¹ I, ¹³¹ Ba, ¹⁴⁴ Ce, ¹⁵³ Gd, ¹⁸¹ W, ²⁰³ Hg, ²⁰² Tl, ²²⁵ Ra, ²³⁰ Pa, ²³³ Pa, ²³⁶ U, ²⁴¹ Pu, ²⁴² Cm, 其他	10
群組 4 低能量β-γ發射體： ³ H, ³⁵ S, ⁴⁵ Ca, ⁵¹ Cr, ⁵³ Mn, ⁵⁹ Ni, ⁶³ Ni, ⁸⁶ Rb, ⁹¹ Y, ^{97m} Tc, ^{115m} Cd, ^{115m} In, ¹²⁵ I, ¹³⁵ Cs, ¹⁴¹ Ce, ¹⁴⁷ Nd, ¹⁷⁰ Tm, ¹⁹¹ Os, ²³⁷ Pu, ²⁴⁹ Bk, ²⁵³ Cf, 其他	100
群組 5 低能量β發射體： ⁵⁵ Fe, ⁷³ As, ⁸⁹ Sr, ^{125m} Te, ¹⁴⁷ Pm, ¹⁵¹ Sm, ¹⁷¹ Tm, ¹⁸⁵ W, 其他	100 (表面) 1,000 (體)

註：

- (1) 此表之篩選水平係取一位有效數字之近似值，同時應用於表面及體活度(假設平均表面積對質量比為 1:1)。
- (2) 表中所指「其他」(並未列於表中之核種)可參照 NCRP report 123 Vol I (NCRP 1996) “Screening Models for Release of Radionuclides to the Atmosphere, Surface Water, and Ground”另行推導。
- (3) 若進行掩埋或直接於土壤處置時，¹²⁹I 的活度限值應下降一個數量級(因可能有地下水活動)。
- (4) 若存在衰變鏈，篩選水平係為所有子核種的總活度。
- (5) 若存在子核種，天然鈾的解除管制篩選水平應由群組 2 降為群組 1。
- (6) 為了輻射管制的考量，群組 5 的表面活度篩選水平與群組 4 一致。

(子項計畫一)

MARSSIM 相關的偵檢儀器特性評估

計畫編號： AEC10802005L

執行單位：國立清華大學

計畫主持人：劉鴻鳴

子項計畫一主持人：許芳裕

報告作者：許芳裕、趙君行、蔡惠予、田能全、陳宗源

行政院原子能委員會 委託研究

中華民國 108 年 11 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)

摘要

美國多部會輻射偵測暨場址調查手冊(Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, MARSSIM) 提供有關規劃、實施、評估和記錄核設施除役之建築表面和表面土壤最終狀態之放射性調查的技術資訊，以證明相關調查結果是否符合劑量或基於風險的法規或標準。在 MARSSIM 中描述測量有三種方法可用於收集輻射數據，包括進現場直接測量、掃描和採樣後送至實驗室測量。MARSSIM 手冊中清楚地描述了這三種方法之特性，以及相關的偵檢儀器選用及使用要求。

子項計畫一主要針對 MARSSIM 中所介紹之輻射測量和現場調查過程相關的偵檢儀器特性進行評估分析，歸納概述除役作業常用量測儀器類別、特性要求、選用策略、應用實例說明並提出輻射偵檢儀器審查與驗證程序的建議。相關彙整結果可做為日後審查驗證相關除役作業場所輻射分析技術與結果之參考。

ABSTRACT

Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM) provides technology for the planning, implementation, evaluation and recording of radioactive surveys of the final state of building surfaces and surface soils in decommissioning of nuclear facilities. Information to demonstrate compliance with dose or risk-based regulations or standards. There are three methods for describing measurements in MARSSIM that can be used to collect radiation data, including direct measurements in the field, scanning, and sampling then sent to the laboratory for measurement. The characteristics of these three methods are clearly described in the MARSSIM, as well as the selection and use requirements of the relevant detectors.

This sub-project study mainly evaluates and analyzes the characteristics of the detection instruments related to the radiation measurement and field investigation process introduced in MARSSIM, and summarizes the types of measurement instruments commonly used in decommissioning operations, characteristic requirements, selection strategies, application examples and proposed the review and verification procedures for radiation detection instruments. The results of the consolidation will be used as a reference for the future review and verification of the radiation analysis techniques and results of the relevant decommissioning workplaces.

目錄

摘要.....	A-i
ABSTRACT.....	A-ii
目錄.....	A-iii
第一章 計畫背景.....	A-1
第二章 計畫目標與執行方法.....	A-2
第三章 執行成果概述.....	A-4
3.1 蒐集 MARSSIM 等相關國際文獻資料.....	A-4
3.2 除役作業常用量測儀器類別、特性要求與選用策略彙整概述.....	A-6
3.3 採樣/實驗室方法量測.....	A-26
3.4 應用實例說明.....	A-36
3.5 輻射偵檢儀器審查與驗證程序的建議.....	A-49
第四章 結論.....	A-52
參考資料.....	A-53

圖目錄

圖 2.1 子項計畫一之預定進度甘特圖	A-3
圖 3.1 MARSSIM 由三個關聯的部分所組成關於實施偵檢的承諾證明	A-5
圖 3.2 Type I 型誤差與 TypeII 型誤差之統計分析圖	A-21
圖 3.3 選擇直接量測與樣品分析之場址偵檢儀器流程圖	A-39

表目錄

表 3.1 輻射偵檢器在 α 調查中的應用	A-15
表 3.2 輻射偵檢器在 β 調查中的應用	A-16
表 3.3 輻射偵檢器在 γ 調查中的應用	A-17
表 3.4 利用公式 3-1 及 3-2 計算 ^{238}U 一分鐘的靜態計數評估之阿伐與貝他偵檢 儀器偵測靈敏度	A-24
表 3.5 土壤採樣器具	A-29
表 3.6 例行分析方法的參考資料	A-32
表 3.7 採樣後於實驗室進行例行放射計測之常用程序及量測靈敏度	A-34
表 3.8 MARSSIM 中各種 True Positive 與 False Positive 比值之 d' 值	A-42
表 3.9 不同背景水平下之理想觀測者掃描靈敏度(MDCR)	A-43

第一章 計畫背景

美國多部會輻射偵檢與場址調查手冊(Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, MARSSIM) 是由美國國內四個對放射性物質擁有主管權和控制權的聯邦機構：國防部 (Department of Defense, DOD)、能源部 (Department of Energy, DOE)、環境保護局 (Environmental Protection Agency, EPA) 和核管理委員會 (Nuclear Regulatory Commission, NRC) 所共同合作開發的一份多部會共識文件。MARSSIM 提供有關規劃、實施、評估和記錄核設施除役之建築表面和表面土壤最終狀態之放射性調查的技術資訊，以證明相關調查結果是否符合劑量或基於風險的法規或標準。在 MARSSIM 中描述測量有三種方法可用於收集輻射數據，包括進現場直接測量、掃描和採樣後送至實驗室測量。直接測量為通過將探測器放置在靠近或靠近表面或被測介質中並直接讀取放射性水平；掃描是則是通過將便攜式輻射檢測儀器以恆定的速度和距離在表面上方移動來半定量地檢測升高輻射區域的一種評估技術；採樣則是在現場收集和製備樣品以在實驗室進行分析評估之技術。MARSSIM 手冊中清楚地描述了這三種方法之特性，以及相關的偵檢儀器選用及使用要求。

本子項計畫研究主要針對 MARSSIM 中所介紹之輻射測量和現場調查過程相關的偵檢儀器特性進行評估分析，歸納概述除役作業常用量測儀器類別、特性要求、選用策略及應用實例說明，並提出輻射偵檢儀器審查與驗證程序的建議。相關彙整結果可做為日後審查驗證相關除役作業場所輻射分析技術與結果之參考。

第二章 計畫目標與執行方法

核電廠除役之輻射分析技術，為初期除役工作階段關鍵技術之一，分析調查結果不僅可用於提供執行除役期間工作人員劑量評估參考、決定採取何種改善行動、估算除役成本及進行除役運作與意外狀況所造成的影響評估等；然而在核電廠停機初期過渡階段，因我國核一廠特殊狀況，爐心將持續保有燃料，因此，相關安全及輔助系統需充水並保持可用，如此將使反應器廠房等高輻射區及部分系統之輻射分析及取樣評估作業受到影響。

藉由本計畫之執行，建立相關審查技術，藉此確認核設施經營者針對核電廠廠址除役所選用之輻射偵檢器是否適當合宜。本計畫將參考國際文獻(MARSSIM)，進行核電廠停機後過渡階段之除役作業場所輻射分析調查審查技術初期管理與研究，彙整概述除役作業常用量測儀器、選用策略及應用實例說明。具體工作項目說明如下：

1. 蒐集相關國際文獻：美國多部會輻射偵檢與場址調查手冊(MARSSIM)，進行核電廠停機後過渡階段之除役作業場所輻射分析調查之分析技術與儀器特性研究。
2. 研析 MARSSIM 文件，歸納概述除役作業常用量測儀器類別、特性要求、選用策略。
3. 參考 MARSSIM 文件，彙整提出應用實例說明。
4. 彙整計畫成果內容，安排至原能會進行訓練課程。
5. 完成期末報告，提出審查與驗證的建議。

本研究依照計畫書之甘特圖(圖 2.1)進行。

年月 工作項目	108 1	108 2	108 3	108 4	108 5	108 6	108 7	108 8	108 9	108 10	108 11	108 12	備 註
蒐集 MARSSIM 等相關國際文獻資料					※								
研析 MARSSIM 文件，歸納概述除役作業常用量測儀器類別、特性要求、選用策略							※						查核點： 7/15 期中報告
參考 MARSSIM 文件，彙整提出應用實例說明									※				
完成期末報告，提出審查與驗證的建議											※		查核點： 11/06 期末報告
工作進度估計百分比 (累 積 數)				13 %	25 %	38 %	50 %	63 %	75 %	88 %	100 %		
預 定 查 核 點	第一季：完成 MARSSIM 等相關國際文獻資料蒐集。 第二季：完成 MARSSIM 文件研析，除役輻射防護作業輻射風險評估之研究，並歸納概述除役作業常用量測儀器類別、特性要求、選用策略，7 月 15 日繳交期中報告。 第三季：參考 MARSSIM 文件，彙整提出應用實例說明。 第四季：完成導則草案、提出管制建議，11 月 6 日前提供期末報告初稿。提請委託機關審查；11 月 30 日前完成計畫報告。												
說明：1.工作項目請視計畫性質及需要自行訂定。預定進度以粗線表示其起迄日期。 2.「工作進度百分比」欄係為配合管考作業所需，累積百分比請視工作性質就以下因素擇一估計訂定：(1) 工作天數，(2) 經費之分配，(3) 工作量之比重，(4) 擬達成目標之具體數字。 3.每季之「預定查核點」，請在條形圖上標明※符號，並在「預定查核點」欄具體註明關鍵性工作要項。													

圖 2.1 子項計畫一之預定進度甘特圖

第三章 執行成果概述

3.1 蒐集 MARSSIM 等相關國際文獻資料

美國多部會輻射偵檢與場址調查手冊(MARSSIM)為廠址特性調查作業的主要指引手冊，其描述之方法與程序可供評估台電對於除役作業項目的各項分析是否合乎法規標準。該手冊可以確保未來執行時的安全性與可靠度，為目前各國執行電廠除役作業極重要之參考技術文件。本計畫之執行以蒐集、研析 MARSSIM 文件，彙整 MARSSIM 文件中相關的偵檢儀器特性要求、選用策略及應用實例說明，做為日後審查驗證相關除役作業場所輻射分析技術與結果之參考。

3.1.1 MARSSIM 內容架構概述

MARSSIM 提供有關規劃、實施、評估和記錄核設施除役之建築表面和表面土壤最終狀態之放射性調查的技術資訊，以證明相關調查結果是否符合劑量或基於風險的法規或標準。此一方法應該是合乎科學且可靈活應用於不同除污條件的場所。MARSSIM 關於實施偵檢的承諾證明，由三個相互關聯的部分所組成(如圖 3.1 所示)：

- I. 轉換(Translate)：經由使用環境情節模式將除污/外釋標準（例如，mSv/y，mrem/y，風險比）轉換為相應的導出污染物濃度基準（例如，土壤中的 Bq/kg 或 pCi/g）。
- II. 測量(Measure)：採用適當的現場或實驗室測量技術，獲取有關殘留污染以及背景的放射性核種分布和水平的數據。測量包括現場和實驗室分析，然而，MARSSIM 將實驗室樣品分析的詳細討論留給另一本手冊：多部會放射實驗室分析協議手冊(Multi-Agency Radiation Laboratory Analytical Protocols，MARLAP)。
- III. 決定(Decide)：通過應用統計的決定規則，確定從取樣中獲得的數據是在可接受的不確定度內，以支持其是否符合外釋標準的決定。

MARSSIM 為污染土壤和建築物提供了針對上述 II 和 III 的廣泛指引。此指引描述了一種用於證明符合以劑量或風險為基礎的法規承諾的方法。該方法包括驗證數據所需品質的過程，與進行調查過程可能的限制。

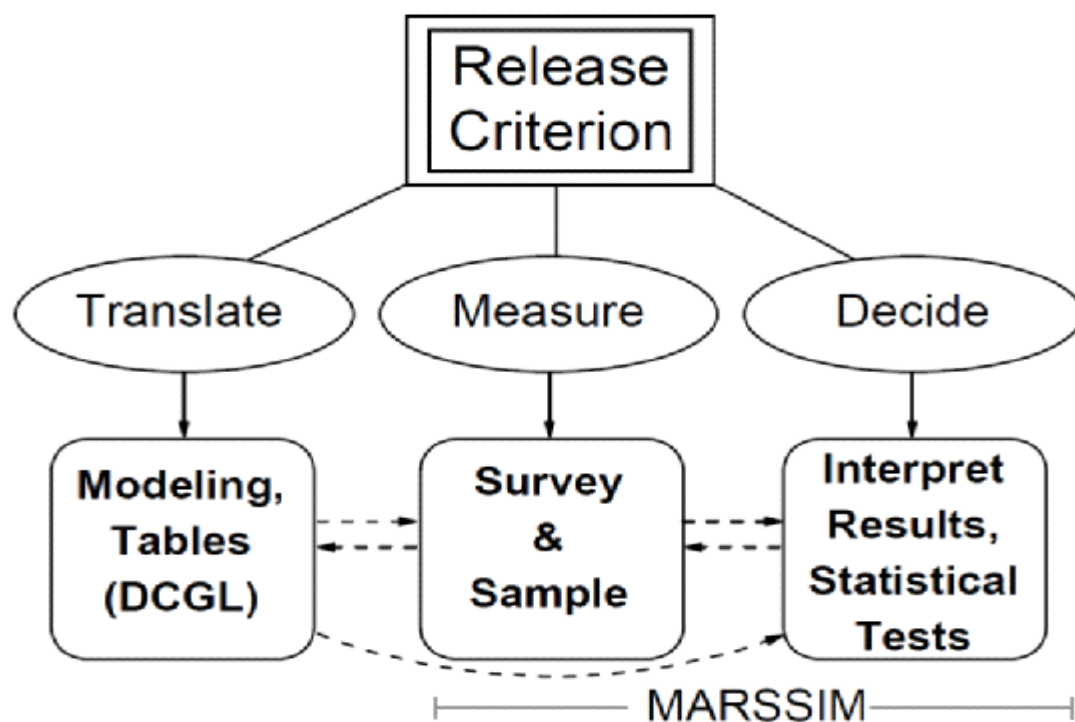


圖 3.1 MARSSIM 由三個關聯的部分所組成關於實施偵檢的承諾證明

MARSSIM 手冊的架構(主要章節)如下：

- 第 1 章（9 頁）簡介：MARSSIM 的目的和範圍
- 第 2 章（40 頁）放射勘測和現場勘查過程概述
- 第 3 章（26 頁）歷史現場評估
- 第 4 章（39 頁）初步調查注意事項
- 第 5 章（55 頁）調查規劃和設計
- 第 6 章（66 頁）現場測量方法和儀器
- 第 7 章（28 頁）實驗室測量的取樣和準備
- 第 8 章（27 頁）調查結果的解釋

第 9 章（9 頁）質量保證和質量控制

除了 MARSSIM 第 1 章簡介介紹了的目的和範圍外，其第 2 章藉由數個流程圖說明輻射偵檢與廠址調查過程的步驟和決定方式。第 3 章則提供執行場址歷史評估（Historical Site Assessment - HSA）的架構—詳細的調查以收集場所現有的資訊或技能以發展一概念上的場所模型。HSA 的結果被用於規劃偵檢、執行量測與收集場所其他的資訊。第 4 章包括在各種類型的偵檢中出現的問題。第 5 章則包含對於執行特定類型偵檢的詳細資訊。第 6 章與第 7 章為不同類型量測選擇適當儀器與量測技術的指引，第 6 章討論直接量測與掃描偵檢，第 7 章則討論實驗室量測時的取樣與樣品處理。第 8 章敘述偵檢結果的解釋。第 9 章則提供數據管理、品質保證（Quality Assurance，QA）與品質管制（Quality Control，QC）的指引。

本計畫蒐集與研析 MARSSIM 之目的，主要為進行核電廠停機後過渡階段之除役作業場所輻射分析調查審查技術初期管理與研究中，針對除役作業常用量測儀器、選用策略及應用實例進行彙整。

3.2 除役作業常用量測儀器類別、特性要求與選用策略彙整概述

在 MARSSIM 中之測量係指：(1)使用偵檢器來測定一個在表面或從評估介質中取出物質的樣品之放射性的量或濃度；(2)藉由量測活動獲得定量結果。有三種方法可供選擇在執行調查時收集輻射數據 - 直接測量、掃描和採樣。第 6 章討論掃描和直接量測方法和儀器，第 7 章則是探討樣品的取樣和分析。

通常使用現場量測和實驗室分析來決定總表面活度、可去除的表面活度和放射性核種濃度在不同的環境介質（例如，土壤，水，空氣）的放射性參數。某些放射性核種或放射性核種混合物可能需要量測 α ， β 和 γ 輻射。除了評估每個調查單位的整體情況外，還應識別任何活度較高的小區域，並確定其範圍和活度。由於許多檢測的要求，沒有單一的儀器（檢測器和讀值的組合）能夠充分量測所有所需的參數，以滿足釋放條件或滿足調查的所有目標。

選擇儀器需要評估現場和放射性核種的具體參數和條件。儀器在使用環境和物理條件下應穩定可靠，其物理特性（尺寸和重量）應與預期應用相容。儀器和量測方法應該要能夠檢測感興趣的輻射類型，並且其調查或分析相關技術，能夠量測低於導出濃度指引水平（DCGL）。眾多商業公司提供各種適合 MARSSIM 手冊中描述的輻射測量的儀器。這些公司可以提供完整特定設備的相關功能，操作特性，限制等的資料。

如果現場儀器和量測方法無法檢測到 DCGL 以下，那通常需使用 MARSSIM 第 7 章中討論的實驗室方法來測量。MARSSIM 第 6.7 節介紹了一些典型儀器的檢測限值和檢測水準。即使目前最先進的儀器和技術，仍有某些放射性核種因為它們的類型，能量和輻射豐度，基本上不可能在現場測量 DCGL。例如包括非常低能量的純 β 發射體如 ^3H 和 ^{63}Ni 以及低能光子發射體如 ^{55}Fe 和 ^{125}I 。分散在土壤中或覆蓋有一層吸收層的 α 發射體可能無法檢測到，因為 α 輻射不會穿透介質或覆蓋物到達偵測器。這種情況的一個常見例子是 ^{230}Th 被油漆、灰塵、油或水分覆蓋的表面污染。NRC 報告 NUREG-1507 (NRC 1997a) 提供了有關這些表面條件可能影響檢測靈敏度的資料。因此在這種情況下，調查設計通常會依靠取樣和實驗室分析來量測殘餘活度值。

3.2.1 量測方法

用於產生現場資料的量測方法可分為兩類，通常稱為掃描量測和直接量測。使用量測方法的決定是由調查目標和調查單元分類決定的，進行掃描是為了確定其他量測方法可能無法檢測到的較高活度區域，直接量測類似於收集和分析樣品，以確定量測單元中的平均活度。

3.2.1.1 直接量測

為了直接測量 α 、 β 和光子表面活度，選擇了提供所需檢測靈敏度的儀器和技術。直接量測的儀器類型和方法是根據潛在污染類型、測量靈敏度要求和輻射量測的目標選擇的。直接量測的方法是將儀器放置在表面上方的適當距離上，對預先確定的時間間隔（例如 10 秒、60 秒等）進行離散測量，並記錄讀數。一分

鐘的總計數方法是大多數設備的實用現場測量方法，可提供低於大多數 DCGLs 的檢測靈敏度；但也有可能需要更長或更短的量測時間。

直接量測可以在量測單元的隨機位置收集，也可以系統地收集直接量測地點資料，並補充掃描調查，以找出活度較高的小區域。還可以在掃描調查確定的位置收集直接量測值，作為調查的一部分，以確定儀器高反應的來源。專業判斷也可用於確定直接量測的地點，以進一步界定污染擴大的面積，並確定一個區域內的最高輻射量，儘管這類直接量測通常是相關的初步調查（即界定範圍、定性、支援補救行動）。所有直接量測位置和結果都應予記錄。

如果用於掃描的設備和方法能夠提供直接量測所需的同等品質的資料（例如，檢測低限、測量位置、記錄和說明結果的能力），則可使用掃描來代替直接量測。其結果至少應記錄統計測試所需地點的數量。此外，一些直接測量系統可能能夠提供掃描資料，前提是它們符合掃描測量的目的。

3.2.1.2 光子放射性核種的直接量測

有各式各樣的儀器可用於現場測量光子，因為光子與空氣的相互作用並不明顯，當測量 X 射線或低能量伽馬射線時，偵檢器通常放置在離表面較近的地方，以提高計數效率。根據偵檢器的類型和所需的檢測低限，進行直接測量所需的時間可能從很短（例如 10 秒）到很長（例如幾天或幾周）不等。通常，所需的檢測低限越低，執行量測所需的時間就越長。準直儀可用於鄰近或附近區域的活度可能干擾直接測量的區域。準直儀（通常是鉛、鎢或鋼）保護偵檢器不受外部光子的影響，但允許來自表面特定區域的輻射到達。

對於室外測量，如果污染物被認為分佈在表層土壤中，則在將通量率轉換為濃度時，可假設核種是均勻的在各深度分佈。但在核種活度是因最初沉積在地表並隨著時間的推移逐漸深入的地點，在表面會有較高的活度，並隨著深度的增加而逐漸減少。在這種情況下，假設均勻的深度剖面將會高估得該比真正平均濃度更高的放射性核種濃度。在存在反向深度剖面的情況下（即表面的核種濃度隨著深度的增加而增加），假設均勻的濃度深度剖面將低估該點的平均放射性核種

濃度。為此，MARSSIM 建議收集土壤的鑽心取樣，以確定該地點的實際深度分佈。

對於室內測量，無準直儀的現場測量可以提供有關整個實驗室房間的低平均活度的有用資訊。如果建築材料中不存在感興趣的放射性核種，則在室內的測量位置並不重要。峰值計數率的測量可以轉換為通量率，而通量率又可以與平均表面活度有關。如果沒有一個明顯的高峰，就意味著剩餘活度沒有超過一定的平均水平。對於在表面上活度分佈不均勻的情況，使用系統網格進行一系列準直測量，才能使操作者找出高污染的區域。

3.2.1.3 α 放射性核種的直接量測

對 α 放射性核種的直接量測，通常是通過將偵檢器放置在要測量的表面上或附近來進行。 α 的射程有限（例如，在空氣中約為 1 釐米，在更高密度的材料中則更小）意味著這些量測通常僅限表面污染在相對光滑、不透水的表面，如的混凝土、金屬或乾牆。在大多數情況下，對多孔材料（如木材）和體積（如土壤、水）材料的直接測量則無法達到調查的目標。然而，已有研發出諸如遠距離 α 探測器等特殊儀器，用以測量在某些條件下土壤中 α 發射放射性核種的濃度。因為探測器是在接近可能受污染的地方使用的，因此在對 α 粒子進行直接測量之前，需要考慮偵檢器的污染或不規則表面對偵檢器造成的損壞。

3.2.1.4 β 放射性核種的直接量測

對 β 放射性核種的直接量測通常是通過將偵檢器放置在要測量的表面上或附近進行的，類似於 α 放射性核種的量測。這些量測通常被限制在相對光滑、不透水的表面，在這些表面因表面污染而展現活度。在大多數情況下，對多孔材料（如木材）和體積材料（如土壤、水）的直接測量無法達到調查的目的。然而，已經研發的一些特殊的儀器，如大面積氣流比例計數器和 β 閃爍體陣列，可以測量在某些條件下 β 放射性核種在土壤中的濃度。類似於 α 放射性核種的直接量測，在對 β 核種進行直接量測之前，亦需要考慮偵檢器的污染和偵檢器的損壞問題。

3.2.2 掃描調查

掃描是操作人員使用可攜式輻射偵檢儀器檢測特定表面（即地面、牆壁、地板、設備）上是否存在放射性核種的過程。掃描調查一詞用於描述在可疑表面移動可攜式輻射偵檢器的過程，目的是定位放射性核種污染。掃描調查的調查基準是在調查規劃期間確定的，以確定高活度的區域。進行掃描調查是為了確定輻射異常，以顯示可能需要進一步調查或採取行動的殘存活度。活度較高的區域通常只代表場所或調查單元的一小部分，因此，只以常用的固定網格間距進行隨機或系統的直接量測或者取樣，能找出這些區域的可能性可能很低。掃描調查通常相對快速且運作成本較低。由於這些原因，掃描測量通常在直接量測或採樣之前進行。根據場址歷史評估，決定要調查的表面和調查設計目標，進行掃描，以找到可能存在的所有放射性核種。記錄掃描結果和來自現場的觀測結果是非常重要的。例如，當掃描發現儀器回應相對急劇增加，或確認儀器回應增加的區域的邊界，則記錄下的掃描紀錄，在解釋調查結果時，此資訊非常有用。

3.2.2.1 光子放射性核種的掃描

碘化鈉偵檢儀 NaI (Tl)偵測器通常用於掃描加馬發射體的區域，因為它們對加馬輻射非常敏感，且便於攜帶，亦相對便宜。偵檢器被拿在靠近地面的地方，並以蛇形(即蛇形，"S"形)的模式移動，同時以可使調查員能夠檢測到所需的調查基準速度行走。掃描速率約為每秒 0.5 公尺，通常用於土壤中排放污染物的分散式加馬核種；但是，必須依據預期的偵檢器響應和所需的調查基準調整此速率。碘化鈉偵檢儀還可用於掃描發射低能量加馬和 X 射線放射性核種的高活度區域，如 ^{241}Am 和 ^{239}Pu 。專門設計的偵檢器，如帶有偵檢儀的 FIDLER (用於探測低能輻射的現場儀器)偵檢器，通常用於探測這類放射性核種。

3.2.2.2 α 發射放射性核種的掃描

α 閃爍偵測儀和薄窗氣體流量比例計數器通常用於執行 α 測量。 α 輻射的射程非常有限，因此，儀器必須保持在接近射源表面的地方--通常不到 1 公分。 α 掃描一般在相對光滑、不透水的表面(如混凝土、金屬、乾牆)上進行，而不是在多

孔材料(如木材)或體積污染(如土壤、水)上進行。

3.2.2.3 β 放射性核種的掃描

在測量 β 核種時，通常使用薄窗氣體流量比例計數器及通常 β 偵檢器保持在距離射源表面不到 2 公分的地方。低能(< 100 keV) β 核種也有 α 核種相同的干擾和自吸收問題，並且應在類似操作情況下對這些放射性核種進行掃描。

3.2.3 輻射偵測儀器

傳統的輻射偵檢儀器由兩個部分組成：(1)輻射偵檢器，(2)電子設備；為探測器提供電力，並顯示或記錄輻射事件。每次調查通常都需要使用攜帶式儀器進行直接現場量測，並收集樣品進行實驗室分析。選擇和適當使用儀器進行直接量測和實驗室分析，是確保調查準確與確定場所輻射狀況並符合調查要求目標的最關鍵因素。

3.2.3.1 輻射偵檢器

輻射偵檢器的特殊能力將決定其在進行特定類型調查的潛在應用。輻射偵檢器可根據偵檢材料或應用分為四個一般類別：(1)充氣式偵檢器，(2)閃爍偵檢器，(3)固態偵檢器，(4)被動累積偵檢器。

(1) 充氣式偵檢器：

輻射與填充氣體相互作用，產生由帶電電極收集的離子對。常用的氣體填充偵檢器分為游離腔、比例計數或蓋格(Geiger-mueller, GM)，指的是其操作的氣體放大區域。填充氣體各不相同，但最常見的是：空氣，氬與少量的有機甲烷(通常 10% 甲烷的品質，稱為 P-10 氣體)，氬或氬與少量的鹵素等，並使用如氯或溴添加作為淬熄劑。

(2) 閃爍偵檢器：

輻射與固體或液體介質相互作用，導致電子過渡到發光材料中的激發態。激發態迅速衰變，發射的光子又被光電倍增管捕獲。由此產生的電信號與閃爍體的

光輸出成正比，在適當的條件下，閃爍光輸出與產生閃爍的能量損失成正比。最常見的閃爍材料是 NaI (Tl)、ZnS (Ag)、Cd (te) 和 CsI (Tl)，它們用於傳統的輻射量測儀器，如用於加馬測量的 NaI (Tl)偵檢器和用於 α 測量的 ZnS (Ag)偵檢器。

(3) 固態偵檢器：

輻射與半導體材料相互作用會產生由帶電電極收集的電子電洞對。特定固態偵檢器的設計和工作條件決定了可測量的輻射類型(α 、 β 和或 γ)、測量的檢測水準以及偵檢器解析作用輻射能量的能力。目前使用的半導體材料是鍺和矽，在 n 和 p 兩種類型有不同的配置。

(4) 被動累積偵檢器：

還有一類儀器，包括被動、累積偵檢器和相關的讀取/分析儀器。使用實驗室或手持讀取器讀取累積游離。此類偵檢器包括熱發光劑量計(TLD)等。由於這些偵檢器是被動的，可以曝露相對較長的時間，因此它們可以為測量低活度(如無排放限值或持續監測)提供更好的靈敏度。在為 TLD 的無機晶體中，選擇不同的晶體材料和雜質，以便在吸收輻射能量後產生的自由電子和電洞被晶體晶格中的雜質困住，從而鎖定晶體中的激發能量。從曝露區域中取出後，TLD 在計讀儀中加熱，以測量能量釋放時產生的光總量。光的總量與被困的激發電子的數量成正比，而這些電子又與輻射吸收的能量量成正比。因此，熱發光晶體發出的光的強度與輻射劑量成正比。最常見的 TLD 材料是 LiF，CaF₂:Mn，CaF₂: Dy，CaSO₄: Mn，CaSO₄: Dy，Al₂O₃: C 等。

3.2.3.2 顯示和記錄設備

輻射偵檢器連接到電子設備為偵檢器運作提供動力來源，亦能夠測量偵檢器中發生的輻射相互作用的數量和品質。輻射相互作用的品質是指轉移到偵檢器的能量。在許多情況下，輻射在與偵檢器相互作用之前與其他材料(如空氣)相互作用，或只與偵檢器部分相互作用(例如，光子的康普頓散射)。由於偵檢器記錄的能量受到影響，因此錯誤的判別放射性核種的可能性也跟著增加。

攜帶式輻射測量系統最常用的記錄或顯示裝置是計數器。此設備在類比儀表上提供一個讀值，顯示在某個時間段內發生的事件數。使用數位計數設備亦可在預設的時間段內累積事件數。計數設備生成的資訊是在固定時間段內發生的事件總數，其中速率顯示隨時間而變化，表示事件速率的短期平均值。確定計數器上的平均值需要使用者的判斷，特別是當事件頻率較低導致儀表讀數跳動較大時。

脈衝高度分析儀是專門的電子設備，旨在測量和記錄在不同脈衝高度上發生的脈衝或事件的數量。這些類型的設備與偵檢器一起使用，偵檢器產生的輸出脈衝的高度與相互作用的輻射在其中沉積的能量成正比。它們只能用於記錄在單個能量段內檢測器中發生的事件，也可同時記錄多個能量範圍內的事件。在前一種情況下，該設備被稱為單頻道分析儀；後一種應用稱為多頻道分析儀。

3.2.4 儀器的選擇

為廠址排放目的可能需要的輻射調查參數包括土壤中的表面活度、曝露率和放射性核種濃度。為了確定這些參數，可能需要進行實地量測和實驗室分析。對於某些放射性核種或放射性核種混合物，可能需要測量 α 和 β 輻射。除了評估平均放射性狀況外，調查目標還應強調確定活度較高的小地區，並確認殘存放射性的程度和水準。此外，輻射儀器的可能用途因特定偵檢器類型的具體設計和操作標準而有很大差異。例如在使用低原子量視窗的情況下，NaI (Tl) 閃爍體可以設計得非常薄，從而優化低能量光子的有效偵檢能力。相反，可以將相同的閃爍材料製成厚圓柱體，以優化高能量光子的偵檢效率。在偵測系統的記錄端，輸出可以是計數率、鑑別器或多通道分析儀。

選擇儀器將需要對一些情況和條件進行評價。儀器必須在將要使用的環境和物理條件下穩定可靠，其物理特性(大小和重量)應與預期的應用相容。儀器必須能夠感測目的的輻射類型，量測系統應能夠測量低於 DCGL 的水準。

對於加馬輻射掃描，閃爍偵檢儀的組合是常選的儀器。建議使用帶有計數率的大面積比例檢測器，以便在表面條件和位置允許的情況下掃描 α 和 β 輻射；否則，可以使用 α 閃爍體或薄窗 GM 偵檢器 (用於 β 測量)。對於直接加馬量測，

建議使用高壓游離腔或現場加馬光譜儀系統。作為一種選擇，如果交叉校正到高壓游離腔或根據感興趣的特定能量進行校準，則可使用 NaI (Tl)閃爍檢測器。同樣的 α 和 β 偵檢器用在如上面的掃描量測也建議用於直接測量。

有某些放射性核種，即使用最先進的儀器和技術進行測量，由於其輻射的類型、能量和豐度，基本上不可能在現場條件下量到指標水準。這類放射性核種的例子包括低能量純 β 核種，如 ^3H 和 ^{63}Ni ，以及低能量光子核種，如 ^{55}Fe 和 ^{125}I 。因為 α 輻射不會穿透介質或覆蓋物到達偵檢器，分散在土壤中或覆蓋著一些吸收層的純 α 核種將無法檢測到。這種情況的一個常見例子是油漆、灰塵、油或濕氣覆蓋的 ^{230}Th 表面污染。在這種情況下，通常需要進行取樣和實驗室分析，以測量殘留活度水準。

表 3.1 至表 3.3 列出了一般輻射偵檢器及其量測應用清單。

表 3.1 輻射偵檢器在 α 調查中的應用

偵檢器	偵檢器描述	應用	附註
氣體比例計數	$<1 \text{ mg/cm}^2$ 開窗; 探頭面積 50 to 1000 cm^2 $<0.1 \text{ mg/cm}^2$ 開窗; 探頭面積 10 to 20 cm^2 無開窗 (內置式比例計數器)	表面掃描; 表面污染量測 水樣、空氣及擦拭試樣的實驗室量測 水樣、空氣及擦拭試樣的實驗室量測	需要提供適當的填充氣體
空氣比例計數	$<1 \text{ mg/cm}^2$ 開窗; 探頭面積 -50 cm^2	在低濕度下可用	
閃爍	ZnS(Ag) 閃爍體; 探頭面積 50 to 100 cm^2 ZnS(Ag) 閃爍體; 探頭面積 10 to 20 cm^2 液態閃爍體含樣品	表面污染量測, 擦拭樣品 水樣、空氣及擦拭試樣的實驗室量測 實驗室分析, 可做能譜分析	
固態半導體	矽表面障蔽偵測器	實驗室 alpha 能譜分析	
被動, 累積靜電游離腔	$<0.8 \text{ mg/cm}^2$ 開窗, 或無開窗, 開窗面積 50-180 cm^2 , 腔體體積 50-1000 ml	管線內表面物染, 或土壤內污染	可在高溫高濕度下使用

表 3.2 輻射偵檢器在 β 調查中的應用

偵檢器	偵檢器描述	應用	附註
氣體比例計數	$<1 \text{ mg/cm}^2$ 開窗; 探頭面積 50 to 1,000 cm^2 $<0.1 \text{ mg/cm}^2$ 開窗; 探頭面積 10 to 20 cm^2 無開窗 (內置式 比例計數計)	表面掃描; 表面污染量測 水樣、空氣、擦拭及其他試樣的實驗室量測 水樣、空氣、擦拭及其他試樣的實驗室量測	需要提供適當的填充氣體 可用來量測很低能量的 β
游離腔 (非加壓)	1-7 mg/cm^2 開窗	污染量測; 皮膚劑量率的估計	
蓋格-牟勒 (GM)	$<2 \text{ mg/cm}^2$ 開窗; 探頭面積 10 to 100 cm^2 不同的端窗厚度; 幾 cm^2 的探頭面積	表面掃描; 污染量測; 實驗室分析 特殊的掃描應用	
閃爍	液態閃爍體含樣品 塑膠閃爍體	實驗室分析, 可做能譜分析 污染量測	
被動, 累積靜電游離腔	7 mg/cm^2 開窗, 或無開窗, 開窗面積 50-180 cm^2 , 腔體體積 50-1,000 ml	低能量 beta, 包含 H-3 在表面及管路內污染	可在高溫高濕度下使用

表 3.3 輻射偵檢器在 γ 調查中的應用

偵檢器	偵檢器描述	應用	附註
氣體游離	高壓游離腔；常壓游離腔	曝露率量測	
蓋格-牟勒 (GM)	薄餅式 (Pancake) ($<2 \text{ mg/cm}^2$ 開窗) 或測窗 ($\sim 30 \text{ mg/cm}^2$)	表面掃描；暴露率參考 (端窗在關閉狀態)	相對較低 γ 輻射敏感度
閃爍	NaI(Tl) 閃爍體；最大到 $5 \text{ cm} \times 5 \text{ cm}$ NaI(Tl) 閃爍體；大體積及井式構造 CsI或NaI(Tl)閃爍體；薄晶體構造 有機組織等效(塑膠)	表面掃描；暴露率參考 實驗室加馬能譜分析 掃描；低能量 X 或 γ 輻射 等效劑量率量測	高感度；與高壓游離腔(或等效品)校正比對或對特定區域的加馬能量混合場做暴露率量測 偵測低能量輻射
固態半導體	鍺半導體	實驗室或現場能譜分析	
被動，累積靜電游離腔	7 mg/cm^2 開窗，或無開窗，開窗面積 $50\text{-}180 \text{ cm}^2$ ，腔體體積 $50\text{-}1,000 \text{ ml}$		可在高溫高濕度下使用

