

行政院原子能委員會放射性物料管理局
委託研究計畫研究報告

核子反應器設施除役廠址特性調查研究

計畫編號：101FCMA006

報告編號：101FCMA006-14

執行單位：核能研究所

計畫主持人：周鼎

子項工作負責人：張淑君

報告日期：中華民國 101 年 12 月

(本頁空白)

The Study of Site Characterization for Nuclear Reactors' Decommissioning

Abstract

Most of the nuclear facilities in Taiwan have been operating for decades; it is necessary to face with the challenge of decommissioning and clearance issues. This report except the historical site assessment and site radiological characterization methodology form MARSSIM and EURSSEM. This report also summarizes some NPPs' experience and key results for the reference of domestic nuclear facilities decommissioning operations.

Keywords: decommissioning, historical site assessment, characterization.

Institute of Nuclear Energy Research

核子反應器設施除役廠址特性調查研究

摘要

國內核設施運轉已有數十年的歷史，逐漸面臨除役與其場址解除管制外釋議題。本報告摘譯MARSSIM與EURSSEM手冊有關場址歷史評估與輻射特性調查方法，並摘錄國外電廠之相關經驗，以供國內核設施除役作業之參考。

關鍵字：除役、場址歷史評估、特性調查

核能研究所 保健物理組

目 錄

1. 前言	1
2. 廠址特性調查手冊簡介	3
2.1 MARSSIM簡介	3
2.2 EURSSEM簡介	9
3. 廠址歷史評估	12
3.1 廠址標示	12
3.2 HSA先期調查作業	13
3.2.1 現存輻射資料	15
3.2.2 接觸與面談作業	17
3.3 場址勘查作業	17
3.4 HSA 資料的評估	19
3.4.1 確定可能的污染物質	20
3.4.2 確認可能污染的地區	21
3.4.3 確認可能污染的環境介質	21
3.4.4 發展場址概念模式	22
3.4.5 專業判斷	24
3.5 場址調查過程後續步驟的決定	24
3.6 場址歷史評估報告	25
3.7 場址歷史評估報告的審查	25
3.8 國外核電廠HSA經驗介紹	26
3.8.1 BIG ROCK POINT電廠HSA經驗介紹	26

3.8.2 CONNECTICUT YANKEE電廠	31
4. 輻射偵檢規劃	35
4.1 前言	35
4.2 範圍偵檢	35
4.2.1 通則	35
4.2.2 範圍偵檢設計	36
4.2.3 執行偵檢作業	37
4.2.4 評估偵檢結果	38
4.2.5 文件管理	38
4.3 特性偵檢	38
4.3.1 通則	38
4.3.2 偵檢設計	40
4.3.3 執行偵檢	41
4.3.3.1 結構物偵檢	42
4.3.3.2 土地偵檢	43
4.3.3.3 其他量測/取樣位置	44
4.3.4 評估偵檢結果	47
4.3.5 文件管理	48
4.4 改善行動輔助偵檢	48
4.4.1 通則	48
4.4.2 偵檢設計	49
4.4.3 執行偵檢	50

4.4.4 評估偵檢結果.....	50
4.4.5 文件管理.....	50
4.5 最終狀態偵檢.....	51
4.5.1 通則.....	51
4.5.2 偵檢設計.....	51
4.5.2.1 除役標準的應用性.....	55
4.5.2.2 污染物存在背景中-依統計檢定決定資料資料點數.....	55
4.5.2.3 污染物不存在於背景中-決定統計檢定之資料點數.....	61
4.5.2.4 決定小面積高污染區資料點數.....	63
4.5.2.5 決定偵檢位置.....	69
4.5.2.6 決定調查基準.....	73
4.5.3 發展整合的偵檢策略.....	75
4.5.3.1 建築物偵檢.....	78
4.5.3.2 土地偵檢.....	81
4.5.3.3 其他量測與取樣位置.....	83
4.5.4 評估偵檢結果.....	83
4.5.5 文件管理.....	84
4.6 國外核電廠場址特性調查經驗介紹.....	84
4.6.1 英國.....	84
4.6.1.1 前言.....	84
4.6.1.2 英國的經驗.....	85
4.6.2 芬蘭.....	93

4.6.2.1 芬蘭的核反應器.....	93
4.6.2.2 除役計畫.....	94
4.6.2.3 結論.....	96
參考文獻.....	97
附錄 報告內容或查檢表範例.....	103
附錄 1. 場址歷史評估(HSA)的內容.....	103
附錄 2. 範圍偵檢查核表(範例).....	105
附錄 3. 特性偵檢查核表(範例).....	107
附錄 4. 改善措施輔助偵檢查核表(範例).....	109
附錄 5. 改善措施輔助偵檢查核表(範例).....	110

附 圖 目 錄

圖 1. 輻射偵檢與場址調查(RSSI)作業流程.....	3
圖 2. 場址調查與輻射偵檢.....	5
圖 3. 資料生命週期.....	6
圖 4. EURSSEM相互關聯的 5 部份.....	11
圖 5. 場址清潔前依據場址歷史評估做分類的範例.....	23
圖 6. BRP電廠與位置圖.....	27
圖 7. BRP電廠運轉之重要里程碑.....	27
圖 8. Connecticut Yankee(CY)除役前後.....	31
圖 9. Connecticut Yankee電廠運轉之重要里程碑.....	32
圖 10. 確認量測位置之流程圖(參考 4.5.2.5 節).....	52
圖 11. 確認統計測試資料點數目之流程圖.....	53
圖 12. 確認評估第 1 級偵檢單元可能高活度地區所需資料之流程圖.....	54
圖 13. 隨機量測模式之範例.....	70
圖 14. 隨機-啟始三角格點量測模式之範例.....	72

附表目錄

表 1. 有助於初步場址歷史評估調查的問題.....	13
表 2. BRP電廠場址歷史評估重要結果.....	30
表 3. Connecticut Yankee電廠場址歷史評估重要結果.....	33
表 4. 污染存在於背景中給定相對偏移值(Δ/σ)之Pr值.....	58
表 5. 選擇之 α 、 β 值所代表的百分率.....	59
表 6. Wilcoxon Rank Sum 檢定所使用的N/2 值.....	60
表 7. 污染不存在於背景中給定相對偏移值(Δ/σ)之Sign P 值.....	62
表 8. Sign 檢定所使用的N 值.....	62
表 9. 室外面積劑量因數參考範例.....	65
表 10. 室內面積劑量因數參考範例.....	65
表 11. 最終狀態偵檢調查基準範例.....	74
表 12. 建築物與土地建議之偵檢範圍.....	76
表 13. WAGR反應器於 1993 年加總所有組成之放射性核種活度的計算.....	87

1. 前言

自民國 67 年 12 月 5 日核一廠商業運轉，迄今國內核能電廠已有 30 餘年的運轉歷史。核電廠的設計壽命為 40 年，107 年 12 月核一廠即達運轉年限，根據「核子反應器設施管制法」第 23 條之規定，核設施應於永久停止運轉前三年檢附除役計畫，向主管機關提出除役申請；並依該法施行細則第 16 條以拆除方式執行除役作業，應於取得主管機關核發之除役許可後二十五年內完成除役。依據「核子反應器除役許可申請審核辦法」第 3 條之規定，除役計畫應載明下列事項：

- 一、設施概述、運轉歷史、曾發生之重大事件及其影響。
- 二、設施系統、設備、組件與材料之放射性活度調查方法及初步評估結果。
- 三、除役目標、時程、使用之設備、方法及安全作業程序。
- 四、除役期間仍須運轉之系統、設備、組件及其運轉方式。
- 五、除役期間預期之意外事件之安全分析。
- 六、除污方式及除役期間放射性廢氣、廢液處理。
- 七、除役放射性廢棄物之類別、特性、數量、減量措施與其處理、運送、貯存及最終處置規劃。
- 八、輻射劑量評估及輻射防護措施。
- 九、環境輻射監測。
- 十、組織及人員訓練。
- 十一、核子保防物料及其相關設備之管理。
- 十二、廠房及土地再利用規劃。
- 十三、品質保證方案。
- 十四、保安措施。
- 十五、意外事件應變方案。
- 十六、其他經主管機關公告之事項。

其中第一、二章內容屬除役之先期作業，應先完成調查分析以利後續除役計畫撰寫與除役規劃作業。廠址歷史評估與廠址輻射特性調查作業為除役計畫第一、二項要求的重點工作項目；其中廠址歷史評估資料亦為廠址輻射特性調查作業的參考依據。除役為長期、複雜、影響深遠的工作，國內尚無核電廠除役經驗，本報告即針對設施除役廠址特性調查作業，參考國際相關文獻⁽¹⁻²⁾，整理廠址(或稱場址)特性調查與輻射偵檢作業流程與基本原則，同時彙整國外核電廠之除役經驗報告，摘錄廠址輻射特性調查成效，供國內核電廠除役廠址特性調查作業之參考。

2. 廠址特性調查手冊簡介

2.1 MARSSIM簡介

MARSSIM 建議之核設施除役作業的輻射偵檢與場址調查(Radiation Survey and Site Investigation, RSSI)作業流程如圖 1 所示，調查過程採用循序法，首先進行場址歷史評估(Historical Site Assessment, HSA)，之後再進行各項輻射偵檢，包括範圍輻射偵檢(Scoping Survey, SS)、特性輻射偵檢(Characterization Survey, CS)、改善措施輔助輻射偵檢(Remedial Action Support Survey, RASS)以及最終狀態輻射偵檢(Final Status Survey, FSS)。

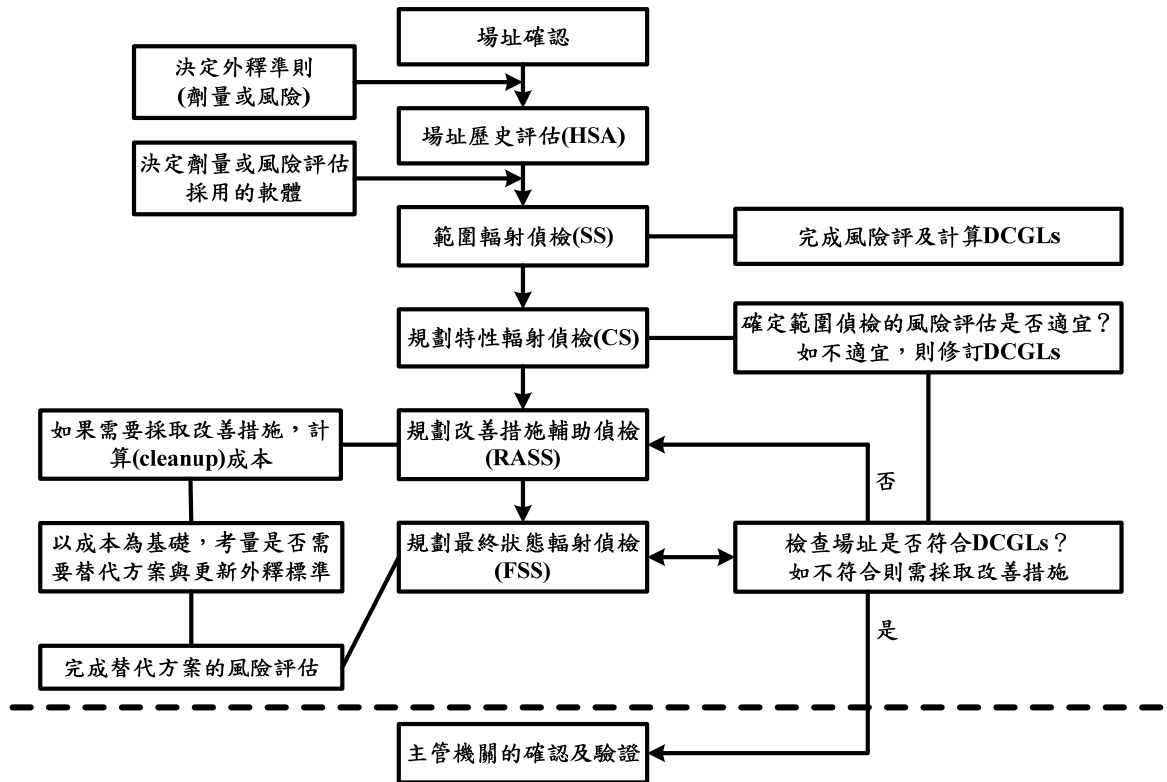


圖 1. 輻射偵檢與場址調查(RSSI)作業流程

場址輻射特性調查之輻射偵檢作業主要是根據歷史資料將待偵檢地區分為「受影響區」與「未受影響區」二類。未受影響區是指在除役早期便已被確認沒有來自場址操作的放射性影響的地區，而受影響區是指可能有殘餘污染潛力的地區。針對受影響區依據可能污染的程度再做分級，分為 1、2、3 級地區，各級之可能污染情形說明如下：

第 1 級地區：現在或是曾經進行改善措施的地區，由場址歷史紀錄可知其放射污染可能性或者根據先前的輻射偵檢結果，已知污染值高於 DCGL 的區域。第 1 級地區的例子有：

- (1)場址地區先前曾進行改善行動者；
- (2)已知有滲漏或溢出情形發生的地區；
- (3)早前用於廢棄物掩埋或處置的場址；
- (4)廢棄物儲存的場址；以及
- (5)含有不連續的固體塊狀物質其上有污染物與高比活度的區域。

第 2 級地區：現在或是曾經進行改善措施的地區，由場址歷史紀錄可知其放射污染可能性或者根據先前的輻射偵檢結果，已知有污染但並未超過 DCGL_w 值的區域。第 2 級地區的例子有：

- (1)放射性物質以非密封形式出現的地區；
- (2)可能有污染物移行的路徑；
- (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：依據場址運轉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性，或者殘餘放射活性遠低於DCGL_w 值的地區。包括第 1 級與第 2 級地區周圍的緩衝地帶，或受放射性核種污染的可能性很低但無充份的資訊來證明其為「未受影響區」。

核設施除役作業的場址調查、輻射偵檢與結果判定可以圖 2 表示，在執行輻射偵檢計畫期間應適當的使用品管程序，以發現與控制重大的誤差來源，並且在使用數據以支持決定之前，先仔細的分析其不確定度。相關品管程序可採用資料生命週期(Data Life Cycle，如圖 3 所示)達成。

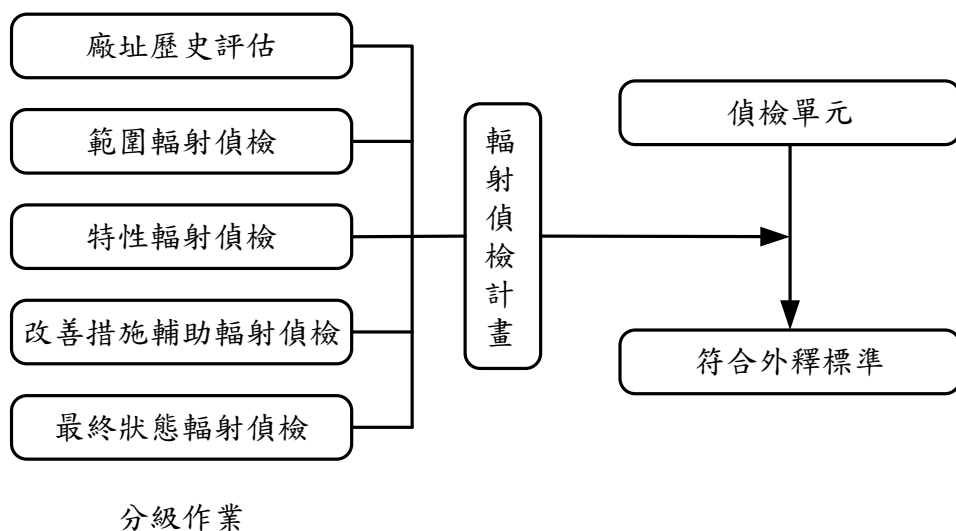


圖 2. 場址調查與輻射偵檢

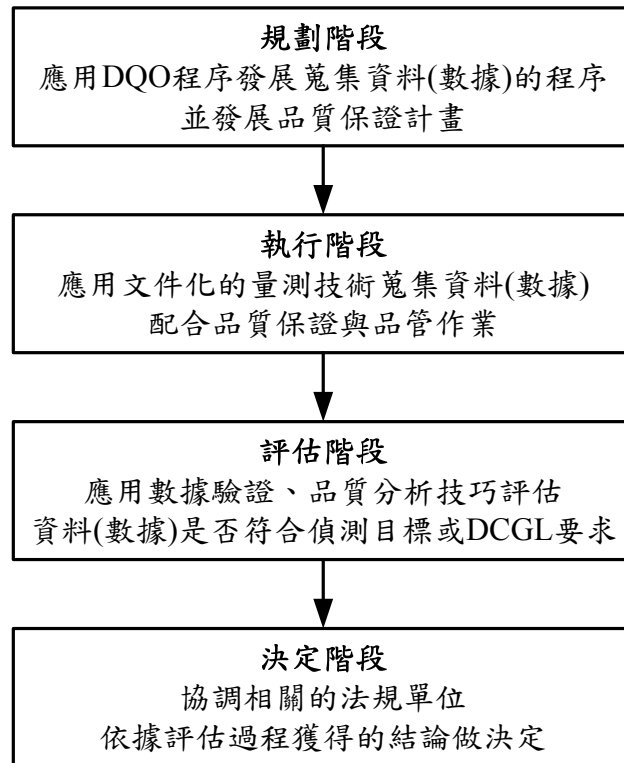


圖 3. 資料生命週期

由圖 1 可知 RSSI 作業流程分為場址確認、場址歷史評估、範圍輻射偵檢、特性輻射偵檢、改善措施輔助輻射偵檢與最終狀態輻射偵檢等項目。已知或者有可能受到污染的場址，一般在開始除役之前已完成場址確認工作；其他項目之目標簡單說明如下：

1. 場址歷史評估

場址歷史評估(HSA)的目的是為了收集和場址與其環境相關的資訊。

HSA 的主要目標如下：

- 確認污染的潛在來源
- 判定場址是否對人類的健康有威脅
- 區別受影響與未受影響的區域

- 提供範圍與特性輻射偵檢設計的輸入數據(或參考數據)
- 提供污染遷移可能性的評估
- 確認與調查與場址相關的額外潛在放射性場址

2.範圍輻射偵檢

如果在 HSA 期間收集的數據指出某地區有受到輻射影響，則將執行範圍輻射偵檢。範圍輻射偵檢依據有限的量測結果提供特定場址的資訊，其主要目標如下：

- 執行初步的有害性評估
- 支持將所有或部分的場址分類為「第3級地區」的決定
- 評估輻射偵檢計畫是否能有效地在特性或最終狀態輻射偵檢中使用
- 提供完成場址優先處理的資訊(只有CERCLA與RCRA場址)
- 如果需要的話提供作為特性輻射偵檢的輸入數據

依據 HSA 結果，判斷那些地區需做範圍輻射偵檢。如果 HSA 的結果顯示某地區沒有污染，該地區可分類為第 3 級，按第 3 級分類要求執行最終狀態輻射偵檢。如果範圍輻射偵檢測出有污染，該地區可能考慮視為第 1 級(或者第 2 級)，以執行特性與最終狀態輻射偵檢。應該收集足夠的資訊，以確認需要密切注意有污染的位置。

3.特性輻射偵檢

依據 HSA 與範圍輻射偵檢的結果，如果某地區被分類為第 1 級或第 2 級地區需做最終狀態輻射偵檢，則執行特性輻射偵檢是必要的。特性輻射偵檢係依 HSA 與範圍輻射偵檢結果來規劃，並針對污染區做詳細的放射性環境特性調查。特性輻射偵檢的主要目的如下：

- 決定污染的本質與廣度。
- 收集數據以支持選擇改善方法與技術之評估。
- 評估輻射偵檢計畫是否能有效地使用於最終輻射偵檢。
- 支持改善措施調查/可行性研究需求(只有CERCLA場址)或設施調查/矯正量測研究需求(只有RCRA場址)。
- 提供最終狀態輻射偵檢設計的輸入數據。

3.改善措施輔助輻射偵檢

如果某一地區完成特性偵檢後，污染值超過 DCGLs 時，應準備除污計畫。改善措施輔助輻射偵檢是在執行除污過程中即時執行的輻射偵檢，以達到真正清潔的目的。執行改善措施輔助輻射偵檢在於：

- 支持改善作業的圓滿性。
- 決定場址或偵檢單元是否已準備好做最終狀態輻射偵檢。
- 提供最終狀態輻射偵檢時，評估特定場址的最新參數數據。

4.最終狀態輻射偵檢

最終狀態輻射偵檢結果用來證明是否符合法規要求，是本手冊最重視的偵檢方式。最終狀態輻射偵檢的主要目標如下：

- 選擇/證實輻射偵檢單元分類。
- 驗證每一個輻射偵檢單元殘餘污染的潛在劑量或者風險低於外釋標準。
- 驗證每一個輻射偵檢單元內小地區高活度造成的潛在劑量與風險低於外釋標準。

最終狀態輻射偵檢結果所提供數據，用以驗證所有的放射性參數滿足所定的法規導則值與條件。在 RSSI 過程中，範圍輻射偵檢、特性輻射偵

檢與措施輔助輻射偵檢階段所產生的數據，都能夠對最終狀態輻射偵檢規劃提供有價值且具品質的數據。

負責的主管機關經常需要確認場址的輻射水平是否可接受而免除管制，確認的動作是由主管機關或由公正第三者來完成。確認與證實所需的大部分工作在於審查與評估輻射偵檢活動的文件與數據。評估過程中可能包含場址的訪查，了解輻射偵檢的量測程序或了解實驗室樣品分析方法；必要時可能需要執行一些實際量測的工作，某些事件中改善措施後的取樣與分析可委由第三公正的團體執行。輻射偵檢結果的審查包含證實能達成資料品質目標，證明分析結果數據符合驗證承諾，與證實統計檢定結果足以做出場址免除管制的決定。