3.2.5 儀器校正

校正是指在已知強度的特定輻射場中確定和調整儀器的回應。正確的校正程序是提供量測的信心以及證明符合清理標準的必要條件。某些因素，如能量依存性和環境條件，需要在校正過程中加以考慮，這取決於儀器在現場的使用條件。輻射偵檢儀器的例行校正是指在典型輻射場條件下正常使用的校正。儀器的使用和校正的注意事項包括：

- 使用於設計該儀器的類型的輻射
- 使用該儀器量測的能量範圍內輻射
- 在儀器設計的環境條件下使用
- 在相同的影響因素下使用，例如儀器設計的磁場和靜電場
- 使用在一個使各方向相異性的影響不是問題的照射方向
- 儀器的使用方式不會使儀器承受超出其設計範圍的機械或熱應力

例行校正通常涉及使用特定輻射類型和能量的一個或多個輻射源，以及足夠的強度，以提供足夠的輻射場強度，以便在所有使用範圍內進行校正。使用輻射偵檢儀器的實際現場條件可能與例行校正時的條件有很大不同。可能影響校正有效性的因素包括：

- 例行校正射源的能量可能與現場的放射性核種的能量有很大的不同
- 例行校正射源對偵檢器的幾何形狀（例如點源或大面積分佈源）可能與現場的幾何形狀不同
- 常用於例行校正的射源到偵檢器的距離可能並不總是能在現場應用的
- 被量測的表面的條件和成分以及覆蓋材料的存在可能會導致儀器感度相對較低於在例行校正過程中觀察到的

如果實際現場條件與校正假設有顯著差異，則可能需要針對特定的輻射場

條件進行特殊校正。這樣一個廣泛的校正只需要做一次，以確定可能在現場遇到的現場條件範圍的影響。如果在例行校正條件和建議的使用條件下的反應有顯著差異，則應在儀器上同時提供校正係數或圖表，以便在建議的條件下使用。至少，每個量測系統(偵檢器/表頭組合)應每年進行校正，並在校正後使用射源進行反應檢查 (ANSI, 1996 年)。如果製造商建議，儀器可能需要更頻繁的校正。如果儀器未能通過性能檢查，或者進行了維修或任何可能影響其反應的修改，也需要重新校正。

測量中的不準確性應以最大限度地減少決策錯誤的方式進行控制。對影響儀器反應的變數應充分了解，以確保將決策錯誤的後果降至最低。

對於建築表面的清潔標準，污染程度通常以單位面積的單位時間粒子發射率(通常為 Bq/m^2)或每分鐘(dpm)每 100 cm^2 的衰變率表示。在許多設施中，通過使用一個總效率將儀器反應(按分鐘計數)轉換為表面活度來評估表面污染。總效率可以被認為是兩個因子的乘積，即儀器(偵檢器)效率和射源效率。使用總效率不是一個問題，只要校正源表現出類似於表面污染的特性(即輻射能量、反向散射效率、射源幾何形狀、自吸收)。實際上，情況並非如此;更有可能的是，儀器效率是通過乾淨的不銹鋼射源決定的，然後使用這些效率來確定灰塵覆蓋的混凝土表面的污染程度。通過將效率分為兩個部分，測量人員有更大的能力考慮表面污染的實際特性。

儀器效率的定義是儀器的淨計數率與指定幾何形狀的射源表面發射率的比率。表面發射率被定義為單位時間內從射源的正面出現的特定能量以上的特定類型粒子數目。表面發射率是包含影響射源發出的輻射的吸收和散射過程的 2π 粒子通量。因此，儀器效率是由淨計數率和表面發射率的比值決定的。儀器效率可能會受到偵檢器相關因素的影響，如偵檢器尺寸(探頭表面積)、開窗密度厚度、接地、儀器反應時間、計數時間(靜態模式)、掃描速率(在掃描模式下)以及環境條件，如溫度、壓力和濕度。儀器效率還取決於實心角度效應，其中包括射源到偵檢器的距離和射源幾何形狀。

游離腔通常用於測量非常低的輻射場。為了獲得量測這些輻射強度所需的靈

敏度，這些儀器往往非常大，而且經常加壓。對於能量依持的加馬閃爍儀器，如 NaI (Tl) 偵檢器，可以通過將儀器反應與高壓游離腔反應或等效反應的比較來完成特定地點不同位置加馬能譜的校正。具有各種光子能量的多個放射性核種也可用於感興趣的特定能量的校正。

3.2.6 偵測靈敏度

測量系統的偵測靈敏度是指可以用一些已知或估計的置信水平，測量或偵測放射性物質的輻射水平或數量。此數量是儀器和所使用的技術或程序會使用的因子。

影響輻射偵檢器的偵測能力之主要參數是背景計數率，偵檢器的偵測效率和計數時間間隔。在確定計數和掃描參數時，尤其是在最終狀態和驗證調查期間，使用實際的背景計數率值和偵測效率非常重要。在進行現場測量時，由於背景計數增加，偵測靈敏度通常低於實驗室可達到的靈敏度，並且通常會顯著降低偵測效率。在現地量測時，通常不可能保證可以偵測到純阿伐發射體，因為老化表面的風化層通常會完全吸收阿伐輻射。NRC 報告 NUREG-1507 (NRC 1997b) 裡包含許多影響現地偵測效率的參數數據，如吸收，表面光滑度和粒子的輻射能量。

3.2.6.1 直接量測靈敏度

在進行現場測量之前，研究人員必須評估所使用設備的偵測靈敏度，以確保能夠偵測到低於 DCGL 的水平。在進行直接測量之後，有必要確定是否可以將結果與測量系統的儀器背景響應區進行區隔。MARSSIM 手冊中用於定義固定點計數和樣品分析的偵測靈敏度所使用的術語是：關鍵水平 (critical level, L_C)、偵測極限 (detection limit, L_D) 與最低可偵測濃度 (minimum detection concentration, MDC)。

關鍵水平 (L_C) 是一計數水平，其中存在將測量系統背景值錯誤地識別為“大於背景”的統計機率 (具有預定信心度)，高於此計數的任何儀器響應都被視為大於背景值。偵測限值 (L_D) 是針對測量系統的檢測能力進行預先評估，同樣以計

數值做為報告單位。最低可偵測濃度（MDC）是偵測極限值（計數）乘以適當的轉換因子，以展現與現場量測一致的單位，例如 Bq/kg。

對於背景響應大於零的偵測系統而言，有 2 個參數值得討論：

L_C ：可以將偵檢器輸出視為“高於背景”的淨計數值。

L_D ：可以通過具有固定不確定度水平的偵檢器看到的淨計數值。

假設系統具有背景響應並且分別考慮隨機不確定性和系統不確定性，則可以使用帕松統計來計算這些參數。對於這些計算，應考慮兩種類型的決策錯誤。當偵檢器響應被認為高於背景時，但實際上僅存在背景輻射時，此時發生 Type I 型誤差（或“偽陽性”）。當偵檢器響應被認為是背景時，發生 Type II 型誤差（或“偽陰性”），實際上輻射存在於高於背景的水平。Type I 型誤差的概率稱為 α ，並與 L_C 相關聯；Type II 型誤差的概率稱為 β 並與 L_D 相關。圖 3.2 以圖形方式說明了這些術語彼此之間的關係以及常態的背景分佈。

- Type I 誤差：偵檢器反應被認為高於背景，事實只有背景輻射存在。
- Type II 誤差：偵檢器反應被認為是背景，事實存在的輻射量高於背景。

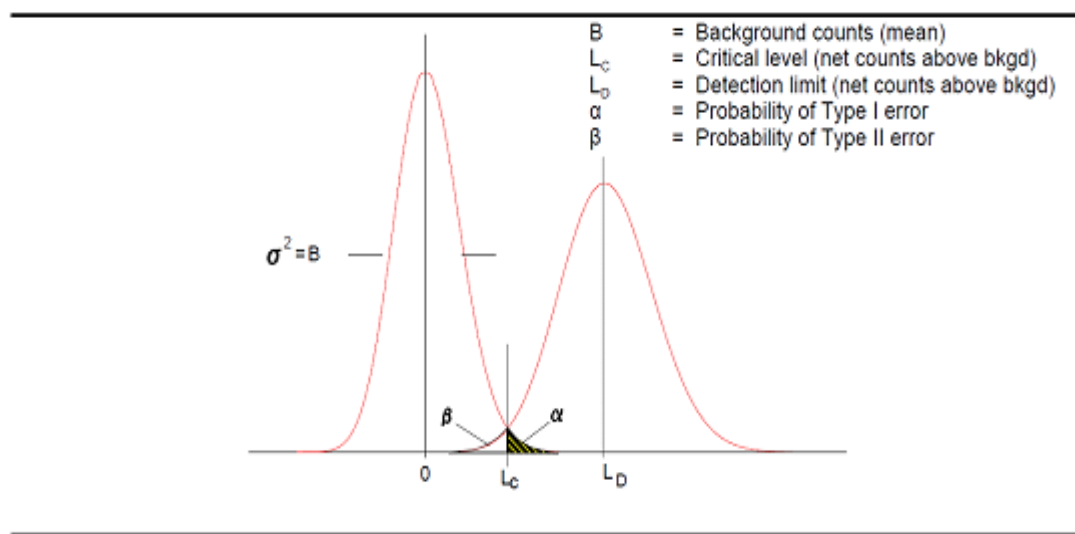


圖 3.2 Type I 型誤差與 TypeII 型誤差之統計分析圖

如果假設 α 和 β 相等，則假定所有測量值的變異數 (σ^2) 等於測量值本身。如果偵測系統的背景值不是很清楚，則可以使用以下公式計算偵測關鍵水平和偵測極限：

$$L_C = k\sqrt{2B}$$

$$L_D = k^2 + 2k\sqrt{2B}$$

其中，

L_C = 關鍵水平

L_D = 偵測極限

k = α 和 β 的柏松機率和值(假設 α 和 β 相等)

B = 執行實際測量時預計會發生的背景計數

α = Type I 型誤差之機率

β = Type II 型誤差之機率

圖 3.2 的左邊是背景分布減去背景分布的平均值，則得到一個平均值為 0，變異數為 B 的帕松分布。必須注意的是，由於放射性衰變的隨機性，分布僅考慮預期的統計變化。在推導出上述關係時，假設樣本和背景計數時間相同。如果 α 和 β 皆等於 0.05 為可接受的值，則 $k=1.645$ ，而方程式可改寫為：

$$L_C = 2.33\sqrt{2B}$$

$$L_D = 3 + 4.65\sqrt{2B} \quad (3-1)$$

註：在 Currie 的推導中， L_D 公式中的常數因子 3 被表示為 2.71，但之後證明 (Brodsky 1992) 並且普遍認為常數因子 3 更合適。如果樣品計數時間和背景計數時間不同，則使用略微不同的方程式。對於預設時間內的綜合測量，可以通過乘以因子 C 從方程式獲得 MDC。該因子用於將計數轉換為濃度，如下列方程式

所示：

$$MDC=C\times(3+4.65\sqrt{B}) \quad (3-2)$$

MDC 是高於關鍵水平的淨活度水平，預期儀器有 95%的機率可以偵測到，在說明儀器的偵測能力時得使用該值。MDC 是偵測限值乘以適當的轉換因子，得出活度單位。同樣地，在進行任何測量之前可以使用該值，並且該值可用於估計可被偵測到的活度水平。

關鍵水平 L_C 是為 L_D 定義的 95%檢測間隔的下限，並且還是有 5%的背景值可能會被測得是“大於背景”的水平，在實際計數樣品或進行直接輻射測量，得使用該值。高於此水平的任何響應都應視為高於背景（即淨陽性結果），這將確保 95% L_D 的偵測能力。

3.2.6.2 掃描靈敏度

在表面掃描期間，識別小面積升高的放射性的能力，取決於測量人員識別儀器的聲音或顯示輸出增加的技能。“掃描靈敏度”用來描述測量人員用偵檢器掃描檢測預定污染水平的能力。靈敏度越高，可掃描偵測到的污染程度越低。

通常用於保健物理活動的許多放射性偵測儀器和技術，可能無法提供證明符合 DCGL 所必需的偵測靈敏度。通過以下方式可以改善給定應用的偵測靈敏度（即降低 MDC）：(1)選擇具有更高偵測效率或更低背景的背景儀器，(2)降低掃描速度，或(3)增加有效探測區域大小，但沒有顯著增加背景響應。

掃描通常在輻射調查期間進行，以支持除役期間確定任何活度上升區域的存在，在現場偵測殘留污染的機率，不僅取決於在掃描模式下使用的測量儀器的靈敏度，而且還受到測量員的能力-即人為因素的影響。測量員必須決定信號是僅代表背景活度，還是超出背景的背景污染。掃描靈敏度越高，代表可以偵測出的污染水平越低，考慮到這些人為因素，代表了傳統上估計掃描靈敏度的方法之重大變化。表 3.4 列出：阿伐與貝他偵檢儀器偵測靈敏度之評估結果範例。

表 3.4： 利用公式 3-1 及 3-2 計算 ^{238}U 一分鐘的靜態計數
評估之阿伐與貝他偵檢儀器偵測靈敏度

Detector	Probe area (cm ²)	Background (cpm)	Efficiency (cpm/dpm)	Approximate Sensitivity		
				L _c (counts)	L _D (counts)	MDC (Bq/m ²) ^a
Alpha proportional	50	1	0.15	2	7	150
Alpha proportional	100	1	0.15	2	7	83
Alpha proportional	600	5	0.15	5	13	25
Alpha scintillation	50	1	0.15	2	7	150
Beta proportional	100	300	0.20	40	83	700
Beta proportional	600	1500	0.20	90	183	250
Beta GM pancake	15	40	0.20	15	32	1800

^a Assumes that the size of the contamination area is at least as large as the probe area.

3.2.7 量測不確定性 (誤差)

測量數據的品質，將直接受到與其相關的測量不確定性的影響。一些不確定性，例如統計計數不確定性，可以使用數學程序，從計數結果中簡單計算出來。評估其他不確定性來源需要更多努力，在某些情況下是不可能的。例如，如果在多孔混凝土表面上進行阿伐測量，則在轉換為活度單位時觀察到的儀器響應可能不會完全等於探頭下的真實活度。顆粒輻射表面的吸收的特性，將在點到點之間變化，因此將在預期的檢測效率中，產生一定程度的變化。預期檢測器效率的這種可變性，將導致最終報告結果的不確定性。

每個分析結果或一系列結果（例如測量系統）的測量不確定度，這種不確定性雖然沒有直接用於證明符合外釋標準，但在整個輻射偵檢與場址調查（RSSI）過程中用於調查規劃和數據評估。此外，不確定性可用於使用 QC 測量結果，評估測量系統的性能。不確定性也可用於將各個測量值與 DCGL 進行比較。當基於有限數量的測量做出決策時，這在除役的早期階段（即，範圍，表徵，補救行動支援）中尤其重要。

對於大多數場址，與現場測量相關的不確定性評估，僅對用作最終狀態調查文件的一部分數據很重要，最終狀態調查數據用於記錄場地的最終放射狀況，應說明與測量相關的不確定性。相反地，詳細說明在範圍界定或特徵描述調查期間，進行的測量所產生的不確定性可能有所差異，也可能沒有價值，這取決於數據的用途—意即，數據品質目標（DQO）。從實際角度來看，如果觀測數據明顯大於 DCGL 並且最終將被清理乾淨，那麼不確定性可能相對不重要。相反地，在現場調查的早期階段收集的數據，最終可能用於顯示該區域低於 DCGL，因此不需要任何清理行動—這將需要與最終狀態調查數據相同的不確定性評估。

測量不確定性通常被分為兩個不確定性的子類，稱為系統（例如，有條理的）不確定性和隨機（例如，隨機）不確定性。系統性不確定性源於缺乏與數值參數相關的值的真實分佈的知識，並導致數據始終高於（或低於）真實值。系統不確定性的一個例子是使用固定的計數效率值，即使已知效率隨測量而變化但不知道

頻率。如果固定計數效率值高於真實但未知的效率，則如同不切實際的樂觀值那樣，使用該效率計算的每個測量結果將偏低。隨機不確定性是指與已知的值分佈相關的波動。隨機不確定性的一個例子是已經充分記錄的化學分離效率，已知該化學分離效率隨著關於平均值的規則模式而波動。在計算過程中使用恆定恢復值，但已知真實值在樣本之間波動，具有固定且已知的變化程度。

為了儘量減少估計潛在不確定性來源的需要，應通過以下方式將不確定性來源本身降低到最低：

- 使用的探測器應盡量減少潛在的不確定性 例如，當在混凝土上進行 ^{238}U 的現場表面活度測量時，根據情況，貝他探測器（薄窗扁平狀 GM 偵檢器）可以提供比阿伐偵檢器更好的數據品質。在使用貝他偵檢器（例如扁平狀 GM 偵檢器）進行測量之間，預計會產生較少的隨機不確定性，因為鈾的貝他排放對薄吸收層的影響遠小於阿伐排放。
- 校正因子應準確反映在被測表面材料上使用的檢測器，對污染物放射性核素或放射性核素混合物的效率（見 6.5.4 節）。對於大多數現場測量，不同類型材料的計數效率的變化，將在最終結果中引入最大量的不確定性。
- 在可能的情況下，應通過使用標準化測量協議（例如，SOP）來減少或消除不確定性。應特別努力減少或消除由於過程中的錯誤，而導致的每次測量的系統不確定性。如果能將系統不確定性降低到可忽略的水平，則可以更容易地處理隨機不確定性，或在某種統計基礎上出現的不確定性。
- 儀器操作者進行量測時，應先受過訓練並具有使用該儀器的經驗。
- 應施行 MARSSIM 第 9 章所提及的 QA/QC 程序。

3.3 採樣/實驗室方法量測

前述 3.2 節提及，如果現場量測方法包括掃描量測和直接量測之儀器和量測方法無法檢測到 DCGL 以下之輻射量數值，那通常需使用實驗室方法來測量。以實驗室方法進行量測須先進行採樣，採樣乃取環境介質中代表性的試樣，包括試

樣的前處理；取樣後再於實驗室分析其樣品之放射性核種活度濃度。

3.3.1 採樣作業

採樣步驟乃著重於具代表的試樣，試樣量要夠大以滿足測量低限的要求，以符合建立概念性的廠址模式與 DCGLs。場址中放射性與有害化學廢棄物的存在均會影響調查規畫。放射性物質造成的體外輻射劑量會限制工作人員的作業時間，或限制採樣的量，以致於造成後續分析上要求的衝突。可藉由選擇採樣量以達到操作安全與運送合法的採樣程序。

3.3.1.1 表層土壤

表層土壤的採樣目的乃準確地表達核種活度的濃度與分佈，其為調查計畫的一部分。調查規畫的選擇可依歷史場址評估(HAS)，初始調查結果與數據品質目標(DQO)。調查規畫可為判斷性，隨機性與系統性。

(1) 試樣量

土壤採樣量必須明訂於採樣程序中。一般而言，大試樣量較小試樣量更具代表性，也能提供更符合要求的偵測低限值。然而，大試樣量也會造成運送，貯存與廢棄所產生的問題。採樣團隊與實驗室均須討論這些因素以確定採樣程序。一般而言，表土的採樣量介於 100 克至數公斤。採樣時維持固定地表面積與深度可避免核種因深度的變化所造成的影響。

(2) 試樣內容物質

試樣中所含的物質會影響採樣代表性，如植物被覆，土壤粒徑分佈，無法採樣，缺乏土壤量等問題。這些因素造成的偏差須備載於採樣文件中，或為標準作業程序 SOP 的一部分。

基於 DCGLs 的估算考量，試樣的內容物質通常會予以定義。典型的農業用土壤則假設數公分深的土壤可再懸浮至空氣，深達 15 公分內的表土則為農業活動所用，而植物的根可延伸至數米深以吸取水與養分。體外曝露則視汙染表土的

深度，主要核種的曝露途徑，這些都是試樣代表性的考量。若為非農業用地，上述的考量又會不同。檢視初始輻射調查可確認污染的土壤深度。

多數情況，植物被覆不視為土壤的一部分而予以移除。對於農業用地而言，體外曝露非主要考量，土壤粒徑大於 2 mm 者也要篩濾除去。外部物質，如植物的根，雜草，金屬，或水泥塊也要移除。所以採樣程序中要明確載明哪些物質才是試樣所須採樣的。

(3) 採樣器具

選擇適當的採樣器具可提高採樣工作效率。採樣器具包括採樣工具與試樣裝置容器。試樣於採集後立即標示以確保試樣於調查目標執行上的可靠性。採樣器具可依土壤型態，深度，數量與人員的因素而選擇。土壤試樣可能為了現場加馬能譜校正而執行的深度剖面採樣，此時土壤核心保存完整性就很重要。表 3.5 列出數種採樣器具的型式，應用範例與其優缺點。

表 3.5 土壤採樣器具

器具	應用	優缺點
Tier	軟表土壤	便宜；易使用與除汙；不適用於石塊與乾土壤
鏟子	軟表土壤	便宜；易使用與除汙
球狀掘土器	軟土壤(0~15 cm)	易使用與除汙；固定直徑與體積；土壤核心保存
核心土壤取樣器	軟土壤(0~60 cm)	易使用；土壤核心保存；深度受限；不易除汙
薄壁筒狀採樣器	軟土壤(0~3 m)	易使用；土壤核心保存；易除汙
匙狀採樣器	土壤(至岩床)	廣泛深度範圍；土壤核心保存；用於硬土壤
謝爾比筒狀採樣器	軟土壤(至岩床)	廣泛深度範圍；土壤核心保存
鑽孔器	軟土壤(7.5 cm~3 m)	易使用；廣泛深度範圍；固定直徑與體積
手持式鑽孔器	土壤(15 cm~4.5 m)	廣泛深度範圍；與鑽孔器配合使用；不易除汙

裝土壤的容器以具有旋轉蓋子的壓克力廣口罐為宜，這種容器便宜，操作方便，不易碎，不易受化學物質，溫度而變化。玻璃容器亦可，但容易於運送時破碎。金屬容器有時會使用，但長期間存放會有腐鏽的問題。

3.3.1.2 建築體表面

建築體表面因較平滑，放射性物質僅能附著於表面，直接測量即可得知污染濃度。某些情況，也會採集表面物質到實驗室分析。

(1) 試樣量

建築體表面的採樣量並不重要，而是採樣的面積量才重要，這關係到 DCGLs 的評估依據。採樣量則須考慮到所得到的偵測低限。

(2) 試樣內容物質

如果建築體表面覆有放射性，則下層物質也會污染。如果污染物為純阿伐或純貝他核種，表面所偵測的數值未必是實際的殘存活度。利用化學剝除或物理磨除固定面積下的污染物質，再分析其活度，以適當的單位(Bq/m^2)表示，即可提供 DCLGs 的估算。除汙後，仍可執行直接測量。

殘存的放射性可能已與建築體材質結合，或為混凝土的一部分，這類型的採樣要經實驗室諮詢後以提供特定的 SOP，以便達到調查的目標。

建築體表面污染物質的厚度考量要配合 DCGLs 的使用。大多數情況時，建築體表面試樣的厚度為數公分。

(3) 採樣器具

建築體表面的採樣依照建築體材料而異。混凝土則須鑿子，鉋子，鑽孔機等。木質材料表面的採樣則需鋸子或磨砂機。表面塗汙則須以化學或物理剝除之。試樣容器如同土壤試樣使用者，但須注意因使用的化學試劑造成容器損壞的可能。

3.3.1.3 其他基質

土壤，建築體與其他基質的採樣均為最終調查規劃所涵蓋。其他基質包括：次表土、地下水、表層水、沉積物、汙水處理系統、植物群與動物群、空汙微粒以及空氣(氣體)等。

3.3.2 試樣準備與保存

試樣的準備與保存乃採樣計畫中的一部分，採樣的目標必須明確訂定。有關採樣的地點，時間等則須紀錄。實驗室的分析作業與試樣準備的適當性息息相關。分析作業與調查目標則與試樣準備的程序不可分割。在調查規畫之初，這些目標必須明定。

3.3.2.1 表層土壤

土壤與沉積物試樣無現場的準備與保存需求。某些情況，為了運送與貯存，會要求冷藏於 4°C 的條件，但這不適合於要進行化學分析的試樣。

當要於現場準備分樣時，要先將土壤均質後，再進行分樣。有標準的均質處理程序，但於現場使用的儀器並不適用。現場若能使土壤乾燥，則能以簡單的工具進行分樣。若土壤中含有過多的水份，則建議運回實驗室進行分樣處理。非盲試樣的複測由同一個實驗室進行前處理與分析較為適合。

3.3.2.2 建築體表面

建築體表面物質的前處理與保存，包括擦拭物件，並沒有特別要求。均質處理與複測試樣的前處理也與土壤部分相同。

3.3.2.3 其他基質

其他基質試樣的準備與保存，如水試樣可能要過濾與酸化。有些試樣可能要保存於低溫環境以降低生物活度。特定核種可能要加入化學試劑以保存。

3.3.3 分析程序

在徵購計畫中要求分析服務與 SOW 事項之前，就須選定適當的放射分析方

法。SOW 指示所使用的方法與其功能表現，除非是一般性的規定，如 EPA 對飲用水的分析方法，分析方法的功能表現則須確認。某實驗室因例行作業而長期使用的方法會比使用其他方法有更好的表現。這實驗室也可能存有歷史數據以支持使用該方法的優勢。實驗室要能得到一個可靠的方法來源，表 3.6 所列之分析方法可供參考。

表 3.6 例行分析方法的參考資料

- *Methods of Air Sampling and Analysis* (Lodge 1988)
- *Annual Book of ASTM Standards, Water and Environmental technology. Volume 11.04, Environmental Assessment; Hazardous Substances and Oil Spill Responses; Waste Management; Environmental Risk Assessment* (ASTM 1997)
- *Standard Methods for the Examination of Water and Wastewater* (APHA 1995)
- *EML Procedures Manual* (DOE 1990b)
- *Radiochemical Analytical Procedures for Analysis of Environmental Samples* (EPA 1979)
- *Radiochemistry Procedures Manual* (EPA 1984a)
- *Indoor Radon and Radon Decay Product Measurement Protocols* (EPA 1992d)
- *USAEHA Environmental Sampling Guide* (Department of the Army 1993)

當試樣完成前處理要進行分析時，則需要特定的儀器與程序。這些分析的結果是用以決定廠址的殘存活度水平。經過除役作業後，DCGLs 以特定核種的濃度來表達，所以核種分析準確性與分析靈敏度至為重要。分析方法必須符合 DQO 程序，事前諮詢擬執行分析的實驗室是必要的。MARSSIM 並不會限制分析程序的選擇，只要可應用的方法經過審核後能符合 DQO 目標即可。

- 實驗室現有分析方法載明的功能特性，至少應包括如分析低限，精密度與準確度，核種濃度分析範圍與試樣大小。現有分析方法可能來自某認可的機構的發行物，發表的期刊論文，某實驗室的研發等。表 3.6 列出現有可參考方法的資料來源。
- 非現有分析方法乃要處理非尋常的特殊基質試樣，更低的分析低限要求，或新的參數，程序或技術。非現有方法可包括現有方法的修飾，發表於文獻上的新技術與新發展的方法。

使用參考文獻提供的放射化學方法，亦可列為方法選用的參考，可提供參考文獻的機構如下：

- National Council on Radiation Protection and Measurement (NCRP)
- American Society of Testing and Materials (ASTM)
- Radiological and Environmental Sciences Laboratory (RESL), Idaho Falls, Idaho (Operated by the DOE)
- DOE Technical Measurements Center, Grand Junction, CO
- Environmental Measurements Laboratory (EML); formerly the Health and Safety Laboratory of the DOE

儀器商的文件，目錄，儀器操作手冊，對於輻射偵測儀器的功能，也提供有用的資訊。實驗室分析程序將不同部分的操作針對特定工作或試樣類型組合後，形成 SOP，其中包括：實驗室的試樣準備、試樣溶解、試樣純化、計測準備、計測以及數據整理等。表 3.7 彙整常見於實驗室的分析方法與分析低限。

表 3.7 採樣後於實驗室進行例行放射計測之常用程序及量測靈敏度

試樣型式	被測輻射或核種	程序	測量靈敏度 估計值
擦拭 (濾紙)	總阿伐	● 氣流式比例計數儀;5 分鐘計測 ● 阿伐閃爍偵檢器;5 分鐘計測	5 dpm 20 dpm
	總貝他	● 氣流式比例計數儀;5 分鐘計測 ● 端窗式蓋革計數器;5 分鐘計測 (無屏蔽)	10 dpm 80 dpm
	低能量貝他 (^3H , ^{14}C , ^{63}Ni)	● 液體閃爍能譜儀;5 分鐘計測	30dpm
土壤/ 沉積物	^{137}Cs , ^{60}Co , ^{226}Ra (^{214}Bi), ^{232}Th (^{228}Ac), ^{235}U	● 鍺偵檢器(25%相對效率)/多階分析儀;脈高分析儀;500 克試樣;15 分鐘計測	0.04-0.1 Bq/g
	234 , 235 , ^{238}U ; 238 , 239 , ^{240}Pu ; 227 , 228 , 230 , ^{232}Th ; other alpha emitters	● 阿伐能譜儀/多階分析儀(熔融與溶液萃取;障面式偵檢器;脈高分析儀);1 克試樣;16 小時計測	0.004-0.02 Bq/g
水	總阿伐	● 氣流式比例計數儀;100 毫升試樣;200 分鐘計測	0.04 Bq/L
	總貝他	● 氣流式比例計數儀;100 毫升試樣;200 分鐘計測	0.04 Bq/L
	^{137}Cs , ^{60}Co , ^{226}Ra (^{214}Bi), ^{232}Th (^{228}Ac), ^{235}U	● 鍺偵檢器(25%相對效率)/多階分析儀;脈高分析儀;3.5 公升試樣;16 小時計測	0.4 Bq/L
	234 , 235 , ^{238}U ; 238 , 239 , ^{240}Pu ; 227 , 228 , 230 , ^{232}Th ; other alpha emitters	● 阿伐能譜儀/多階分析儀(熔融與溶液萃取;障面式偵檢器;脈高分析儀);100 毫升試樣;30 分鐘計測	0.004-0.02 Bq/L
	^3H	● 液體閃爍能譜儀;5 毫升試樣;30 分鐘計測	10 Bq/L

3.3.3.1 光子放射核種

試樣無需準備，即可以銻偵檢器或碘化鈉偵檢器測量，試樣的幾何形狀為固定且經校正，試樣可於到達實驗室時立即測量。如果 SOP 有特別需求，試樣或可經過乾燥，研磨成均質狀態。

銻或碘化鈉偵檢器都需要配置多頻道分析儀以測量。銻偵檢器可提供較佳的能量解析度以鑑定核種。碘化鈉偵檢器具較高效率且便宜，低能量光子(<50 keV) 可以用專用的偵檢器測量，其具極薄的入射窗，如用鈹材料製造。

測量光子放射核種時，數據整理也是必要的步驟。有時僅測量一個試樣，可能會有數百個不同的光子(加馬)能量信號出現於能譜。電腦軟體通常用來鑑別這些能譜，進而鑑定為可能的核種。依試樣幾何形狀而校正得到的效率，用以計算核種的活度值與不確定度，可使用一個文件化或經由評估認定的商業套裝軟體。

3.3.3.2 貝他放射核種

執行貝他放射核種分析前，試樣的準備就很重要，通常會製訂準備的程序，如乾燥研磨土壤為細顆粒之均質狀態。取出均質的部分試樣予以溶解，瀝濾為澄清溶液，作為貝他放射核種分析之用。這樣的準備程序是低成本且費時的，有些做法是以強酸瀝濾出，可回收約 80%以上的核種以為分析，若是執行總貝他測量則無需溶解處理。

當試樣溶解後，加入化學試劑以移除其他干擾核種，如此可提供一單純的核種以為測量，純化的技術包括沉澱，液相萃取，離子交換，蒸餾與電鍍。純化後的試樣形塑成特定的幾何形狀以執行貝他計測。固體試樣通常沉澱於濾紙的圓形幾何方式計測。液體試樣先轉化為特定之化學形態，再稀釋為特定體積後計測。

固態試樣的計測是使用氣流式比例計數器。液體試樣稀釋後加入閃爍計測試劑後以液體閃爍能譜儀計測，通常使用於低能量貝他放射核種的分析，如 ^3H 與 ^{63}Ni ，測量時具高偵測效率，但儀器背景也高。氣流式比例計測儀則有很低的背景計數值。MARSSIM 中 Appendix H 提供有關氣流式比例計測儀與液體閃爍能

譜儀的描述。

貝他測量後的數據整理較光子測量的簡單，因為它只提供總計數值，核種活度的計算也很容易。

3.3.3.3 阿伐放射核種

阿伐放射核種的試樣準備類似貝他放射核種，試樣溶解與純化也很相似。由於阿伐的穿透力有限，試樣的準備就很重要。總阿伐測量以氣流式比例計測儀測量小體積的試樣，然而試樣因自吸收的效應而提高偵測低限值。總阿伐測量亦可用液體閃爍能譜儀為之，然而其解析度很差。大部分的阿伐放射核種是於真空狀態下，且為特定幾何形狀以阿伐能譜儀測量，傳統上是以電鍍法準備試樣，這種技術提供高解析度能譜，但需要經訓練的專業人員以完成。

將試樣中的核種沉澱於載體表面以供測量也是常用的技術，該技術會產生較差的能譜解析度，然而卻較省時，人員訓練與專業的要求也較低。

阿伐放射核種主要是以阿伐能譜測量儀測量，其數據整理較貝他測量複雜，比較相似光子放射核種的測量。阿伐能譜儀測量前，試樣已先經過純化，故可能產生多個來自某元素同位素的阿伐能量，然而在鑑別能量上也會受解析度的影響。雖然現行商用分析軟體可以處理阿伐能譜的結果，然而須有經驗的操作人員才能確保分析的正確性。

3.4 應用實例說明

彙整 MARSSIM 關於儀器選用策略，彙整相關要點如下：

- 有三種方法可供選擇在執行調查時收集輻射數據 - 直接測量、掃描和採樣。
- 選擇儀器需要評估現場和放射性核種的具體參數和條件。儀器必須適合場址的物理與環境條件，並在使用環境和物理條件下應穩定可靠。
- 儀器和量測方法應該要能夠檢測感興趣的輻射類型，並且其調查或分析相關技術，能夠量測低於導出濃度指引水平（DCGL）之量。在輻射偵檢設計時，

選擇可信賴的儀器有適當的量測靈敏度/最小可測濃度（MDC）能偵檢出相關的輻射水平，一般選擇儀器 MDC 值介於 DCGL 值的 10～50%。

[補充說明]：

MARSSIM 依據污染面積的大小定義出兩種 DCGL 值：

1. $DCGL_W$ ：如果殘餘的放射性平均的分佈在大地區，調查整個地區的平均活度，並以平均活度推導出 $DCGL_W$ 值。
2. $DCGL_{EMC}$ ：如果小區域面積內有殘餘高放射性出現，MARSSIM 建議考慮該小區域個別的量測結果，並針對這些小區域分別推導出 $DCGL_{EMC}$ 值。

根據輻射特性，描述某地區輻射水平的過程稱為分類。MARSSIM 建議在除役過程中，可先完成初步地區輻射水平分類，此一分類對於規劃後續的輻射偵檢很有用。不可能有殘餘污染的地區，可分類為「未受影響區」（Non-impacted Area），這些地區在除役早期便被確認沒有來自原場址操作的放射性影響。而可能有殘餘污染的地區，則被歸類為「受影響區」（Impacted Area）。受影響區可再進一步區分為三大類：

第 1 級地區：現在或是曾經進行改善行動的地區，其可能有輻射污染（依場址操作歷史紀錄）或已知有污染且污染值（依先前的放射性輻射偵檢結果）高於 $DCGL_W$ 之區域。第 1 級地區的例子有：（1）場址先前曾進行改善行動的地區；（2）已知有滲漏或溢出情形發生的地區；（3）之前用於廢棄物掩埋或處置的場址；（4）廢棄物儲存的場址；（5）含有固體塊狀物質其上有污染物與高比活度區域。

第 2 級地區：現在或是曾經列於優先改善的地區，具有輻射污染可能（依場址操作歷史紀錄）或者已知有污染（依先前的放射性輻射偵檢結果）但污染值並未超過 $DCGL_W$ 值。依據最終狀態輻射偵檢可歸類為第 2 級地區的有：（1）放射性物質以非密封形式出現的

地區；(2)有潛在污染物移行的路徑；(3)排放點的下風地區；
(4)易吸附放射性浮塵的建築物或房間上方的牆壁和天花板；
(5)處理低濃度放射性物質的地區；(6)從前污染管制地區的
周邊地區。

第3級地區：依據場址操作歷史與先前的放射性輻射偵檢結果，不預期
含有任何殘餘放射活度，或者殘餘放射活度遠低於DCGL_w值的
地區。

不可能有殘餘污染的地區不需要做任何的輻射偵檢，直接分類為未受影
響的地區。受影響區之輻射偵檢作業一般選擇儀器MDC值介於DCGL值的
10~50%。舉例來說：受影響區之第1級地區的偵檢作業，一般建議選擇儀
器MDC值需小於DCGL值的50%；受影響區之第2級地區與第3級地區
則建議選擇儀器MDC值約為DCGL值的10%者較佳。

- 如果現場儀器和量測方法無法檢測到DCGL以下，則通常需使用實驗室方法
來測量。以實驗室方法進行量測須先進行採樣，採樣乃取環境介質中代表性的
試樣，包括試樣的前處理；取樣後再於實驗室分析其樣品之放射性核種活
度濃度。
- 通常使用現場量測和實驗室分析來決定總表面活度、可去除的表面活度和放
射性核種濃度在不同的環境介質（例如，土壤，水，空氣）的放射性參數。
某些放射性核種或放射性核種混合物可能需要量測 α ， β 和 γ 輻射。

MARSSIM 關於選擇直接量測與樣品分析之場址偵檢儀器流程示於圖 3.3，
此圖說明了決定是否使用直接量測技術或實驗分析的步驟流程。掃瞄輻射偵檢試
樣一般可在所有的場址中執行。對於掃瞄、直接量測、與取樣分析，選擇適當的
儀器應該要針對特定的偵檢作業來進行調查。