2.2 EURSSEM簡介

核能應用已有數十載，全世界中放射性物質生產、處理、使用以及貯存的場址已有數千個。其中有許多場址，曾經 或目前為輻射污染的狀態，且有許多核電廠已除役、或正在除役以及規劃除役中，其最終目標為改善污染場址，並將場廠外釋，供限制性使用或無條件使用。歐盟參加國際原子能總署 (International Atomic Energy Agency, IAEA)、英國SAFEGROUNDS 學習網路、美國 MARSSIM...等組織已產出的重要文獻，編撰環境輻射偵檢與執行手冊 (Environmental Radiation Survey and Site Execution Manual, EURSSEM)，提供一致的準則與最佳實踐方式。

EURSSEM 整合上述提及的組織所編撰的文獻中的資訊，並認知這些資訊的重要性與品質，以及文獻中的技術竅門(know-how)。其發展是針對已污染與可能污染場址 及/或 地下水執行改善措施，提供一致並具共識的執行程

序與指引，使場址可外釋作為限制或無限制(再)使用。EURSSEM 指引包括一般的功能程序「要做什麼」或「應該要求什麼」以及詳細的指引「如何做」或「如何證明符合要求」。

EURSSEM 手冊包含以下 5 個相關的部份，各部份之內容如圖 4 所示。

1. 決定 EURSSEM 指引或部份指引的適用性
2. 發展污染土地改善的策略
3. 污染場址 及/或 地下水的輻射特性調查
4. 環境改善措施
5. 管理

其中「3. 污染場址 及/或 地下水的輻射特性調查」之主要內容為場址輻射特性調查，其所介紹之調查程序與偵檢規劃等與 MARSSIM 手冊內容相近，場址輻射特性調查將於本報告第 3、4 章分別說明。MARSSIM 手冊之內容以場址輻射特性調查為主；而 EURSSEM 手冊除了場址輻射特性調查，尚包括「2. 發展污染土地改善的策略」、「4. 環境改善措施」與「5. 管理」，相關內容於該手冊第 2、4、5 章詳細敘述，有趣興者可自行參考 EURSSEM 手冊。

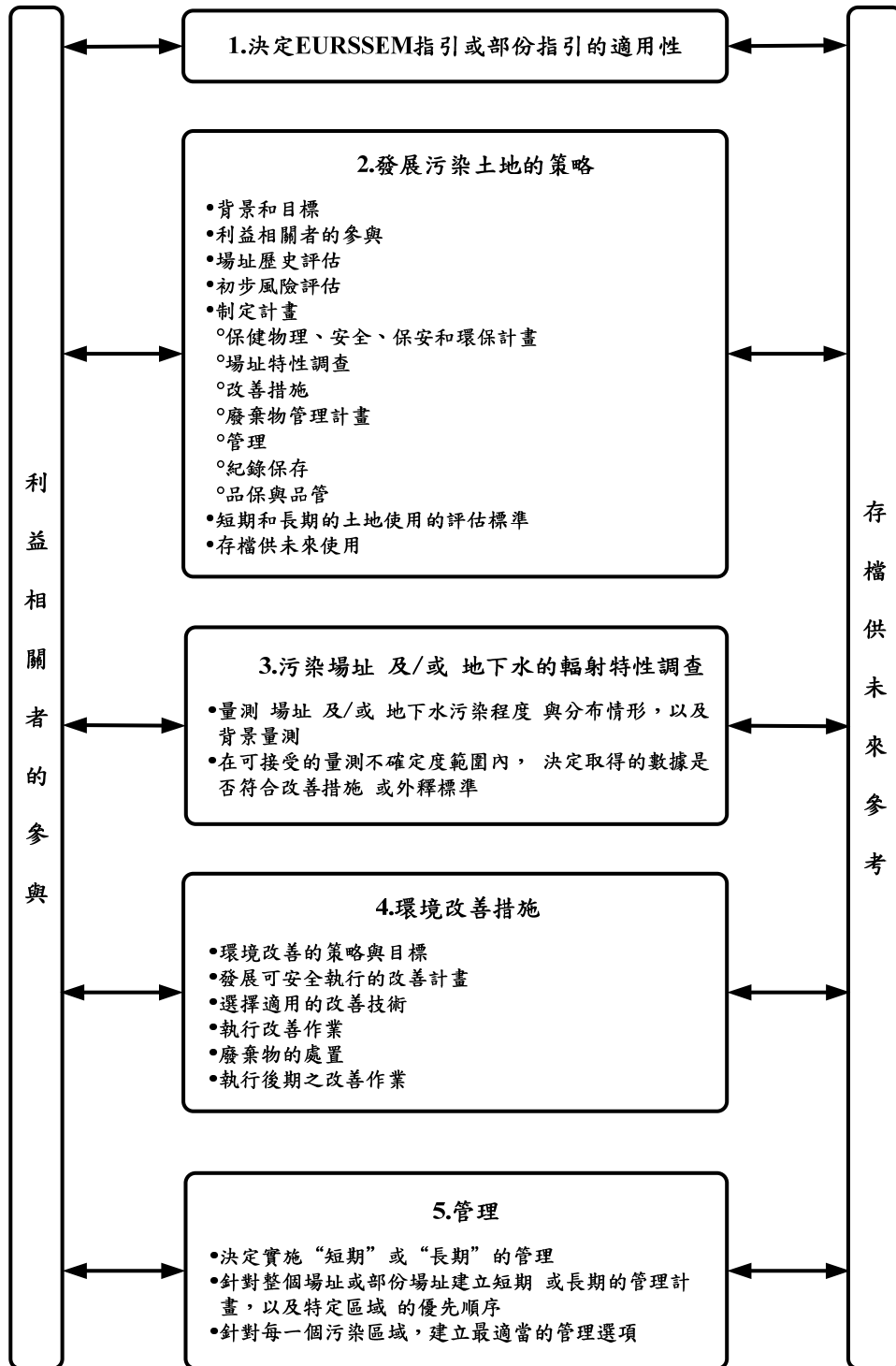


圖 4. EURSSEM 相互關聯的 5 部份

3. 廠址歷史評估

廠址歷史評估(HSA)主要工作是蒐集現存有關廠址開始運轉迄今完整的歷史資料，進行審查分析作為後續之輻射偵檢規劃之依據。執行 HSA 的需
要性與範圍程度，與廠址的形式、發生事件的大小與多寡、法規架構與資料
的可獲得性有關。HSA 的目的是：

- 依據現有或導出的資料，確定放射性物質與放射性污染的潛在、可能或已知來源。
- 確認需要採取進一步行動與不危害人員健康的場址。
- 提供評估污染物遷移的可能性。
- 提供範圍與特性偵檢作業的參考資料。
- 提供場址或偵檢地區為受輻射影響區與未受輻射影響地區的初步分類。

HSA 一般可分成三部份來描述：(1)場址的標示；(2)設施或場址先期調查；(3)場址勘查。

3.1 廠址標示

廠址應該已經知道以前與目前所使用的放射性物質，潛在輻射的廠址可依下列事項予以標示確認：

- 授權擁有或處理放射性物質的記錄。
- 陳報給主管機關有關外釋放射性物質的通知。
- 地面與空氣中放射性物偵檢結果。
- 與熟悉場址的人員接觸得知。

一旦確定廠址後，其名稱、位置、目前法律所有權人或監護人(如能得到的話)，均應予以記錄。

3.2 HSA先期調查作業

此項是有限的範圍調查作業，主要蒐集有關設施或場址與周圍的資料，以取得足夠的資料供場址或偵檢區初步分類為受影響區與未受影響區。放射性污染的可能分布資料可用來將場址或偵檢區分類為第 1 級或第 2 級，與規劃範圍偵檢與特性偵檢作業。

表 1 提供有助於用在先期 HSA 調查作業的一些問題，此表的重點在於確認場址的特性，用以澄清以前不瞭解或已知但尚未確定可能污染的來源，而且也可確定對所選定參考場址的一些不確定的因素。

表 1. 有助於初步場址歷史評估調查的問題

1. 場址曾經向相關主管機關申請放射性物質的製造、使用或分裝?	表示該區域受影響的機率較高。
2. 場址曾經核准在廠內處置或焚化放射性物質? 有這些作業的證據?	放射性物質處置的證據表示該區域受影響的機率較高。
3. 場址曾經有過深井排放或相關的核准?	表示該區域受影響的機率較高。
4. 場址是否曾經被允許從事除了醫療或牙科 x-光機之外的輻射產生裝置或放射性物質的研究?	研究可能會導致放射性物質的外釋，表示該區域受影響的機率較高。
5. 場址放射性物質執照中是否在场址中有貯存或處理放射性土壤水分密度計(銻-鈹或鈾-鈹射源)或放射性厚度監測計?	密封射源的洩漏測試可指出貯存地區是否受到影響。放射性物質處置證明可指出該區域受影響的機率較高。
6. 場址過去的作業是否有產生放射性物質?	表示該區域受影響的機率較高。
7. 場址中是否貯存放射性射源?	密封射源的洩漏測試可指出貯存地區是否受到影響。
8. 場址有涉及支援核子研究之物質測試或生產同位素的證據(1942-1946)?	表示該區域受影響的機率較高。

表 1. 有助於初步場址歷史評估調查的問題(續)

9. 場址曾經涉及協助核武器的測試? (國內應無相關測試))	表示該區域受影響的機率較高。
10. 場址中有任何設施做為武器貯存區? 場址曾經進行武器的維護保養?	表示該區域受影響的機率較高。
11. 場址內曾經有過任何放射性污染船舶、車輛或飛機的除污、維修、或貯存?	表示該區域受影響的機率較高。
12. 場址或場址附近有飛機意外事故的紀錄(例如: 乏鈾 counterbalances、鈦合金、鐳儀表版)?	可能包含其他未被發現的放射性物質的證據。
13. 場址曾經有過核醫藥物核准在廠內處置或焚化放射性物質? 有這些作業的證據?	放射性物質處置的證據表示該區域受影響的機率較高。
14. 場址曾經進行動物研究?	放射性物質使用於動物研究的證據表示該區域受影響的機率較高。
15. 場址是否曾經生產、研究、測試或貯存鈾、鈾或鐳化合物(NORM)?	表示該區域受影響的機率較高, 或是導致背景變動增加可能性。
16. 場址曾經涉及加工或製造天然放射性物質(例如鐳肥料、磷酸化合物、鈾化合物、耐火物質或貴重物質)或鈾的採礦、碾磨、加工或生產?	表示該區域受影響的機率較高, 或是導致背景變動增加可能性。
17. 場址內曾經使用過煤或煤的產品? 假如是的話, 燃燒後的煤灰殘留在廠內? 假如是的話, 雨水沖刷或在廠內形成池塘?	可能會指出有其他的考量, 例如背景變動增加。
18. 場址中曾經處理過高放射性活度的天然放射性物質(如噴砂用的獨居石)?	可能會指出有其他的考量, 例如背景變動增加。
19. 場址有穿過油、氣工廠的管路?	表示該區域受影響的機率較高, 或是導致背景變動增加可能性。
20. 有任何其他的理由懷疑場址受到放射性物質污染?	參見 MARSSIM 3.6.3 節 或 EURSSEM 2.4.8.3~2.4.8.9 節。

3.2.1 現存輻射資料

場址檔案、監測資料、以前場址評估資料、聯邦、州與地方政府調查報告或緊急行動紀錄等，也是場址資料的來源。現存輻射的資料也可提供有關污染的強度、濃度與空間分布等特定的資料，然而這些資料應小心檢查，因為：

- 先前偵檢與取樣結果也許無法符合 HSA 目標或不夠深入瞭解設施或場址完整的特性。
- 量測程序書與標準可能無法得知，或無法符合 HSA 的目標(如 QA/QC 的程序，有限的分析而非全面分析)或不夠深入地定義出場址或設施完整的特性。
- 場址的情形也許在最後取樣後已有改變(如物質已外釋，核種有遷移而污染已擴散、產生額外處理廢料或已執行除污等作業)。

可評估下列資料：

執照、場址許可證明與授權證明

設施或場址的放射性物質執照與其證明或相關文件亦為 HSA 的資料來源。如無執照，也許有許可證明或其他授權場址可從事高放射性操作的文件，這些文件規定在場址所授權使用放射性物質的量、物質的化學與物理形式、使用操作的物質種類、使用場所與在場址運轉期間使用的總量。

政府主管機關依相關規定建立與保存檔案，這些檔案的內容包括允許使用量、監測結果、特定廢料型式與產生量、來源、使用方式與場址與設施運轉狀況等資料。

運轉紀錄

用於場址評估的紀錄與其他資料來源包括現場作業、目前與過去污染管制程序書，與過去的運轉紀錄(包含破壞、放流水排入下水道或廠內衛生下水道系統的排放紀錄、殘留物的產量、填土、廢料與物質的儲存、管槽的洩漏、濺灑與意外排放、在符合輻防管制下設施與設備的排放、廠內與廠外放射性與有害廢棄物處置等紀錄)。某些紀錄也許涉及國家機密安全，但仍應該建立審查的。過去運轉紀錄應該按年序彙總，其內容包括：授權允許與核准的運轉方式，場址處理或估計外釋放射性的總活度，與放射性物質的物理與化學形式。其中有關廢料處置、環境監測、場址檢查、執照申請、運轉許可、廢料帳目與目錄表與放射性物質採購等紀錄均可用來評估總活度。意外事故資料，如火災、洪水、濺灑、意外排放、洩漏等紀錄應該收集當作污染的潛在來源，局部可能受到污染的地區也應確認之。

場址地圖或圖表、藍圖、圖畫與結構圖等有助於說明場址內建築物的位置與布置。場址照片、空中偵檢與地圖有助於證實這些圖表的正確性與指出隨時的變化。附屬設施的位置，如廢料進出場址與儲備原料與產品庫房等也應註明在照片與地圖上。建築物或室外作業區可能已有修改或整建做為其他用途。下水道、管線、電源線或水管等位置也應確定。

這些資料有助於規劃場址調查與爾後的偵檢作業，並有助於發展場址概念模式與增進偵檢計畫的有效性。

共同合約檔案也可提供 RSSI 作業流程後續步驟有用的資料。較老的設施也許沒有完整的操作紀錄，特別對過時或不連續的處理。財物紀錄也可提供有關採購與運送的資料，有助於重建場址的運轉歷史紀錄。

雖然運轉紀錄在 HSA 為有用的工具，但調查人員應小心，勿太強調資料的形式。這些紀錄經常是不完整或缺乏以往認為無害物質的資料，過時的藍圖與圖表也未顯示設施運轉期間所做的修正。

3.2.2 接觸與面談作業

與目前與離職員工面談可收集場址或設施的第一手資訊，以證實或澄清從現有紀錄中收集的資料。面談可獲得資料收集過程之前有關場址或設施的第一手資料，內容包括一般的主題，如放射性廢料處理程序，面談結果可用作未來資料收集作業的指引。

面談時程排在資料收集過程之後特別有用，面談內容可以直接針對需要額外資訊或澄清的特定調查區域提出質詢。照片與概略圖有助於讓面談雙方回憶起相關的資訊，現場面談的地方也可讓員工喚起他們工作上的記憶並有助於資料的收集。除了訪談經理人員、工程師與設施內工作人員之外，也可面談勞工與貨車司機以取得他們的見解資料。調查者應謹慎採用面談的資料。可能的話，傳聞的證據也要評估其正確性與面談結果要有背景資料補充。為確保特定的資料被適當的記錄，面談步驟也可包括雇用訓練有素的調查員與採用說明或問答。

3.3 場址勘查作業

場址勘查或現場訪問的目的就是要收集足夠的資料，以決定未來要採行的活動。場址勘查不同於風險度評估、範圍偵檢、場址或設施污染範圍研究。勘查提供記錄未來執行偵檢工作時有危害的場址情形的機會。因此對於會影響未來工作的可能問題，如描述物理危害、外觀損壞、建築物結構整體性或

其他條件的資料都要清楚的被定義。此節適用於資料不足的場址，而不適用於已有足夠資料的場址。

準備場址勘查前，要先審查有關設施或場址已知的資料，以確認缺少的資料。對於特定場址的情形，要先考慮執行場址勘查的需要性與實際性。對於被廢棄的、鄰近地區民眾不易察覺的、與在資料蒐集時鮮少資料被發現的場址，以上的努力被認為是有必要的。這些相同的情形也可能造成健康與安全的風險(有許多未知的事物)，與可能造成進入場址的困難。對於直接取得運轉設施操作人員的認可而進入設施並提供所要的資料，此種調查步驟也許很實際，但不夠嚴謹。記得開始進行場址勘查之前，要安排適當進入場址的通道與準備適宜的健康與安全計畫。

調查者應要求場址或裝備所有人在表上簽名同意，取得使用權以利執行勘查作業。調查員應決定是否通知主管機關與地方政府勘查時程，必要時地方政府應安排通知民眾。

在場址勘查前要準備一份研究計畫，預期規劃每次勘查作業與確認收集的特定資料。此計畫應包括場址周圍的調查與提供作業細節以證實或確認下列位置：最近的居民、工作人口、飲用水或灌溉水井、農作物與其他場址的環境資料。

場址勘查的準備也包括收集所需的材料與設備，如準備照相機記錄場址情形、健康與安全偵檢儀器(包括輻射偵檢器)、標示重要位置與水流分佈區的地形圖影本、與其他場址重要的特性資料等。以紀錄簿來記錄現場勘查作業與觀察的事項。

3.4 HSA 資料的評估

HSA 的目的在決定場址或設施的現況，但所收集的資料也許可用來區分場址那些需要進一步行動的地區與對人員健康環境輕微或完全不構成威脅的地區，此篩選過程可提供場址處置建議。因為多數 HSA 作業所收集的資料是定性的或是品質未知的分析資料，許多決定需靠專業的判斷。HSA 資料評估後有三個可能建議：

- 採取緊急行動以降低人員健康與環境風險-此適用於超基金清除行動。
- 場址或地區受到輻射影響，在做最後處置決定之前須做進一步調查。這些地區可分為第1，2，或3 級，並應做範圍或特性偵檢。在HSA 時收集的資料可用於規劃這些後續的偵檢作業。
- 場址或地區未受輻射影響，表示場址沒有殘留放射性物質或其殘留機率相當低，此場址或地區可以對外開放或供做其他用途。

由歷史分析的資料指出，在環境介質中(如表土、表面水、地下水、空氣或建築物)如有污染存在，則可證實放射性物質已從設施或場址釋出。此時可判定場址受到污染，不須再考量資料的品質或歸因於場址運轉或與背景輻射水平的關係。在此情況下，分析的指示已足以支持所做的污染假設，不需要詳細的說明存在的問題。相反的，歷史分析資料也可以用來支持證明沒有污染外釋發生。然而這些資料不應被當作這些污染假設唯一的基礎。利用歷史分析資料作為排除發生污染的主要理由。

在多數情況下，除了歷史分析資料之外，假設有可獲得某種程度的過程。假如從過程中瞭解無殘留污染存在，且從歷史分析資料也暗示無殘留污染存

在，則過程認知可提供場址做出未受影響決定的信心。但若過程認知與歷史分析資料判斷的結果不同，該地區應考慮為受影響。

下列各節敘述評估場址現況的建議資料，這些資料要正確與完整地支持場址處置的建議。如果某些資料無法得到，應該註明為需要在未來做偵檢的資料。

3.4.1 確定可能的污染物質

一個有效 HSA 所收集的資料，足以確定場址所使用的放射性核種與其物理與化學形式。評估 HSA 資料的第一步即是評估這些放射性核種造成殘留污染的可能性。

場址運轉是造成潛在殘留污染的主要影響因素⁽³⁾。若僅處理密封包覆式射源，污染的可能性很低。審查射源洩漏試驗(Leak-test)紀錄就可證明殘留污染的機率很低。化學製造程序設施比較可能有管路、輸送管與處理地區的污染，若有濺灑、排放或洩漏就可能造成土壤污染。場址內處理大量的放射性礦石，地面可能會受到污染。若有鬆散物質儲放在外頭或通風系統控制不良，則可能在被風吹的表面造成污染。

在考慮場址運轉時間方面，假如有很長時間場址不連續運轉，半衰期較短的核種不再大量存在。在此情形下，計算證實殘留活度不超過 DCGL 就足以評估場址潛在的殘留污染。也可依污染物的化學與物理組成的瞭解做相同的考慮。也可依據放射性核種存量管制紀錄、化學與物理組成、廢料運送的總活度與採購紀錄等，決定場址潛在的殘留污染物。然而，經驗上以許多放射性核種會產生大量的衰變產物，此點在於評估現有場址資料時也應該要有所考量。

3.4.2 確認可能污染的地區

HSA 收集的資料可作為場址規劃是否受到輻射影響的初步分類。受影響區指可能有放射性污染(依據歷史資料)或已知有放射性污染(依據以前或初期輻射偵檢)，此區包括：(1)使用與儲存放射性物質之場所；(2)紀錄指出有濺灑、排放或其他不正常造成污染擴散之處；(3)掩埋或處置放射性物質之處。這些位置的周圍或相鄰地區也應列入受影響區因為污染可能不慎擴散。

未受影響區是經由場址歷史紀錄與先前的偵檢資料得知不可能有殘留放射性污染的地區。區分此區的標準不須像證明最後符合法規的區域般的嚴格，然而確定未受影響區應保留書面紀錄。當 RSSI 進行中，依據累積偵檢資料發現有可能受到污染，原分類未受影響區也可變更為受影響區。