MARSSIM 要求現場直接測量、掃描儀器和量測方法如無法檢測到DCGL以
下，則需使用取樣並以實驗室方法來測量。因此須先了解選選用儀器之檢測靈敏

度，才能進一步判斷其是否適用。以下列舉並說明偵檢儀器偵測靈敏度之評估實例。

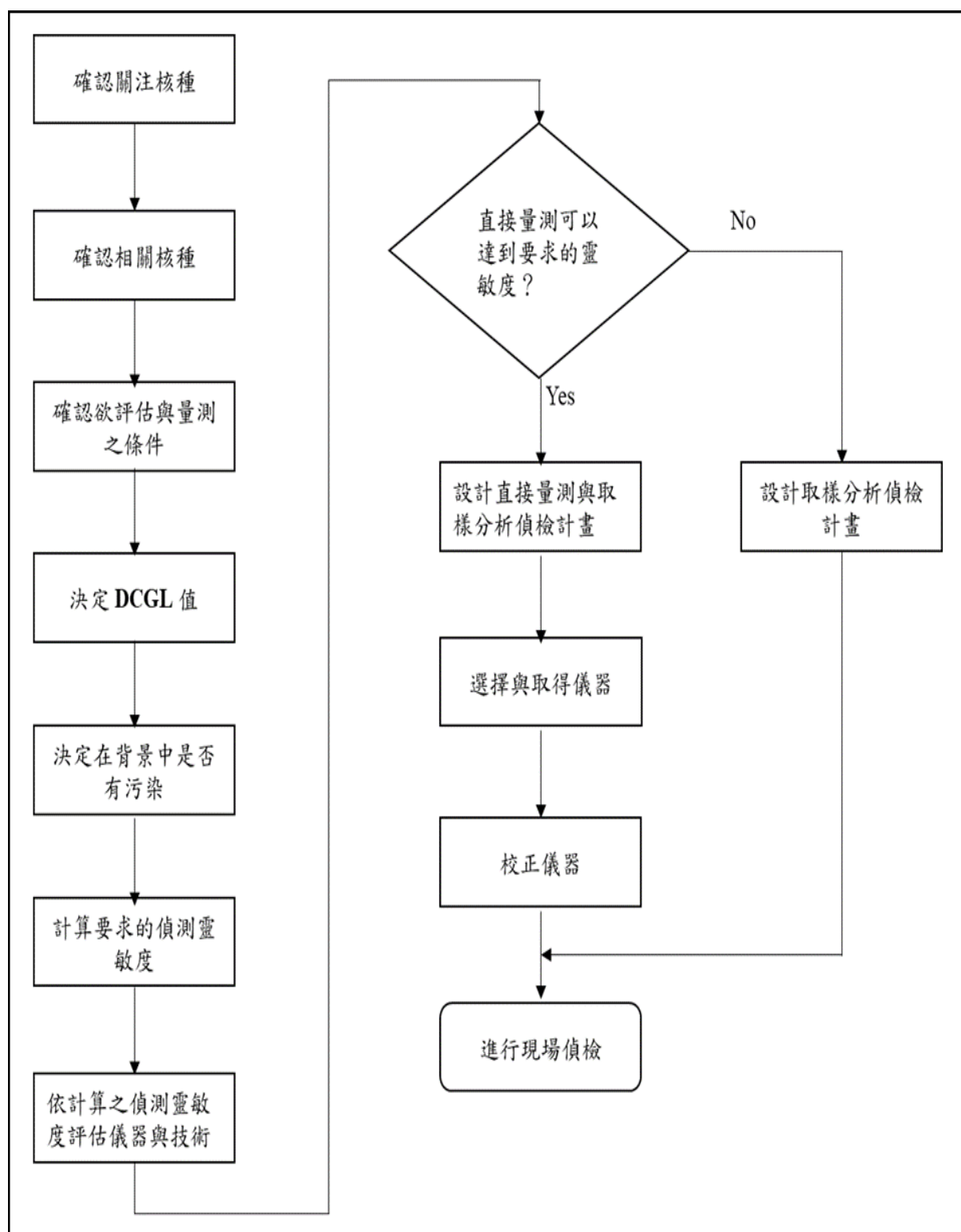


圖 3.3 選擇直接量測與樣品分析之場址偵檢儀器流程圖

A. 實例說明一：

下列例子中解釋以 Bq/m² 為單位的 MDC 計算：

已知：

- 儀器的探測頭面積為 15 cm²，量測與背景計測時間都是一分鐘，預期在實際量測時發生的背景計數數目 B = 40 counts；計數效率 C: 5 dpm/count

則：

$$\begin{aligned}C &= (5 \text{ dpm/count})(\text{Bq}/60 \text{ dpm})(1/15 \text{ cm}^2 \text{ probe area})(10,000 \text{ cm}^2/\text{m}^2) \\&= 55.6 \text{ Bq/m}^2\text{-counts};\end{aligned}$$

從 3-2 式計算 MDC： $\text{MDC} = C \times (3 + 4.65\sqrt{B})$

$$\text{MDC} = 55.6 \times (3 + 4.65 \times \sqrt{40}) = 1,800 \text{ Bq/m}^2 (1,080 \text{ dpm} / 100 \text{ cm}^2)$$

關鍵水平 L_C 在此例中可從 3-1 式計算：

$$L_C = 2.33 \times \sqrt{B} = 15 \text{ counts}$$

根據上述的情節，使用此一方法有 95% 可被偵測到的污染水平為 1,800 Bq/m² (1,080 dpm/100 cm²)。當使用此方法實際執行量測時，在一分鐘內任何大於 55 個總計數，或大於 15 個淨計數 (55－40=15)，均會被當作大於背景。

B. 實例說明二：

下列例子中解釋 MDCR 之計算：

已知：

- 若在單位時間內淨射源計數的最小可測得數目假設為 s_i

$$s_i = d' \sqrt{b_i}$$

式中 d' 之值，係依據所要求的真的正反應與假的正反應比率從表 3.8 (MARSSIM 之表 6.5) 來選取； b_i 則是在計測時間內的背景計數值。

- 假設有一人在背景 1500 cpm 的區域希望估算最小可測計數率。對兩個掃描階段，最小可測得計數率都必須被考慮，而且較保守的值被選定當作最小可測計數率。
- 假設在第一階段時，一般射源停留在偵檢頭下方 1 秒鐘。

則：

- 在第一階段時，一般射源停留在偵檢頭下方 1 秒鐘，因此觀測時間內平均背景計數值為 $b_i = 25$ ($b_i = 1500 \times (1/60)$)。
- 如在第一掃描階段假設要求較高的正確偵檢率（如 95%）則可容許有相對較高的假的正反應率（如 60%），從 MARSSIM 之表 6.5 查出 d' 值是 1.38。
- 所需特定效能水平的（假設一個理想觀測者）淨射源計數為 5（25 的平方根）乘以 1.38。因此要產生優於 95% 的偵檢並有 60% 假的正反應，則每個計測時間的淨射源計數 s_i 為 6.9。
- 則以 cpm 表示的最小可測射源計數率，可以下式計算：

$$\text{MDCR} = s_i \times (60/i) = 6.9 \times 60/1 = 414 \text{ (cpm)}$$

在這個例子中，MDCR 等於 414 cpm（總計數 1,914 cpm）。

表 3.8 MARSSIM 中各種 True Positive 與 False Positive 比值之 d' 值

False Positive Proportion	True Positive Proportion							
	0.60	0.65	0.70	0.75	0.80	0.85	0.90	0.95
0.05	1.90	2.02	2.16	2.32	2.48	2.68	2.92	3.28
0.10	1.54	1.66	1.80	1.96	2.12	2.32	2.56	2.92
0.15	1.30	1.42	1.56	1.72	1.88	2.08	2.32	2.68
0.20	1.10	1.22	1.36	1.52	1.68	1.88	2.12	2.48
0.25	0.93	1.06	1.20	1.35	1.52	1.72	1.96	2.32
0.30	0.78	0.91	1.05	1.20	1.36	1.56	1.80	2.16
0.35	0.64	0.77	0.91	1.06	1.22	1.42	1.66	2.02
0.40	0.51	0.64	0.78	0.93	1.10	1.30	1.54	1.90
0.45	0.38	0.52	0.66	0.80	0.97	1.17	1.41	1.77
0.50	0.26	0.38	0.52	0.68	0.84	1.04	1.28	1.64
0.55	0.12	0.26	0.40	0.54	0.71	0.91	1.15	1.51
0.60	0.00	0.13	0.27	0.42	0.58	0.82	1.02	1.38

表 3.9 提供理想觀測者在第一掃瞄階段不同背景水平的掃瞄靈敏度，其根據為 1.38 的靈敏度指標與 2 秒的觀測時間。

表 3.9 不同背景水平下之理想觀測者掃瞄靈敏度(MDCR)*

Background (cpm)	MDCR (net cpm)	Scan Sensitivity (gross cpm)
45	50	95
60	60	120
260	120	380
300	130	430
350	140	490
400	150	550
1,000	240	1,240
3,000	410	3,410
4,000	480	4,480

*The sensitivity of the ideal observer during the first scanning stage is based on an index of sensitivity (d') of 1.38 and a 2-second observation interval.

C. 其他偵檢器應用實例說明：

(1) 現場量測設備：

(i) ALPHA 閃爍測量儀

系統：ALPHA 閃爍測量儀 (Alpha Scintillation Survey Meter)

適用於現場勘測： α 閃爍測量儀可用於確定無孔表面，滑動和空氣過濾器或不規則表面（如果已知表面屏蔽程度）上是否存在 α 排放污染物。

操作：該測量儀使用 α 輻射探測器，其敏感區域約為 50 至 100 cm²。檢測器具有一個薄的鍍鋁膜的聚酯薄膜(mylar)窗口，該窗口可以阻擋環境光線，但可以使 α 輻射通過。偵檢頭的偵檢材質是含銀活化物的硫化鋅 ZnS (Ag)。適當調整鑑別器後，此儀器僅對 α 輻射敏感。光脈衝被光電倍增管放大並傳遞到測量儀的電量計。

由於空氣中的 α 粒子射程較短，通常將探針放置在靠近偵測物表面的位置。掃描調查可用於識別有表面污染的區域，然後進行直接測量以獲得實際測量值。隨著較長時間的量測對讀數進行積分可以充分提高儀器靈敏度，從而使該儀器對於許多同位素的 α 表面污染測量非常有用。讀數以每分鐘計數(cpm)的形式顯示，通常可以使用一些校正/效率因數來將讀數從 cpm 轉換為 dpm。

但是，轉換因子會受到短距離的 α 粒子的不利影響，如果 α 射源是嵌入在表面內部，則它們會被屏蔽到不確定的程度。系統通常使用 2 到 6 個 3 號或 4 號電池，並且可以運行 100-300 小時。

特異性/靈敏度：正確調整了 α 鑑別器後，即使存在其他輻射， α 閃爍測量儀也只能測量 α 輻射。掃描調查可以快速指示表面污染的存在或不存在，而積分讀數則可以測量表面或過濾器上的 α 放射性活度。 α 輻射容易被不規則，多孔，潮濕或塗漆表面所吸收，在將計數率數據轉換為表面

污染活度水平時應仔細考慮。在計數之前也需要先將濕的擦拭物和過濾器擦乾。使用偵檢探頭時的最低靈敏度約為 10 cpm，使用耳機或電量計時的最低靈敏度為 1 至 2 cpm。

(ii) 帶有貝他薄餅式探頭的蓋格測量儀

系統：帶有貝他薄餅式探頭的蓋格測量儀 (GM Survey Meter with Beta Pancake Probe)

適用於現場勘測：該儀器用於在相對平坦的表面上找尋和測量低輻射水平的 β / γ 污染。

操作：該儀器由連接到測量儀的扁平“薄餅”型蓋格(Geiger-Mueller)檢測器組成，該測量儀以每分鐘計數的方式測量輻射響應。除了輻射入射面或窗口以外，探測器外殼通常在所有側面上都是硬質金屬，其由聚酯薄膜(mylar)、雲母(mica)或類似材料製成。鋼，鋁，鉛或鎢製外殼圍繞著除偵檢窗口(window)外的偵檢器所有側面，而使檢測器具有特定方向響應。偵檢器需要大約 900 伏特的電壓才能運行。量測時它被保持在離表面幾厘米的範圍內，以最小化放射性物質和探測器之間的空氣屏蔽厚度。緩慢移動它以掃描表面來尋找較高的讀數，找到較高的讀數位置，然後將其固定足夠長的時間以獲得穩定的測量結果。進入檢測器的輻射使偵檢器內的氣體游離，導致整個蓋格管放電，並形成一個計數發送到儀表。使用同位素特定因子，將每分鐘的計數 cpm 轉換為 1700 Bq /m² (1,000 dpm / 100cm²) 範圍內的 β 表面污染水平。

特異性/靈敏度：煎餅型 GM 檢測器主要在與表面緊密接觸的情況下測量 β 計數率，以判斷是否存在污染物。它們對進入偵檢器並引起游離的任何 α ， β 或 γ 輻射敏感。以結果而言，除非使用一組吸收器(absorbers)，否則他們無法確定偵測輻射的類型或能量。 β 粒子必須具有足夠的能量以穿透吸收了污染物的任何表面材料再加上偵檢器窗口以及介於兩者之間

的空氣層和其他屏蔽材料才會被檢測到。它無法檢測到來自 ^3H (17 keV) 的輻射源發射體的低能 β 粒子，因這些低能 β 粒子無法單獨穿透偵檢窗口；但它很容易地檢測到來自 ^{60}Co (314 keV) 的高能 β 。現場量測的 β 檢測效率主要取決於 β 能量、窗口厚度和檢測之表面狀況。通過較長時間的計數率進行積分或收集的可移除之放射性物質進行計數，可以提高檢測表面污染的能力。標稱直徑為 2 英寸的探測器可以測量出比背景高出約 100 cpm，這相當於探測器下方表面上 ^{60}Co 的 4,200 Bq /m² (2,500 dpm / 100cm²)。

較大的 100 cm² 探測器可提高靈敏度，擦拭的收集效率可能低於 100%，並且取決於擦拭技術、實際覆蓋的表面積、表面的紋理和孔隙率、污染物對擦拭材料的親和力以及擦拭的干燥度。對加馬射線的靈敏度約為 β 靈敏度的 10% 或更少，而 α 檢測效率很難評估。

(iii) 帶有加馬探頭的蓋格測量儀

系統：帶有加馬探頭的蓋格測量儀 (GM Survey Meter with Gamma Probe)

適用於現場勘測：該儀器用於快速指示現場存在的加馬輻射水平。由於其檢出極限高，GM 調查儀在特性調查中可能有用，但可能無法滿足最終狀態調查的需要。

操作：該儀器由連接到測量儀的圓柱形蓋革 (Geiger Mueller) 檢測器組成，進行校準以測量以 mR/ hr 為單位的加馬曝露率。偵檢器的四周均由堅固的金屬防護罩包圍。一些稱為“端窗” (end window) 或“側窗” (side window) 的裝置具有鉸鏈門 (hinged door) 或旋轉套筒 (rotating sleeve)，該鉸鏈門或旋轉套筒打開以曝露聚酯薄膜 (mylar)、雲母 (mica) 或類似材料的入射窗，從而使 β 射線進入敏感體積。檢測器需要大約 900 伏特的電壓才能運行。它通常保持在腰部高度，但有時會與要評估的物品接觸。它在該區域上緩慢移動，以掃描升高的讀數，觀察電量計，或聆聽

聲音信號。然後將其固定足夠長的時間以獲得穩定的測量結果。進入檢測器的輻射使偵檢器內氣體游離，導致整個管子放電，並導致將一個計數發送到儀表。從計數率到曝露率的轉換是在校正時完成的，方法是將檢測器曝露在不同的曝露率水平上，並調整儀表刻度進行相應的讀取。在現場偵測時，可直接從偵檢儀器讀取曝露率。如果檢測器外殼有一個進入窗口，則“開門”讀數比“閉門”讀數增加表示輻射場中存在 β 輻射，但二者間之差別並不直接代表 β 輻射水平。

特異性/靈敏度：GM 儀表可測量 γ 輻射率，帶有進入窗口的儀表可識別輻射場是否包括 β 輻射。由於 GM 檢測器對進入檢測器的任何 α ， β 或 γ 輻射能量敏感，因此使用這些檢測器的儀器無法識別該輻射的類型或能量，或存在的特定放射性核種。可以通過在掃描過程中使用耳機或聽覺響應來提高靈敏度，或者通過對一段時間內的曝露率進行積分來提高靈敏度。該儀器對環境工作有兩個主要限制：首先，其最小靈敏度很高，在計數/曝露率計模式下約為 0.1 mR/hr，在積分模式下約為 0.01 mR / hr。有些儀器使用大體積檢測器來改善靈敏度。但是，在許多情況下，該儀器對於現場勘測工作不夠敏感。其次，探測器的能量響應是非線性的。

(2) 實驗室檢測設備：

(i) 具多頻道分析儀（MCA）的鍺偵檢器

系統：具多頻道分析儀的鍺偵檢器(Germanium Detector with Multichannel Analyzer, MCA)

適用於現場勘測：該系統可準確測量各種物質（例如土壤，水，空氣過濾器）中發射加馬射線放射性核種的活度。鍺在處理多種放射性核種和複雜光譜方面之能力特別強大。

操作：該系統由連接到杜瓦(dewar)瓶的鍺探測器、高壓電源、光譜級放大器、

數位/類比信號轉換器和多頻道分析儀組成。P 型鍺偵檢器的工作電壓通常為+2000 至+5000 伏特。N 型鍺偵檢器的工作電壓為-2000 至-5000 伏。鍺是一種半導體材料。當加馬射線與鍺晶體相互作用時，會產生電子-電洞對。施加電場，使電子在導帶中移動，電洞使電荷從一原子傳遞到相鄰原子。電荷迅速收集，並與沈積的能量成比例。計數率/能譜顯示在 MCA 屏幕上，全能量光電峰提供了有用的訊息。該系統使用發射至少兩種已知加馬射線能量的同位素進行能量校正，因此 MCA 數據頻道具有等效對應的能量，而 MCA 的顯示變為強度與能量的顯示。使用已知濃度的混合同位素進行效率校正，可得到加馬射線能量與計數效率的關係曲線。由於計數效率取決於樣品與檢測器之間的距離，因此必須為不同計測幾何條件提供單獨的效率校正曲線。從該點開始，每個高斯形能峰的中心可對應出其加馬射線能量，由能峰的組合可識別出每個同位素，所選能峰下的面積是樣品中該同位素數量/活度大小的度量。

將樣品放在容器中並稱重。量測容器之器皿位於檢測器頂部，為檢測之樣品提供出色的計數效率。計數時間通常為 1000 秒至 1000 分鐘。每個能峰都可以手動或通過加馬能譜分析軟體進行識別。將每個能峰或能帶中的計數、樣品重量、效率校準曲線和同位素衰變等資訊一起考慮，可以得出樣品活度濃度。

特異性/靈敏度：該系統只需最少的準備工作，即可準確識別並量化樣品（例如土壤，水和空氣過濾器）中多種發射加馬射線的放射性核種的活度濃度。P 型檢測器適用於 50 keV 以上的能量。帶有鈹(Be)端窗口的 N 型或 P 型平面（薄晶體）偵檢器使用放置在窗口上方的較薄樣品，可適用於 5-80 keV 的能量。

3.5 輻射偵檢儀器審查與驗證程序的建議

一、目的：確認核設施經營者針對核電廠廠址除役需要，其進行輻射偵測所選用之輻射偵檢儀器是否適當合宜。

二：審查範圍：審查人員審查本章的範圍包括：採用的取樣、偵檢和分析方法所使用之偵檢儀器特性相關事宜(如最低可測活度、量測不確定度、偵檢儀器品保文件及紀錄等)說明。

三、程序審查：審查人員應審查申請單位提出除役作業中進行取樣、偵檢和分析方法所使用之偵檢儀器特性相關事宜內容，是否符合審查範圍所規定之要求內容，並決定資料的詳細程度是否能足以讓審查人員進行審查。審查人員應確認本章之內容至少須包含以下資訊：

(一)詳細說明輻射偵檢作業採用的取樣、偵檢和分析方法所使用之偵檢儀器特性及其相關性能的資訊，包括相關特性之評估方法與數據資料。

(二)相關偵檢儀器品保文件及紀錄。

四、審查要點與接受基準：內容應符合以下要求，方能被審查同意：

(一)申請單位應說明輻射偵檢作業採用的取樣、偵檢和分析方法所使用之偵檢儀器特性及其相關性能的資訊，包括：

- (1) 關注核種及欲量測之核種/輻射種類
- (2) 欲評估與量測之條件
- (3) DCGL 值
- (4) 背景參考地區選擇/在背景中是否有污染
- (5) 偵測靈敏度計算法與結果
- (6) 依計算之偵測靈敏度評估合適儀器與技術
- (7) 判斷直接量測是否可以達到要求的靈敏度
- (8) 直接量測與取樣分析偵檢計畫或取樣分析偵檢計畫
- (9) 選擇使用儀器之特性

(10)儀器校正計畫等 (校正計畫內容須至少包含校正頻次、執行校正單位、校正追溯性、校正結果允收標準、以及儀器之校正履歷紀錄等)

(二)環境樣品之最低可測活度須符合環境輻射監測規範中「環境試樣放射性分析之行動基準可接受最小可測量」之要求；非環境樣品之最低可測活度則至少須低於導出濃度指引水平(DCGL)之百分之五十，一般選擇儀器 MDC 值介於 DCGL 值的 10~50% ，例如：可能有殘餘放射性污染的受影響區之第 1 級地區的偵檢作業，一般建議選擇儀器 MDC 值需小於 DCGL 值的 50% ；受影響區之第 2 級地區與第 3 級地區則建議選擇儀器 MDC 值約為 DCGL 值的 10% 者較佳。此外，核電廠於除役初期提出特性調查計畫，將會提供初步 DCGL 值，以此作為土地分級與現場儀器之 MDA 設定，若於最終狀態偵檢 (Final Status Survey, FSS) 階段，重新評估之 DCGL 值變動後調整至較小值，因此使得原先測量之偵測儀器的 MDC 會大於新的 DCGL 的 50%，則該儀器應被視為不適合於偵測使用；其所測得之原數據，應重新選擇使用 MDC 小於新 DCGL 值的 50%之適當儀器，重新再進行偵測。

(三)如果現場儀器和量測方法無法檢測到 DCGL 以下，則應提出使用實驗室方法來測量之儀器特性說明。以實驗室方法進行量測即以採樣方式進行，採樣乃取環境介質中代表性的試樣，包括試樣的前處理；採樣後再於實驗室分析其樣品之放射性核種活度濃度。

(四)提出相關偵檢儀器品保文件及紀錄，包含儀器設備之維護保養/校正紀錄、實驗室認證文件、偵檢過程產出資料及分析結果紀錄文件等。

五、審查發現：審查人員應確認申請者提送輻射偵檢作業所使用之偵檢儀器特性及其相關性能的資訊等，相關特性之評估方法、數據資料與結果須符合 MARSSIM 等法規及技術規範要求。

六、相關法規及技術規範：

- (一) 核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則。
- (二) 環境輻射監測規範。
- (三) Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, MARSSIM/NUREG-1575 Rev. 1, 2000.
- (四) Minimum Detectable Concentrations with Typical Radiation Survey Instruments for Various Contaminants and Field Conditions, NUREG-1507, 1995
- (五) European Radiation Survey and Site Execution Manual, EURSSEM, 2009

第四章 結論

本子項計畫依照計畫規劃之進度進行並且順利完成，已蒐集並研析 MARSSIM 文件，並彙整文件中相關的偵檢儀器特性要求及選用策略；包括現場直接量測、掃描等之儀器與取樣後帶回實驗室進行樣品分析之偵檢儀器等。在輻射偵檢設計時，選擇可信賴的儀器有適當的量測靈敏度/最小可測濃度（MDC）能偵檢出相關的輻射水平，一般選擇儀器 MDC 值介於 DCGL 值的 10~50%，對於可能有殘餘放射性污染的受影響區之第 1 級地區的偵檢作業，一般建議選擇儀器 MDC 值需小於 DCGL 值的 50%；而受影響區之第 2 級地區與第 3 級地區則建議選擇儀器具較低 MDC 值，約為 DCGL 值的 10% 者較佳。核電廠於除役初期提出特性調查計畫，將會提供初步 DCGL 值，以此作為土地分級與現場儀器之 MDA 設定，若於最終狀態偵檢(Final Status Survey, FSS)階段，重新評估之 DCGL 值變動後調整至較小值，因此使得原先測量之偵測儀器的 MDC 會大於新的 DCGL 的 50%，則該儀器應被視為不適合於偵測使用；其所測得之原數據，應重新選擇使用 MDC 小於新 DCGL 值的 50%之適當儀器，重新再進行偵測。如果現場儀器和量測方法無法檢測到 DCGL 以下，則通常需使用實驗室方法來測量。以實驗室方法進行量測即以採樣方式進行，採樣乃取環境介質中代表性的試樣，包括試樣的前處理；採樣後再於實驗室分析其樣品之放射性核種活度濃度。此外，本子計畫針對 MDC 的計算、MDCR 之計算以及包括現場量測儀器設備與實驗室之量測儀器設備等，進行應用實例說明。除了上述彙整資料外，並參考 MARSSIM 等文件，提出輻射偵檢儀器審查與驗證程序的建議，並彙整計畫成果內容，於 11 月 5 日上午至原能會進行相關研究成果簡報對參與簡報之原能會同仁及相關學者專家進行成果發表與意見交流。

參考資料

1. MARSSIM 2002. Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (Revision 1). Nuclear Regulatory Commission NUREG-1575 Rev. 1 , Environmental Protection Agency EPA 402-R-97-016 Rev. 1 , U.S. Department of Energy DOE EH-0624 Rev. 1 , August.
2. MARSAME 2009. Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment manual. Nuclear Regulatory Commission NUREG-1575 , Supp. 1 , Environmental Protection Agency EPA 402-R-09-001 , U.S. Department of Energy DOE/ES-0004 , January.
3. DOE O 458.1 , “Radiation Protection of the Public and the Environment” , Office of Health , Safety and Security , U.S. Department of Energy.
4. ANSI N323A , “Radiation Protection Instrumentation Test and Calibration , Portable Survey Instruments”.
5. ANSI N13.49 , “Performance and Documentation of Radiological Surveys”.
6. ANSI N13.59 , “Characterization in Support of Decommissioning Using the Data Quality Objectives Process”.
7. Radiation Risk Assessment At CERCLA Sites: Q&A 1999/2014) , US EPA and its related documents
8. Establishment of Cleanup Levels for CERCLA Sites with Radioactive Contamination (OSWER No. 9200.4-18 , August 22 , 1997) , US EPA
9. ANSI/HPS N13.12 , Surface and Volume Radioactivity Standards for Clearance , 2013
10. NUREG-1761 , “Radiological Surveys for Controlling Release of Solid Materials” , US NRC.
11. Eric W. Abelquist , Decommissioning Health Physics: A Handbook for MARSSIM Users , 2nd edition.
12. Humboldt Bay Power Plant , MARSAME Disposition of Materials and Equipment
13. NUREG-1757 , vol. 2 Chapter 4 , Facility Radiation Surveys and Appendix O , Lessons Learned and Questions and Answers to Clarify License Termination Guidance and Plans
14. NUREG-1700 , rev. 1 , Standard review plan for evaluating nuclear power reactor license termination plans
15. Multi-Agency Radiological Laboratory Analytical Protocols Manual (MARLAP) , NUREG-1576 , 2004.

16. Radiological Characterization of Shut Down Nuclear Reactors for Decommissioning Purposes , IAEA Technical Report Series No. 389 , 1998.
17. Methodology and Technology of Decommissioning Nuclear Facilities , IAEA Technical Report Series No. 267 , 1986.
18. Decommissioning Handbook , DOE/EM-0142P , 1994.
19. Radiological Characterisation for Decommissioning of Nuclear Installations , NEA/RWM/WPDD(2013)2 , 2013.
20. 裴晉哲、白寶實、蔣安忠、趙得勝、劉鴻鳴,「核能電廠除役與室內乾貯安全審查技術之研究」有關除役部分之研究,行政院原子能委員會委託研究計劃研究報告, AEC10612052L, 107 年 12 月。
21. 環境輻射監測規範。行政院原子能委員會。民國 98 年 11 月 11 日。
22. Minimum Detectable Concentrations with Typical Radiation Survey Instruments for Various Contaminants and Field Conditions, NUREG-1507, 1995
23. European Radiation Survey and Site Execution Manual, EURSSEM, 2009

子項計畫二

物質與設備的偵檢設計與審查導則之研究 (MARSAME)

計畫編號： AEC10802005L

執行單位：國立清華大學

計畫主持人：劉鴻鳴

子項計畫二主持人：蔣安忠

報告作者：蔣安忠、趙得勝、劉千田、林彥穎、
林宇捷、張煒堃

行政院原子能委員會 委託研究

中華民國 108 年 11 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)

摘要

美國多部會物質與設備輻射偵檢與評估手冊(Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment Manual, MARSAME)是 MARSSIM 的補充報告，其主要應用是針對物質與設備安排科學化的評估與驗證程序，設計輻射偵檢計畫，從而決定其處置(Disposition)方式，在優化偵檢資源付出的同時，亦能保障偵檢過程及處置物質與設備的輻射作業安全。

本計畫旨將根據過去對 MARSSIM 及 MARSAME 的研究結論，配合國際案例的實務經驗，研析美國環保署的輻射作業風險評估，歸納整理除役核能設施物質與設備偵檢設計、量測技術與取樣分析方法，從而建立核子反應器設施除役物質與設備處置偵檢計畫導則草案，以利未來除役核能設施的管制與執行。

ABSTRACT

Based on the past research conclusions of MARSSIM/MARSAME and practical experience of international decommissioning cases, this research will establish a draft guideline for the deposition survey project design for materials and equipment of decommissioning nuclear-energy facilities. We will also study the US Environmental Protection Agency's radiation operation risk assessment, and summarize measurement technologies and sampling analysis methods which would be used in decommissioning nuclear power plants. The establishment of the guideline will be useful to facilitate the control and implementation of decommission nuclear facilities in our country.

目錄

摘要	B-i
ABSTRACT	B-ii
目錄	B-iii
第一章 計畫背景	B-1
第二章 計畫目標與執行方法	B-2
第三章 執行成果概述	B-6
3.1 除役核能電廠輻射防護作業風險的評估	B-6
3.1.1 資料蒐集與評估	B-7
3.1.2 輻射曝露評估	B-14
3.1.3 毒性評估	B-17
3.1.4 風險表徵	B-19
3.1.5 生態影響評估	B-21
3.1.6 背景輻射的選定	B-22
3.2 除役核能設施物質與設備偵檢設計、量測技術與取樣分析方法	B-23
3.2.1 NUREG-1761 之物件分類與固體物質清潔外釋流程	B-23
3.2.2 物質與設備的量測技術與取樣分析方法。	B-31
第四章 核子反應器設施除役物質與設備處置偵檢計畫導則研擬	B-47
第五章 結論與建議	B-55
參考資料	B-59
附件一 MARSAME 路線圖 1-15.....	B-61
附件二 核子反應器設施除役物質與設備處置偵檢計畫導則 (草案)	B-77
附件三 核子反應器設施除役物質與設備處置偵檢計畫審查導則 (草案)	B-84

圖目錄

圖 2-1 計畫預定進度甘特圖	B-5
圖 3-1 典型的場址概念模型	B-10
圖 3-2 典型的人類放射性核種曝露途徑	B-15
圖 3-3 典型的生物放射性核種曝露途徑	B-22
圖 3-4 NUREG-1761 的固體物質清潔外釋流程圖	B-29
圖 3-5 NUREG-1761 的固體物質清潔外釋流程圖(續)	B-30
圖 3-6 相對位移 Δ/σ 示意圖： σ 大，但較大的 Δ 導致較大的 Δ/σ	B-42
圖 3-7 相對位移 Δ/σ 示意圖： σ 小，但較小的 Δ 導致較小的 Δ/σ	B-42
圖 3-8 關鍵值 S_C 及最小可偵測淨儀器訊號 (或計數) S_D 之示意圖	B-43

表目錄

表 3-1 NUREG 1761 的參考物件分類	B-25
表 3-2 各類儀器應用於 α 、 β 、光子、中子等輻射量測之適用性比較	B-38
表 3-3 各類儀器隨 M&E 偵檢單元的尺寸與數量之適用性比較	B-38
表 3-4 各類偵檢儀器之優缺點比較	B-39
表 4-1 MARSAME 路線圖及其中的重要決策和進程	B-51

第一章 計畫背景

美國多部會物質與設備輻射偵檢與評估手冊(Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment Manual, MARSAME) 是 MARSSIM(Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual)的補充報告，其主要應用是針對物質與設備(Material and Equipment, M&E)安排科學化的評估與驗證程序，設計輻射偵檢計畫，從而決定其處置(Disposition)¹方式，在優化偵檢資源付出的同時，亦能保障偵檢過程及處置物質與設備的輻射作業安全。

清華大學研究團隊在 107 年度的原能會委託研究計畫中，針對除役核能電廠 M&E 之處置偵檢驗證技術進行研究，對應用 MARSAME 的國際案例進行研析，以相關案例的程序書、數值範例、除役計畫等文件彙整 M&E 之處置偵檢策略與其內涵，其中一個重要結論是在 M&E 的偵檢過程中輻射安全是最重要的考量，MARSAME report 雖然是關於 M&E 的分類量測與處置偵檢，表面上看起來是核物料與廢棄物管理的項目，但相關經驗指出即使是極低污染的廢棄物，在其偵檢程序中，偵檢包的各項文件，應由輻射防護單位負責審閱與保管，在進行處置偵檢前的作業前會議中，需要輻射防護主管確認，而偵檢過程中發現較高放射性的存在時，也需要輻射防護主管指示處置方式，因此輻射防護單位在 M&E 的管理與處置扮演重要的角色，應建立基於完善輻射防護管制的核子反應器設施除役 M&E 處置偵檢計畫，才能有效保障除役 M&E 處置偵檢的輻射安全。

目前核一廠除役計畫已經獲審查通過，各項除役工程正要開始執行，相關程序書也陸續制定送審，如果能有系統化的導則可供參考，將有助於偵檢計畫的設計及主管機關的審查驗證，對於除役作業的進行很有幫助。

¹ 此處所指之「處置」係指"disposition"，其範圍包含外釋(release)、封鎖(interdiction)或其他用來處理或移置放射性物質的選項。物管法中之廢棄物「處置」係指"disposal"，為外釋的選項之一。為避免產生混淆，後續將與主管機關研議討論名稱之修訂，本研究報告及所附文件仍暫使用「處置」表示"disposition"。

第二章 計畫目標與執行方法

在核電廠的除役過程中，會產生大量受到輻射影響的 M&E，需要進行妥善的分析、評估及偵檢，為確保現階段除役作業流程中各項 M&E 之偵檢設計之正確性與合理性，擬進行本項研究，依據 MARSAME 文件、國內外相關規範以及實務經驗，提出具體的除役核能設施 M&E 之處置偵檢計畫導則，以利除役核能設施的順利進行。

本計畫是除役作業場所輻射分析之審查技術研究中有關於 M&E 的偵檢設計與審查導則之研究，將根據過去的研究結論，討論輻射防護作業的風險評估分析，設計建立核子反應器設施除役 M&E 處置偵檢計畫導則，以因應我國核子反應器設施除役之需求，對於即將到來的核能電廠拆除工作，除役相關人員對於 MARSAME 文件可能有概念性的認知，但多數缺乏實務執行經驗，而我國目前尚未建立相關導則，M&E 處置偵檢計畫的編寫暫無依據，目前核一廠已開始除役，核二廠除役計畫也正在審查中，依照各項時程來看，核子反應器設施除役 M&E 導則的建立已是刻不容緩的重要事項，本計畫的重要性即在於此項協助主管機關建立此項導則，並從過程中培養研究團隊對於偵檢設計與審查技術的能力，儲備未來執行除役與進行除役管制的人才。

本計畫將引述先前計畫的研析內容與結論，規劃設計 M&E 處置偵檢計畫導則，具體工作項目說明如下：

1. 蒐集、研析並整理美國多部會物質與設備偵檢與評估手冊 MARSAME 的應用範例與相關文獻。

數年前，核研所就有研究報告分別針對 MARSSIM 和 MARSAME 的內容進行研析和整理，清華大學也在 106 年與 107 年度的計畫中分別針對 MARSSIM 與 MARSAME 相關導則與文獻中的實務面與執行面進行精進研究，有了不錯的成果。依照目前我國核電廠除役進度，MARSSIM/MARSAME 在除役作業場所輻射分析之審查技術尚待強化，其中使用偵檢儀器進行除役 M&E 的量測是實務上的

主要任務之一，所有拆解的產物，都要經過這項過程，作為外釋或解除管制的重要依據，直接影響人員和環境的輻射安全。在新一年的計畫中，我們仍將對偵檢設計進行持續研究，蒐集、研析並整理 MARSAME 的應用範例和相關文獻，以強化審查能量，保障輻射作業安全。

2. 研析並整理除役核能設施的過程中輻射防護作業的風險評估。

在 M&E 的偵檢過程中，輻射防護作業是首要考量，必須確保偵檢人員的輻射安全，針對不同 M&E 的偵檢量測作業，輻射防護單位可能需要事先進行不同程度的輻射作業風險評估，並將評估結果納入偵檢程序設計的考量。

美國環保署對於相關設施有一套輻射風險評估的準則，其中風險評估的項目包含了：背景資料蒐集分析、毒性與輻射曝露、可能發生的風險、對環境的影響等，可以用於核能設施輻射作業前的安全評估，增進輻射作業安全。我們將研析其中與 MARSAME 範圍相關的輻射風險評估作業，彙整其重點與內涵，作為主管機關與除役執行單位的參考。

3. 研析並整理除役核能設施物質與設備偵檢設計、量測技術與取樣分析方法。

M&E 的安全偵檢是建立在：良好的輻射風險評估、完善的偵檢程序、精準的偵檢儀器與正確的使用、適當的量測技術與取樣分析、健全的輻射防護單位。我們要針對這些面向進行研析，探討針對不同 M&E 的偵檢設計，並針對數種量測技術與取樣分析方法進行分析研究。目前有三種原位量測技術可用來進行放射性特性評估，分別為：劑量率量測、放射性污染量測、以及個別核種活度的能譜量測。對於任一種量測技術，量測時均務必考慮放射性污染的幾何、表面狀況、特性及範圍等，且必須建立明確的操作程序，其中也須考慮量測設備和技術的物理限制。量測數據的範圍與品質端視規劃與執行設施除役時所需的資訊而定，並必須清楚瞭解數據的需求，以及該使用何種量測方法來達成此需求。另一方面，準確的特性評估也須仰賴具代表性樣品的取樣分析，並從中獲知其輻射能譜且決定其組成與活度。假設樣品足具代表性可代表整體組件，即可由此推知每單位重量材料的總活度。這種取樣分析通常需要使用較精良的設備，例如：鍺偵檢器、多

頻道分析儀或液體閃爍偵檢器，且必須由合格的操作人員與實驗室來進行分析，因此此類的取樣分析方法相對較為耗時且增加成本。為了瞭解現場量測與取樣分析在特性評估方面的操作實務，本研究計畫將統整歸納不同量測技術與取樣分析方法的操作原理，並嘗試釐清各種技術與方法的限制及其適用時機。