在受影響區，放射性的所有來源與其活度紀錄應予以確認(二度或三度空間量測或估算其範圍)，其來源應在執行場址勘查時，經由面談知道的人員與審查相關處理紀錄、廢料清單與廢料取樣資料等來加以描述與特性化。HSA 應說明是否污染到場界，並針對大範圍作敘述。

3.4.3 確認可能污染的環境介質

確認場址中是否有受到污染的環境介質是評估 HSA 蒐集資料的目的之一。確認環境介質是否含殘留污染物，可支持初步地區分類與規劃後續偵檢作業所做的決定。應確認的環境介質有表土、次表土、沈積泥(或稱底泥)、地表水、地下水、空氣與建築物等；依據分析資料、專業判斷或兩者方法，評估結果可分為「疑似污染」或「未受污染」。MARSSIM 原文 3.6.3 節與 EURSSEM 手冊 2.4.8 節均針對前述各種環境介質，說明其定義並針對每種型

態提出相關的問題，並針對每一個問題作評論。於場址背景與可得的資料中謹慎地考慮每一個問題，對場址歷史評估作業頗有助益。

3.4.4 發展場址概念模式

開始計畫的規劃，首先應收集與分析現有的資料，以發展概念場址模式。此模式最重要的部分就是建立顯示出場址已知污染地區的圖表、可能受污染的地區、受影響地區放射性核種的形式與濃度、可能的污染介質、與參考（背景）區的位置。此圖表應包括場址一般的配置與所有權的邊界，可能的話用三度空間立體圖。概念場址模式在RSSI 作業流程有新資料時，要加以更新與修正。發展場址概念模式的流程可參考 1996 年美國EPA 發行之「*Soil Screening Guidance: User's Guide*」⁽⁴⁾報告之附錄A。

場址概念模式可用來評估污染的性質與範圍、確定可能污染物來源、排放機制、曝露途徑、人員與環境受體與發展曝露情節，而且此模式有助於確認資料疏漏之處、決定取樣介質、與幫助人員如何收集資料。場址歷史與先前偵檢資料有助於發展模式。前偵檢資料有助於發展模式。此模式也能說明放射性核種已知或可能的遷移路線與可能接受劑量的人員與環境。

場址內應依輻射水平予以分類，可依據運轉歷史紀錄或勘查結果(參考第 2.5.2 節)。分類有助於：(a)將有限的資源用於可自由外釋的地區；(b)確認不太可能或不可能自由外釋的地區。圖 5 顯示場址分類的方法，進一步分類可依據場址處置建議。

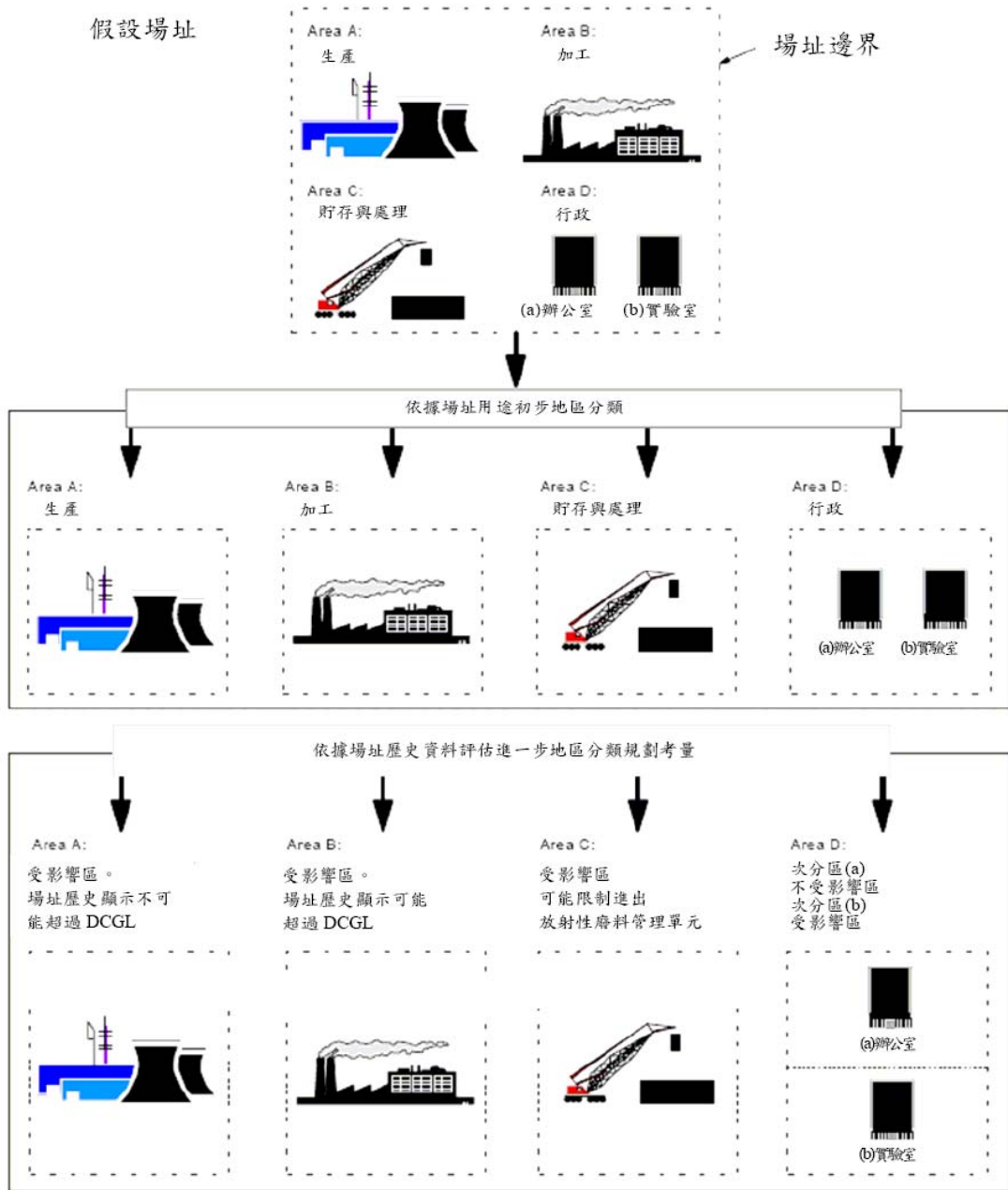


圖 5. 場址清潔前依據場址歷史評估做分類的範例

3.4.5 專業判斷

在某些情況，傳統的資訊、數據、模式或科學原理的來源無法得到或來源不可靠、不一致、太貴、或須花很多時間才能得到，此時由調查員用專業判斷也許是唯一實際的工具。專業性判斷是一種觀念的表達，由專家依據技術知識與專業經驗、假設條件、計算數學定義等將判斷記載在文件上，敘述所反應的技術性問題⁽⁵⁾。專業判斷也是一項科學調查，於認知不完全之處，能用來對歷史資料作獨立的審查，以輔助HSA 所做的決定，因此專業性判斷只能用在資料不合理的情形。

專業性判斷的過程也要做紀錄與盡可能無偏見，專業判斷應由領有證書執照並具有誘導問題與溝通能力的專業人員執行，以確保結果的品質。包括規劃小組人員等經檢定合格的專業人員可由不同來源選定，如專業組織、政府機構、大學、顧問公司與公益團體等。專業人員的選擇標準包括人際關係、對於問題見解的客觀性與實用性，均要加以考慮。

3.5 場址調查過程後續步驟的決定

場址輻射特性調查之目的如何證明殘留放射性符合外釋標準的程序方法。經由執行 RSSI 作業流程的每一步驟，可以獲得證明符合承諾的最高可能性。但某些情形下，每一步驟都要執行並不切實際或沒有必要。此節提供對 HSA 結果用來決定 RSSI 下一步驟的方法。

決定下一步驟最好的方法就是審查偵檢規劃(可參考 MARSSIM 原文第 5 章)中有關每一種偵檢形式的目的，是否已提供足夠的資料來決定：(1)存在的污染是否須做進一步評估；(2)例如執行範圍偵檢，估計除污所需花費的努力

與規劃做更詳細偵檢的計畫。如果 HSA 證明這些資料均已經得到，就不須做範圍偵檢，若資料有限，也許需要以範圍偵檢來可縮小特性偵檢的範圍。

在最終狀態偵檢之前，需執行額外的偵檢，其例外是用 HSA 收集的資料來外釋場址。通常在 HSA 所收集的資料並不足以作統計分析來證明受影響區達到符合承諾的目的(參考 MARSSIM 原文第 8 章)。亦即，要決定場址的外釋仍要依據專業判斷，但最後結果應由主管機關來決定。

3.6 場址歷史評估報告

HSA 最後要寫出一份敘述性報告，彙總有關場址的已知事項、所採用與引用的資料、HSA 期間執行的作業、與所有研究的資料。引用的參考文件(如不須公布給民眾的資料)亦須放在報告中，報告的敘述部分應用通俗的文字撰寫，並避免使用技術性的專門術語。

為使 HSA 報告內容能一致，MARSSIM 與 EURSSEM 手冊建議之 HSA 格式的範例參見附錄 1。主管機關也可額外要求其他資料，報告內容要能真正反應 HSA 時所收集的資料量。

3.7 場址歷史評估報告的審查

由規劃小組指派一人(第一位審查員)先詳細審查 HSA 報告內容的一致性，以符品質管制機制的精神。再由第二位具有豐富場址評估經驗的審查員，檢視全部的資料，以確保一致性，並對 HSA 報告的結論提出獨立的評估意見。第二位審查員亦可決定場址是否仍有放射性而未被 HSA 報告確定的地方。此兩位審查員均應檢視 HSA 報告的資料、彙總資料與做出結論，並取得內部的一致性，以確保 HSA 報告中的建議能符合場址現況。

一項很重要的品保目標，就是找出並改正錯誤。若指出 HSA 報告有錯或有瑕疵的結論，或有重大不一致現象未被察覺，則可提出報告不適當之建議。若發生此種情況，HSA 調查員與場址審查員應再做檢查與解決明顯不符的事項。

在某些情況下，有經驗的調查員對場址條件有不一樣的解釋與對可能的污染也會有不一樣的結論或假設。任何差異點應在審查過程中解決，如審查員的觀點與調查員意見相反，雙方應討論取得一致的共識。因此審查員與調查員應詳細說明在 HSA 報告中的重點部份，對缺乏明確證明的情況，必須做保守性的判斷，以避免低估污染的存在而做出不適當的 HSA 建議。

3.8 國外核電廠HSA經驗介紹

國際上已有許多國家有核電廠除役經驗，本章係摘錄EPRI 1009410 “*Capturing Historical Knowledge for Decommissioning of Nuclear Power Plants Summary of Historical Site Assessments at Eight Decommissioning Plants*”⁽⁶⁾ 報告，介紹 2 個核電廠早期的場址特性調查與發展HSA評估作業的結果，以供國內相關作業之參考。

3.8.1 BIG ROCK POINT 電廠 HSA 經驗介紹

Big Rock Point (BRP)電廠為 Consumers Energy 公司所擁有，是單一機組的核設施，BRP 位於密西根州的夏洛瓦(Charlevoix)，佔地 564 英畝(參見圖 6)，備有一次循環、強制循環的沸水式反應器，額定功率為 240 MWt 以及 67 MWe 的淨功率。BRP 電廠參見圖 6，其運轉重要里程碑如圖 7 所示。



圖 6. BRP 電廠與位置圖

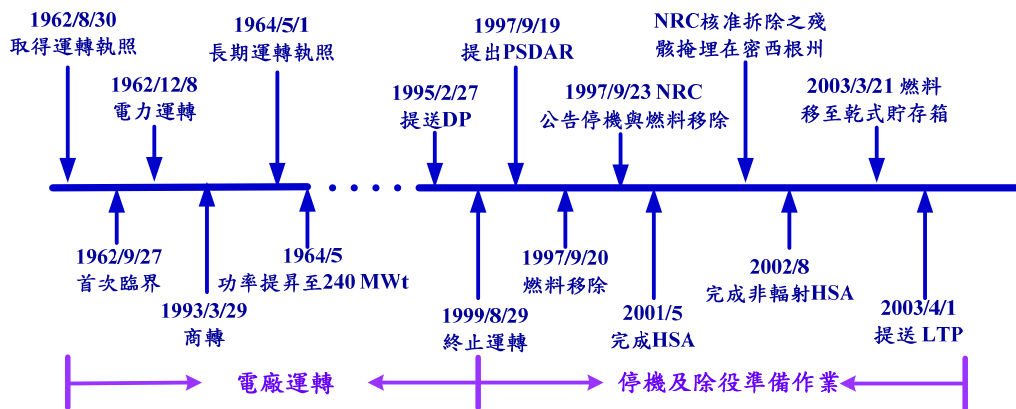


圖 7. BRP 電廠運轉之重要里程碑

1997 年 BRP 電廠決定永久停止運轉，Consumers Energy 公司即展開特性調查活動；特性調查活動係依據 MARSSIM(NUREG-1575)執行，包括場址歷史評估、水文地質調查、以及量測、取樣和分析等作業，以便進一步確認場址之輻射現況。此項調查作業還包括非輻射污染之有害物質與其他由政府管制的物質。

BRP 電廠場址特性調查由場址歷史評估(Historical Site Assessment, HSA)與環境狀態調查(Environmental Status Investigation, ESI)二步驟性的程序所組成。其中 HSA 提供特性調查的成果，此項調查活動為連續性的時序資訊

並詳細地評估可能對環境造成影響的歷史事件；根據現有的資料，HSA 調查結果將地區分類為受影響與未受影響區域，並確認土壤與地下水為已知或可能污染的來源。

HSA 所建立的資料為 ESI 規劃的主要內容。此一步驟即指特性調查過程中，受影響地區內所有污染土壤和地下水污染的之偵檢、分析以及評估。ESI 提供所有範圍偵檢、水文地質調查、改善措施、輔助偵檢作業的規劃與執行，以符合執照終止的要求。此項評估確認場址的環境污染現況並提供發展劑量評估模式所需要的輸入資訊。場址特性調查是一種反覆進行的程序，針對持續的拆除工作、場址回復為綠地(Greenfield)以及最終狀態偵檢規劃等作業，提供必要的資訊。

BRP 電廠的 HSA 調查係針對已經影響環境或可能影響環境之輻射或非輻射物質相關的歷史事件。HSA 僅限於已知的或可能導致土壤和地下水受影響的殘餘放射性活度。至於已經發生或可能發生的結構體污染，並未特別執行評估作業。

調查、實體檢查以及程序知識都用來評估事件的數據，並用來進行地區的輻射分級。此程序採用的資訊包括：

- 審查1962-1999年的保健物理日誌-持續37年的日誌，記錄了每天的輻射相關活動和場址情形；
- 工作人員與退休人員回覆的問卷；
- 1962-1999年所有改善措施的紀錄-改善措施紀錄記載了所有的意外事件，包括與安全相關的缺失、影響品質的不良狀況或是向管制機關報告的事件。改善措施文件包括偏差報告、事件報告與狀況報告；

- 與現職和離職員工的訪談紀錄；
- 1993與1994年執行除役研究的結果；
- 範圍偵檢資料；
- 歷史軼事的調查；
- 場址財產走動檢視；
- 電廠的所有繪圖文件；
- 有害物質的評估資料；
- 污染物質洩漏紀錄；以及
- 廢棄物的運送紀錄(輻射、非輻射與混合廢棄物)。

1993 年至 1994 年初執行範圍偵檢，初始範圍偵檢的工作項目包括持有者之管制區取樣樣品的光譜分析、場址及背景區的現場量測、以及設置 9 個地下水監測井。由於當時 MARSSIM 尚未發佈，範圍偵檢計畫係依據 NUREG/CR-5849 草案所規劃。範圍偵檢的結果應用於 HSA 作業。

確認環境背景輻射中土壤的加馬核種活度為範圍偵檢的一部份，分析結果確定¹³⁷Cs是除了天然放射性核種外存在於土壤中的放射性核種。土壤中¹³⁷Cs的活度濃度範圍為 0.0~1.92pCi /g，平均值為 0.52 pCi /g。

BRP 電廠場址歷史評估重要結果摘要彙參見表 2。

表 2. BRP 電廠場址歷史評估重要結果

主題	內容
輻射事件摘要	<ul style="list-style-type: none"> • 電廠的建材、工具與瓦礫等被貯存 及/或 埋在電廠附近的外釋渠道、海灘以及場址道路的鄰近區域。 • 多起廢棄物槽和樹脂處理槽溢灑至地面的事件。 • 冷凝系統管件內污染的水經由地面的連接點滲漏至土壤中。 • 室外廢棄物貯存槽洩漏湧染地面與貯存槽週遭的柏油路。 • 外釋渠道挖除的沉積泥，貯存在場址內。 • 1965-1978 年應用場內焚化爐焚燒清潔的垃圾，多次在灰爐中發現污染，在 1978 年底焚化爐拆除前，污染有可能滲入土壤中。 • 附屬建物發現醋酸鈾基質，這些物質推測是經由捐贈而被公共事務部門使用。 • 化學實驗室的除礦水與機械工廠的取樣點均發現污染，污染來源疑似來自遠端管線，該管線係連接過濾水系統作為用過燃料池的備用水源，該連接管線已移除。以前許多電廠系統連接至除礦水系統，現今則將可能成為污染外釋管道的聯結除去。 • 污染樹脂洩漏至汽機廠房(turbine building)的管線中，導致污染進入管線與圍阻體間的砂礫層。 • 確認化學實驗室的水槽管線連接至化糞池，實驗室水槽原是用於處理無污染水樣的，1982 年 12 月針對此現象進行改善措施。此水槽有可能已被用於處理污染廢棄物。 • Radwaste Pump Room 牆面發現有水滲出，滲出的水來自汽機廠房地面下的 2 英吋鋁管，計算估計約有 20,000 加侖冷凝系統的滲漏至土壤中。
輻射事件摘要	<ul style="list-style-type: none"> • Radwaste Pump Room 牆面發現有水滲出，滲出的水來自汽機廠房地面下的 2 英吋鋁管，計算估計約有 20,000 加侖冷凝系統的滲漏至土壤中。 • 修理汽機廠房屋頂時，發現瓦礫中含有¹³⁷Cs與⁶⁰Co。 • 在蒐集西方暴雨排放管的沉積物桶中發現污染(15 pCi/g)。 • 有一系統警報事件調查程序，確認東方暴雨排放管(溝)中的沉積物有⁶⁰Co及⁵⁴Mn污染。在短暫的時間內，軸射污染進入供水系統(Service Water System)，並經由水的供應鏈，傳輸到許多乾淨的系統中。污染經由不當的冷 凝器加溫管線進入，並導致未經許可之外釋。 • 在靠近設備上鎖地區，發現裝有已除污衣物的黃色放射性廢棄物處理袋在瀝清縫隙下，該處理袋中確認無污染物質。 • 由於不當的陰極保護所有的地下管路可能有問題，在輸送放射性流體地下管路附近的土壤有可能受到污染。

(續)表 2. BRP 電廠場址歷史評估重要結果

主題	內容
受影響地區	<p>Big Rock Point 約有 564 英畝。HSA 評估結果，依據 MARSSIM 的定義，BRP 約有 430 英畝的地區初步判定為未受影響地區。受影響地區沿著密西根湖岸線延展約 1 英哩，面積積約 133 英畝，這些地區大多距電廠輻射活動地區較遠，預期有些許的機率含有殘餘輻射故被視為受影響地區。潛在的放射性關注的地點只限於作業區，不到 20 畝，其中包括保護區，以及放射性化合物與所有物質運送路線與儲存位置</p>
非輻射 HSA 的重要結果	<p>非輻射 HSA 回顧了場址活度的歷史影響，包括除役廢棄物管理，有可能影響環境的有害與管制的物質。調查與分析的資訊：</p> <p>(1)現職員工的訪談； (2)矯正措施的紀錄； (3)監督移轉的日誌； (4)輻射 HSA； (5)現場走動與檢視； (6)廢物特性鑑別； (7)環境評估； (8)實驗室分析報告； (9)有害廢物的審查報告； (10)有害/管制廢物產生的報告； (11) Big Rock Point 環境紀錄； (13)Big Rock Point 石棉消滅採樣日常紀錄； (14)Big Rock Point 鉛屏蔽可靠性說明說明資料。</p> <p>結果：Big Rock Point 沒有因非輻射活動而產生有害廢物和管制物質，未造成環境污染</p>

3.8.2 CONNECTICUT YANKEE 電廠

Connecticut Yankee 原子能電力公司(CYAPCO)擁有 Haddam Neck 電廠也被稱為 Connecticut Yankee，位於 Haddam Neck, Connecticut，為單一機組的設施，是四迴路壓水式反應器，額定功率為 1825 兆瓦和 590 總兆瓦；Connecticut Yankee 除役前後照片參見圖 8，其運轉重要里程碑如圖 9 所示。