4. 根據分析結論與過去的研究經驗建立核子反應器設施除役物質與設備處置偵檢計畫導則草案。

在 107 年度的計畫中我們研析了美國 Humboldt Bay 電廠除役的 MARSAME 解除管制部分案例，從中理解儀器最小可偵測活度的參數意義及其計算過程，也概略性地對其偵檢設計有初步認識，我們將配合今年研究計畫的分析結論與過去的實例經驗，協助建立核子反應器設施除役物質與設備處置偵檢計畫導則(及其審查導則)草案，作為主管機關與除役執行單位的參考。

本研究依照計畫書之甘特圖(圖 2.1)進行。

年月 工作項目	108 1	108 2	108 3	108 4	108 5	108 6	108 7	108 8	108 9	108 10	108 11	108 12	備 註
蒐集、研析並整理美國多部會物質與設備偵檢與評估手冊 MARSAME 的應用範例與相關文獻。					※								
研析並整理除役核能設施的過程中輻射防護作業的風險評估。													
研析並整理除役核能設施物質與設備偵檢設計、量測技術與取樣分析方法。							※						查核點： 7/15 期中報告
根據分析結論與過去的研究經驗建立核子反應器設施除役物質與設備處置偵檢計畫導則草案。									※				
提出管制建議與研究結論，並完成期末報告											※		查核點： 11/6 期末報告
工作進度估計百分比 (累 積 數)				13 %	25 %	38 %	50 %	63 %	75 %	88 %	100 %		
預 定 查 核 點	第一季：完成文獻資料蒐集並開始除役作業輻射防護風險評估研究。 第二季：完成除役輻射防護作業輻射風險評估之研究，並開始偵檢設計之研析整理，7 月 15 日繳交期中報告。 第三季：完成偵檢設計、量測技術與取樣分析方法的研析整理，，草擬核子反應器設施除役物質與設備處置偵檢計畫導則草案。 第四季：完成導則草案、提出管制建議，11 月 6 日前提提供期末報告初稿。提請委託機關審查；11 月 30 日前完成計畫報告。												
說明：1.工作項目請視計畫性質及需要自行訂定。預定進度以粗線表示其起迄日期。 2.「工作進度百分比」欄係為配合管考作業所需，累積百分比請視工作性質就以下因素擇一估計訂定：(1) 工作天數，(2) 經費之分配，(3) 工作量之比重，(4) 擬達成目標之具體數字。 3.每季之「預定查核點」，請在條形圖上標明※符號，並在「預定查核點」欄具體註明關鍵性工作要項。													

圖 2-1 計畫預定進度甘特圖。

第三章 執行成果概述

3.1 除役核能電廠輻射防護作業風險的評估

美國環保署(U.S. Environment Protection Agency, U.S. EPA)有一份文件「Radiation Risk Assessment at CERCLA sites: Q&A (OSWER No. 9200.4-31P, December 1999)」，這份文件針對 CERCLA 相關場址的輻射作業風險評估有諸多釋疑之處，概述了當時的 EPA 風險評估指南以及放射性污染的 CERCLA 場所的相關主題，主要宗旨在幫助保健物理學家，風險評估員，整治計劃管理者以及其他參與 CERCLA 放射性污染整治的風險評估和決策的人員。

所謂的 CERCLA 是美國「廣泛環境應對、補償及責任法」(Comprehensive Environmental Response, Comprehensive and Liability Act)的簡寫，而 RCRA 是美國「資源保護回收法」(Resource Conservation and Recovery Act)的簡寫，此兩種法律之立法原因係二次大戰後，由於工業成長迅速，致使工業廢棄物及都市廢棄物的數量與毒性大量增加，有害廢棄物受到高度關注，因此美國民眾產生一共識，認為以往的廢棄物處理方式造成代價高昂的環境污染，據此事實而促使國會制定 CERCLA 和 RCRA。其中 CERCLA 的目的在於清除有害廢棄物所造成之污染，因其創設有非常基金(Superfund)，因此也常被稱 Superfund，CERCLA 是 1980 年制定，1986 年被「非常基金修正及再授權法」(Superfund Amendments and Reauthorization Act)所修正；RCRA 的重點在於防止有害廢棄物的洩漏，起初是為了補充固體廢棄物法之不足而制定(1976 年)，於 1984 年被「有害廢棄物修正案」所修正。CERCLA 場址所指為「放射性廢棄物場址」，RCRA 廠址所指為「放射性廢棄物處置場址」。

基於上述對 CERCLA 場址的定義，除役核能電廠可參照美國 EPA 對 CERCLA 場址的觀點與認定進行輻射作業風險評估。Radiation Risk Assessment at CERCLA sites: Q&A 這份文件最初發行於 1999 年，2014 年進行了版本更新。1999 年的初版建議僅在必要時根據 CERCLA 進行劑量評估，以證明符合「適用或相

關與適當的要求(Applicable or Relevant and Appropriate Requirements, ARARs)」，2014 年新版的文件解釋了如何使用基於國際標準的方法轉換氬測量值以證明符合室內氬標準，並將造成 3×10^{-4} 致癌風險(cancer risk)的輻射曝露值由 0.15 mSv/y 降至 0.12 mSv/y(註：原文件內容係以當時慣用之 mrem 為單位)，此外也將自 1999 年之後所建立的導則項目納入討論與參考。

註：美國 EPA 喜用致癌風險來表示輻射曝露的程度，這裡指的是 2014 年版本更新前以每年 0.15 mSv 之輻射曝露換算為 3×10^{-4} 致癌機率，更新後以每年 0.12 mSv 換算為同等的致癌機率。

目前該文件主要進行釋疑的項目為：(1)資料蒐集與評估；(2)輻射曝露評估；(3)毒性評估；(4)風險表徵等四個主要項目，以下分節概要說明之。

3.1.1 資料蒐集與評估

一、初始輻射資料蒐集需考慮的策略與關鍵資訊。

在初始計畫階段中，蒐集輻射資料需考慮的策略與關鍵資訊與資料品質目標(Data Quality Objectives, DQOs)的步驟有關，相關資料須完整滿足 DQO 程序。

詳細的 DQO 程序可參考 Guidance for the Data Quality Objectives Process (U.S. EPA 1994a) 及 Uniform Federal Policy for Implementing Environmental Quality Systems: Evaluating, Assessing, and Documenting Environmental Data Collection/Use and Technology Programs (U.S. EPA 2005b) 等導則文件，而 Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM) (U.S. EPA et al. Rev 1. 2000d)則是提供了對最終狀態偵檢的相關技術資訊與範例。

場址特性至少應評估以下關鍵資訊和注意事項：

1. 審查初步評估和現場檢查期間收集的現場歷史和記錄，包含：

- 過去的現場操作
- 使用或生產的放射性物質的類型和數量
- 放射性廢物產源特徵

- 處置做法和記錄
- 以前的放射性特徵數據和/或環境監測數據
- 物理場地特徵（水文學，地質學，氣象學等）
- 人口學
- 當前和未來的土地利用

2. 制定概念場址模型

- 確定關注的放射性核種
- 確定評估的時間段
- 確定可能受污染的環境介質
- 確定可能的釋放機制、潛在的遷移和曝露途徑
- 確定潛在的人類和生態受體
- 重點初步調查和抽樣分析計劃

3. 根據場址概念模型和可用的歷史資訊制定綜合抽樣計劃

- 確定放射性核種污染物
- 確定放射性物質釋放機制和其曝露途徑
- 測量或模擬曝露點濃度和點曝露率(適用於放射性衰變的類型)
- 確認包括敏感子群組在內的人類和生態受體
- 指定清潔基準或制定初步整治目標
- 建立 DQOs

二、建立關注的放射性核種清單。

在建立關注的放射性核種清單時，最初應盡可能包含潛在的污染物，隨著更多資料蒐集與評估之後，可以適當減少清單上的污染物數量，但只包括那些基於潛在曝露途徑和場地污染物毒性而引起關注的污染物。可能引起關注的放射性核種的初步清單應基於審視先前場址運轉與廢棄狀況，這些資訊反映當前的污染，也有助於場址概念模型的建立。作為第一個考慮因素，所有可能在現場使用，生產或處置的放射性核種應列入清單，還應酌情納入自廢棄或終止運轉以來可能形

成的所有放射性衰變產物。如果沒有為放射性核種制定斜率因子(slope factor)，可考慮將短半衰期且無母核種的放射性核種從列表中排除，但是在排除之前應仔細考慮其初始和當前的活度存量、其放射性半衰期以及自污染發生至現在所經過的時間。

註：美國 EPA 制定斜率因子是用來概估因不同曝露途徑(吸入、攝入和外部曝露)接觸放射性核種而導致的癌症風險增加。放射性核種的斜率因子代表：平均一生中曝露於特定放射性核種的單位活度而導致癌症發生的機率。

推 導 依 據：Federal Guidance Report No. 13: Cancer Risk Coefficients for Environmental Exposure to Radionuclides, U.S. EPA 1999c

核 種 斜 率 因 子 參 考 表： https://www.epa.gov/sites/production/files/2015-02/documents/heast2_table_4-d2_0401.pdf

若在列表上並未建立該核種的斜率因子，則可考慮將之移除。

場址特性調查工作應針對確認或駁斥放射性核種存在於現場來源和在受遷移、運輸和場外傾倒污染物污染的環境介質中。然後應將每種介質中放射性核種(和其衰變產物)的活度濃度與這些放射性核種的場址特定背景濃度(與場址運轉或外釋無關的環境介質中的放射性核種濃度)、初步整治目標(Preliminary Remediation Goals, PRGs)、篩選等級或潛在的整治標準進行比較。在進行這些比較時應謹慎行事，因為環境介質中的放射性核種濃度可能會因放射性衰變和內生(ingrowth)而隨時間而變化，因此應考慮所關注的放射性核種和任何衰變產物的放射性半衰期，以及評估風險的時間段。

場址概念模型的建立應包含：(1)主要放射性來源；(2)主要放射性釋放機制；(3)次要放射性來源；(4)次要釋出機制；(5)曝露介質；(6)受體及曝露途徑。可使用流程圖方式表達之，圖 3-1 為一典型的場址概念模型圖(針對人類)。

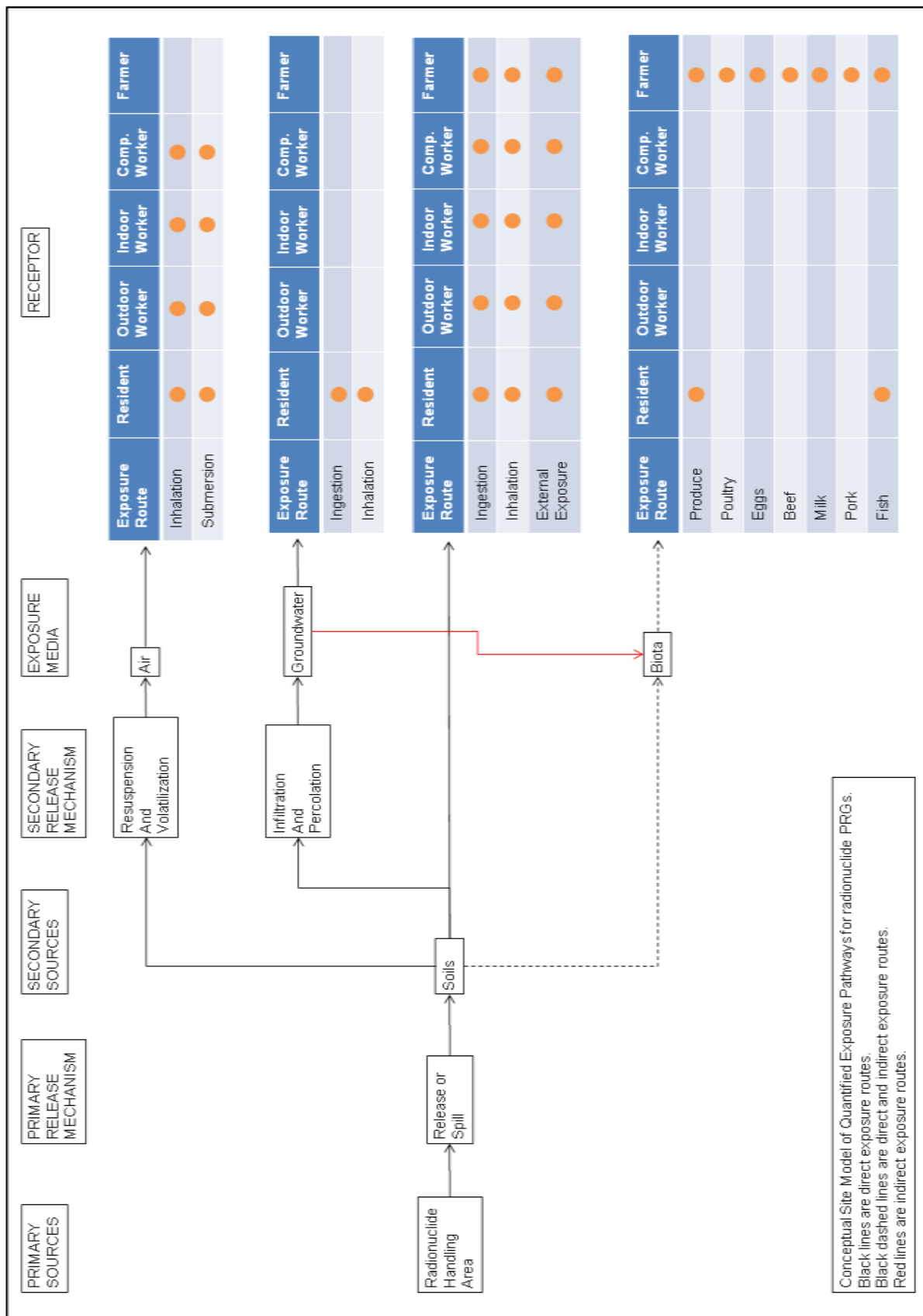


圖 3-1 典型的場址概念模型

三、確定放射性污染或放射性釋放的區域所使用的標準。

在場址評估階段，U.S. EPA 修訂的 Hazard Ranking System (HRS) (Appendix A to 40 Code of Federal Regulations [CFR] Part 300) 概述了評估放射性釋放的方法，並確定放射性釋放是否是 CERCLA 整治計劃的高優先級。

在風險評估階段，對於輻射污染物量測與評估的指引方針由 Soil Screening Guidance for Radionuclides (Rad SSG) documents (U.S. EPA 2000a, 2000b)提供，該導則也提供決定場址特定背景等級與場址量測比較的指引。

以下文件則提供了為放射性污染評估提供資訊的一般指導：

- Methods for Evaluating the Attainment of Cleanup Standards—Volume 1: Soil and Soil Media (U.S. EPA 1989b)
- Statistical Methods for Evaluating the Attainment of Cleanup Standards—Volume 2: Ground Water (U.S. EPA 1992a)
- Statistical Methods for Evaluating the Attainment of Cleanup Standards—Volume 3: Reference-Based Standards for Soils and Solid Media (U.S. EPA 1992b)

雖然這些文件並未具體指涉放射性核種，但文件中提供的大部分評估與測試方法應同時適用於放射性和非放射性污染物。

一般來說，有兩種抽樣方法可用於確定污染場地特徵或證明符合清潔基準的內容：不超過(Not-to-exceed, NTE)或面積平均(Area-average, AA)方法。對於同一地點同一介質中的放射性核種和化學污染物，應使用相同的抽樣方法，以一致的方法處理放射性核種和化學樣品，而且兩種樣品應共置於同一介質中。對於地下水污染，U.S. EPA 的超級基金整治計劃(Superfund remedial program)通常建議使用 NTE 方法，U.S. EPA 的超級基金整治計劃的一般做法是將 NTE 方法用於假設為住宅用地的土壤，如果使用 AA 方法，應確保曝露單位上的受體曝露是隨機的；然而，由於居民經常在場址的特定部分從事活動(例如進行園藝工作或兒童遊戲)，因此預計在住宅用地下不屬於隨機曝露，在大多數居住情況和其他非隨機曝露情

況下，使用 AA 方法進行整治可能無法保障人類受體的安全。當使用 AA 方法時，Spatial Analysis and Decision Assistance (SADA, Stewart and Purucker 2011)之類的軟體可用於提供表面和下表面污染的視覺顯示，並繪製勘測區域內的隨機表面和下表面採樣位置。

四、確定放射性污染的面積範圍和深度。

為確定放射性污染的面積範圍和深度，通常應建立場址概念模型，以確定調查污染性質和程度的合理邊界。Guidance for Conducting Remedial Investigations and Feasibility Studies under CERCLA (U.S. EPA 1988a)中提供了場址特性調查活動的一般指導，特別用於場址特性調查土壤中放射性核種的導則可參照 Soil Screening Guidance for Radionuclides documents (U.S. EPA 2000a, 2000b)。

選擇一種或多種特定方法來表徵受放射性物質污染的整治場所取決於若干因素，包括可能存在於該場址的放射性核種的衰變特徵，可疑的污染模式，以及活度濃度。除了採取表面採樣以表徵污染的面積延伸範圍之外，通常對近地表源中的 γ 發射放射性核種進行地面或空中輻射測量。 γ 射源的鑽孔測井、發射 α 、 β 或 γ 輻射的放射性核種的核心採樣程序、或所有類型方法的組合，可能適用於地下污染。除了用於確定環境介質中的體積污染的測量之外，還可能需要測量建築物 and 設備表面上的表面污染，相關的量測技術與討論可參閱 MARSSIM/MARSAME。

五、現場輻射量測儀器的選用及其偵測極限。

為場址特性調查選擇適當的輻射檢測儀器取決於可能存在於現場的放射性核種的衰變特性、可能的污染模式和活度濃度等因素。

關於量測方面的一般討論，使用者可參考

- Real-Time Measurement of Radionuclides in Soil: Technology and Case Studies document (ITRC 2006)
- Real-Time Measurement of Radionuclides in Soil on-line training course (ITRC 2008)
- Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM) (U.S.

EPA *et al.* Rev 1. 2000d)

- Chapter 10 of RAGs Part A (U.S. EPA 1989a).

關於在放射性污染場址進行基線風險評估及分析數據可用性的補充信息，使用者應參考

- Guidance for Data Usability in Risk Assessment, Part B (U.S. EPA 1992d).

六、放射性核種的實驗室分析。

針對放射性核種的實驗室分析，U. S. EPA 出版了下列資訊供參考：

- Multi-Agency Radiological Laboratory Analytical Protocols Manual (MARLAP) (U.S. EPA *et al.* 2004b)
- Inventory of Radiological Methodologies for Sites Contaminated with Radioactive Materials (U.S. EPA 2006)
- EPA's Radiochemistry Procedures Manual (U.S. EPA 1984)

其中 MARLAP 為規劃、實施和評估使用放射性核種實驗室分析的計畫提供各種指導；U.S. EPA 2006 這份文件描述了用於表徵含有放射性核種的環境樣品的放射分析方法，包括篩選方法和放射性核種特徵分析；U.S. EPA 1984 手冊則提供更多放射性核種特徵分析的技術資訊。

七、蒐集資料的品質保證。

所有數據都應在經核准的特定場址品質保證專案計劃(Quality Assurance Project Plan, QAPP)下收集，該計劃應包括適當的數據驗證標準。

有關品質保證和 QAPP 的相關政策和指南，可參照：

- EPA Quality Program Policy CIO 2106.0
- EPA Requirements for Quality Management Plans (QA/R-2)
- EPA Requirements for QA Project Plans (QA/R-5)
- Guidance on Systematic Planning Using the Data Quality Objectives Process EPA QA/G-4)

(以上文件可至 <http://epa.gov/quality/document> 取得)

3.1.2 輻射曝露評估

一、輻射曝露風險評估的方法與技術。

劑量模型是除役計畫的重要項目，包含曝露途徑與情境的模擬、針對特定廠址推算 DCGLs 與區域因數(area factors, AFs)等，在除役過程中需要多名精通這些技術的模型專家，藉由其所產出之評估資料，安排除役偵檢與作業計畫。U.S. EPA 做出了政策性決定，認定整治地點的放射性核種曝露風險應與化學污染物一樣進行估算，應符合 U.S. EPA 的整治計畫實施指南(亦即 EPA 1997g、1999d、2000f)，不應使用不遵循這些整治計畫實施指南方案的方法與技術，特定場址的工作人員如有相關疑問，在美國 EPA 也設有專人提供諮詢。由此可見，美國 EPA 對於輻射曝露評估所使用的方法與技術，規定得相當嚴格，其最終目的也是為了保障輻射作業安全。

二、放射性核種曝露評估的相關討論。

在美國 EPA 超級資金整治計畫中，放射性核種曝露評估和化學曝露評估很相似，兩種評估遵循相同的基本步驟：

1. 表徵曝露設定；
2. 識別曝露途徑和潛在受體；
3. 估計曝露點活度；
4. 估計曝露和攝入量。

對放射性核種曝露途徑來說，除了考慮適用於化學品的曝露途徑外(例如攝入受污染的水、土壤、食品 and 吸入受污染的空氣)，穿透輻射(即 γ 輻射和 X 射線)的外部曝露可能是近地表土壤中放射性核種的重要曝露途徑，皮膚吸收被認為是微不足道的放射性核種曝露途徑，一般不予評估；然而，

皮膚上的放射性核種適合於在外部曝露途徑下進行評估。圖 3-2 為一典型的人類放射性核種曝露途徑圖。



圖 3-2 典型的人類放射性核種曝露途徑

是否納入或刪除該曝露途徑應基於該場址的特定條件，包括但不限於當地水文學、地質學、可能的受體，以及當前和未來潛在的土地利用等因素。因此，某些曝露途徑可能不適合特定場址並且可以被刪除，如果遇到這種情形，應妥善解釋其正當性並提供支持此論述的資料，並在相關行政紀錄文件中討論其風險評估。然而，某些在一般情形下不重要的曝露途徑在特定地點的條件下可能變得重要(例如：在休閒場景中攝入受污染的魚類，在農業場景中攝取受污染的肉類或牛奶)，必須納入風險評估。

因此，一個得到良好支持的場址概念模型應該能讓用戶在得到特定場址資訊後，進行特定場址曝露途徑的調整(例如當場址位於沒有魚塘的區域時，刪除受污染魚的曝露途徑)。

一般而言，曝露劑量的評估時段為 1000 年。

三、輻射曝露風險與劑量評估中的放射性衰變產物。

所有放射性核種都會經由衰變過程而產生放射性衰變產物，釋放出光子或(和)粒子輻射，不同的衰變產物有不同的物理化學特性，影響它們進入環境的過程與毒性，如果衰變產物比原始核種具有更高的放射性毒性，潛在輻射劑量與健康風險將隨時間而增加，如此的話曝露評估應考慮所有衰變產物隨時間的濃度變化量以決定最大潛在影響的時間點。

為協助確保人類健康受到保護，潛在放射性衰變產物的考量是放射性核種曝露評估的關鍵要素之一，我們可使用許多電腦數值模型來模擬環境中放射性核種隨時間的變化情形，從而指出其最大潛在影響的時間點。某些放射性核種的斜率因子(slope factor)和劑量轉換因子(Dose Conversion Factor, DCF)可能有在適當情況下考慮放射性衰變產物，用來估算潛在輻射劑量和風險，然而這些值通常假設所有衰變產物都以與主要放射性核種相同的濃度存在(即 secular equilibrium)，這可能不適合所有情況。在這些情況下，模型使用者可能需要分別計算衰變鏈中各種放射性核種的風險或劑量，並使用分數方法的總和(a sum of the fractions approach)來確定總風險或劑量。

四、放射性核種曝露評估結果的呈現。

放射性核種曝露評估結果應並陳攝入與外部曝露的估算，用於風險表徵。放射性核種的攝入量估計值不應按化學污染物的方式般除以體重或平均時間，因為放射性核種的斜率因子和劑量轉換因子是年齡平均值，這是美國不同年齡人口的平均體重的平均值，而風險或劑量取決於總曝露量，而不是其發生的時間段。吸入或攝入途徑的攝入量估計值應包括每種相關曝露途徑吸入或攝入的所有放射性核種總活度。應顯示測量或預測的外部曝露率、以及曝露時間、頻率和持續時間。應使用該物質中每種放射性核種的活度及各核種的斜率因子來估計輻射曝露所造成的風險。

3.1.3 毒性評估

一、放射性核種的輻射傷害。

放射性風險評估中的毒性評估指的是其放射性核種的輻射傷害，由放射性物質釋放出的輻射能產生游離作用，在生物體中產生化學反應離子或自由基，損毀細胞成分並傷害 DNA(去氧核糖核酸)，未能適當修復的 DNA 傷害是主要的致癌因子。(註：游離輻射可能導致其他有害健康的影響，但 CERCLA 場址的風險評估僅考慮放射性致癌風險)。

游離輻射通常依照其線性能量轉移(Linear Energy Transfer, LET)的高低作分類，並用作輻射風險評估與劑量估算的依據，一般光子與電子屬低 LET， α 粒子和中子則為高 LET。由於游離輻射只有在放射性衰變過程釋出的能量為生物組織吸收後才會造成有害影響，故以每單位質量組織的游離輻射賦予的平均能量「吸收劑量」來表示游離輻射對生物組織的影響。吸收劑量的 SI 單位是 J/kg，特別用 Gray 表示(1 Gy = 1 J/kg)。(註：吸收劑量的傳統單位為 rad (1 rad = 100 ergs/g = 0.01 Gy)。

二、斜率因子與劑量轉換因子。

U.S. EPA 制定斜率因子用於估算因吸入、攝入和外部曝露途徑接觸放射性核

種而導致的癌症風險加。放射性核種的斜率因子表示使用線性無閾值模型(linear no-threshold model)在一生中平均曝露於給定放射性核種的單位曝露而導致癌症發生的機率，係放射性核種每單位攝入量(或外部曝露途徑造成的單位曝露)的年齡平均終身過量癌症事件率(U.S. EPA 1989a)。目前 U.S. EPA 建議的放射性核種斜率因子(U.S. EPA 2002a, 2007, 2009a)已包括來自 Federal Guidance Report No. 13: Cancer Risk Coefficients for Environmental Exposure to Radionuclides (U.S. EPA 1999c)的年齡和性別區別放射性癌症風險模型(U.S. EPA 1999c)，其中假設個體最大壽命 120 歲，且已考慮壽命 120 年的競爭死因(competitive causes of deaths)。

註：美國 EPA 使用斜率因子進行輻射風險評估時，有考慮依照不同年齡、性別的輻射致癌率，採用的模型有導入競爭死因(competitive causes of deaths，也叫做 competitive mortality)。競爭死因意指病人在事件發生前的死亡，例如白血病患者接受骨髓移植手術失敗造成的死亡。評估模型假定一個人最大壽命為 120 年，估算出的平均輻射致死率有考慮競爭死因。

給定核種的劑量轉換因子 DCF(或稱劑量係數)係指每單位攝入或外在曝露於該核種的有效劑量。DCF 用於將外部曝露、攝取或吸入的放射性核種的數量轉換為來自環境樣本的輻射劑量。DCF 可以為被指定為特定個體器官或有興趣的組織，或為獨立器官劑量的加權總和。將 DCF 乘上每年吸入或攝入的各種放射性核種總活度(或受體接受的外部曝露濃度)，便可估算受體的有效劑量。目前的放射性核種 DCF 包含年齡和性別區別模型，參照 Federal Guidance Report No. 13: Cancer Risk Coefficients for Environmental Exposure to Radionuclides (U.S. EPA 1999c)。

三、輻射致畸及遺傳效應。

與曝露於環境中的游離輻射相關的生物效應可能包括致癌性(誘導癌症)，致突變性(誘使體細胞或生殖細胞產生突變，包括遺傳效應)和致畸性(對胚胎或胎兒的生長和發育的影響)。美國環保署導則(U.S. EPA 1989a, 1994b)指出放射性致癌風險通常被限制於對超級基金整治場址的風險評估，不需評估致畸和遺傳效應，

CERCLA 整治場所的急性效應亦不需要被考慮，因為這些影響僅發生在遠高於一般環境曝露相關的劑量的情況。

四、放射性核種的化學毒性。

U.S. EPA 一般僅基於輻射毒性(由游離輻射造成的健康效應)來評估潛在的人類健康風險，而不基於化學毒性評估。然而溶液狀態的鈾在其質量濃度略高於環境背景時對人體腎臟有毒性，這是唯一化學毒性被指出相近或超過輻射毒性的核種，因此對於鈾及其放射性同位素，需要同時對輻射與化學毒性進行人體健康風險評估。如要進行對鈾的化學毒性評估，美國 EPA 建議土壤、水與空氣中的鈾使用 Regional Screening Levels for Chemical Contaminants at Superfund Sites (RSL) 計算器 (U.S. EPA 2008)，建築物內粉塵中的鈾使用(U.S. EPA 2003)中的公式。

3.1.4 風險表徵

一、放射性核種風險的估計

放射性核種曝露的風險應以與化學污染物類似的方式進行估算，根據土地利用狀況(例如：30 年住宅、25 年商業/工業)估算的吸入、攝入以及曝露期間的外部曝露量應與每種放射性核種的適當斜率因子與曝露途徑相結合，對大多數放射性核種(鈾除外)只需考慮過量的癌症風險，因輻射曝露而導致的終生癌症總增量估計為所有曝露途徑中所有放射性核種的風險總和。

二、放射性核種風險與化學風險的結合。

U.S. EPA 導則 OSWER directive 9200.4-18 (U.S. EPA 1997a)指出在 CERCLA 整治場址中應將放射性核種和化學致癌物的過量癌症風險相加總，以估算所有致癌污染物的綜合風險，除非個人有合理原因不會同時接觸化學和放射性致癌物，而這些區域應在其行政記錄中記載具體的數據和訊息以支持並記錄其論述。鈾的化學毒性應與其他與場地有關的化學污染物合併。根據 RAGS Part. A (U.S. EPA 1989a)的建議，放射性核種和化學污染物的風險評估也應製成表格並在風險表徵報告中單獨列出。

劑量模型是除役計畫的重要項目，包含曝露途徑與情境的模擬、針對特定廠址推算 DCGLs 與區域因數(Area Factors, AFs)等，在除役過程中總是需要多名精通這些技術的模型專家，藉由其所產出之評估資料，安排除役偵檢與作業計畫，

三、放射性核種風險表徵的描述與不確定性的估計。

U.S. EPA 規定放射性核種風險表徵應根據 RAGS Part. D (U.S. EPA 1988a) 中的標準報告格式，U. S. EPA guidance for risk characterization (U. S. EPA 1995a, 1995b)指出完整的風險表徵應有四項描述：

1. 個體風險的集中趨勢(central tendency)預估(中位數或平均值)；
2. 個體風險的高端(high-end)預估(例如：第 95 百分位數)；
3. 對人群中重要子群組的風險(例如：高度曝露或高度易染者)；
4. 人群風險。

個人風險的合理最大曝露(Reasonable Maximum Exposure, RME)估計表示高端個人曝露和風險，雖然 RME 估計仍然是管理決策的主要情景，但可以加入額外的風險描述來更徹底地描述場址風險(例如：集中趨勢、敏感子群組)。

在 CERCLA 場址潛在曝露於放射性物質風險估計中，不確定性(uncertainty)的考量通常是風險管理決策的要素之一。U.S. EPA RAGS 和其相關的導則(U.S. EPA 1995a, 1995b)強調徹底呈現作為風險估計基礎的不確定性(uncertainties)、局限性(limitations)和假設(assumptions)的重要性。根據資料的可用性和預測風險的大小，可以適當使用定性或定量評估，在任何一種情況下，評估都應該指出不確定性(缺乏對特定因素、參數或模型的了解)和變異性(觀察到的差異可歸因於真實異質性或在群體或曝露參數本身的離散性)。

通常透過高劑量和劑量率曝露外插推斷來估計化學致癌物和放射性核種的低階曝露風險，這種外插推斷通常是構成不確定性的最大來源，將動物數據推斷至人類的化學致癌物，也可能引入額外的不確定性。放射性核種和化學物質的斜

率因子用於估計增加的癌症風險，這通常代表相對較高的基線發病率的微小增量。放射性核種的斜率因子較任何(或幾乎任何)化學物質斜率因子造成的不確定性要來得小，因為放射性核種的斜率因子主要都是基於人而不是基於動物數據資料。其他不確定性的來源可能與用於表徵所關注的放射性核種的特性和程度的儀器與測量以及用於表徵當前和未來受體的潛在曝露(例如攝入率和曝露頻率)的參數等相關。

機率風險評估(Probabilistic Risk Assessment, PRA)可用於提供風險評估中不確定性的定量估計。然而，風險的機率估計應作為 RAGS Part A. 中概述的確定性(點估計)方法的補充文件(非替代)。分層方法通常是有用的，分析的嚴格程度取決於預測的大小風險。在進行機率分析時要考慮的因素通常應包括參數的靈敏度、參數之間的相關性或依賴性、以及參數值和模型估計的分佈情形。關於本項評估的詳細指導可以參見 Use of Probabilistic Techniques (Including Monte Carlo Analysis) in Risk Assessment (U.S. EPA 1997c)與 Guiding Principles for Monte Carlo Analysis (U.S. EPA 1997d)。

3.1.5 生態影響評估

U.S. EPA 正在開發一種放射性生態基準(Radiological Ecological Benchmark, REB, U. S. EPA 2014b)計算器，計算 CERCLA 場址放射性生物群的保護濃度。此外，現有的 U.S. EPA 指南(OSWER Directive 9285.7-25, Ecological Risk Assessment Guidance for Superfund: Process for Designing and Conducting Ecological Risk Assessments, U.S. EPA 1997e)旨在促進 CERCLA 場址的防禦性和適當規模的場址特定生態風險評估，此指南並非旨在規定此類評估的規模、複雜性、協定、數據需求或調查方法，需要透過專業判斷將該指南中概述的過程應用於特定地點的生態風險評估，該指南由 Ecological Risk Assessment and Risk Management Principle for Superfund Sites (U.S. EPA 1999b)進行補充說明。

圖 3-3 為一個典型的生態風險評估曝露途徑圖示，其中所使用的圖示和文字均適用於 U.S. EPA 2014b 計算器。

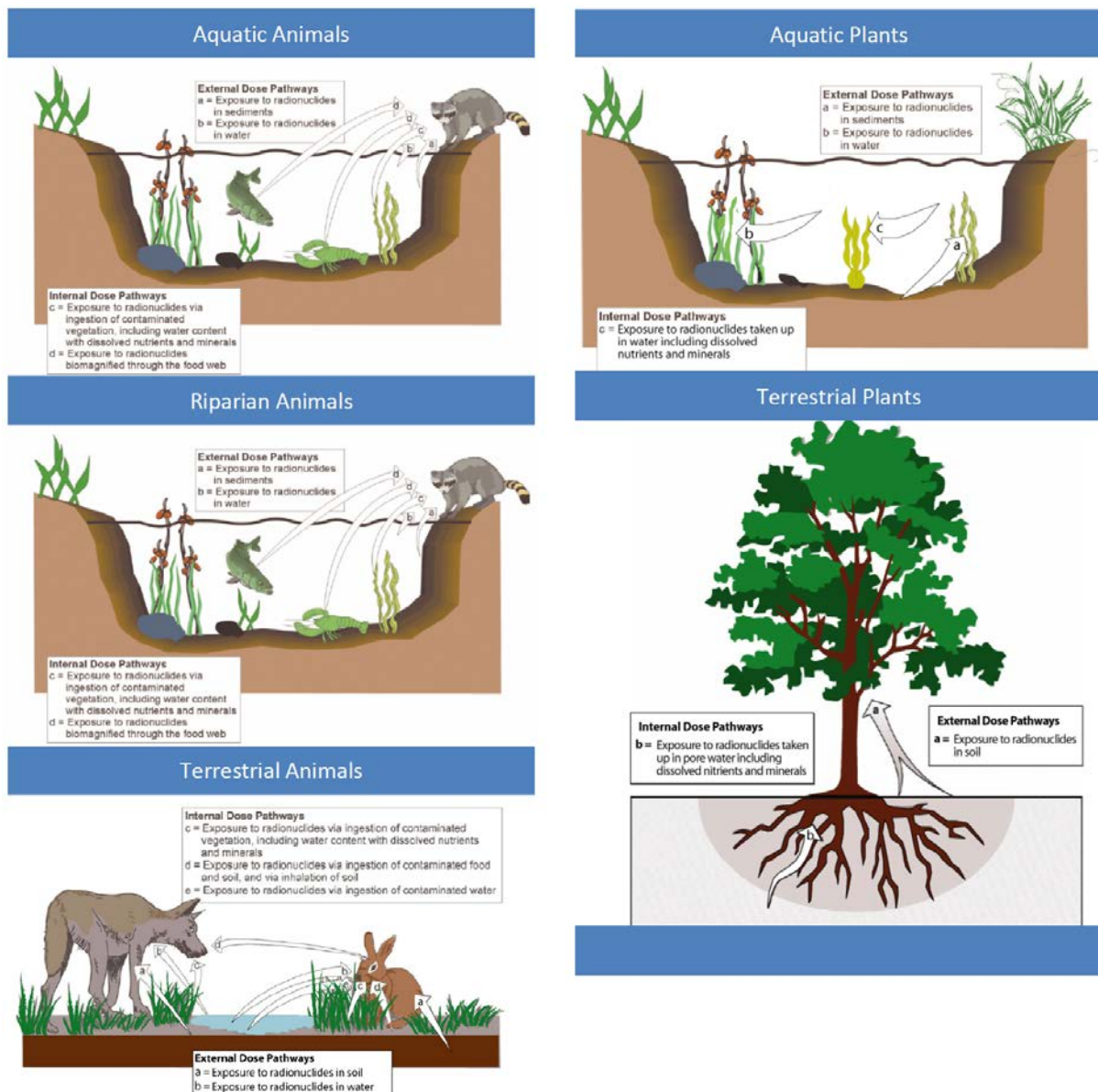


圖 3-3 典型的生物放射性核種曝露途徑。

3.1.6 背景輻射的選定

特定場址的背景輻射等級通常應與決定其他污染物的背景等級的方式相同：在放射性核種和場址特定基礎上，在現場樣品和背景樣品中發現相同成分時；通常將現場潛在關注的每種成分的輻射等級與這些成分的背景輻射等級進行比較，以確定現場活度是否導致輻射等級升高。例如，若鐳-226 和氡-222 不是場址相關的污染物，那麼這些核種的背景輻射等級便與場址無關。基於整治場址風險的單

一核種清潔基準通常不會被設定低於場址特定背景輻射等級，當背景輻射等級超過整治風險範圍時，可以選擇背景輻射等級作為清潔基準。在應用輻射標準應注意有許多輻射標準是指高於背景等級的增量，而 40 CFR 192.12(b)(1)下的室內氬標準則有包括背景。

關於更多有關背景輻射的相關資訊，可以參閱 Role of Background in the CERCLA Cleanup Program (U.S. EPA 2002b) and the section “Background Contamination” in OSWER Directive 9200.4-18 (U.S. EPA 1997a).

3.2 除役核能設施物質與設備偵檢設計、量測技術與取樣分析方法

關於除役核能設施 M&E 偵檢設計、量測技術與取樣分析方法，本研究將從物件的分類偵檢開始進行研析與探討，將以 NUREG-1761 的物件分類概念為基礎，進行分析說明。

3.2.1 NUREG-1761 之物件分類與固體物質清潔外釋流程

MARSAME 第二章指出固體物質應具備輻射描述與特徵描述，其中物理特徵是指大小和材料組成等屬性，是主要影響問題處理、外釋調查方法、偵檢單元邊界的因素。MARSSIM 以土壤與建築物的面積或表面積來表示其偵檢單元，但 MARSAME 對象為更為複雜多變的 M&E，偵檢單元可以是設備的表面積、大塊物體的體積、小物品的數量、管線的長度等等，因此對於 M&E 的處置偵檢與外釋調查作業，偵檢單元的定義是一項技術性的挑戰。

就分類偵檢的可執行性而言，依據物理特徵將物件進行分類，再依分類使用不同的偵檢方法，可以最佳化 M&E 處置偵檢效率，增進輻射安全。就固體材料來說，多半可區分為：(1)許多小而規則的碎片；(2)獨立、大片的設備或金屬；(3)可置放於托盤中的中型尺寸物品或物質。偵檢單元的表現方式視物件分類方式與偵檢方式而有所不同，其選定應基於 DQO 程序的進行，並考慮 M&E 的特性、外釋調查及處置偵檢技術的選用、並考量其潛在污染與風險評估。

NUREG-1761 的標題即為 Radiological Surveys for Controlling Release of Solid

Materials，其主要重點是提供有關固體材料外釋調查的設計、執行和記錄的技術資訊。具體而言，所覆蓋的固體材料包括廢金屬、建築混凝土碎石、現場土壤、設備和建築垃圾等。該報告描述了許多不同的外釋調查方法，包括傳統掃描、使用傳送帶式測量監視器的自動掃描、以及 γ 能譜測定和工具監視器等技術。

規劃如何評估和分類固體材料的第一步就是需根據處理問題方式，來作首次的固體材料分類作為，如 NUREG-1761 4.2 節所述，分作 11 個項目來作區分(將各種固體物質的組成成分以及偵檢單元尺寸類型納入考量，描述了常見的有外釋考量的 M&E，為設計與執行外釋調查提供一個非常有用的導則)，如表 3-1 所示；接著就可進入根據處理問題方式評估和分類固體材料規劃流程圖的流程，判定固體材料是否可以外釋或需採用不同的測量方式以符合 DQO 的要求，而進行後續處理的動作。

表 3-1 NUREG 1761 的參考物件分類。

物件分類	基本描述
Concrete rubble (混凝土瓦礫)	來自拆除建築與結構，具有土壤般一致性的破碎混凝土，強化鋼筋已被移除。
Concrete slab (混凝土樓板)	特定厚度(例：30 cm)與密度(例：2.4g/cm ³)的混凝土樓板，表面尺寸為切割為偵檢單元大小(例：1.2 m×1.8 m)，若預期有內部污染，需要進一步外釋調查技術，例如鑽心取樣等技術。
Small-bore pipe (小口徑管道)	直徑小於 6 cm，來自於管路系統與電路導管，假定被截斷為長度 1.2 - 1.8 m，管道內部不可為傳統量測儀器進入。(對於直徑 6 cm、長度 1.5 m 的小口徑管道，偵檢單元之外部管道表面積為 17 m ²)。
Large-bore pipe (大口徑管道)	直徑大於 6 cm，來自管路系統，假定被截斷為長度 1.2 - 1.8 m，管道內部可為傳統量測儀器進入。(對於直徑 30 cm、長度 1.5 m 的大口徑管道，偵檢單元之外部管道表面積為 72 m ²)。
Structural steel (結構鋼)	輕重不等之鋼材，可能需要調整大小以放入一個邊長 1.2 - 1.8 m 的托盤，包含 I 型鋼、結構鋼、平台、管道、鋼槽或其他容器的結構材料。
Copper wire (銅線)	包含絕緣或未絕緣線(直徑大於 0.6 cm)、銅線圈、電力母線等。重量 0.75 公噸，可使用 In-toto 量測(對偵檢單元中全部的 M&E 進行量測)，進行清潔外釋偵檢。
Copper ingots (銅錠)	減容後的銅塊，整堆攤開至 5 cm 高之後的總表面積為 15 m ² 。可使用容器裝盛。
Soil (土壤)	土壤或類似土壤的物質，細分網格狀堆置，攤開至 15 cm 高後的總表面積約為 50 m ² 。
Large items for reuse (大型回收物)	變壓器、特殊儀器、大型設備、電子控制板面以及其他整體系統，需要拆卸以接近其內部表面，但是需要考慮這些設備的功能價值，因此通常不進行切割，這些大型物件的一般重量為 1.5 公噸。
Scrap metal pile (廢金屬堆)	非一般組態的混雜金屬，可調整大小置放於特定大小之托盤內，一般重量假設為 1 公噸，表面積為 10 m ² 。
Scrap equipment and small items for reuse (廢儀器與小型回收物)	包含小型幫浦、馬達轉子、手工具、電動工具、鷹架等物品，通常是可操作使用的外釋，內部表面需要經過拆卸過程才能接近，每個偵檢單元為 1.5 公噸。

圖 3-4 與 3-5 為 NUREG-1761 所提之固體物質清潔外釋流程圖。如流程圖所示，外釋過程包括一系列步驟，這些步驟足以確保已滿足既定的許可標準。以 DQO 流程為基礎，流程步驟總結說明如下：

- a. 根據處理問題方式評估和分類固體材料，例如：材料尺寸和物理性質(例如：許多、小的、規則形狀的物件，或幾個、大的、不規則形狀的物件)。
- b. 研究並記錄固體材料的處理知識，必要時並對材料進行特徵調查。
- c. 根據固體材料的處理知識，確定固體材料是否受到影響。如果沒有，可以考慮外釋固體材料。
- d. 為給定的固體材料指定外釋標準，包括應用外釋標準的條件。
- e. 將受影響的固體材料根據其含放射性的潛力，分類 Class 1、2 或 3 的材料偵檢單元(也稱為庫存量或批次)。
- f. 取決於許多成本因素(例如：放射性廢棄物處理的成本，材料清除的成本，除污清潔和拆除的費用，以及清潔外釋調查的費用)，確定清潔外釋是否為最佳的材料處置選項。
- g. 使用 DQO 流程，根據固體材料的性質、污染類型和潛在影響，選擇清潔外釋偵檢的方法和儀器。
- h. 決定是否可以通過掃描方式外釋固體材料(考慮材料、污染類型和掃描 MDC²)。通過掃描外釋固體材料(例如：使用傳統常規手持式儀器或 CSM³傳送帶式測量監視)或通過靜態直接使用傳統常規儀器、*in toto* 測量技術或介質樣品分析進行測量。
- i. 根據選定的清潔外釋偵檢方法，評估與輻射類型和多種放射性核種存在相關的偵檢設計問題(即應用導出濃度指引水平(Derived Concentration Guideline

² 最小可偵測濃度(Minimum Detectable Concentration, MDC)

³ 輸送帶式量測監視(Convoyerized Survey Monitoring, CSM)

Level, DCGL), 例如：使用代理和均一化規則)並標出無法接近的區域。

- j. 確定每種儀器和探測器類型所關注固體材料的背景分佈。背景分佈應考慮由空間和時間引起的變化在實際進行偵檢的地區有差異，以及與各種材料類型相關聯的變化。
 - k. 確定靜態 MDC 及掃描 MDC，以選定清潔外釋偵檢方法。
 - l. 將靜態 MDC 和掃描 MDC 與 $DCGL_C$ (DCGL for clearance)進行比較。如果靜態 MDC 小於 $DCGL_C$ ，進行偵檢(步驟 p); 但如果掃描 MDC 小於 $DCGL_C$ ，則評估是否進行掃描儀器可以記錄偵檢結果(步驟 o)。如果 MDC 和掃描 MDC 大於 $DCGL_C$ ，確定是否可以改變測量參數以減少 MDC(步驟 m)。
 - m. [CSM/conventional scanning] 確定是否可以更改測量參數以減少掃描 MDC。如果可以，計算新掃描 MDC 並將其與 $DCGL_C$ 進行比較。如果新掃描 MDC 小於 $DCGL_C$ ，評估掃描儀器是否可以記錄偵檢結果(步驟 o)。如果掃描 MDC 不能降低到低於 $DCGL_C$ 的水平，考慮使用靜態直接量測(步驟 n)。
- [In toto/conventional static/media samples] 確定是否可以更改量測參數以減少靜態 MDC。如果可以，計算新的靜態 MDC 並將其與 $DCGL_C$ 進行比較。如果新的靜態 MDC 小於 $DCGL_C$ ，進行偵檢(步驟 p)。如果靜態 MDC 不能降低到低於 $DCGL_C$ 的水平，重新評估處置選項(步驟 r)。
- n. 由於掃描 MDC 不能降低到低於 $DCGL_C$ 的水平，因此確定是否另一個清潔外釋偵檢方法是可行的。如果是，請基於使用靜態直接使用傳統常規儀器、*in toto* 量測技術或介質樣品分析進行量測方式，繼續採用替代清潔外釋偵檢方法。如果另一種方法不可行，則重新評估處置選項(步驟 r)。
 - o. 確定掃描儀器是否能夠自動記錄掃描結果。如果是，請執行僅限掃描的調查; 否則，使用直接量測或用於記錄的介質樣品分析方式進行掃描偵檢。這些測量的數量應使用 DQO 過程確定，並且可以使用基於統計的方法來確定抽樣設計。

- p. [CSM/conventional scanning] 對於掃描清潔外釋偵檢，使用手持式量測設備或執行表面掃描傳送帶式偵檢監視器。如果存在自動記錄功能，請執行僅限掃描的偵檢;否則，使用直接測量或介質樣品分析方式進行記錄。掃描偵檢執行的涵蓋範圍由材料分級決定。

[*In toto*/conventional static/media samples] 對於靜態直接量測偵檢，使用基於統計的抽樣設計，進行靜態使用常規手持式儀器測量，或使用現場 γ 能譜測定儀、工具監測儀及袋式監測儀等進行 *in toto* 測量。當可能存在難以量測的放射性核種時，收集和分析介質樣品(如塗片)代替直接量測。偵檢執行的涵蓋範圍由材料分級決定。

- q. 評估偵檢結果並適當處理任何不符合清潔外釋標準要求的固體材料。如果偵檢結果顯示基於既定的調查水平存在一個原始分級錯誤，則可以從發現失誤的物品批次中剩餘的材料進行重新分級，並以更高的嚴謹度進行重新偵檢(如果合適的話)。清潔外釋偵檢結果需記錄在案。
- r. 重新評估固體材料處置選項。

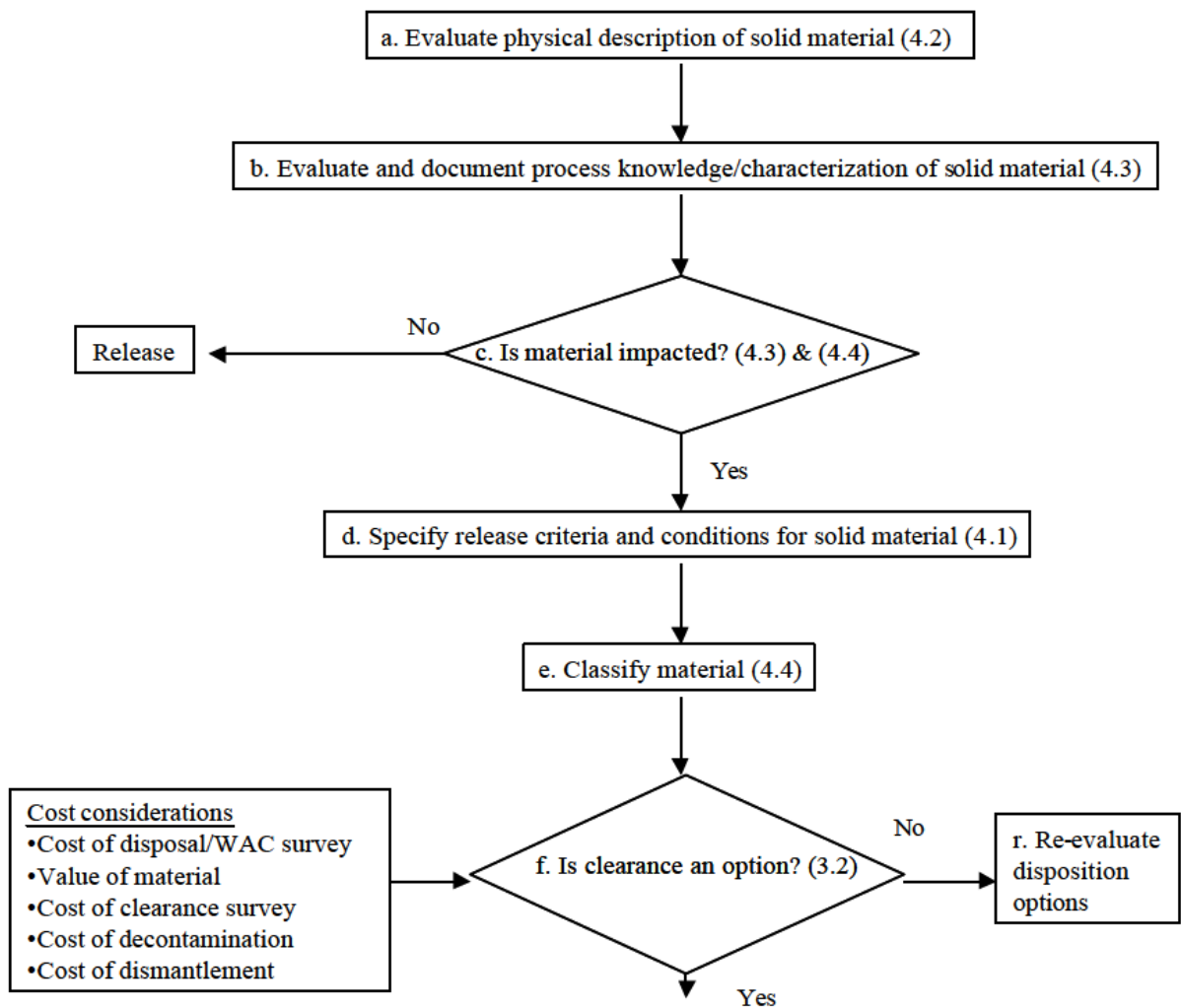


圖 3-4 NUREG 1761 的固體物質清潔外釋流程圖

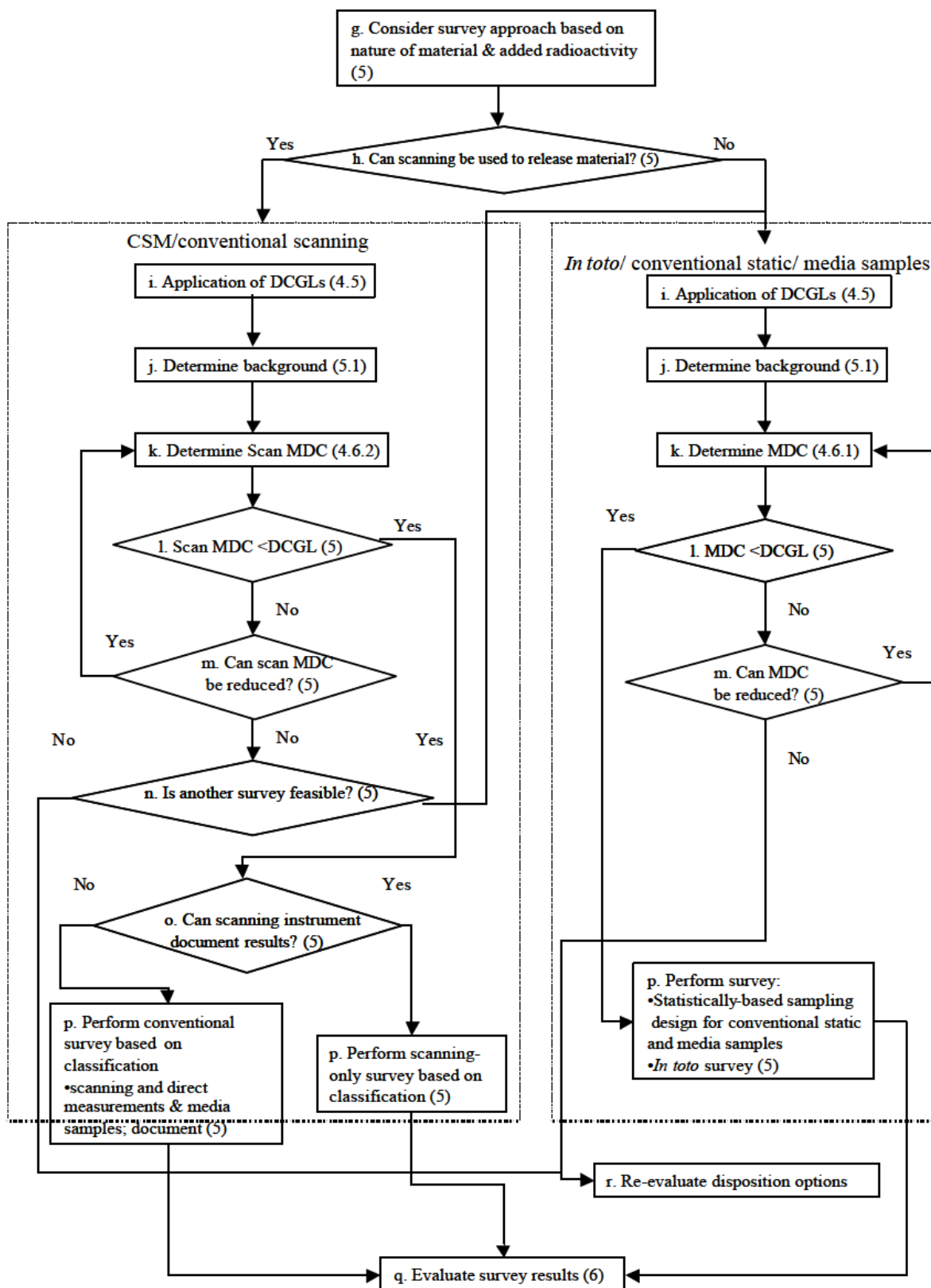


圖 3-5 NUREG-1761 的固體物質清潔外釋流程圖(續)

規劃評估和分類固體材料的第一步是最重要的一步，而根據處理問題方式評估和分類固體材料規劃流程圖，可進一步判定固體材料是否可以外釋或需採用不同的測量方式以符合 DQO 的要求，這些重點皆是 NUREG-1761 所提供的，根據各時期測量技術的進步，作法上會日新月異，而必須詳明記載於除役計畫中。但判定固體材料是否可以外釋的精神，卻是管制單位所一貫秉持的原則，NUREG-1761 所提供此部分的內容，則是需加入 M&E 的偵檢設計與審查導則中，以求導則的完備。

相較於 MARSAME 對 M&E 的主要分類：

1. 群組 1：金屬、混凝土、工具、設備、管路、水管、傢俱等物件。
2. 群組 2：可分散的散裝物料，如垃圾、瓦礫、樓板材料、污泥等。
3. 群組 3：盛裝於容器中的液體、氣體、固體(如桶裝液體、氣體鋼瓶、箱裝土壤等)。

NUREG-1761 提供的有關固體材料外釋偵檢設計、執行和記錄的技術資訊僅針對固體物質作著墨，MARSAME 中的 M&E 不侷限於固體材料而已，更包含液體、氣體本身或是與固體材料混合的材質(群組 3 的容器類)，以及隨時代演變下更多的 M&E(例如傢俱及樓板材料)。

3.2.2 物質與設備的量測技術與取樣分析方法。

為了執行除役核電廠 M&E 之偵檢設計，建立適當的現場量測技術與取樣分析方法才可有效地獲知除役廠址所產生的 M&E 可能含有的放射性污染的核種、含量、化學與物理特性、活度等資訊，並可據此決定這些 M&E 的處置方案。對於任一種現場量測技術，量測時均務必考慮放射性污染的幾何、表面狀況、特性及範圍等，且必須建立明確的操作程序，其中也須考慮量測設備和技術的物理限制。量測數據的範圍與品質端視規劃與執行 M&E 偵檢設計時所需的資訊而定，並必須清楚瞭解數據的需求，以及該使用何種量測方法來達成此需求。另一方面，準確的特性評估也須仰賴具代表性樣品的取樣分析，並從中獲知其輻射能譜且決

定其組成與活度。假設樣品足具代表性可代表整體組件，即可由此推知每單位重量材料的總活度。這種取樣分析通常需要使用較精良的設備，例如：銻偵檢器、多通道分析儀 (Multi-Channel Analyzer, MCA) 或液體閃爍偵檢器等，且必須由合格的操作人員與實驗室來進行分析，因此此類的取樣分析方法相對較為耗時且增加成本。為了瞭解現場量測與取樣分析在特性評估方面的操作實務，本文統整歸納不同量測技術與分析方法的操作原理，並嘗試釐清各種技術與方法的限制及其適用時機。

一、M&E 偵檢技術

1. 掃描技術(Scanning Technologies)

掃描技術是執行 MARSAME 處置偵檢時最簡單且最實際的方法，通常可以很容易地提供偵檢單元完整且全面的污染資訊，且執行時也具有相對快速且低成本之優勢。掃描技術可以被單獨使用，用以證明 M&E 處置標準的符合性 (scan-only surveys)；再者，掃描技術也可用於 MARSSIM 型式的偵檢 (MARSSIM-type surveys)，除可與取樣方法相互結合之外，也可藉由讀值的變化來標定輻射異常的位置，並指示需要進一步偵檢或採取行動的總放射性活度水平。

總體或固定的外部表面污染可以藉由兩種不同的掃描方式來偵測，其一為使用可移動式的輻射偵檢器，將儀器靠近偵檢單元的實體表面上方，在某一特定距離條件之下，以特定的掃描速度有系統性地沿著物件表面進行掃描偵測，其掃描速度必須足夠低以確保足以偵測到輻射場的變化，並且必須符合 M&E 偵檢設計的量測品質目標 (Measurement Quality Objectives, MQOs)。通常掃描速度取決於偵檢器的靈敏度、輻射場強度、以及儀器的解析時間，建議的掃描速度應低於 3~5 cm/s。不過，對於較大面積的偵檢頭，因其具有較優異的偵測靈敏度，得採用更快的掃描速度。執行此類偵測的操作員則必須能從儀器同時接收視頻與音頻的輸出，一般普遍認為音頻輸出是指示污染存在較有效且可靠的方式。另一方面，M&E 也可以使用固定式的儀器進行掃描偵測，並在特定的距離和速度之下移動經過固定的儀器，如：傳送帶式系統或門型偵檢器。如上述兩種方法，在進行掃

描偵檢的過程中，將偵檢器與 M&E 之間維持在特定的距離並以固定的速度進行掃描，在實務上並不容易達成，特別是對於手持式儀器和不規則形狀的 M&E 而言。此類方法的量測不確定性會隨著 M&E 與偵檢器的距離及掃描速度而變；此外，針對非均勻分佈的表面污染，採用掃描偵測技術亦會造成量測的不確定性增加。

2. 現場量測 (In-situ Measurements)

現場量測係指將儀器置於距 M&E 偵檢單元表面特定距離的固定位置，並且在預定的時間間隔內進行離散測量，以確認 M&E 偵檢單元的污染情形。不同的現場量測方法可以單獨使用，也可相互結合以提供 M&E 個別或群集物件的偵檢。現場量測的位置可以隨機或系統性地選取，可在 MARSSIM-type 的偵檢設計架構之下結合掃描量測一起使用。現場量測常用於校正函數所定義之特定區域或體積上的平均放射性核種濃度或活度估算，對於一些具有小面積或體積的熱點，或當放射性非均勻分佈在表面或在不規則形狀的體積上時，通常也會造成現場量測量測的不確定性。目前有三種現場量測技術可用於 M&E 的放射性特性評估：劑量率量測、放射性污染量測、以及個別核種活度的能譜量測。對於任一種量測方法，進行特性評估時都必須考慮幾何形狀、表面條件、以及放射性污染的性質與程度。此外，也必須制訂清楚的操作程序書，其中要考慮到量測設備與技術的物理極限。有關放射性污染現場量測方法的細節說明如下：

- (1) 劑量率量測：當輻射場與放射性特性的關係建立之後，藉由輻射場的劑量率量測可獲取可接受的活度估算。此類量測應在距內部或外部污染物固定且方便的距離條件之下進行，然單從量測所得的總輻射劑量讀數並無法得知特定材料中各種主要同位素的性質和總量，除非進行詳細分析以得出與總輻射讀數與相對應的同位素濃度之間的關係。然而，假使特定材料中的放射性核種比例偏離初始量化分析的比例，則此關係將失去其有效性。因此，此方法的準確性取決於諸多因素，如：表面幾何形狀、相對同位素混合比例、表面活度分佈、背景輻射、以及實際的測量程序（距測量表面的距離、測量點、儀器種類、

偵檢器方向等) 等。

- (2) 污染量測：擦拭測試 (smear test) 是用來偵測殘留於表面可移除污染最常被使用的方法，通常會使用濾紙或其它物質之塗片擦拭組件表面上的特定區域，藉此將部分的放射性污染轉移至塗片上，後續即可藉由計數設備來測量塗片的放射性活度。除了擦拭的做法之外，機械、化學或電化學技術也可用於污染物的去除及污染偵測。由於轉移到塗片上的表面放射性活度比率及塗片擦拭覆蓋的表面積存在極大的變異性，採用徒手收集的擦拭樣品通常會具有高度的不確定性。因此，對於可移除的表面污染活度，M&E 偵檢處置行動基準必須假設擦拭測試轉移到單個塗片的表面放射性比率，或指定要擦拭的表面區域。例如：美國能源部第 5400.5 號命令即提供了使用擦拭測試量測可移除放射性活度的指引，指引中即指示使用濾紙或軟式吸水紙擦拭 100 cm² 的面積，擦拭時須施加適當的壓力。此外，美國運輸部的表面污染準則也假設在擦拭測試時，有 10% 的表面放射性活度會被轉移到單一塗片上。在擦拭測試中，放射性移除比率及塗抹表面積的不確定性及變異量將導致總測量方法不確定性增加。為了控制塗抹表面積的變異量，擦拭測試時可使用具有已知切口面積的模板來進行擦拭取樣；另外，為了降低放射性移除比率的變化，在進行塗片收集時也可使用輔助工具來控制施加的壓力。
- (3) 能譜分析：使用能譜分析方法可以獲取放射性核種最詳細的資訊，當放射性物質的輻射發射體之比例改變或未知的情況下，則必須採取此種方法來進行輻射特性偵檢。能譜分析可用於 α 、 β 、 γ 射線等放射性核種，其中一個重要應用為現場 γ 射線能譜儀，其可方便地被用於偵測管道內部表面或其它組件。藉由適當地演算法，可以將所測得的 γ 能譜轉換為放射性核種特定的表面污染濃度，也可用來決定管道內或反應器系統其它組件的活化腐蝕產物之總量。藉由能譜分析來測定材料時，有時既不必要也不希望測量所有的放射性核種，因此必須建立選擇標準。一般而言，半衰期不到一年的放射性核種相較於大多數的除役作業時程，其對於公眾的潛在影響幾乎可以忽略不計，其餘的放射性核種選擇則須取決於污染的類型和性質。此外，執行能譜分析時必須注

意的是 γ 能譜分析法僅適用於量測具 γ 射線的放射性核種活度， α 、 β 射線放射性核種則需尋找其它適用的技術。

3. 取樣分析

除了掃描與現場量測之外，完整的特性調查也需要藉由 M&E 中取出具代表性的樣品，以配合進行單獨的實驗室分析。此種取樣偵檢方案結合實驗室分析方法，相較於現場量測技術直接檢測留置於原地的 M&E，可具備更優異的偵測能力。使用取樣分析技術可便於分析複雜的放射性同位素混合物、難測放射性核種、以及極低濃度的殘餘放射性活度。取樣係藉由測量來自樣品的放射性能譜，假設樣品足具代表整體物料或設備，由此即可確定其成分與活度，並推導出每單位重量或每單位面積材料的總活度。在決定取樣位置時，可以依據偵檢目標以隨機或系統網格的方式來進行。類似於 MARSSIM-type 的偵檢設計，取樣通常可與掃描相結合，其中取樣可被用於評估平均濃度或活度，而掃描則可用於識別具有升高的放射性核種濃度或活度的小區域熱點。取樣可用於驗證使用其它測量技術所收集的數據是否正確，相較於其它偵檢技術，取樣通常也需要耗費最多時間及成本，同時它也不是識別小面積或體積中具升高的放射性核種濃度或放射性活度熱點的有效技術。為了有效地獲取精確的放射性污染資訊，取樣分析通常需要使用複雜的設備，例如：鍺偵檢器和多頻道分析儀、能譜分析設備或液體閃爍偵測系統；此外，合格人員和合格實驗室的必要性也使得該方法更為耗時並且增加更多的成本。

二、M&E 偵檢之儀器選擇

(1) 手持式儀器 (Hand-Held Instruments)

手持式儀器通常由偵測探針和電子儀器所組成，電子儀器除提供電力給偵檢器之外，也可經由顯示視窗說明偵檢器的量測數值。此類儀器可用於進行掃描偵檢與現場量測，也允許使用者彈性地改變射源到偵檢器的幾何條件，以便從難以量測區域獲取量測數值。

(2) 體積型計數器 (Volumetric Counters)

體積型的計數系統包含計數腔、配置具有 $4\text{-}\pi$ 計數幾何形狀的偵測器陣列、以及提供系統參數編程及數據紀錄的微處理器控制的電子器件。體積型計數器可用於執行所有小型 M&E 組件的現場量測。

(3) 傳送帶式偵檢監測系統 (Conveyorized Survey Monitoring System)

傳送帶式偵檢監測系統可用於自動進行 M&E 的例行性掃描偵檢，係利用傳送帶移動 M&E 使其通過偵測器陣列來進行掃描偵檢。此外，在進行現場量測時，有時也會停止傳送帶並連續進行量測以改善其偵檢效率。

(4) 現場 γ 能譜儀 (In-situ Gamma Spectroscopy)

現場 γ 能譜儀系統包括半導體偵測器、低溫恆溫器、能提供能量脈衝高度放大和分析的多通道分析儀電子器件、以及用於數據收集和分析的計算機系統。現場 γ 能譜儀系統通常可用於執行現場量測，同時它們也可能被整合至創新型的偵測設備中，用以執行掃描偵檢。

(5) 門型偵檢器 (Portal Monitors)

門型偵檢器利用固定的偵測器陣列，M&E 物件通過該陣列以執行掃描偵檢，M&E 物件或可靜止於該陣列中以執行現場量測。門型偵檢器通常被用於執行車輛的掃描偵檢，亦可藉由靜止測量來進行現場量測，藉以提高檢測效率。

(6) 實驗室分析 (Laboratory Analysis)

實驗室分析係指針對 M&E 的一部分或樣本進行分析，實驗室通常會針對可以分析的放射性核種或輻射之樣品數量和類型提出建議或要求，現場收集樣品的團隊和分析樣品的實驗室之間必須建立完善的溝通管道。在資源足夠的情況之下，可以開發實驗室分析項目以涵蓋任何材料或任何放射性核種。實驗室分析通常較現場量射需要更多的時間來完成，實驗室一般可位於現場或場外。由於實驗室能夠有利於控制測量方法不確定性的來源，實驗室數據的品質通常可優於現場量測

收集的數據。除役作業規劃團隊應在與實驗室討論期間考慮可用於實驗室分析的資源 (如：時間、金錢)、樣本收集的要求或建議、以及數據質量要求 (如：最小可偵測濃度 (Minimum Detectable Concentration, MDC)、最小可量化濃度 (Minimum Quantifiable Concentration, MQC)) 等。

為了能夠在進行 M&E 偵檢時可選擇適用的偵檢技術與儀器，在 MARSAME 手冊中也針對偵檢技術、輻射種類、偵檢單元尺寸、偵檢單元數量等使用時機評估各類儀器的適用性。表 3-2 所示為各類儀器應用於現場量測與掃描偵檢時，針對 α 、 β 、光子、中子等輻射量測的適用性比較。如表 3-2 所示，光子輻射可使用各種儀器偵測，其餘各類輻射則須依據輻射特性而決定須採用的儀器種類。在現場量測方面，手持式或傳送帶式偵測系統可提供不錯的效能；在掃描偵檢方面，除體積型計數器不可用於掃描偵檢之外，各類型儀器都可適用於光子輻射的偵測，然其它類輻射則可能因偵檢效率降低而可能影響其適用性。雖然不同類型的儀器對於各種輻射的偵檢性能並不一致，但不論是現場量測或掃描偵檢，只要適當地選擇儀器，幾乎所有 M&E 可能產生的放射性輻射都可被偵測。因此，現場要偵檢的 M&E 數量與幾何形狀將成為選擇量測儀器與量測技術的重要關鍵。表 3-3 所示即是依據 M&E 偵檢單元的尺寸與數量，針對各類儀器應用於現場量測與掃描偵檢時的適用性評估。由表 3-3 可知，手持式儀器可用於各式尺寸的現場量測與掃描偵檢，但當 M&E 偵檢單元數量增加時，其適用性則會有所減損。在現場量測時，現場 γ 能譜儀為最適合的偵檢儀器，可適用於各種尺寸及數量的 M&E 偵檢單元；然而，在掃描偵檢時，現場 γ 能譜儀可能因偵檢效率變差而會影響其適用性。此外，體積型計數器與傳送帶式偵檢監測系統較適合小尺寸的 M&E 偵檢單元，門型偵檢器則適用於較大尺寸的 M&E 偵檢單元，且這幾種儀器也適用於大量的 M&E 偵檢單元偵檢。值得注意的是，實驗室取樣分析雖未被列入表 3-2 與表 3-3 之中，但其對於現場量測的各式應用都具有高度的適用性。

對於少量的 M&E 偵檢單元，手持式儀器仍然是最具經濟效益的選擇；然當 M&E 偵檢單元數量增加，投資建置適用的偵測設備 (如：體積型計數系統) 或許可有效地降低與偵檢相關的人力勞動成本。例如：相較於使用盒式計數系統，保

健物理人員需要更多的時間使用手持式測量儀器來偵測在放射控制區域中使用的工具箱和設備。使用此類自動化量測系統還可減少因使用手持式儀器進行例行性的重複偵檢所可能衍生的工安或相關伴隨成本增加的可能性。綜上所述，各種類型的量測技術都有其對應的優點和缺點，本文也特別歸納重要的部分於表 3-4 之中。

表 3-2 各類儀器應用於 α 、 β 、光子、中子等輻射量測之適用性比較

輻射類型	手持式儀器	體積型計數器	門型偵檢器	現場 γ 能譜儀	傳送帶式調查監測系統
現場量測					
Alpha				NA	
Beta				NA	
Photon					
Neutron				NA	
掃描偵檢					
Alpha		NA		NA	
Beta		NA		NA	
Photon		NA			
Neutron		NA		NA	

：測量技術非常適合執行該應用 ：測量技術可充分地執行該應用 ：測量技術不適合執行此應用
NA: 測量技術無法執行此應用

表 3-3 各類儀器隨 M&E 偵檢單元的尺寸與數量之適用性比較

M&E 調查單元尺寸	M&E 調查單元數量	手持式儀器	體積型計數器	門型偵檢器	現場 γ 能譜儀	傳送帶式調查監測系統
現場量測						
> 10 m ³	少		NA			
	多		NA			
1 ~ 10 m ³	少					
	多					
< 1 m ³	少					
	多					
掃描偵檢						
> 10 m ³	少		NA			
	多		NA			
1 ~ 10 m ³	少		NA			
	多		NA			
< 1 m ³	少		NA			
	多		NA			

：測量技術非常適合執行該應用 ：測量技術可充分地執行該應用 ：測量技術不適合執行此應用
NA: 測量技術無法執行此應用 少: 數量相對較少，通常為三個或更少 多: 數量相對較多，通常超過三個

表 3-4 各類偵檢儀器之優缺點比較

儀器類型	優點	缺點
手持式儀器	◆量測物件時具被高度空間幾何上的彈性 ◆偵測儀器便於攜帶 ◆可有效偵測 α、β、γ、x 光以及中子輻射 ◆可接受在難以測量的區域中進行測量 ◆測量設備成本相對較低 ◆適用於少量的 M&E 偵檢	◆需要大量的人力支援 M&E 偵檢 ◆偵測窗極度脆弱 ◆大部分無法提供核種測定 ◆相較於其它技術，包含更多潛在的不確定性來源 ◆針對大量重複性的偵測可能伴隨其它未預期的成本 ◆儀器背景值不夠低
體積型計數器	◆可量測小型 M&E 物件 ◆可有效偵測 γ、x 光、α 輻射 ◆僅需要相對少的人力 ◆測量大量的 M&E 物件具成本效益	◆可能不易測量難以測量區域的放射性活度 ◆儀器大小不具便攜性
門型偵檢器	◆可量測大型 M&E 物件 ◆可有效偵測 γ、x 光以及中子輻射 ◆僅需要相對少的人力 ◆測量大量的 M&E 物件具成本效益 ◆量測停留時間通常較短 ◆在計數過程中物件可不需保持靜止	◆不適合測量 α 或 β 射線 ◆可能不適合測量難以測量區域的放射性 ◆儀器大小不具便攜性 ◆射源幾何是一個重要的考慮因素
現場 γ 能譜儀	◆具備彈性校正的定量量測功能 ◆一般需要適量的勞動力 ◆測量大量的 M&E 物件具成本效益	◆儀器昂貴並且難以設置與維護 ◆使用半導體偵測器系統可能需要液氮供應 ◆儀器大小不具便攜性
傳送帶式調查監測系統	◆初始設置後僅需要相對少的人力 ◆測量大量的 M&E 物件具成本效益	◆儀器昂貴並且難以設置與維護 ◆可能不適合測量難以測量區域的放射性 ◆儀器大小不具便攜性 ◆一般無法提供核種測定
實驗室分析	◆通常可提供最低的 MDC 和 MQC，即便是難以測量的放射性核種 ◆可提供非有非 γ 射源的核種測定 ◆可用於分析擦拭測試的放射性活度	◆屬最昂貴且耗時的測量技術 ◆當人員等待分析結果時，可能會增加管理費用 ◆必須確保樣品具有代表性 ◆偵測窗極度脆弱

三、M&E 量測方法之量測品質目標 (Measurement Quality Objectives)