2003 建物拆除前



CY ISFSI



2007 除役完成

圖 8. Connecticut Yankee(CY)除役前後

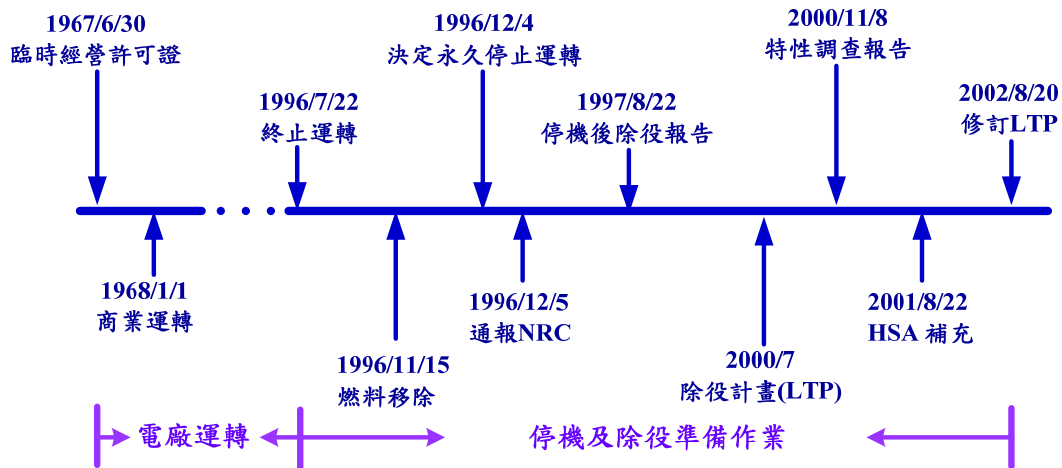


圖 9. Connecticut Yankee 電廠運轉之重要里程碑

Connecticut Yankee 電廠於 1997 秋季～1999 秋季進行場址特性調查，調查範圍包括 HSA、有害廢棄物與法規管制的非放射性污染物，於 2000 年 11 月 8 日提出特性調查報告。場址歷史評估於 1998 年開始執行，於 1999 年秋季完成，2000 年完成 HSA 報告初稿，並於 2001 年 8 月 22 日提出 HSA 增補報告。HSA 增補調查採用 MARSSIM 建議的程序，調查分析重點摘錄如下：

- 現場調查採用由操作人員和管理者產出的報告；
- 與過去和現在的員工訪談－有關化學知識，放射性污染的環境介質；
- 審查與場址相關的管制措施；
- 審查由獨立的顧問公司進行的環境調查資料；
- 審查1967年起輻防相關的偵檢數據；
- 審查年度報告；
- 現場走動與檢視；
- 審查運轉紀錄。

Connecticut Yankee 電廠場址歷史評估的重要結果摘要參見表 3。

表 3. Connecticut Yankee 電廠場址歷史評估重要結果

主題	內容
HSA 重要 結果	<ul style="list-style-type: none"> • 早期廢棄物的處理在管制區的建物外，造成該地區分類為第 1 級受影響區。 • 由事件當時偵檢與隨後的偵檢結果進行分類；只有一個區域(場址的最東邊) 分類為未受影響。 • 數起放射性物質外釋事件。 • 1998 年 5 月在Haddam Neck附近的地點進行土壤¹³⁷Cs背景調查，調查方式是在距場址 2-10 英里，選擇 22 個點取樣分析，分析結果土壤之¹³⁷Cs活度為 0.0~1.8 pCi/g。 • 截至 2000 年中，有 364 件洩漏事件，其中 266 件屬輻射事件。
輻 射 事 件 摘 要	<ul style="list-style-type: none"> • 1979 年發生兩件空浮外釋事件，可能對場址產生影響；這兩個事件均含有包括放射性核種微粒。當時的輻射偵檢發現放射性微粒的地點包括場址圍籬範圍內，以及電廠的停車場北方和電廠的山坡以東 200 米。放射性微粒主要分布的位置為建物的屋頂，輻射管制區的地板。接近排放渠道的地區亦受到影響。 • 液體排放通常會導致地面內的 RCA 污染。放射性地下土壤的遷移發生在主要輔助建築 (PAB) 和反應器儲水罐 (RWST)，其與污染建築相鄰。在現場的地下水井也發現放射性。
輻 射 事 件 摘 要	<ul style="list-style-type: none"> • 一些事件確實影響這些結構的放射性狀態，特別是 1979 與 1988 有二次燃料的失效事件，1973 至 1990 發生蒸汽產生器管件洩漏事件，導致從二次系統管路部份區域測到放射性活度，特別是汽機廠房內的高壓蒸氣組件；由汽機廠房或二次側系統的輻射偵檢偵檢結果顯示燃料失效事件，除了輔助鍋爐之外，並未測到 α 放射性核種。 • 土壤污染事件。 • 有數起放射性物質的外釋事件。 • offsite 物料回收計劃
受 影 響 區 域	<ul style="list-style-type: none"> • 有 93 英畝的電廠場址被歸類為未受影響(no-impacted) ；受影響地區：50%為 Class 1，30%為 Class 2，20%為 Class 3。 • 所有的結構依據該地區的功能，歷史事件和放射性調查結果做為影響區域 (impacted areas)的劃分。 <ol style="list-style-type: none"> (1) 反應器及輔助設備，一般列為 class 1 區：除非這些區域有足夠的數據證明，方能列為 class 2 區；不會被列為 class 3 區。 (2) 電廠區域外的結構被歸類為 Class 3，除非有特殊事件或放射性數據，方能歸為 class 2。

(續)表 3. Connecticut Yankee 電廠場址歷史評估重要結果

主題	內容
受影響區域	<ul style="list-style-type: none"> •土壤-在 RCA 的土壤和 RCA 外的區域被歸類為 class 1，有六個偵檢區域的土壤，可能受到鉛和其他污染的可能性 •地下水-RCA 的地下水受到 3H 的污染。CYAPCO 初步估計對地下水而言，約有 1Ci 的 3H 污染。在 1998 年，場址監測井的鑽探和安裝可能造成當地含水層發生混合。
非輻射 HSA 的重要結果	<p>審查確定現場的主要有害物質為石棉，鉛，多氯聯苯和汞。這些材料通常包含在建材，塗料，光燈泡，燈具，開關，電器元件及高壓電纜。此外，RCRA 的臨時存儲區被確定為進一步審查。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1)從 1981 年到 1984 年，公用事業經常報導 Connecticut 環境保護部，聯胺排放到 Connecticut 河且超過 NPDES 限值。 (2)土壤：6 個偵檢地區的土壤可能被鉛或其他污染物污染。 (3)石油和液壓油：1969 年和 2000 年中期，有 88 件石油和液壓洩漏事件。在廠房內，溢出範圍從幾百毫升的油到 1500 加侖的柴油溢出。 (4)限用物質：1969 年和 2000 年中期之間有 34 件洩漏紀錄。洩漏的例子包括汞，汽油，機油，和 3800 加侖的鈉次氯酸鈉溶液。

4. 輻射偵檢規劃

4.1 前言

輻射偵檢與場址調查（Radiation Survey and Site Investigation - RSSI）過程的偵檢方式包括範圍、特性、改善行動輔助與最終狀態偵檢。本章是協助使用者在執行偵檢作業時，事先規劃出一套可達終極目標的策略，證實可符合導出濃度指引水平（Derived Concentration Guideline Levels - DCGL）。

4.2 範圍偵檢

4.2.1 通則

在場址歷史評估（Historical Site Assessments-HSA）中所收集的資料證明會受到影響的場址或區域，必須執行範圍偵檢。此項偵檢的目標係對 HSA 所述可能殘留污染的場址，擴大範圍執行偵檢。範圍偵檢的特別目的包括：

- (1)提供先期危險評估(Preliminary Risk Assessment –PRA)與完成劃定場址改善行動優先度的執行政序(僅對 CERLLA 與 RCRA 場址)所需資料；
- (2)提供規劃特性偵檢的輸入資料；
- (3)提供場址全部或部分地區放射性的分類標準資料與對第 3 級分類地區規劃最終偵檢；
- (4)估計場址內殘餘放射性濃度的變異性；
- (5)確認可當作背景參考區域的不受影響區域與估計存在背景中放射性核種活度的變異性。

當執行 PRA 時，範圍偵檢的資料是必須的，內容包括場址輻射水平與在建物表面及環境介質中的殘留污染，以及放射性核種的總活度水平(如總

阿伐或總貝他活度)。如果確定會發生無法預測情況而阻礙偵檢作業的完成時，MARSSIM 與 EURSSEM 手冊均建議 使用者應該與主管機關聯繫取得進一步的指示。

假如 HSA 指出場址有可能受到污染，應執行範圍偵檢來提供初步的輻射水平估計值，以利規劃未來的改善措施與提供更細步偵檢作業（如特性偵檢）所需的資料。當規劃執行特性偵檢時，並非所有的放射性參數均須做評估，因為總表面活度或有限的樣品收集也許即足以符合範圍偵檢的目標。

假如審查場址歷史運作紀錄指出某一地區受到影響，在場址欲符合外釋標準之前，最低偵檢範圍應包括第 3 級區域完成最終狀態偵檢。欲證明符合外釋標準，執行範圍偵檢必須選用適當偵檢靈敏度之儀器與程序。

4.2.2 範圍偵檢設計

規劃範圍偵檢包括審查 HSA 的資料，審查過程應考慮相關地點的放射性物質流出量或排放量，以及放射性物質執照或類似文件等可用以瞭解在場址內放射性物質使用的確定位置與總量資料。這些資料有助於決定那一地區可能含有殘留的放射性，以及在執行範圍偵檢作業時必須特別注意的區域，並且也可用來選定一處或多處不受影響區域當作背景參考地區。HSA 審查後，依場址選用適當的 DCGL。爾後也可決定選用特定場址的資料來修正 DCGL。

假如在範圍偵檢中確定有殘餘的放射性，該區域可被分類為第 1 級或第 2 級的最終狀態偵檢，並執行後續的特性偵檢作業。範圍偵檢產生的文件在提供特性偵檢的輸入資料，因此量測與取樣也許不夠廣泛或達到與最終偵檢相同程度的靈敏度。設計範圍偵檢應依據特定資料品質目標(Data

Quality Objectives – DQO；可參考 MARSSIM 或 EURSSEM 原文相關章節) 來收集所要的資料。

範圍偵檢也可提供進一步考慮場址是否可外釋，因此偵檢作業的設計應依包括依據 HSA 資料與專業判斷的取樣。假如經判斷取樣分析確認沒有殘留放射性，可將該區歸類為第 3 級，並執行第 3 級區域的最終狀態偵檢作業。然而，在往後的偵檢(如特性偵檢)，應收集更多的資料以便對地區分類做最後的決定。

4.2.3 執行偵檢作業

為提供 PRA 或特性偵檢輸入資料，範圍偵檢作業的執行包括：表面掃瞄、表面活度量測與樣品收集(如擦拭紙、土壤、水、植物、塗料、建築材料、次表面材料之取樣)。掃瞄、直接量測與取樣係用來檢查可能含殘留放射性的區域，這些作業的執行需依照 HSA 資料、先期調查偵檢結果與專業判斷做規劃。

區域的背景活度與輻射水平，包括建物表面的直接輻射水平與環境介質中的放射性活度，應該要被決定。偵檢位置可採用格子座標法或依場址固定的外觀標示。應建立適當的參考座標系統，以正確標示污染高於 DCGL 的位置。取樣也是範圍偵檢的一部份，應考慮樣品的追溯要求，必要時要有多重保護措施。

期望用做第 3 級區域最終狀態偵檢的範圍偵檢，在執行上可依據 4.5 節的偵檢導則來設計。這些偵檢也應包括對判斷可能累積殘留放射性的區域進行輻射量測與取樣分析(參見 4.5.3 節)。