在進行 M&E 的處置偵檢設計時，評估並確認現有的量測方法的適用性是一個非常重要的步驟。此處所稱之量測方法係涵蓋所使用的儀器與所採用的量測技術之組合，儀器泛指蓋格計數器 (Geiger-Müller counter)、碘化鈉閃爍偵檢器 (NaI scintillation detector)、以及 γ 能譜儀 (gamma spectrometer) 等，而量測技術則是指掃描、現場量測、以及取樣等技術。測量方法的可用性和實施特定測量方法所需的資源是選擇調查設計方案或影響處置調查設計之選項數量的重要因素，因此進行現有量測方法的評估是 M&E 處置調查設計前必須進行的重要工作。一般而言，進行現行量測方法評估會對應產生兩個可能的結果：(一) 評估結果可以確定特定量測方法的具體規範，而這些結果也將被包含在所選定的處置偵檢設計的最終文件之中。例如：量測方法評估結果可以決定將採用尺寸為 2 英吋×2 英吋的碘化鈉偵檢器，並以指定的掃描速度在表面上方的指定高度進行 100 %的掃描偵測。(二) 評估結果可以確定為了能滿足 M&E 處置偵檢目標，量測方法所必須具備的性能特徵，而這些特徵也被稱之為量測品質目標 (Measurement Quality Objectives, MQOs)。

在最終的處置偵檢設計中，應制定將用於偵檢之量測方法所需具備的 MQOs 特徵清單，並在偵檢設計的實施過程中選擇可符合 MQOs 的量測技術。在決定量測技術時，必須考慮許多的變數，如：關注放射性核種的識別性、殘留放射性的位置、處置行動基準、M&E 的物理特性、殘留放射性的分布與活度範圍、放射性核種與活度之間的關係、自然衰變序列的平衡狀態、以及背景值等。MARSAME 及 MARLAP 手冊已列出一些必須納入考慮的量測方法性能特徵 MQOs，包括：

- (1) 特定濃度之量測方法的不確定度 (可表示為標準差)、
- (2) 量測方法之偵測能力 (可表示為最小可偵測濃度，或 MDC)、
- (3) 量測方法之量化能力 (可表示為最小可量化濃度，或 MQC)、
- (4) 量測方法之可偵測範圍，亦即該方法在某些指定的濃度範圍內測量關切放射性核種的能力、
- (5) 量測方法之特定性 (specificity)，係指該方法在存在干擾的情況下測量關切放射性核種的能力、
- (6) 量測方法之堅固性 (ruggedness)，係指在量測方法參數值的微小變化時，該方法之操作性能的

相對穩定性。上述所列示之量測方法性能特徵僅是建議項目，調查規劃團隊仍應根據需求制訂偵檢計畫特定的量測方法 MQOs，可能包括也可能不包括此處所列出的特徵。一旦確定了影響可量測性的性能特徵列表，規劃團隊就應發展相對應的 MQOs，用以描述可能採用的量測技術之計畫特定目標。可能的測量技術則應根據 MQOs 評估，以確定它們是否能夠滿足可量測性的目標。以下即分項針對上述各重要的量測方法性能特徵進行詳細的說明：

1. 量測方法不確定度 (Measurement Method Uncertainty)

量測方法不確定度(σ)可能是在規劃過程中必須建立的最重要的 MQO，其係表示在特定濃度之下，由於儀器的特性所造成的量測值之不確定度。藉由特定參數的典型數值（例如：計數時間、效率等）及待調查 M&E 的相關資訊，量測技術合理的不確定度數值是可以被預測的。再者，量測方法不確定度的 MQO 也與行動基準及辨別極限 (discrimination limit) 或放射性濃度均值所定義的灰色區域 (Δ) 相關，如圖 3-6 與圖 3-7 所示，灰色區域的寬度 Δ 為行動基準與放射性濃度均值的差值。處置偵檢的目的即是確定放射性濃度是否更符合辨別極限或行動基準的特徵，即是否應採取行動或不需要採取行動。通常，此灰色區域寬度會以相對於不確定度 (σ) 的倍數來表示，即相對位移量 Δ/σ ，而 M&E 之偵檢取樣的需求程度也會與此相對位移量有高度相關性。在圖 3-6 中，由於 Δ 足夠大，使得相對位移 Δ/σ 很大，因此可以容忍較大的 σ 。在圖 3-7 中，即使 σ 小，但由於 Δ/σ 也很小，所以在調查時可能需要更高精度的量測或更多的樣本。

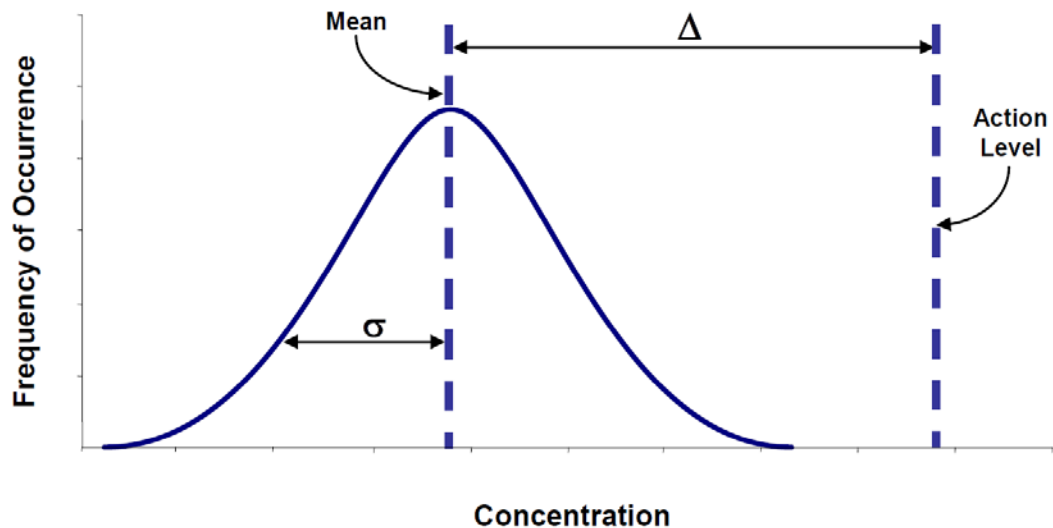


圖 3-6 相對位移 Δ/σ 示意圖： σ 大，但較大的 Δ 導致較大的 Δ/σ

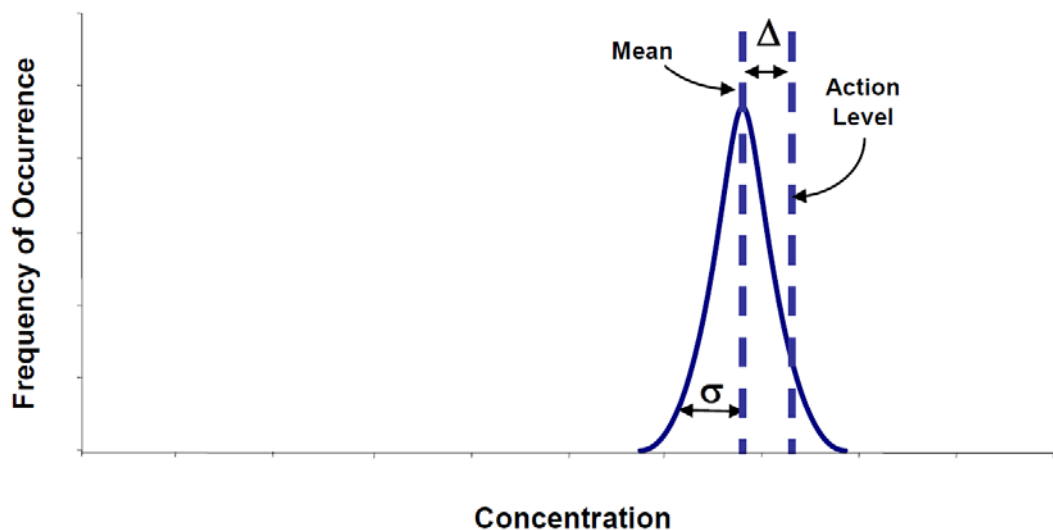


圖 3-7 相對位移 Δ/σ 示意圖： σ 小，但較小的 Δ 導致較小的 Δ/σ

2. 偵測能力 (Detection Capability)

環境中的放射性量測可能涉及具有非常少量關注放射性核種的材料，而量測不確定度(σ)通常會很難區分這樣少量的放射性與未污染的背景。因此，測量過程中還有一項重要的 MQO 即為最小可偵測濃度 MDC，其意義代表量測儀器可以可靠地區分零值的最小放射性濃度，而有效的偵檢計畫規劃也有賴於清楚瞭解將要使用或可以使用的測量方法之偵測能力。

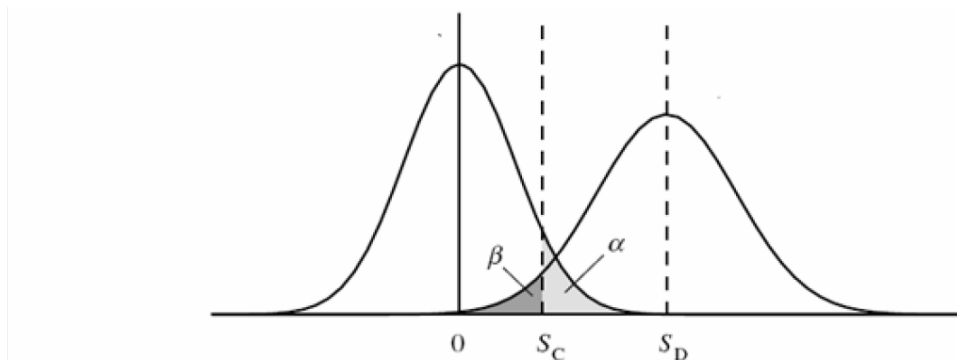


圖 3-8 關鍵值 S_C 及最小可偵測淨儀器訊號 (或計數) S_D 之示意圖

為了計算求得最小可偵測濃度，首先必須藉由統計上的虛無假設 (null hypothesis) 來分別假設背景訊號與最小可偵測訊號的機率分布，如圖 3-8 所示，此偵測決策之虛無假設 (H_0) 表示沒有輻射或放射性高於背景以上，而相對的對立假設 (alternative hypothesis, H_1) 則代表存在輻射或放射性高於背景以上。因此，發生 Type I 錯誤的機率如圖中所示的 α ，而發生 Type II 錯誤的機率則為 β 。此外，圖中的 S_C 定義為臨界值 (critical value)，其係表示淨儀器訊號 (計數) 的最小值，且該最小值太大而無法符合與不存在放射性的假設。淨計數係藉由總計數扣除估計的背景和任何干擾之後計算求得，而目前實務上進行偵檢決策的標準做法則是藉由比較淨儀器計數與其臨界值 S_C 。另一方面， S_D 則定義為最小可偵測的淨儀器信號 (或計數)，其物理意義係為平均淨儀器信號 (或計數) 值，或稱鑑別限值，在該平均值之下可以導致偵檢決策達成的概率為 $1 - \beta$ 。一般而言， S_C 與 S_D 值皆可透過 α 、 β 、背景計數值 (N_B)、樣品計數值 (N_S)、背景計數時間 t_B 、樣品計數時間 t_S 等參數值，透過一些普遍被使用的公式求得。因此，當求得最小可偵測的淨儀器信號 (或計數) S_D 之後，即可藉由定義計算求得最小可偵測濃度。首先，將淨信號 (或計數) 的最小可偵測值 S_D 轉換為每單位時間淨儀器信號的可偵測值 $S_D/t_S (s^{-1})$ ；接著，將該計數率除以計數效率 $\epsilon ((s^{-1})/Bq)$ 即可求得最小可偵測活度；最後，最小可偵測活度除以樣品體積或質量則可求得 MDC。

3. 量化能力 (Quantification Capability)

行動基準通常以放射性的數量或濃度來表示，而不僅是偵測污染存在與否。在這種情況之下，調查計畫規劃人員可能需要瞭解相關測量方法的量化能力或其精確測量的能力，此即為量測方法的最小可量化濃度 MQC，其係可定義為達到指定相對標準差對應的最小輻射或放射性濃度，一般慣用的相對標準差為 10%。對於大部分的案例，通常會比較強調輻射和放射性量測過程的偵測能力，但卻較少關注其量化能力。然而，對於某些案例而言，量化能力可能是一個更重要的 MQO。例如，假設偵測計畫的目的是確定存在於廠址中的材料上之 ^{226}Ra 濃度是否低於行動基準。由於 ^{226}Ra 幾乎存在於任何類型的自然存在的物質之中，因此可以假設每個樣品中都存在 ^{226}Ra 。在這種情況之下，測量過程的 MDC 必然應該小於行動基準，但另一個更重要的問題是必須確認 MQC 也可小於行動基準。

過去的慣例係根據最小可檢測濃度 MDC 來選擇測量方法，亦即在調查設計過程中，通常會選擇 MDC 介於 10%~50% DCGL 之間的測量系統。這樣的慣用做法對於要進行涉及多次測量所取得之總體平均值的決策時，僅採用 MDC 來做為標準可能不夠充分，必須採用更為嚴格的要求。通常，MDC 約為 3~5 倍的量測標準差 σ_M ，10%~50% 的 DCGL 則可等同於量測標準差 σ_M 約為 0.02~0.17 倍的 DCGL；換言之，相對量測標準差應約為行動基準值的 10%，此亦與最小可量化濃度 MQC 之定義相符合。因此，在某些特殊的情況下，採用 MQC 不應超過行動基準的要求會比 MDC 的要求更為恰當。

4. 偵測範圍 (Range)

關注放射性核種預期的濃度範圍可能也是測量方法必須考慮的重要性能特徵。大多數的輻射量測技術都能量測廣範圍的放射性核種濃度，然而，當預期濃度範圍較大，則偵檢計畫規劃者應將該範圍確定為重要的量測方法性能特徵，並應制訂其 MQO。由此 MQO 所訂定的可接受量測範圍應是一個具保守特性的估計值，這將有助於防止所選擇的測量技術無法滿足實際的濃度範圍。

5. 特定性 (Specificity)

特定性是量測方法在存在干擾的情況下測量關注放射性核種的能力。為了確

定特定性是否為重要的量測方法性能特徵，偵檢規劃團隊應該需要收集有關放射性核種的預期濃度範圍以及其它化學和放射性核種成分的相關資訊，同時也應瞭解正在調查中的 M&E 之化學和物理特性。因此，特定性的重要性將取決於以下幾項因素：(1) 調查中的 M&E 之化學和物理特性、(2) 殘留放射性的化學和物理特性、(3) 關切放射性核種的預期濃度範圍。

如果調查中的 M&E 經確認存在可能的干擾來源，如：本質存在的放射性或類似的輻射，則應建立專屬於特定性的 MQO。如果 M&E 中存在本質的放射性，則量測總活度的方法可能並不適當。以混凝土為例，它包含一些固有存在的可測量放射性，並以 α 粒子、 β 粒子和光子的形式放出輻射。在此情況之下，如果關注放射性核種的活度接近背景，則使用總 α 測量方法可能無法達到調查目標，更特定的測量方法（如：結合放射化學的 α 能譜分析）應是較適合的方法。再者，如果所調查的 M&E 包含同類型的輻射或放出具有相近能量的輻射，如： ^{226}Ra 和 ^{235}U 都會發射能量約為 186 keV 的 γ 射線，利用 γ 能譜儀可能無法解析這兩種固有存在的放射性核種的混合物。在這種情況之下，也許可以使用更特定的方法來測量 ^{226}Ra 的衰變產物，或在測量之前進行化學分離，藉此更準確地定量此放射性核種。因此，在量測方法的相關文件中應包括有關特定性的資訊，如果確定特定性是調查計畫的重要關鍵，則建議應諮詢放射計量學或放射化學專家。

6. 堅固性 (Ruggedness)

對於涉及在嚴酷或多變環境中進行的現場量測或牽涉複雜物理與化學特性之實驗室量測的調查計畫，測量方法的堅固性可能會是一個重要的方法性能特徵。堅固性係指測量技術之操作性能隨方法參數值變動時的相對穩定性，對於現場測量，可能的參數變化包括溫度、濕度或壓力；對於實驗室量測，pH 值或試劑量的變化可能會是很重要的影響因子。為了決定堅固性是否是重要的測量方法性能特徵，調查規劃團隊需要確認正在調查之 M&E 的化學和物理特性以及量測技術所使用的輻射儀器的操作參數相關資訊。關於 M&E 的化學和物理特性相關資訊，可以從初始評估 (Initial Assessment, IA) 的過程中獲得；有關特定儀器的操作參

數相關資訊則應從儀器製造商處取得。

如果確定測量方法的堅固性是重要的性能特徵，則調查規劃團隊應開發相對應的 MQO。該 MQO 可能需要量測儀器的操作特性數據，用以證明其可在所選定的方法參數範圍內正常地運作。或者，該 MQO 也可列出所選定的測量方法參數的可接受範圍，並於調查過程中監控這些參數以符合品保方案的要求。當方法參數超出可接受範圍，處置偵檢設計可以要求停止相關工作，或者當參數超出正常範圍，則應要求增加品保測量的頻率。

第四章 核子反應器設施除役物質與設備處置偵檢計畫導則研擬

目前我國正在進行核能電廠的除役，核一廠除役計畫已經通過主管機關審查，即將面臨的就是物質與設備處置偵檢計畫導則的制定與審查，行政院原子能委員會、核能研究所、國立清華大學、台灣電力公司、輻防協會等機構近年來陸續舉辦多場講座活動與研習課程，協助培養我國除役核能設施實務方面的技術人才，看似繁瑣的 MARSSIM/MARSAME 在專家學者的深入討論中一一釐清，根據 MARSSIM/MARSAME 的核心精神，應可逐步建立特性調查計畫及物質與設備處置偵檢計畫導則及其審查導則，本研究報告的主要目的之一即彙整本團隊過去針對 MARSAME 的研究經驗，並參酌國際案例，建立核子反應器設施除役物質與設備處置偵檢計畫導則及其審查導則草案。

由於 MARSAME 導則在 2009 年釋出，應用該導則的輻射設施除役作業多數仍在執行中，絕大多數的資訊並未被完整揭露，部分揭露的除役廠址包括了美國 Hanford Site 放射性廢棄物處置場、STURGIS MH1A 反應器(原安裝於艦艇上的反應器)、以及美國 Los Alamos 國家實驗室的廢水處理設施大樓以及部分考古文物的解除管制案例等等，這些設施的性質與除役核能電廠有所區別，無法作為我國除役核能電廠物質與設備處置偵檢的參考範例。所幸在少數 MARSAME 執行案例中，美國 Humboldt Bay 電廠已經完成除役，是目前少數核能電廠完整應用 MARSAME 進行除役物質與設備處置偵檢的實際案例，相關內容可參見本研究團隊受行政院原子能委員會委託研究計劃『「核能電廠除役與室內乾貯安全審查技術之研究」有關除役部分之研究』(AEC10612052L，107 年 12 月)。

在計畫執行期程內，本團隊於民國 108 年 5 月起即陸續與主管機關、核能研究所、台電公司進行多方溝通，針對物質與設備處置偵檢計畫的範圍、執行方法、接受標準等內容進行討論，取得對物質與設備處置偵檢計畫導則的共識，據以撰寫合理可行之偵檢計畫。

本次提出之導則草案內容係針對物質與設備的處置偵檢，有別於「核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則」，輻射特性調查使用之偵檢技術與儀器設備多數亦

可用於物質與設備之處置偵檢，相關的統計參數亦多有共用之處，故不再重複規範，本導則要求業主著重實務面的執行，依照 MARSAME 精神的流程與方法進行計畫書撰寫，保留一定的彈性空間。

在 U.S. NRC 的一份簡報資料(R. A. Eid, “Generic Overview of the Status of Characterization Survey & Guidance for Decommissioning”, Workshop on Radiological Characterization for Decommissioning, Nuclear Energy Agency/OECD/WPDD, April 17-19, 2012, Studsvik, Sweden)非常精簡地將 MARSAME 的一般步驟(Generic Approach)列出：

1. 設計並執行初始偵檢。
2. 描述 M&E。
3. 設計處置偵檢。

(1) 制定偵檢統計基礎。

(2) 制定可運行的決策規定。

(3) 分級 M&E。

(4) 選擇並優化偵檢形式

- 僅掃描(Scan-only)、現場(In-situ)、MARSSIM 形式。

(5) 文件紀錄偵檢設計。

關於偵檢過程的準備與執行，也指定幾個重要流程，包括：

1. 準備 M&E 進行偵檢。
2. 必要時隔離 M&E。

根據 M&E 的物理特性和輻射特性，以及總量測不確定度、簡易處理、處置選項等情形將 M&E 進行隔離。

3. 設定量測品質目標 (MQOs)。

- 決定量測不確定度 (Measurement Uncertainty, 見本報告 3.2.2 三、1.)

- 決定量測偵測能力 (Measurement Detectability, 見本報告 3.2.2 三、2.) (MDC)
- 決定量測量化能力 (Measurement Quantifiability, 見本報告 3.2.2 三、3.) (MQC)

4. 選擇量測技術與儀器。

5. 進行偵檢。

就美國 Humboldt Bay 電廠的 M&E 處置偵檢計畫來看，U.S. NRC 並未要求除役機構完全依照 MARSAME 路線圖(如本研究報告附件一)進行所有流程圖方塊的評估及設計，MARSSIM/MARSAME 的本意即是以科學方法減少偵檢資源的投入，同時能將輻射不當外釋的可能性維持在足夠低的水準，Humboldt Bay 電廠的結構鋼(Structural Steel)處置偵檢包實例中甚至並未明指結構鋼的分級為 Class 1、2 或 3，僅設定二種等級的行動基準：其一以 Scan MDC 為行動基準，以此界定是否進行回收使用，另一個行動基準則設定為放射性廢棄物接收站的接收標準，依照將放射性活度與行動基準進行比較，依照程序書進行不同的處置決策。

從 MARSAME 路線圖 2 中可歸納出以下幾個重點項目：

1. 決定 M&E 是否受影響？
2. 是否需要初始評估？
3. 選擇適合的處置選項。
4. 是否有既存的偵檢設計？
5. 制定決策規則
6. 制定偵檢設計

其中決定 M&E 是否受影響就是 MARSAME 程序的第一步驟，在 MARSAME 詞彙表中(MARSAME Glossary, GL-4 頁)中對受影響的定義如下：

Impacted is a term applied to M&E that are not classified as non-impacted. M&E with a reasonable potential to contain radionuclide concentration(s) or radioactivity above background are considered impacted (10 CFR 50.2).

而未受影響的定義如下：

Non-impacted is a term applied to M&E where there is no reasonable potential to contain radionuclide concentration(s) or radioactivity above background (10 CFR 50.2).

就字面上來說，受影響與未受影響的主要區別在於「M&E 是否含有超過背景值的放射性」。然而在 MARSAME 路線圖 3 中有關於受影響與未受影響的評估流程，其基本判定途徑有 3：(1)進行目視檢查、(2)審視歷史記錄、(3)評估程序知識，再輔以可能需要的前哨量測(Sentinel Measurement)，再就以上資訊評估進行 M&E 的分類。路線圖中雖並未直接提及背景值，但背景值係直接可得之量測結果，若按照詞彙表中的定義，應可作為分類的主要參考數據，實務上背景值的量測結果應包含在程序知識(事實、資訊和數據的集合，描述過去或當前的過程或做法)當中。

背景輻射在 MARSSIM/MARSAME 的定義中係指來自宇宙射線、自然放射性、環境中的落塵(來自核爆或過去的核事故)等無法由業主控制的輻射強度，不包括美國 NRC 10 CFR 20.1003 中所列的射源、副產品、或特殊核子物質。在執行物質與設備的偵檢時，依據偵檢場所的不同，可能會有不同的參考背景值，(例如：廠房外、廠房內、離物件 1 公尺處等)，故偵檢計畫中每次出現的背景值應有清楚定義，避免混淆。關於未受影響的佐證資料，MARSAME 並未特別要求，但本計畫研究人員認為主管機關站在監督者的立場，應可主觀要求業主提供客觀的佐證資料，除了提供目視檢查的結果、歷史記錄審視外，各種量測(包括前述背景值或抽樣量測等)與資訊分析均可被視為程序知識評估的一部分，作為分類 M&E 的參考依據。

如本報告 3.2.2 節所述，在進行掃描偵檢時，需要先量取背景值，再藉由決策錯誤率的設定，求得臨界值(S_c)與鑑別限值(S_d)，進而取得最低可測濃度 MDC，因此背景值的定義直接影響 MDC，故此處的背景值應與前述背景輻射的定義有所區別，在 Humboldt Bay 電廠的實例中，無論是 Humboldt Bay 1/2 號機的結構鋼偵檢包或 3 號機的變壓器與斷路器偵檢包，都是在待測物件的表面 1 公尺外進行五次偵檢，將計數值進行平均後所得的值作為背景值，在偵檢時使用的背景值，主要係指量測場所周遭環境的計數值，視偵檢方式之不同依實際情形選定之。

就細節來說，我們可將 MARSAME 路線圖中的幾個重要決策與進程列於表 4-1。

這些項目大致與前述 U.S.NRC 的簡報相符合，業主依照 MARSAME 方法進行處置偵檢設計時，如對象 M&E 適用這些判斷決策或執行進程時，宜投入較多心力，確保這些項目的正確性。

表 4-1 MARSAME 路線圖及其中的重要決策和進程。

MARSAME 路線圖	重要決策	重要進程
路線圖 1 MARSAME 程序概觀	N/A (此路線圖為程序概觀)	N/A (此路線圖為程序概觀)
路線圖 2 處置偵檢的資料生命週期	◆ M&E 是否受影響? ◆ 是否需要初始偵檢用以描述 M&E? ◆ 是否有既存的偵檢設計	■ 選擇適合的處置選項 ■ 制定決策規則 ■ 制定處置選項
路線圖 3 初始評估中的分類程序	◆ 此 M&E 是否受影響?	N/A
路線圖 4 為偵檢設計進行資訊正確性評估	◆ 既存資訊是否適合選擇一個處置選項?	N/A
路線圖 5 評估既存標準作業程序的可用性	N/A	■ 制定概念模型，並記錄初始評估
路線圖 6 確定決策輸入	N/A	■ 選擇關注核種或輻射 ■ 確定行動基準 ■ 確定偵檢單元
路線圖 7 確定行動基準	N/A	■ 確定適用的管制限值、法規、通用規範、廢棄物管理限值及接受標準、適用的 M&E 運送管制標準等。 ■ 合理抑低
路線圖 8 為所有受影響 M&E 及其行動基準制定偵檢單元邊界	N/A	■ 決定用來制定行動基準的假設 ■ 基於該假設制定偵檢單元邊界
路線圖 9 制定處置偵檢設計	◆ 選擇一種偵檢形式	■ 選擇一個虛無假設 ■ 指定 LBGR 與 UBGR ■ 指名決策錯誤限值 ■ 分類此 M&E ■ 優化偵檢設計
路線圖 10 針對 MARSSIM-type 偵檢確定資料點數量	N/A	■ 估算變異係數 σ

(續)表 4-1 MARSAME 路線圖及其中的重要決策和進程。

MARSAME 路線圖	重要決策	重要進程
路線圖 11 對 MARSSIM-type 偵檢確定 評估 Class 1 偵檢單元中可能 升高活度區域所需資料	N/A	■ 為有可能超出行動基準和遺漏此類區域的可接受風險的區域建立 DQOs ■ 決定偵檢單元中各個較小區域的可接受活度(使用面積因子)
路線圖 12 處置偵檢的執行	◆ 此 M&E 是否需要隔離?	■ 設定量測品質目標 (MQOs)
路線圖 13 評估處置偵檢的結果	N/A	■ 評估結果並進行決策
路線圖 14 解讀 Scan-only 與 In situ 偵檢的偵檢結果	N/A	N/A
路線圖 15 解讀 MARSSIM-type 偵檢的偵檢結果	N/A	N/A

在實際應用方面，我們在去年度的研究報告中針對美國 Humboldt Bay 電廠 1/2 號機的結構鋼部分做了案例研析和討論，美國 ORAU (Oak Ridge Associated Universities) 辦理的 MARSAME 訓練課程中則以美國 Humboldt Bay 電廠 3 號機的變壓器及斷路器作為範例，其偵檢包可做為氣渦輪機等大型組件之偵檢參考。目標組件若在初始評估中被認為是受影響，但污染程度甚低或無受污染，預計採用回收使用的處置選項，那麼同樣依照 MARSAME 流程圖進行偵檢設計，根據該組件的物理、輻射特性進行偵檢，一般係對欲回收使用的組件進行表面偵檢，因回收使用需採嚴格標準，故以儀器掃描最低可測濃度(Scan MDC)作為行動基準，偵檢方法可選擇全面性的表面掃描(成本較高)或針對可能的污染處做定點測量(較快速)。若大型組件在初始評估的過程中判斷可能有內部污染的可能性存在，可能需要經過偵檢人員及設備工程人員會勘，釐清可能污染點的可達性及是否能夠進行偵檢，若可，則進行 MARSAME 偵檢設計與後續流程，若無，則只能選擇其他處置選項。雖然 MARSAME 的重要目的是將(能夠回收使用的)設備組件進行回收使用，若設備確知有污染且難以量測(或無法量測)，自然無回

收使用的可能，在最初即應選擇其他的處置選項進行偵檢設計，或採用破壞手段進行偵檢、或進行解體將可回收材料分離處理並進行偵檢。核能電廠欲進行回收使用的大型組件在污染程度的辨識上應無模糊空間，採用 Scan MDC 作為行動基準，進行表面掃描應是安全有效的處置偵檢方式。

基於過去的研究及國際案例的分析，本研究團隊協助制定了「核子反應器設施除役物質與設備處置偵檢計畫導則」(初稿)、以及「核子反應器設施除役物質與設備處置偵檢計畫審查導則」(初稿)，其內容如附件二及附件三所述，主要標題如下：

第一章、綜合概述

- 一、緣由及目的
- 二、適用範圍
- 三、專有名詞
- 四、引用之法規與準則

第二章、物質與設備處置偵檢的規劃

- 一、團隊組織與職責分工
- 二、物質與設備的種類、特性與處置偵檢所要解決的問題
- 三、物質與設備處置偵檢的規劃與可利用資源

第三章、物質與設備處置偵檢的工作項目

- 一、初始評估
- 二、分類
- 三、分級
- 四、資料品質目標
- 五、量測品質目標
- 六、初始偵檢
- 七、處置偵檢
- 八、評估與結果
- 九、處置決策
- 十、文件保存

第四章、結論

參考資料

附件

「核子反應器設施除役物質與設備處置偵檢計畫導則」(草案)、連同其審查導則已於計畫期程內提送原能會，由原能會、核研所、台電公司、清華大學等單位進行初步審視，將依後續產生之意見反饋進行修訂，並將與「核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則」(及其審查導則)進行彙整，使相關內容一致。

第五章 結論與建議

本子項計畫依照計畫預定進度甘特圖順利執行完成，已進行針對 U.S. EPA 關於輻射風險評估釋疑的相關研析，其項目包含：背景資料蒐集分析、毒性與輻射曝露、可能發生的風險、對環境的影響等，可用於核能設施輻射作業前的安全評估，增進輻射作業安全。

關於 M&E 的偵檢設計、量測技術與取樣分析方法，相關研究內容已呈現於本研究報告中，包括固體物質的處置程序以及量測技術與取樣分析方法等資訊，主要是物質與設備處置偵檢所需之技術與儀器。

本子項計畫並於季末提出核子反應器設施除役物質與設備處置偵檢導則(及其審查導則)草案，內容以 MARSSIM/MARSAME 所述之調查程序為基礎，並納入本研究歸納建議的相關事項以及多次核子反應器設施除役物質與設備處置偵檢計畫導則討論會議的討論內容，相關會議由原能會、核研所、台電、清大等單位共同參與，對導則規定之偵檢計畫範圍、執行方法、接受標準等項目，進行意見交換並取得共識。

在 MARSAME 導則中，對於行動基準(action levels)的確定是有一套詳細流程(參見 MARSAME 路線圖 7)，主要基於四種來源：

1. 確定適用的管制限值(劑量、風險、活度或基於量測)
2. 確定適用的要求(例如: ANSI/HPS N13.12)
3. 確定適用的管理限值(例如: 廢料場對廢棄物的接受標準)
4. 確定適用的物質與設備運送管制標準(依美國運輸部規定)

管制限值部分係依據現有的美國相關管制單位所制定之各項規則，本研究報告所指的 U.S. EPA 風險評估亦屬於 MARSAME 管制限值的選項之一，惟其工具與計算程式尚在開發中，並不如 RESRAD 系列程式為人所熟知使用，美國 Argonne 國家實驗室於 2015 年 7 月發表了一篇報告，題為「RESRAD for Radiological Risk Assessment: Comparison with EPA CERCLA Tools – PRG and DCC calculators」詳細討論了 U.S. EPA

風險評估計算器和 RESRAD 程式系列的比較，二者大致有一致性，但應用上仍有許多不同處，RESRAD 對於劑量和風險的計算使用同樣的模型與參數，U.S. EPA 使用 DCC 與 PRG 兩種模型，其中 DCC 計算器用來計算劑量，而 PRG 則是計算風險，二者不單是使用不同的模型和參數，也使用不一致的預設情境與媒體選項(例如：PRG 計算器對於特定情境可同時勾選所有的污染媒體，而 DCC 卻無提供此選項)，PRG 計算器並未處理輻射衰變，並且忽略長生後代(long-lived progenies)，一些短生後代也沒有被考慮或沒有被正確地考慮，更進一步來說 PRG 計算器現階段並不適合用於實際或特定場址分析，因為許多模型和參數尚不貼近現實，但其基本精神仍可作為輻射防護與放射性物料管制的參考。

實務上，依照 MARSAME 路線圖 2 可知在處置選項被選定之後，若無既有可用的偵檢設計，才需依所選的處置選項制定新的決策規則，其中包括對關注核種決定對應的行動基準，現行「核能電廠管制區內廢棄物偵測離廠放行作業計畫(放行作業)」及「一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫(外釋計畫)」均可用於行動基準的規範，但須依照不同的處置選項與以參考選用，若廢棄物的處置選項為執行離場放行後再進行特定處置，則處置偵檢的標準應考量放行作業標準作為行動基準；若處理選項係以廢棄物外釋進行考量，則依外釋計畫訂定行動基準；一般如欲將廢棄物進行回收使用，通常採取更為嚴格的標準，逕以掃描最小可偵測濃度(Scan MDC)作為行動基準。

我國目前關於放射性物質外釋與解除管制的法規為「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」，並無類似 U.S. NRC Regulatory Guides 1.86/8.23 或 ANSI/HPS N13.12 (2013)對於表面活度的相關規範，在制定行動基準決定處置選項時，除了必須符合我國法規外，應可參照 U.S. NRC Regulatory Guides 1.86/8.23 及 ANSI/HPS N13.12 (2013)的相關規範，並審酌放射性廢棄物處置場所的處置能力與廢棄物進出規範，做細部的設定。

游離輻射防護法有輻射源豁免管制(輻防法第 53 條)標準之相關規定，因物質所造成輻射劑量未達到輻防法規限值而不予管制，不必進入輻防法規體系；另應參照「放射性物質安全運送規則」及其豁免管制量辦理相關放射性物質移動之事項。有關物質與設備運送的部分，亦在 MARSAME 路線圖 7 中制定行動基準的參考依據中列為選

項之一。

進一步來說，ANSI/HPS N13.12 (2013)的篩選水平是指放射性物質與設備「解除管制」的篩選條件，使用表面活度及體活度(Bq/cm² 或 Bq/g)作為標準；「一定活度或比活度以下放射性廢棄物之限值」包括「每年」外釋廢棄物活度限值(Bq)、「每年」外釋超過一公噸之廢棄物比活度限值(Bq/g)、「每年」外釋一公噸以下之廢棄物比活度限值(Bq/g)；「放射性物質之豁免管制量」限制豁免管制活度濃度(Bq/g)與活度(Bq)，其規定係針對輻射源所產生之輻射是否產生安全顧慮，是「游離輻射防護法」(輻防法)的規範範圍；安全運送規則豁免管制量則是與放射性物質運送相關的豁免規定，其規定是以放射性物質總活度作為限值，因考量運送廢棄物總數，其數量級遠大於其他規範(以10¹² Bq 為基本單位)。這些規範有其不同意義，也有某些差異與關聯性。

游離輻射防護安全標準中個人有效劑量限值(1 mSv/y)相對較高，因此輻防法中放射性物質豁免管制量的活度限值較高，主要是用來區別該放射性核種是否有安全疑慮，以此安全疑慮考量來決定其是否需要進入輻防法規體系，是一個最基本需要符合(比較寬鬆)的規範。「一定活度或比活度以下放射性廢棄物之限值」係以 IAEA Safety Guide No. RS-G-1.7 (2004)「Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance」為基礎制定，以放射性核種造成個人有效劑量 0.01 mSv/y 的放射性濃度為限值，其中每年外釋大於一公噸的濃度限值與 ANSI/HPS N13.12 (2013)的放射性濃度限值基本一致，唯一的例外是 ¹²⁹I 的外釋限值在 IAEA 和 ANSI/HPS 的規範中，若考量地下水的活動，則應更嚴格管制(將限值下修一個數量級)。此外，「一定活度或比活度以下放射性廢棄物之限值」也考慮了放射性物質的每年外釋總活度，從而限制了放射性物質每年外釋的總量，因其使用的個人有效劑量限值較低，故其活度限值較輻防法要來得嚴格。ANSI/HPS N13.12 (2013)考慮了表面積與體積的比例係數，故多了表面活度限值的參考標準，在實務上更容易與偵檢結果進行比較，若針對不同形狀大小的物質與設備，可將參考標準與其表面積-體積比例係數相乘，即可簡易取得調整過後的篩選水平。

由於本研究報告所稱之「處置」(disposition)與目前法規定義之「處置」(disposal)有混淆之處，物管局建議本導則之名稱更名為核子反應器設施除役物質與設備移置偵檢計畫導則(及其審查導則)，由於本委託研究計畫之招標規範及相關程序文件已以「處置

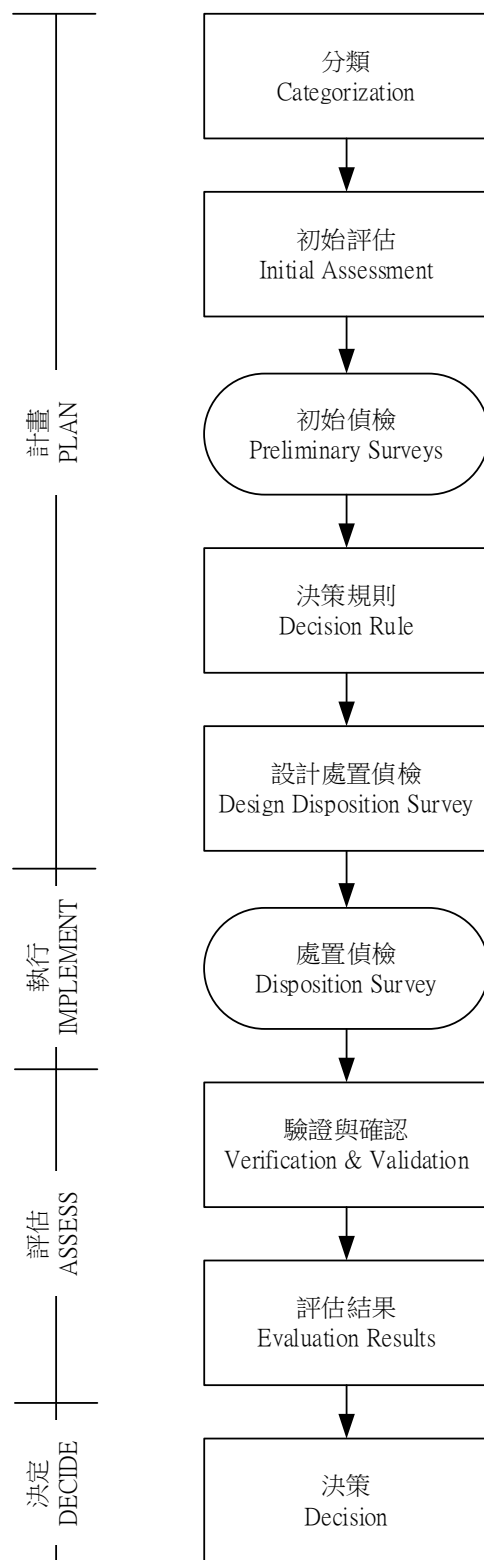
偵檢」為名，礙於行政程序，本研究報告之內容及所提之導則草案仍暫使用「處置」一詞代表 disposition，後續再進行必要之修訂作業。

參考資料

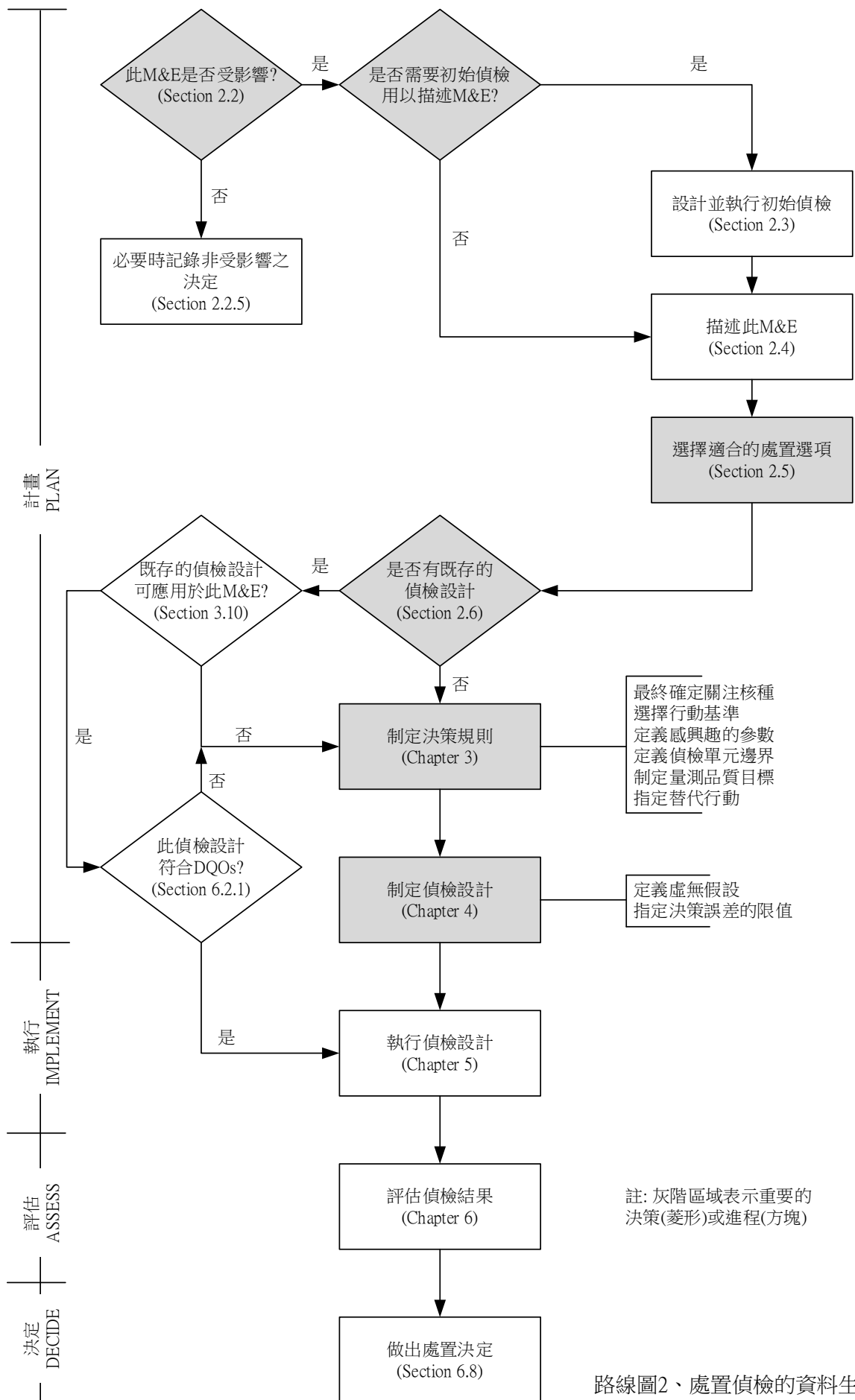
1. MARSSIM 2002. Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (Revision 1). Nuclear Regulatory Commission NUREG-1575 Rev. 1, Environmental Protection Agency EPA 402-R-97-016 Rev. 1, U.S. Department of Energy DOE EH-0624 Rev. 1, August.
2. MARSAME 2009. Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment manual. Nuclear Regulatory Commission NUREG-1575, Supp. 1, Environmental Protection Agency EPA 402-R-09-001, U.S. Department of Energy DOE/ES-0004, January.
3. DOE O 458.1, “Radiation Protection of the Public and the Environment”, Office of Health, Safety and Security, U.S. Department of Energy.
4. ANSI N323A, “Radiation Protection Instrumentation Test and Calibration, Portable Survey Instruments”.
5. ANSI N13.49, “Performance and Documentation of Radiological Surveys”.
6. ANSI N13.59, “Characterization in Support of Decommissioning Using the Data Quality Objectives Process”.
7. Radiation Risk Assessment At CERCLA Sites: Q&A 1999/2014), U.S. EPA and its related documents.
8. Establishment of Cleanup Levels for CERCLA Sites with Radioactive Contamination (OSWER No. 9200.4-18, August 22, 1997), U.S. EPA
9. ANSI/HPS N13.12, Surface and Volume Radioactivity Standards for Clearance, 2013.
10. NUREG-1761, “Radiological Surveys for Controlling Release of Solid Materials”, U.S. NRC, 2004.
11. Eric W. Abelquist, Decommissioning Health Physics: A Handbook for MARSSIM Users, 2nd edition.
12. Humboldt Bay Power Plant, MARSAME Disposition of Materials and Equipment, Mar 2010.
13. NUREG-1757, vol. 2 Chapter 4, Facility Radiation Surveys and Appendix O, Lessons Learned and Questions and Answers to Clarify License Termination Guidance and Plans
14. NUREG-1700, rev. 1, Standard review plan for evaluating nuclear power reactor license termination plans
15. Multi-Agency Radiological Laboratory Analytical Protocols Manual (MARLAP), NUREG-1576, 2004.
16. Radiological Characterization of Shut Down Nuclear Reactors for Decommissioning Purposes, IAEA Technical Report Series No. 389, 1998.

17. Methodology and Technology of Decommissioning Nuclear Facilities, IAEA Technical Report Series No. 267, 1986.
18. Decommissioning Handbook, DOE/EM-0142P, 1994.
19. Radiological Characterisation for Decommissioning of Nuclear Installations, NEA/RWM/WPDD(2013)2, 2013.
20. 裴晉哲、白寶實、蔣安忠、趙得勝、劉鴻鳴，「核能電廠除役與室內乾貯安全審查技術之研究」有關除役部分之研究，行政院原子能委員會委託研究計劃研究報告，AEC10612052L，107 年 12 月。
21. IAEA Safety Guide No. RS-G-1.7, "Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance" 2004.

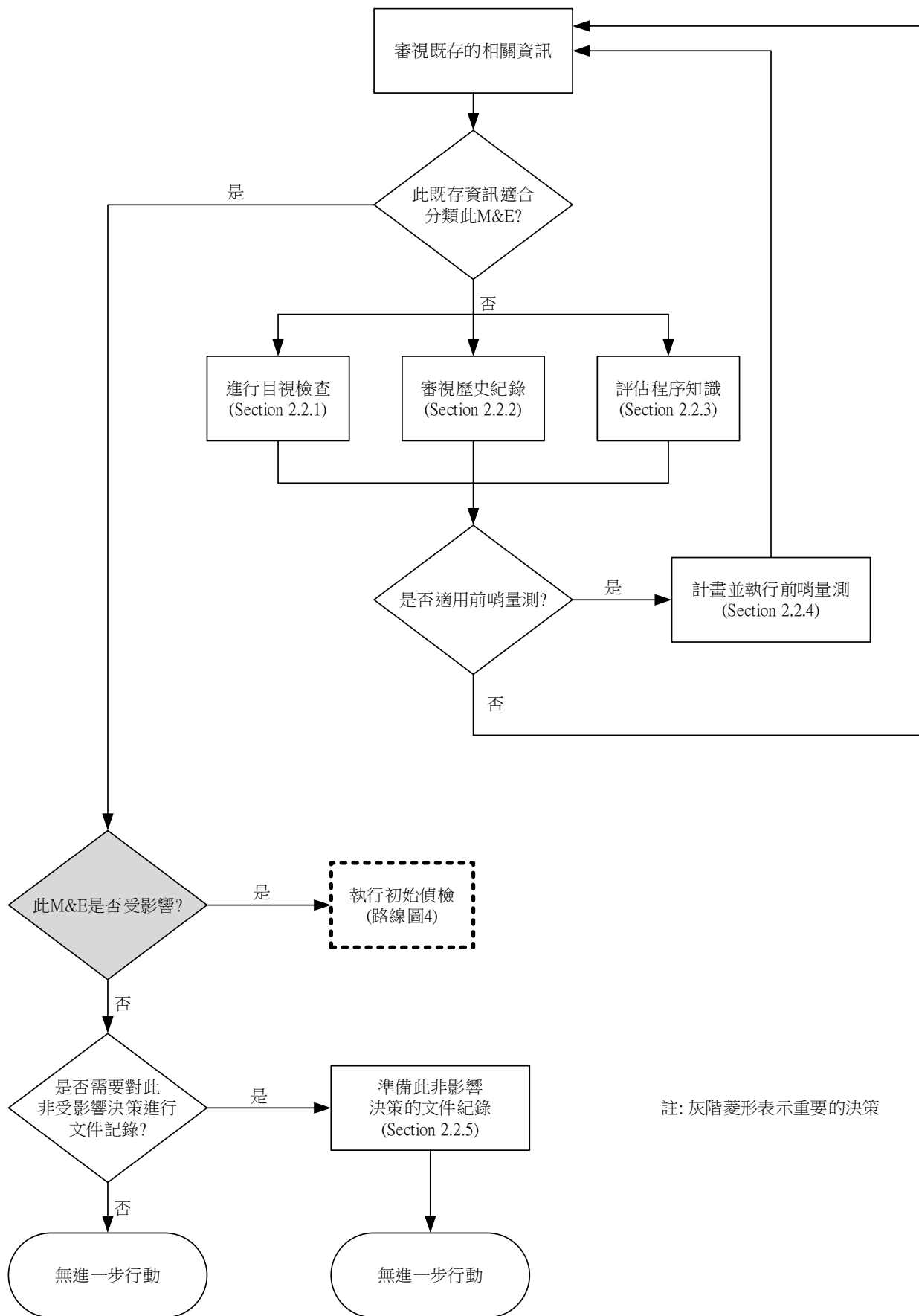
附件一 MARSAME 路線圖 1-15



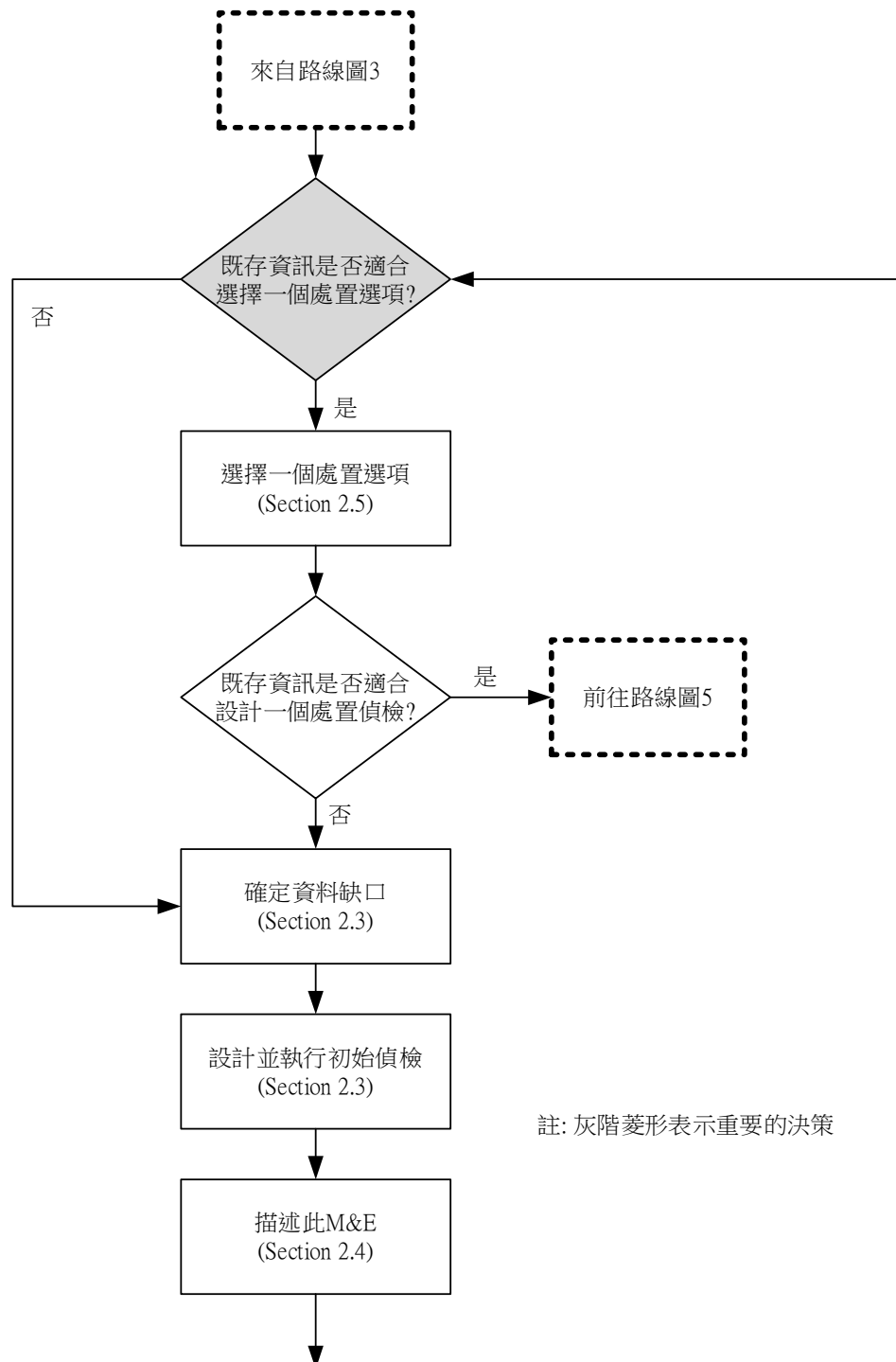
路線圖1、MARSAME程序概觀



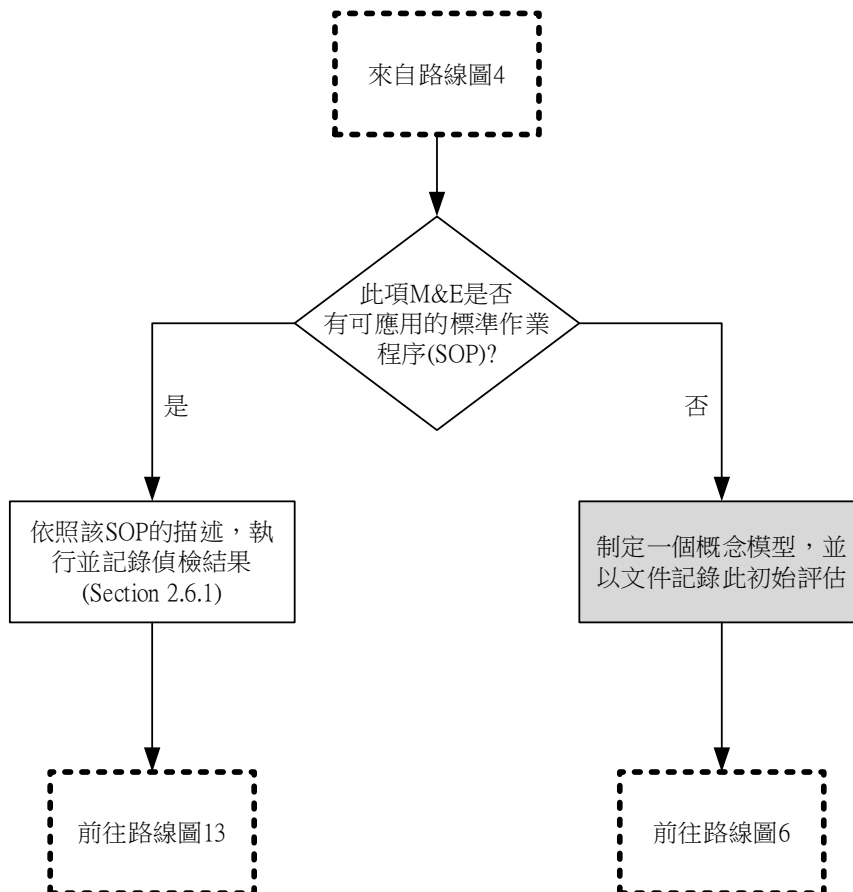
路線圖2、處置偵檢的資料生命週期



路線圖3、初始評估中的分類程序

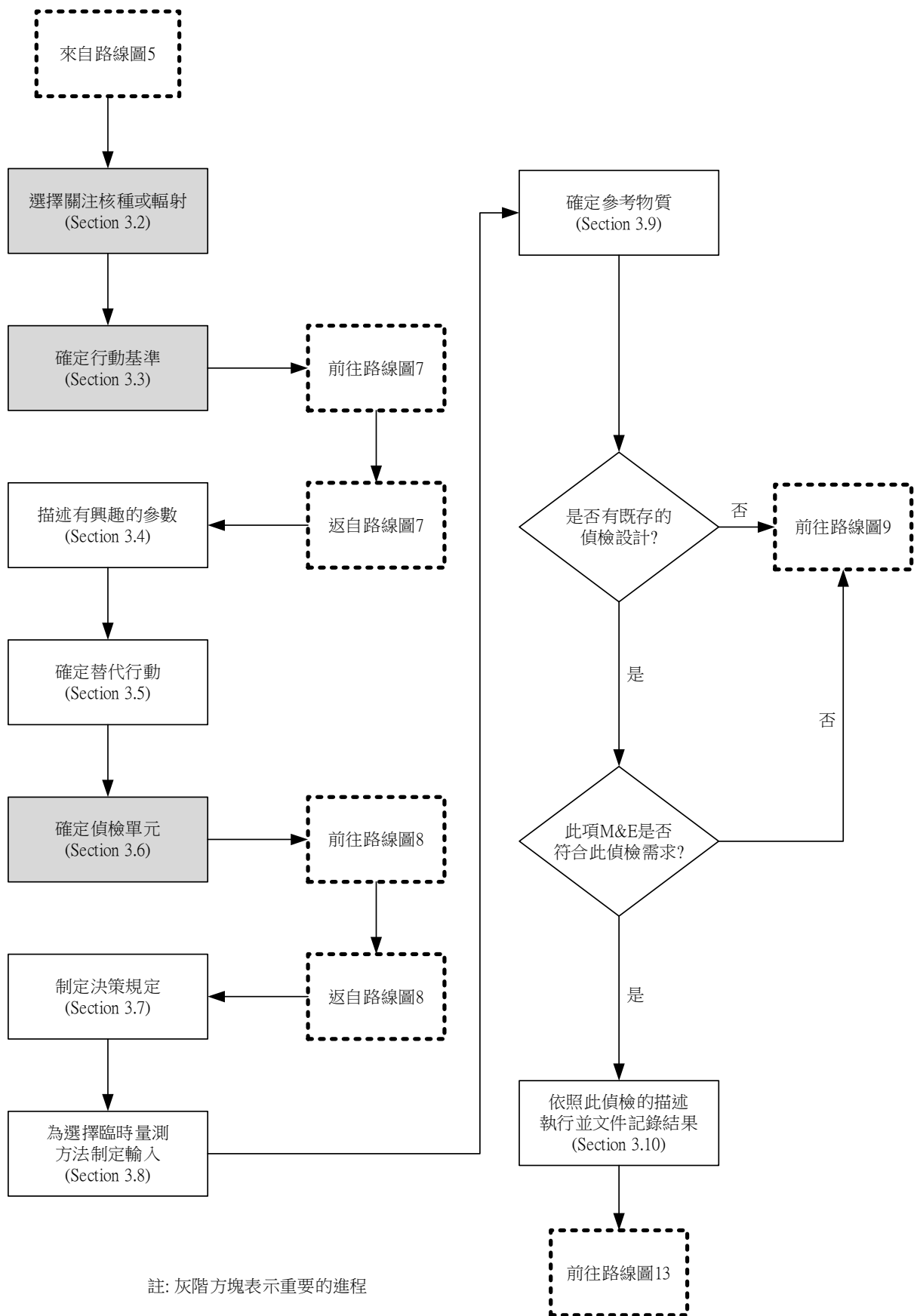


路線圖4、為偵檢設計進行資訊正確性評估

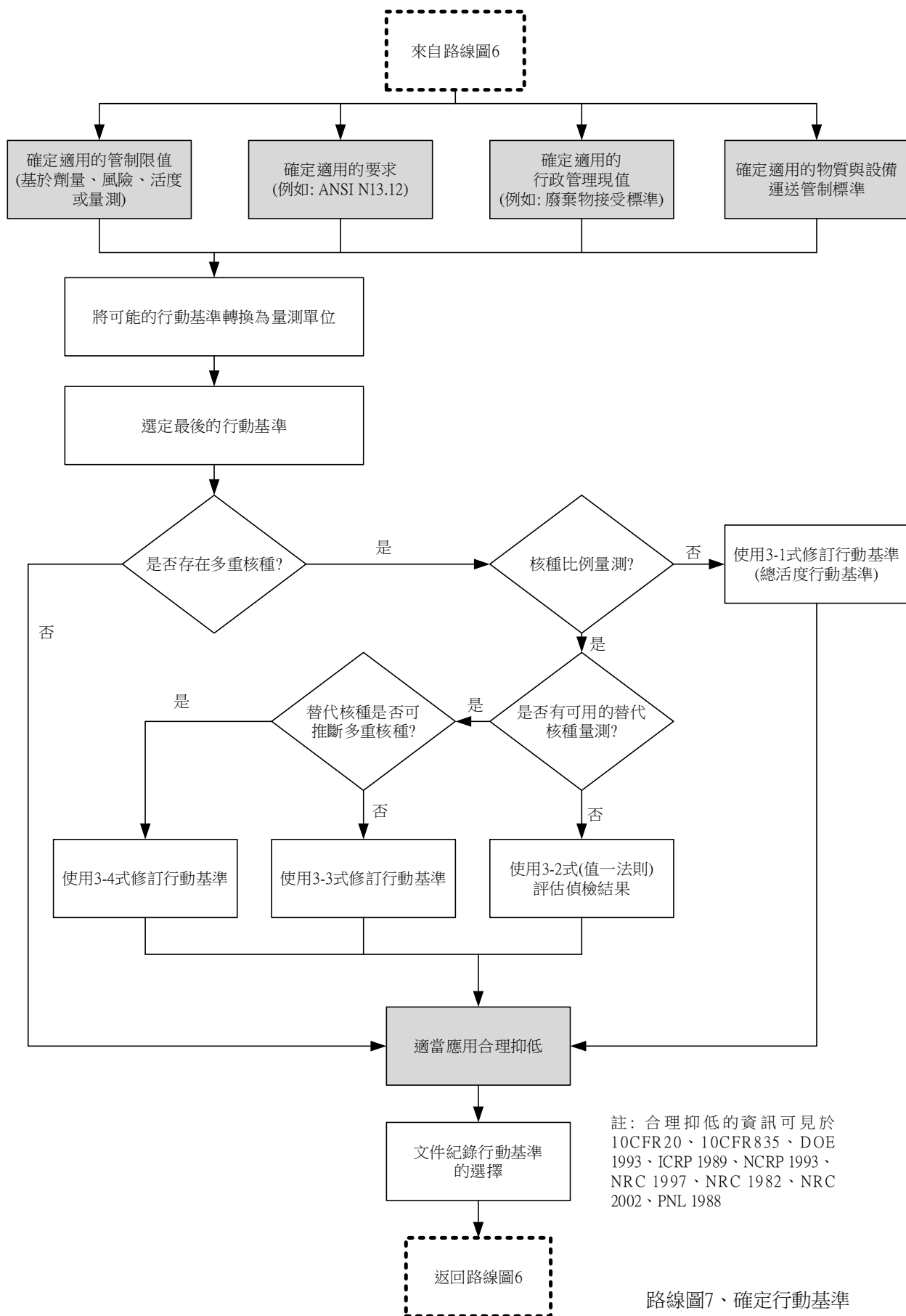


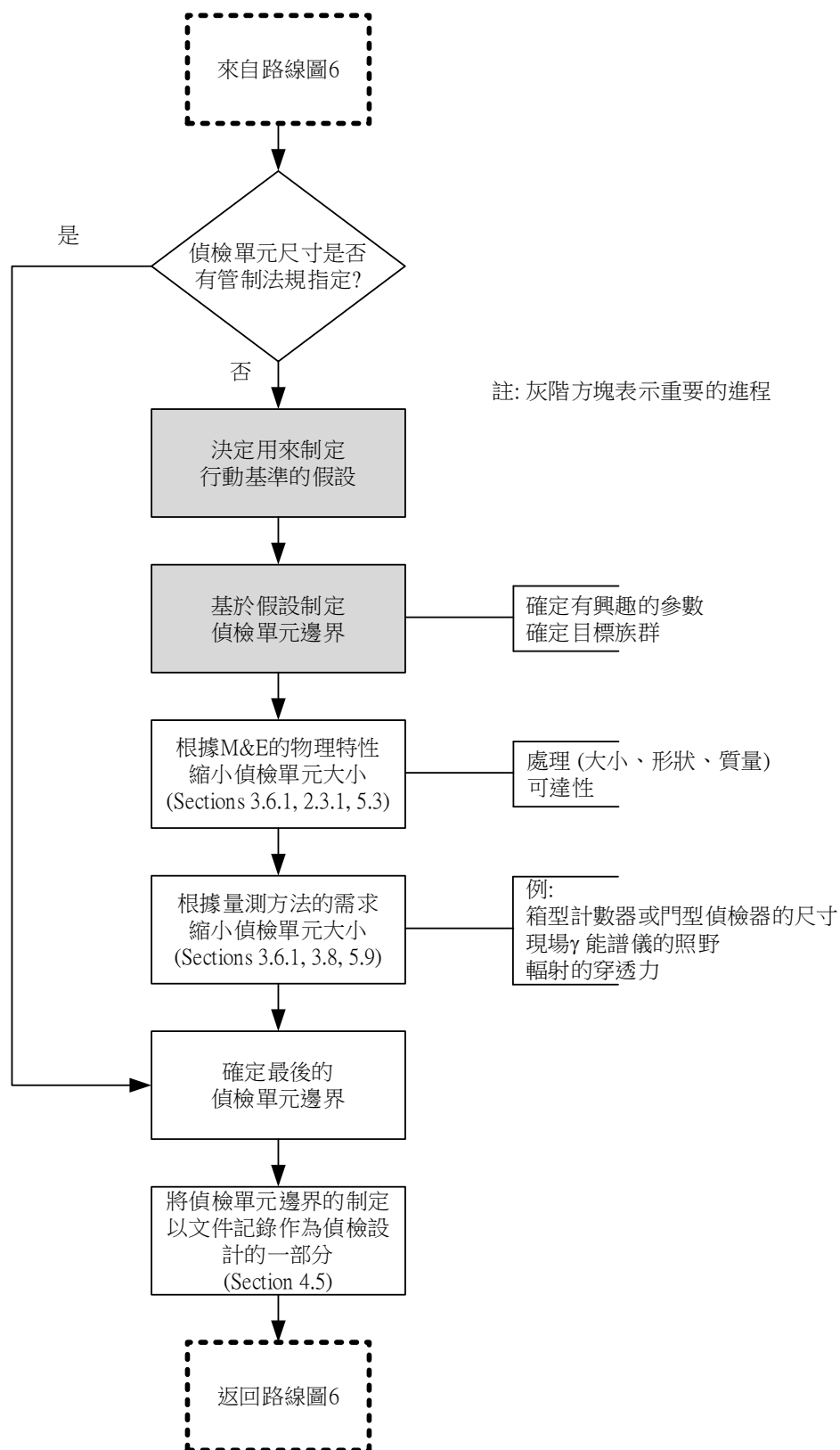
註: 灰階方塊表示重要的進程

路線圖5、評估既存標準作業程序的可用性

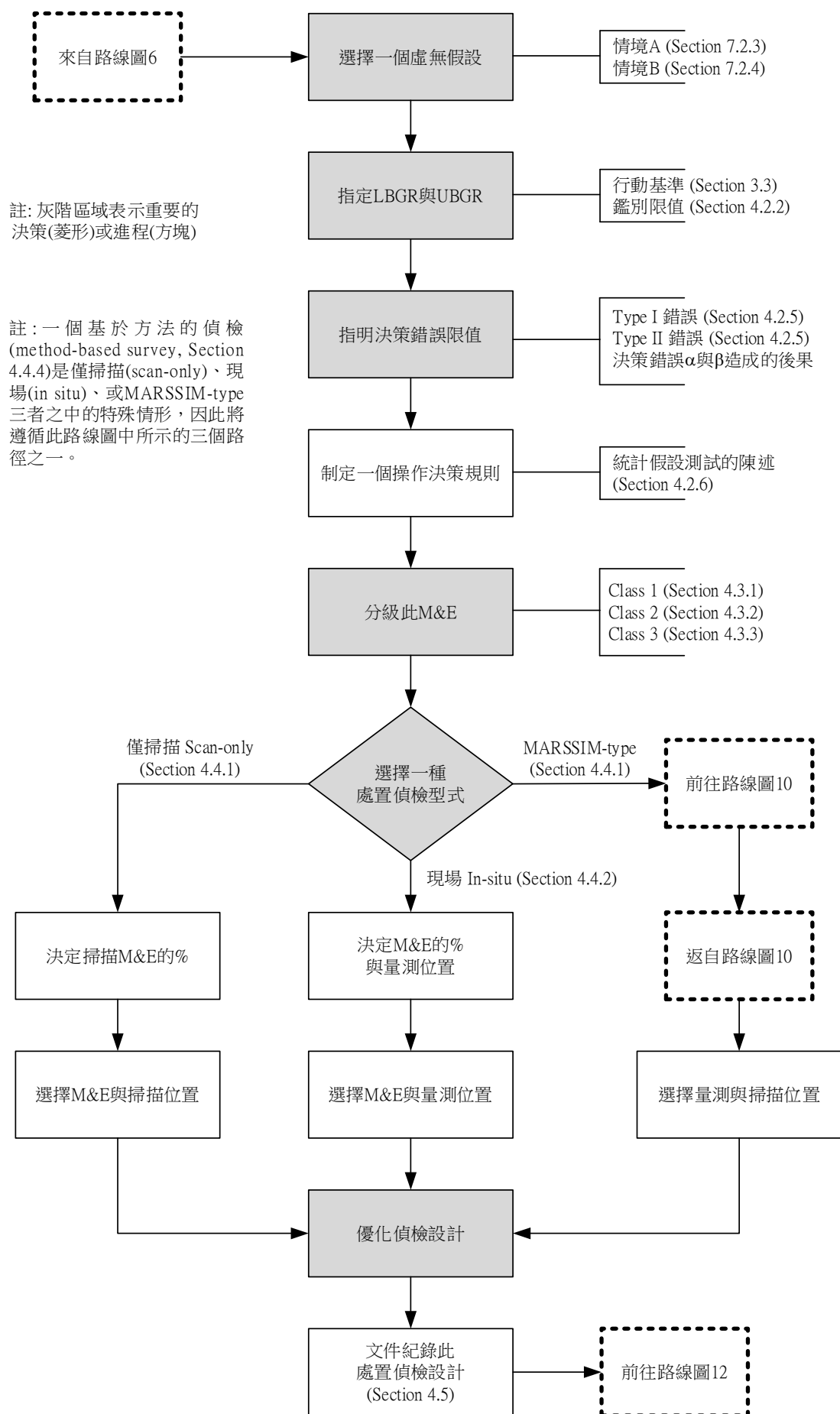


路線圖6、確定決策輸入

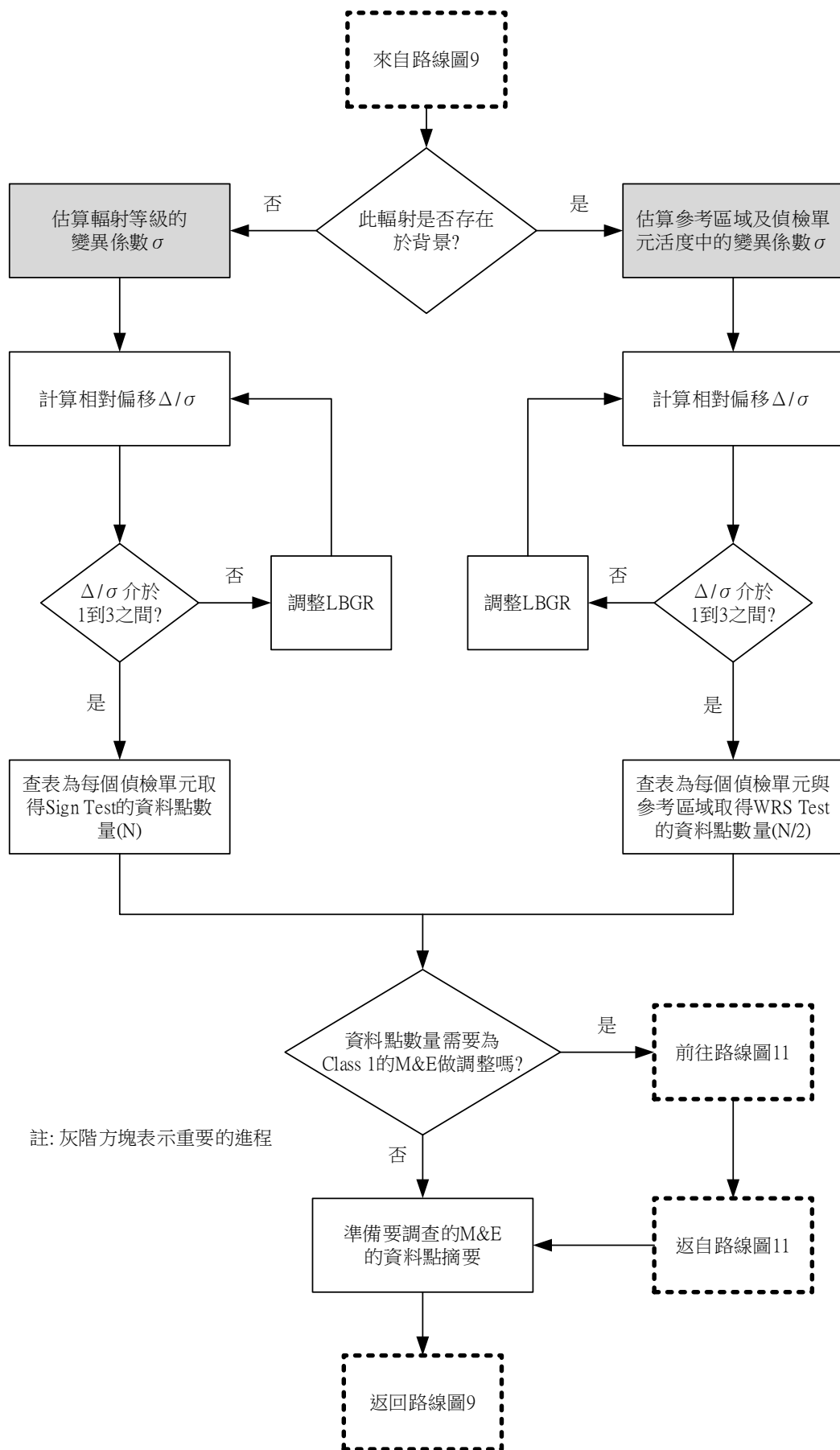




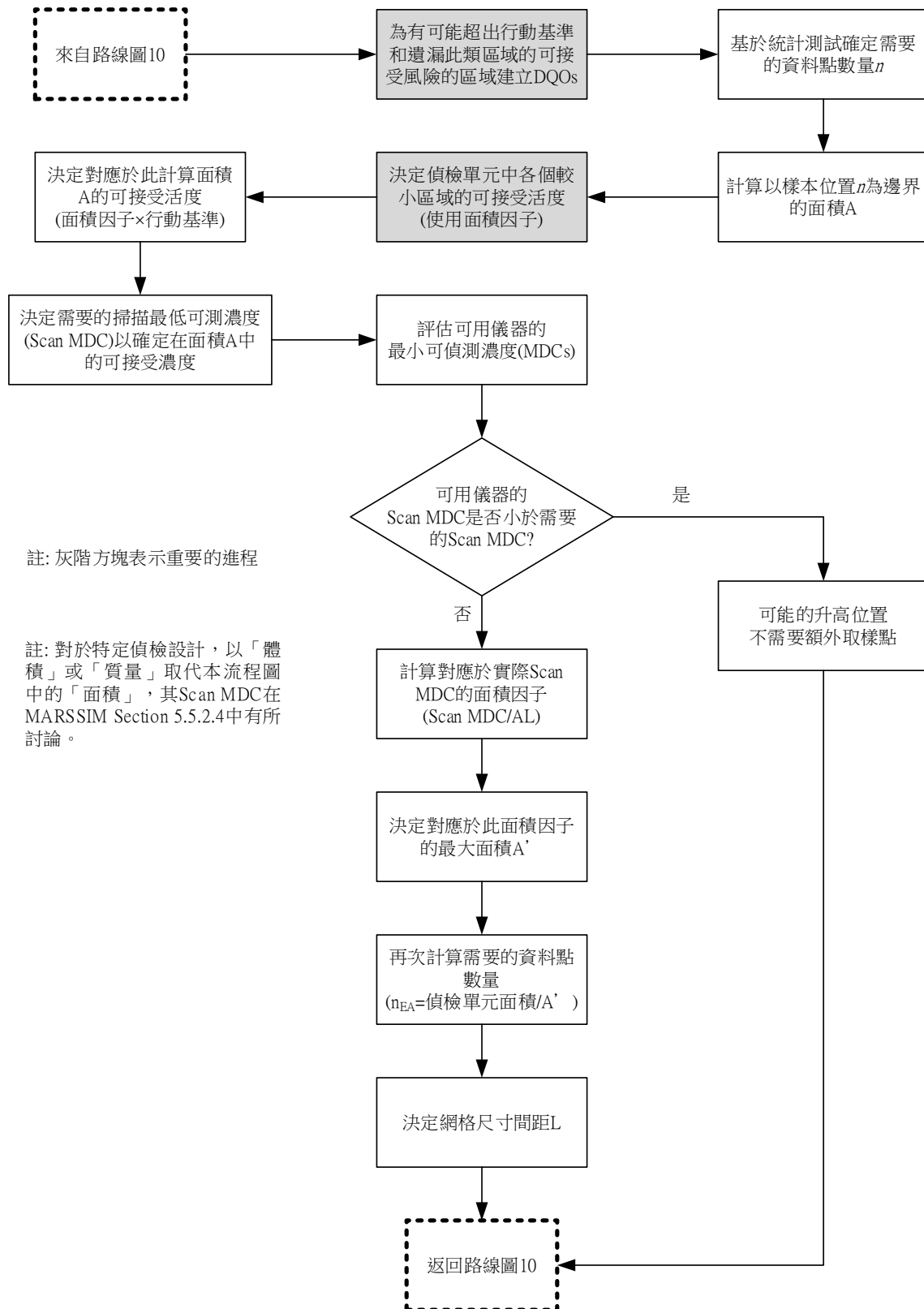
路線圖8、制定偵檢單元邊界(適用於Section 3.3中確認的每組行動基準的所有受影響M&E)



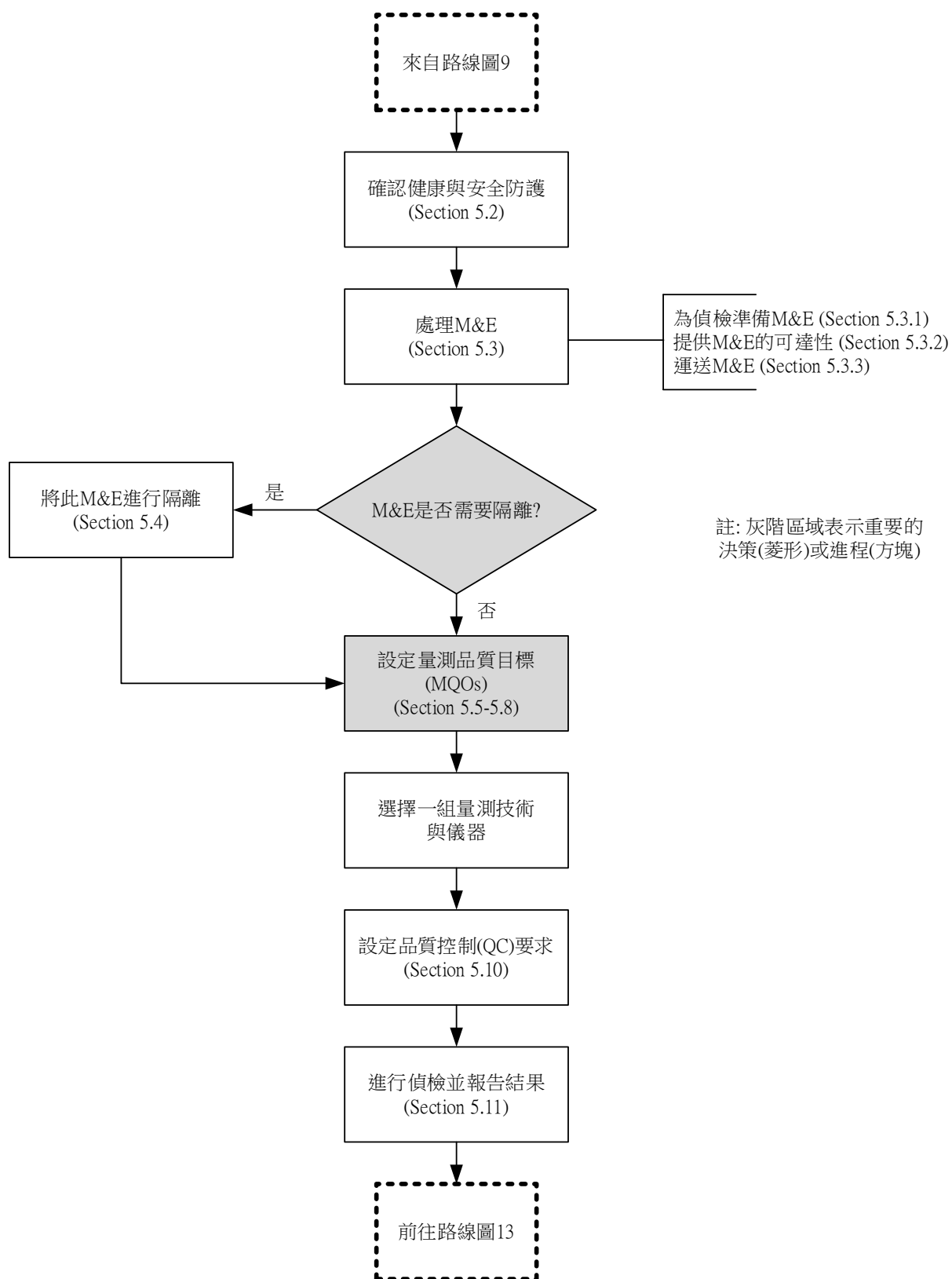
路線圖9、制定一個處置偵檢設計的流程圖



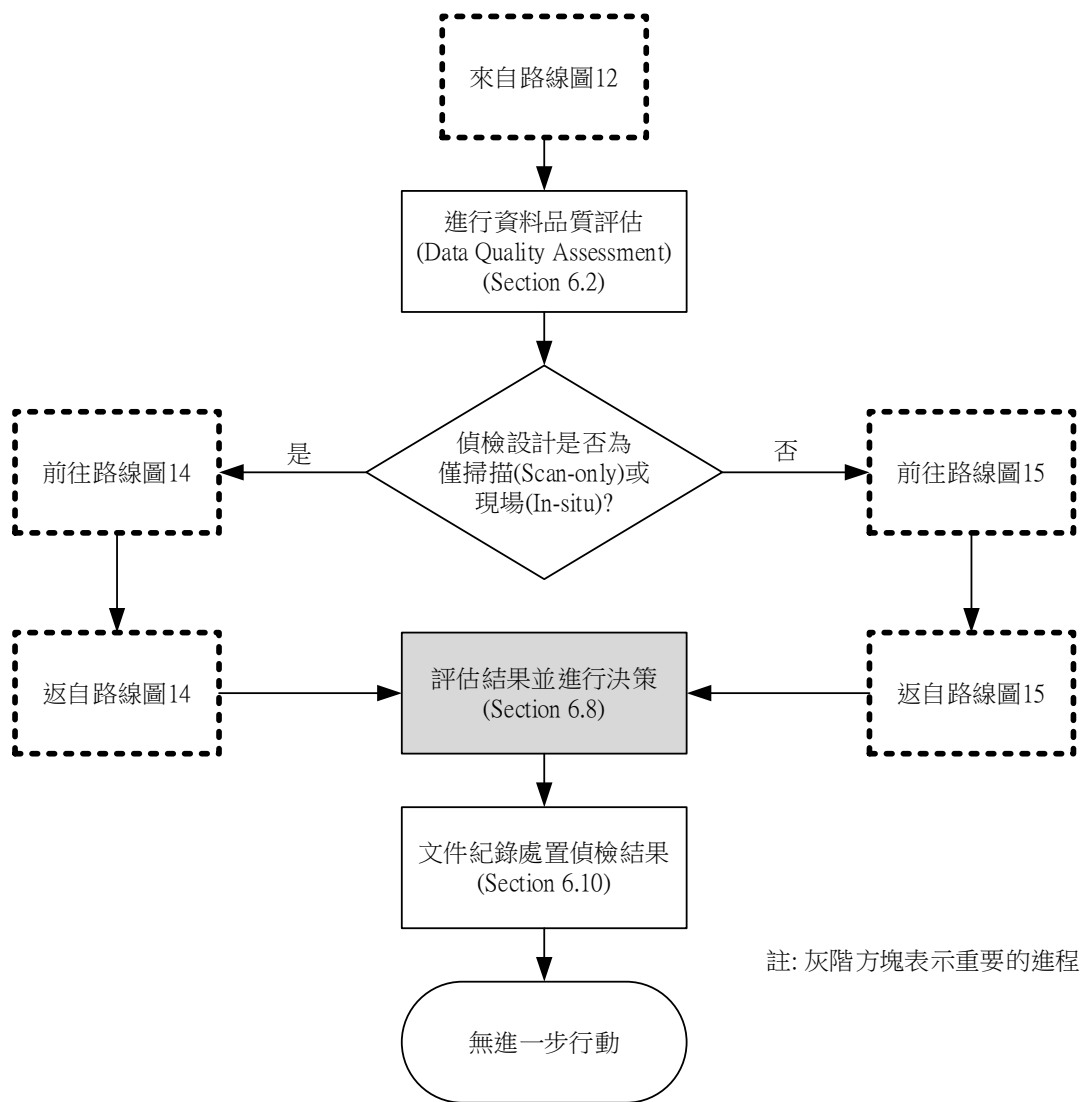
路線圖10、針對MARSSIM-type處置偵檢確定資料點數量的流程圖



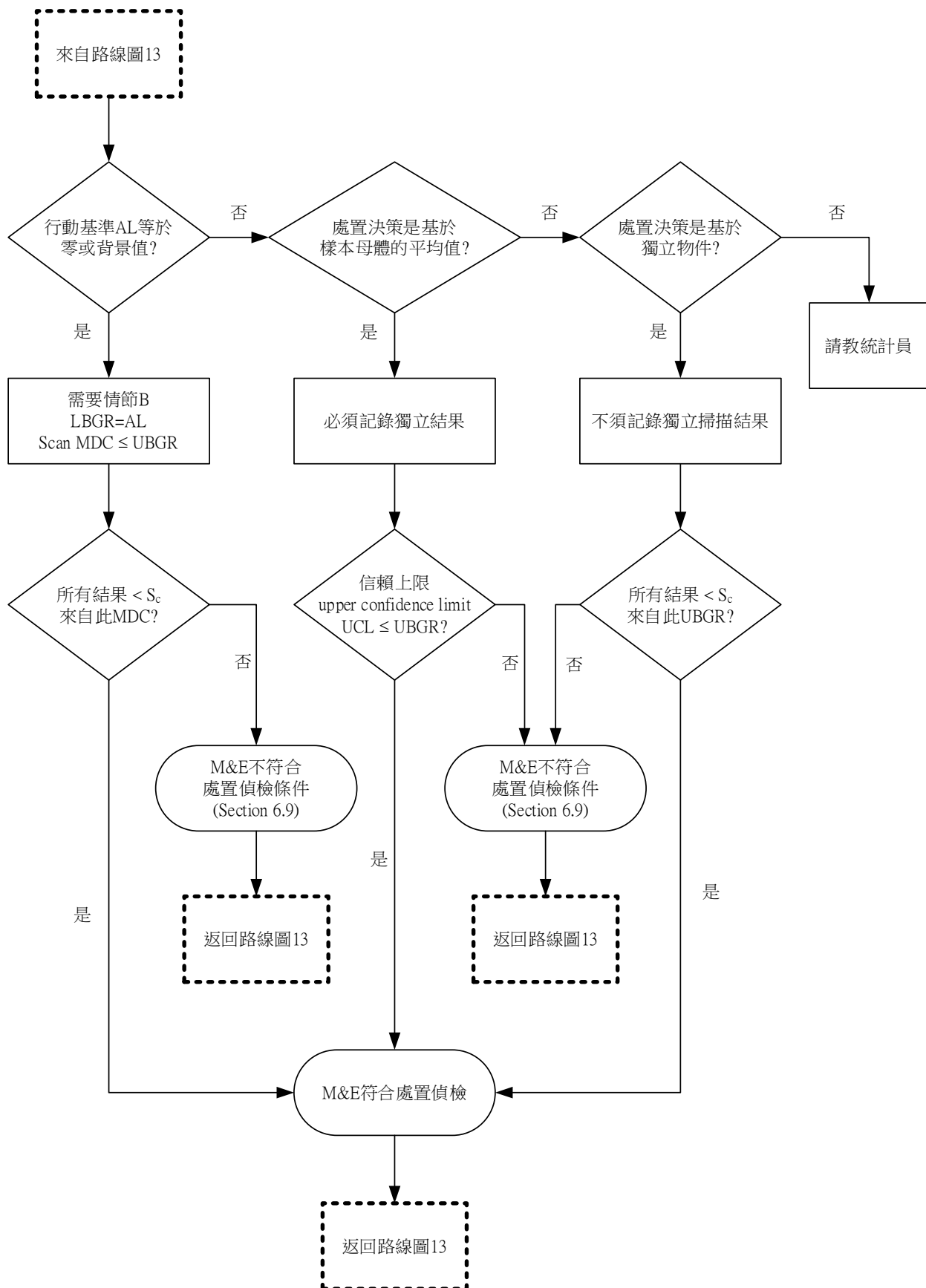
路線圖11、對MARSSIM-type處置偵檢確定評估Class 1偵檢單元中可能升高活度區域所需資料流程圖



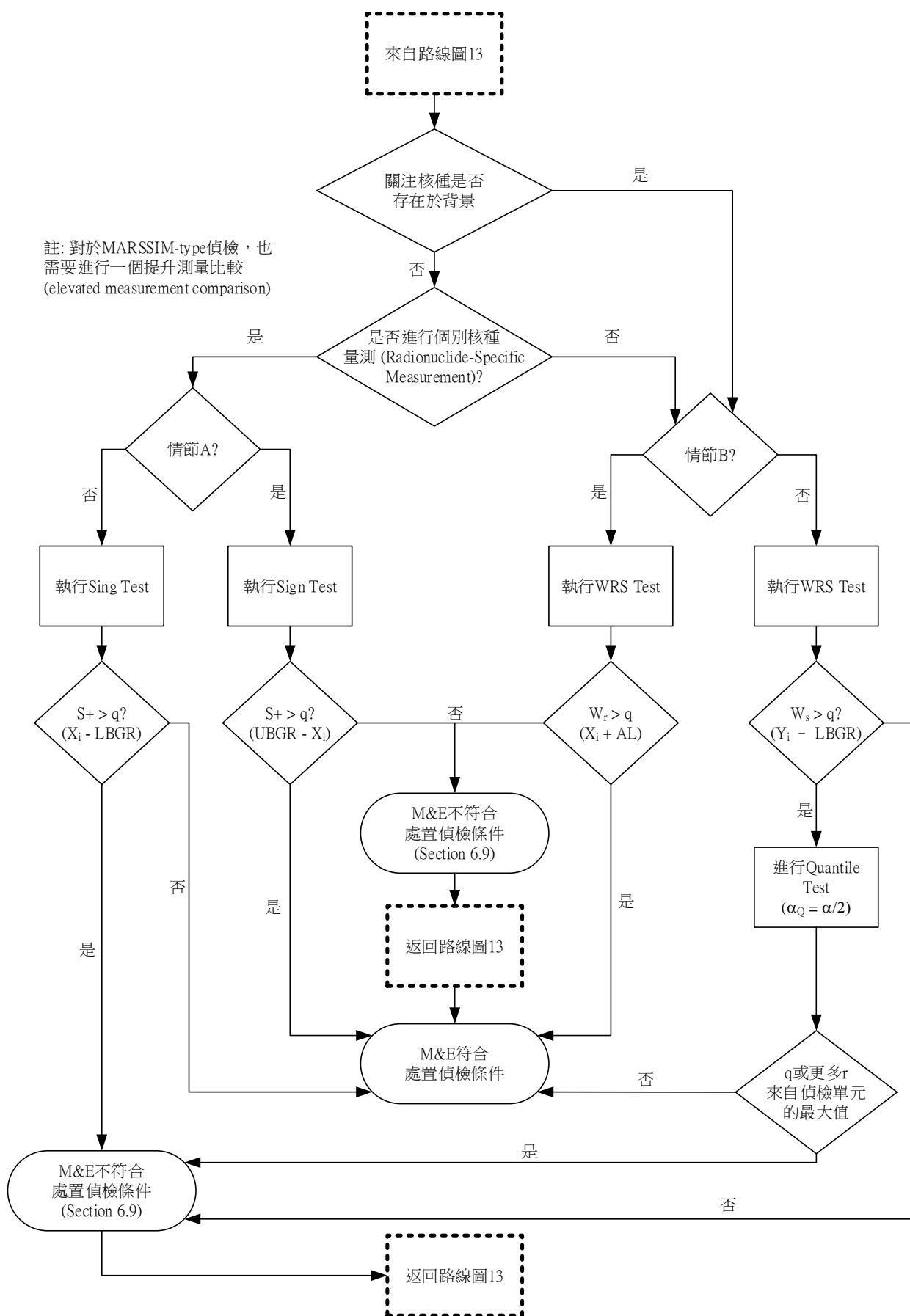
路線圖12、處置偵檢的執行



路線圖13、評估處置偵檢的結果



路線圖14、解讀僅掃描(Scan-only)與現場(In situ)偵檢的偵檢結果



路線圖15、解讀MARSSIM-type偵檢的偵檢結果

附件二 核子反應器設施除役物質與設備處置偵檢計畫導則

(草案)

第一章、綜合概述

一、緣由及目的

說明物質與設備處置偵檢計畫的目的、執行依據、引用的準則或程序，並簡要說明除役計畫書中有關物質與設備處置偵檢的相關事項。

二、適用範圍

說明物質與設備處置偵檢計畫的適用範圍。包括金屬、混凝土、工具、設備、管路、導管、家具、可分散的材料(如垃圾、瓦礫、樓板材料、污泥)、盛裝於容器中的液體、氣體、固體(如桶裝液體、氣體鋼瓶、箱裝土壤等)，以及其他除役相關之物質與設備。

三、專有名詞

使用政府主管機關所頒訂之專有名詞，若非常用或自行編譯之專有名詞，需明確定義並加註原文，以利對照。

四、引用之法規及準則

(一)撰寫計畫時所採用之各種資料，其調查、分析、推估之方法，凡於現行國內法規中有規定者，須從其規定。

(二)詳列撰寫計畫時所引用的國內外法規、準則及技術規範，並註明其名稱、公(發)布單位、日期及版次。

第二章、物質與設備處置偵檢的規劃

一、團隊組織與職責分工。

說明物質與設備處置偵檢團隊組織與職責分工 (以組織圖方式呈現並附帶內容說明)。應敘明與輻射防護相關的事項，進行物質與設備處置偵檢作業

時應有合格輻射防護人員在場，偵檢技術人員應具備基本輻射防護知識，熟知作業場所之相關安全規定，足以擔任為物質與設備處置而進行的輻射偵檢作業；輻射防護單位主管必須對物質與設備的處置相關的紀錄負有監督與維護的責任。

二、物質與設備的種類、特性與處置偵檢所要解決的問題。

搜尋相關參考文獻和進行中/過去的研究資料，簡要描述物質與設備處置偵檢所要解決的問題(初估物質與設備的種類及其輻射特性、分類/分級依據及方式、可能的偵檢及處置方式、替代行動、決策依據或聲明等等)。

三、物質與設備處置偵檢的規劃與可利用資源

說明物質與設備處置偵檢的規劃、可利用資源及人員及偵檢/取樣的時程安排。

第三章、物質與設備處置偵檢的工作項目

一、初始評估(initial assessment)

審視相關的操作與維護紀錄、之前的調查結果、輻射事件報告等文件，進行初始評估(initial assessment, IA)。必要時進行額外的量測以提供更完整的資訊。

二、分類(Category)

說明基於初始評估所提供的資訊，將物質與設備區分為「未受影響(non-impacted)」及「受影響(impacted)」

1. 未受影響(non-impacted): 物質與設備的輻射值無合理的可能性含有放射性核種活度或放射性高於背景值。

2. 受影響(impacted)：物質與設備的輻射值有合理的可能性含有放射性核種活度或放射性高於背景值，或沒有足夠的資訊將之分類的物質與設備。

應妥適定義背景值，並承諾必要時提供主管機關客觀資料(例如：抽樣量測結果)，作為分類為未受影響的檢證依據。

三、分級(Classification)

說明基於 IA 所提供的資訊，將受影響的物質與設備分級為 class 1, 2 或 3。

1. Class 1：受影響的物質與設備，現在或曾經有下列情形：(1) 已知其放射性核種活度大於行動基準(action level)或其可能性高；(2) 含有小區域面積升高核種活度或放射性的可能性高；(3)沒有足夠證據支持其重新分類為 Class 2 或 Class 3。
2. Class 2：受影響的物質與設備，現在或曾經有下列情形：(1) 其放射性核種活度大於行動基準的可能性低；(2)小區域面積升高核種活度或放射性的可能性低或無。
3. Class 3：受影響的物質與設備，現在或曾經有下列情形：(1) 其放射性核種活度大於背景值的可能性低或無；(2) 沒有足夠證據支持其為未受影響。

註：行動基準的制定可參照 MARSAME(路線圖 7)，相關規範可參考「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」、「放射性物質安全運送規則」及其豁免管制量、「游離輻射防護法」之輻射源豁免管制量、美國核管會 Reg Guide 1.86/8.23、ANSI/HPS N13.12 等管制規範，或放射性廢棄物處置場所之接收標準等。

四、資料品質目標(Data Quality Objectives)

簡略說明資料品質目標(Data Quality Objectives, DQOs)的目的與執行步驟(例如：問題陳述、指定決策、指定決策條件、定義邊界、決策規則、決策錯誤、優化偵檢設計等項目)，用於物質與設備處置偵檢的輻射調查。

五、量測品質目標(Measurement Quality Objectives)

說明如何建立偵檢設計的量測品質目標(Measurement Quality Objectives, MQOs)，以確保量測的正確性(MQOs 的目的及方法)。應注意以標準差表示量測不準度、以最小可偵測濃度表示該量測方法的偵測能力、針對的活度範圍與核種種類、量測技術的穩定性等等。

六、初始偵檢(Preliminary Surveys)

說明在執行物質與設備處置偵檢前，可進行初始偵檢以填補資料空缺(Data gaps)。根據 IA 資訊可以決定是否需要執行初始偵檢，若資料正確充足(無資料空缺)，則不需要執行之。

七、處置偵檢(Disposition Surveys)

(一) 說明建立處置偵檢設計所包含的偵檢方式(如掃描、靜態、或其他)及可能的處置決策(如 MARSAME 中的 9 種外釋(release)或 4 種封鎖(interdiction))。

(二) 說明對於不同物質與設備的處置偵檢程序，建立處置偵檢程序書。程序書內容應包含：目的、背景、初始評估、分類、分級、特徵描述(物理與輻射)、初始偵檢、處置選項、偵檢設計、偵檢執行、偵檢結果、處置決策等項目。處置偵檢程序流程圖與程序書空白樣本置於附件)

1. 物理特徵的描述應包含尺寸、複雜性、可達性、固有價值等資訊，輻射特徵的描述應包含核種、活度、輻射分佈情形、輻射位置等資訊。

2. 偵檢設計建議參照 MARSSIM/MARSAME 程序(包含虛無假設、決策錯誤率、決策規則、替代行動、關注核種、行動基準、偵檢/量測技術相關說明及 MQOs 過程、偵檢邊界、品保要求、偵檢單元、偵檢設計及優化偵檢等步驟)

(三) 說明處置偵檢的執行過程應在輻射防護人員監管下執行，並進行詳細記錄。

(註：建議參考美國 Humboldt Bay 電廠的物質與設備處置偵檢程序書及偵檢範例。)

八、評估與結果(Evaluation and Results)

說明資料品質評估(Data Quality Assessment, DQA)，各項目(資料品質目標、品保/品管項目、量測品質目標、樣品數量的適當性)均須經過確認，評估結論係依據偵檢資料之審視、相關統計數值之計算，並比較偵檢結果與行動基準等資訊。

九、處置決策(Disposition Decision)

說明處置決策的選項或替代行動係基於八的結論。

十、文件保存(Documentation)

說明所有文件紀錄(包含 IA、初始偵檢、處置偵檢、處置決策等)都要被歸檔保存。文件紀錄的保存年限應報請主管機關同意。

第四章、結論

- 一、總結說明將如何藉由 MARSAME 程序，以初始評估的資訊將物質與設備進行分類，以級數法的方式評估偵檢方式及偵檢資源的投入，並使用統計方

法來檢定相關的計算與評估結果，做出物質與設備處置偵檢的最佳化決策。

二、說明並承諾物質與設備在本計畫的規範下，可以受到妥善的處置，符合輻射防護安全的要求。

參考文獻

引用法規、準則及技術規範以外之其他參考文獻，依內容性質歸類整理並詳列文獻出處。

應附文件

1. 初始偵檢檢查清單。
2. 物質與設備處置偵檢流程圖。
3. 偵檢程序書空白範例。

附件三 核子反應器設施除役物質與設備處置偵檢計畫審查導則

(草案)

第一章、綜合概述

一、審查範圍

審查人員參考核子反應器物質與設備處置偵檢計畫導則(以下簡稱：物質與設備處置偵檢計畫導則)，審查本章的範圍包括：一、緣由及目的；二、適用範圍；三、專有名詞；四、引用之法規及準則。

二、程序審查

審查人員應查申請者提出之「核子反應器設施物質與設備處置偵檢計畫」(以下簡稱本計畫)本章內容是否符合上述審查範圍所規定之要求內容，並決定所提供資料的詳細程度是否能足以讓審查人員進行審查。審查人員應確認本章之內容至少須包含以下資訊：

- (一) 申請者提出本計畫的目的、執行依據、引用的準則或程序，以及簡要說明除役計畫書中有關物質與設備處置偵檢的相關事項。
- (二) 本計畫廠址內物質與設備處置偵檢計畫的適用範圍。
- (三) 本計畫中所引用的專有名詞定義。
- (四) 本計畫中所引用的法規及準則。

三、審查要點與接受基準

本計畫中本章的內容應符合以下要求，方能被審查同意：

(一) 緣由及目的

申請者必須詳實說明執行本計畫之輻射特性調查偵檢的目的、執行依據(計畫背景說明或執行依據，例如法規或主管機關要求、申請者的承諾事項等)、引用的準則或程序，並綜整及概要敘述除役計畫書中有關物質與設備處置偵檢的相關事項。

(二) 適用範圍

本計畫的適用範圍必須涵蓋廠址內除役過程中產生之各種物質與設備，包括金屬、混凝土、工具、設備、管路、導管、家具、可分散的材料(如垃圾、瓦礫、樓板材料、污泥)、盛裝於容器中的液體、氣體、固體(如桶裝液體、氣體鋼瓶、箱裝土壤等)，以及其他除役相關之物質與設備。

(三) 專有名詞

本計畫中所有使用的專有名詞必須在本章節中有所定義，專有名詞的定義可使用政府機關所頒訂之專有名詞或自行編譯，後者之專有名詞，須明確定義並加註原文出處。對於專有名詞的翻譯與定義應符合國內各專業領域的共通用法。若使用專有名詞的英文縮寫，亦必須在本章節中有所定義並加註英文全文。

(四) 引用之法規及準則

1. 申請者必須詳實說明撰寫計畫時所採用之各種資料，其調查、分析、推估(偵檢量測)之方法，凡於現行法規中有規定者，需從其規定。必要時應配合對應各章節進行審查，以確保論述的一致性。
2. 本計畫須優先引用國內之法規、準則及技術規範，若現行國內未有規定者，得引用國外法規、準則及技術指引；引用的國內外法規、準則及技術規範，應註明其名稱、公(發)布單位、日期及版次。對於引用之法規及準則應審查確認其為適當版次。

四、審查發現

審查人員應審查本計畫之緣由及目的、適用範圍與引用之法規及準則，確認與現行規範及物質與設備處置偵檢計畫導則的要求相符。

五、相關法規與技術規範

- (一) 核子反應器設施管制法。
- (二) 核子反應器設施管制法施行細則。
- (三) 核子反應器設施除役計畫導則。
- (四) 核子反應器設施除役計畫審查導則。
- (五) 核子反應器設施除役物質與設備偵檢計畫導則。
- (六) 游離輻射防護法。

第二章、物質與設備處置偵檢的規劃

一、審查範圍

審查人員參考輻射特性調查計畫導則，審查本章的範圍包括：一、團隊組織與職責分工；二、物質與設備的種類、特性與處置偵檢所要解決的問題；三、物質與設備處置偵檢的分階段規畫與可利用資源。

二、程序審查

審查人員應查核本計畫內容是否符合上述審查範圍所規定之要求內容，並決定資料的詳細程度是否能足以讓審查人員進行審查。審查人員應確認本章之內容至少須包含以下資訊：

- (一) 物質與設備處置偵檢團隊的組織與職責分工，包含輻射防護組織及成員、偵檢人員、以及相關業務主管的職責分工，以組織圖呈現並附帶內容說明。
- (二) 搜尋相關參考文獻和進行中/過去的研究資料，簡要描述物質與設備處置偵檢所要解決的問題(初估物質與設備的種類及其輻射特性、分類/分

級依據及方式、可能的偵檢與處置方式、替代行動、決策依據或聲明等等)

(三) 概要說明物質與設備處置偵檢的規劃、可利用資源及人員及偵檢/取樣時程。整體的規劃應配合除役計畫的規劃時程；可利用資源係指與物質與設備處置偵檢相關的設施、設備、土地/廠房或外部協力單位等等。

三、審查要點與接受基準

本計畫中本章的內容應符合以下要求，方能被審查同意：

(一) 物質與設備處置偵檢團隊的組織與職責分工

1. 是否提供物質與設備處置偵檢團隊組織架構與相關職責分工之說明。
2. 組織架構是否包含輻射防護組織及成員、偵檢人員、相關業務主管。
3. 是否提供組織圖。
4. 是否敘明與輻射防護相關的事項，進行物質與設備處置偵檢作業時應有合格輻射防護人員在場，偵檢技術人員應具備基本輻射防護知識，熟知作業場所之相關安全規定，足以擔任為物質與設備處置而進行的輻射偵檢作業；輻射防護單位主管必須對物質與設備的處置相關的紀錄負有監督與維護的責任。

(二) 物質與設備的種類、特性與處置偵檢所要解決的問題。

1. 申請者應闡述現階段物質與設備處置偵檢所要解決之主要問題(主要為決定物質與設備的處置方式)。
2. 是否提供物質與設備的初估類型、分類/分級的原則/方式及可能的偵檢方式及決策處置。

3. 是否說明解決方案的替代行動。

(三) 物質與設備處置偵檢的規劃與可利用資源

1. 物質與設備處置偵檢的規劃是否配合除役計畫書中所規劃的時程。
2. 是否說明與物質與設備處置偵檢相關的可利用資源及人力(相關設施、設備、土地/廠房或外部協力單位等等)
3. 是否對偵檢/取樣的時程進行初步規劃。

四、審查發現

審查人員應確認申請者已彙整並詳細說明物質與設備處置偵檢的相關規劃，應著重處置偵檢的安全性及可行性，配合除役拆除作業之進度規劃，確保偵檢人員之輻射安全及物質與設備之清潔外釋。

五、相關法規與技術規範

(一) 核子反應器設施管制法。

(二) 核子反應器設施管制法施行細則。

(三) 核子反應器設施除役計畫導則。

(四) 核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則。

(五) Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, NUREG-1575 Rev. 1, 2000.

(六) Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Material and Equipment, NUREG-1575, Supplement 1, 2009.

(七) Radiological Surveys for Controlling Release of Solid Materials, NUREG 1761, 2002.

第三章、物質與設備處置偵檢的工作項目

一、審查範圍

審查人員參考輻射特性調查計畫導則，審查本章的範圍包括：一、初始評估；二、分類；三、分級；四、資料品質目標；五、量測品質目標；六、初始偵檢；七、處置偵檢；八、評估與結果；九、處置決策；十、文件保存。

二、程序審查

審查人員應查核本計畫內容是否符合上述審查範圍所規定之要求內容，並決定資料的詳細程度是否能足以讓審查人員進行審查。審查人員應確認本章之內容至少須包含以下資訊：

- (一) 說明物質與設備處置偵檢的工作項目，包含：一、初始評估；二、分類；三、分級；四、資料品質目標；五、量測品質目標；六、初始偵檢；七、處置偵檢；八、評估與結果；九、處置決策；十、文件保存。
- (二) 每一工作項目應說明其具體內容及執行方式。
- (三) 於附件中提供處置偵檢程序流程圖及程序書空白樣本。

三、審查要點與接受基準

本計畫內本章的內容應符合以下要求，方能被審查同意：

- (一) 初始評估：說明初始評估的執行內容與工作項目(審視相關的操作與維護紀錄、之前的調查結果、輻射事件報告等文件，進行初始評估。必要時進行額外的量測以提供更完整的資訊。)
- (二) 分類：
 - 1. 是否說明分類(未受影響或受影響)的條件或依據。

2. 關於背景值的定義是否合理。
3. 是否承諾必要時提供相關資料以檢證未受影響之分類。

(三) 分級：

1. 是否提供分級(class 1,2,3)的定義與分級依據。
2. 對於行動基準的選擇應有相關說明。

註：行動基準的制定可參照 MARSAME(路線圖 7)，相關規範可參考「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」、「放射性物質安全運送規則」及其豁免管制量、「游離輻射防護法」之輻射源豁免管制量、美國核管會 Reg Guide 1.86/8.23、ANSI/HPS N13.12 等管制規範，或放射性廢棄物處置場所之接收標準等。

(四) 資料品質目標：是否說明資料品質目標的目的與執行步驟。

(五) 量測品質目標：是否說明量測品質目標的目的及方法。

(六) 初始偵檢：是否說明初始偵檢的目的與執行條件。

(七) 處置偵檢：

1. 是否說明處置偵檢包含的偵檢方式及可能的處置決策。
2. 是否說明物質與設備處置偵檢的程序並提供程序書流程圖及程序書空白樣本。
3. 處置偵檢的流程是否包含目的、背景、初始評估、分類/分級、特徵描述、初始偵檢、處置選項、偵檢設計、偵檢執行、偵檢結果、處置決策等項目。
4. 物理與輻射特徵描述是否有足夠的資訊欄位。
5. 是否依照科學化的資料品質目標及量測品質目標進行偵檢設計。

6. 是否說明處置偵檢的執行過程應確保人員的輻射防護安全。

(八) 評估與結果：是否說明資料品質評估(Data Quality Assessment, DQA)，各項目(資料品質目標、品保/品管項目、量測品質目標、樣品數量的適當性)均須經過確認，評估結論係依據偵檢資料之審視、相關統計數值之計算，並比較偵檢結果與行動基準等資訊，以此結論檢證處置決策的選定，並將程序中的所有內容進行歸檔保存，文件紀錄的保存年限應報請主管機關同意。

四、審查發現

審查人員應確認申請者提送之物質與設備處置偵檢計畫的執行程序及其品保方案是否能對物質與設備進行有效的處置偵檢，取得符合計畫所需品質的輻射資訊，據以進行物質與設備的處置決策，且須確保執行過程中人員的輻射安全。

五、相關法規與技術規範

(一) 核子反應器設施管制法。

(二) 核子反應器設施管制法施行細則。

(三) 核子反應器設施除役計畫導則。

(四) 核子反應器設施除役物質與設備處置偵檢計畫導則。

(五) Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, NUREG-1575 Rev. 1, 2000.

(六) Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Material and Equipment, NUREG-1575, Supplement 1, 2009.

(七) Radiological Surveys for Controlling Release of Solid Materials, NUREG 1761, 2002.

- (八) Termination of Operating Licenses for Nuclear Reactors, U.S. NRC Regulatory Guide 1.86, 1974.
- (九) Radiation Safety Surveys at Medical Institution, U.S. NRC Regulatory Guide 1.86, 1981.
- (十) Surface and Volume Radioactivity Standards for Clearance, ANSI/HPS N13.12, 2013.
- (十一) 一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法。
- (十二) 放射性物質安全運送規則及其豁免管制量。
- (十三) 游離輻射防護法及其輻射源豁免管制量。

第四章、結論

一、審查範圍

審查人員參考核子反應器設施物質與設備處置偵檢計畫導則，審查申請者針對物質與設備處置偵檢計畫各章節內容所提出的綜整結語，是否符合物質與設備處置偵檢計畫導則對本章節的要求。

二、程序審查

審查人員應查核本計畫內容是否符合上述審查範圍所規定之要求內容，並決定資料的詳細程度是否能足以讓審查人員進行審查。審查人員應確認本章之內容至少須包含以下資訊：

- (一) 說明本計畫對物質與設備處置偵檢結果及區域分級規劃的綜整結語。
- (二) 承諾物質與設備的處置偵檢符合輻射防護安全的要求。

三、審查要點與接受基準

本計畫內本章的內容應符合以下要求，方能被審查同意：

總結說明將如何藉由 MARSAME 程序，以初始評估的資訊將物質與設備進行分類，以級數法的方式評估偵檢方式及偵檢資源的投入，並使用統計方法來檢定相關的計算與評估結果，做出物質與設備處置偵檢的最佳化決策。說明並承諾物質與設備在本計畫的規範下，可以受到妥善的處置，符合輻射防護安全的要求。

四、審查發現

審查人員應確認申請者總結上述各章節規劃之物質與設備處置偵檢規劃、工作項目、處置偵檢流程及程序書是否可行或尚有疏漏；若有規劃程序或提供資訊不夠完整，須要求申請者修正或補充相關說明文件。

五、相關法規與技術規範

(一) 核子反應器設施管制法。

(二) 核子反應器設施管制法施行細則。

(三) 核子反應器設施除役計畫導則。

(四) 核子反應器設施除役物質與設備偵檢計畫導則。

(五) Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, NUREG-1575 Rev. 1, 2000.

(六) Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Material and Equipment, NUREG-1575, Supplement 1, 2009.