4.2.4 評估偵檢結果

偵檢資料要轉換成與 DCGL 相同的單位。利用直接量測或實驗室的樣品分析來確認在場址可能的放射性核種污染。這些量測數據應與法規 DCGL 值相比較。

範圍偵檢作業的結果可供進行初步場址的放射性危害評估，或提供額外的特性偵檢作業的輸入資料，並可用以確定殘留放射性在場址的位置與水平。預期做為第 3 級區域最終狀態偵檢的範圍偵檢結果，應依據 MARRIM 第 8 章或 EURSSEM3.10.8 節的方法來決定是否超過外釋標準。

4.2.5 文件管理

範圍偵檢的結果應做成書面文件，其內容與偵檢的特定目的有關。範圍偵檢如提供做為特性偵檢的參考資料，文件中應提出場址一般的放射性情形。偵檢結果應包括可能的污染物(包括放射性核種的確認方法)、污染程度(如活度水平、污染面積、污染深度)與 DCGL 之相對比值。一份範圍偵檢的敘述報告或信件格式報告，也許就足以提供作為特性偵檢的輸入文件。場址欲進一步考慮外釋，應提供一份與最終狀態偵檢相同程度的報告。

4.3 特性偵檢

4.3.1 通則

執行特性偵檢之目的在於滿足特定目標，包括：

- (1)決定放射性污染的性質與範圍；
- (2)評估改善措施的方法(如無限制使用，現場處置，或場外處置等)；

- (3)提供情節分析與劑量或危險度評估模式的輸入參數，以決定場址特定的 DCGL；
- (4)估算在除役過程中工作人員與民眾健康與安全的影響；
- (5)評估改善技術；
- (6)提供最後偵檢設計的輸入資料；
- (7)針對 CERCLA 場址提供改善措施調查/可行性研究資料，針對 RCRA 場址提供設施調查/矯正方法研究資料。

本節內容著重於提供設計最終狀態偵檢所需的資料，與在限制的區域內決定放射性核種污染的特殊性質與範圍。提供做為最後偵檢設計資料的目的包括：

- (1)估計最終偵檢時期的放射性情況，逐項列出存在的放射性核種名稱、活度範圍與偏差、空間分佈等；
- (2)必要時評估用作背景參考區域的量測結果；
- (3)偵檢區初步分類的再評估；
- (4)依所需 MDC 選擇儀器；
- (5)建立可接受 TYPE I 與 TYPE II 誤差之相關法規要求(可參考 MARSSIM 原文附錄 D 提供建立可接受決定誤差率的導則)。

在這些目的中，許多均可滿足再決定建物、殘留物與環境介質的特殊性質與範圍。更細部的特性偵檢設計的執行以決定污染範圍可參考美國 NRC⁽⁷⁾ 與 EPA's RI/FS 相關導則。

特性偵檢的結果包括：

- (1)在建築物、結構體與其他場地設施中污染物的名稱與分布；

- (2)表面與次表面土壤中污染物的濃度與分布；
- (3)地表水、地下水與沈積物中污染物的濃度與分布；
- (4)其他受到影響之環境介質如蔬菜或塗料中污染物的濃度與分布。

特性偵檢的結果並應包括足夠的場址物理特性資料，包括表面形態、天候與氣象、地表水文、地質、人口統計、土地利用狀況與水文資料等。此項偵檢也應表達出可能影響到環境中污染物傳輸的速率與方向之環境條件。下列各節說明特性偵檢的規劃、執行與文件管理，選用其他特性偵檢方法必須徵求主管機關的同意。

4.3.2 偵檢設計

場址特性偵檢係依據收集資訊的特定 DQO 來做設計，並用 HSA 與範圍偵檢的結果來做規劃。DQO 程序必須確保收集具有充分品質的數據量以做為場址特性調查之用。一般場址特性調查流程由審查 HSA 開始，包括場址敘述、運轉歷史、污染形式與程度(假如已執行範圍偵檢，其資料也可供參考)。場址敘述或概念場址模式(參考 3.4.4 節)應涵蓋場址內污染區之面積、尺寸及位置等。場址地圖應顯示場址的邊界、道路、水文特徵、主要結構物與其他可能影響除役作業的外貌環境。

運轉歷史記錄包括：運轉前的場址狀況、設施的運轉作業、排放與現場處置及重大事故(包括放射性物質濺出或其他異常事件)，因而導致污染擴散到場址周圍及先前解除管制的外釋地區。此項審查應包括其他如廠內人員、離職員工、當地居民等。場址過去的空照圖與位置圖用來確定污染的可能地區也很有幫助。

放射性物質處理的形式及數量與其儲存位置亦應加以審查(可查閱放射性物質執照)。污染釋出與遷移途徑亦應加以確定，以瞭解可能受到影響的區域及可能殘留污染物的地區，並應確定考量放射性衰變後殘留在現場的放射性物質的形式及活度。

特性偵檢應清楚定出場址內受到影響與可能受到污染的部份(如土壤、結構物、水等)，也應定出不受影響的部份。某些情形下，特性偵檢結果符合主管機關所訂定的 DCGL，而不須做改善措施。當計畫將特性偵檢資料做為最後偵檢資料的一部份時，資料需具備足夠的品質與數量(參見 4.5 節)。有幾種程序可能會發生在特性偵檢階段，例如考慮與評估改善措施的方法與計算特定場址的 DCGL。

特性偵檢結果也應提供單一偵檢區域內污染物分佈的變異，以便依照統計學原理決定在最終狀態偵檢所需量測或取樣的資料點數(參見 4.5.2 節)。另外，特性偵檢資料也可用來判定某些偵檢區域的重新分類(如第 1 級改為第 2 級)。

因污染具有特定的場址特性，因此不必對每一個場址均執行本章所敘述的所有量測方式。例如對污染遠高於 DCGL 且明顯需要做改善措施的地區，不需要詳細的特性偵檢資料。決定是否需執行除污作業，特性偵檢資料可作為研判的基準，並決定用於提供適當除役決策基礎所需特性偵檢資料的形式。

4.3.3 執行偵檢

特性偵檢作業可詳細評估各種形式的建物與環境介質的輻射水平，包括建物表面、地表與地表下土壤、地表水與地下水等。規劃偵檢作業前，審查

HSA 資料將有助於確認場址內可能受到污染的環境介質(參考 MARSSIM 原文 3.6.3 節與 EURSSEM 原文 2.4.8 節)與確定偵檢區的輻射分類。因為事後改善措施係依據殘留污染的輻射水平與 DCGL 來做比較，因此執行偵檢作業的偵檢儀器與分析技術必須根據 DCGL 來做選擇。如需評估工作人員與民眾的健康與安全，應做曝露率的量測。另外在執行偵檢時，地面下公共設施(如水電)配置位置要考慮以避免發生問題。

4.3.3.1 結構物偵檢

建物表面與結構物的偵檢包括表面掃瞄、表面活度量測、曝露率量測與取樣分析(如擦拭、地板下方土壤、水、塗料與建築材料等樣品)，並依據預期的污染物與活度選擇現場偵檢儀器及實驗室分析設備與程序。(現場與實驗室使用儀器可參考 MARSSIM 原文原文附錄 H 的說明)背景活度與輻射水平應採用適當的參考區域之量測與分析結果作為背景值。背景評估包括建物表面活度、曝露率與各種環境介質中放射性核種濃度。

量測位置可利用參考座標系統來記載或記載在固定場址外觀圖上。一般對建物表面參考座標系統，兩點距離一公尺。這種選擇有利於確認偵檢位置、評估小區域中高活度與決定平均活度水平。依據 HSA 與範圍偵檢作業中發現可能含有殘留放射性的區域來執行掃瞄偵檢。

執行偵檢可採用系統性與判斷性表面活度量測。判斷性直接量測法可在較高直接輻射位置執行，用表面掃瞄來確認殘留污染輻射水平的上限資料。判斷性量測可在下水道、通風管路、儲存槽、污水系統與建物屋頂執行。每一表面活度量測位置均應小心記載在偵檢表中。

偵檢一般採曝露率量測與取樣分析等方式，例如欲瞭解污染水平與垂直擴散範圍，可取地板下方土壤樣品做核種分析。同理，取混凝土塊樣品分析也可評估在反應器設施中混凝土受到活化的深度。採用任何一種形式的放射性量測也許就足以決定污染的範圍，例如單用表面活度量測或曝露率量測結果就可證明那一個地區必須進行除污。

當特性偵檢資料欲用做最後偵檢資料的補充文件時，量測與取樣技術應符合選用的 DQO。

4.3.3.2 土地偵檢

對地表土壤、地表下方土壤與環境介質的特性偵檢，可決定在土壤中放射性核種在橫向與垂直方向的擴散範圍與濃度。常用的方法有取樣與實驗室分析或現場加馬能譜分析等技術，選用的原則視對污染物種類、濃度與偵檢能力而定。現場加馬能譜分析或直接表面量測並非很容易就能用來決定放射性核種的垂直分布，利用實驗室分析所取的樣品亦會產生不確定度，因此在偵檢設計時必須考慮各種情況，可同時進行直接輻射量測與取樣分析來達成偵檢目的。

背景土壤樣中放射性核種濃度的決定，要有足夠具代表性(如土壤形式、深度等)的土壤樣。背景樣品要在不受輻射放射性核種影響的地區採取才具代表性，背景放射性核種濃度的變異性亦應考慮(可參考MARSSIM原文第 4.5 節或NUREG-1501⁽⁸⁾)。

取樣位置可利用參考座標系統來記載或記載在固定場址外觀圖上，取樣間隔距離可依偵檢區位置與評估高放射性活度面積的大小來決定，一般在空曠地區間隔 10 m 取樣⁽³⁾。

在可能殘留放射性的區域，應執行表面加馬活度掃瞄，如污染接近地表面且可代表主要的輻射來源，則也可採用貝他掃瞄。掃瞄技術與儀器的靈敏度應符合 DQO 要求。

當知道或懷疑地表面與地表面下受到放射性污染時，應取表土與地表面下土壤與環境介質樣品進行分析。用鑿孔機取樣才能取得具有代表性的地下積存土壤。在取樣位置上方 1 公尺處應做曝露率量測，並且每一地表面與地面下土壤樣品與量測地點應詳細記錄。

4.3.3.3 其他量測/取樣位置

地表水與底泥：

- (1)地表水與底泥是否可能受到污染需考慮幾項因素，包括地表水體到場址的距離、排水流域的大小、總年降雨量、地表水流動速率與體積、與其在空間與時間的變異性。(MARSSIM 手冊原文 3.6.3.3 節對地表水與底泥取樣的必要性有深入考慮)。
- (2)分析地表水的輻射特性可決定污染範圍與分佈，取樣時應取經過充份混合的地表水，其分析結果方具有代表性。某些場址必須取不同地層的水樣來研判污染的垂直分布。底泥樣應先評估懸浮性沈積物與河床底沈積物的成份與比例關係(懸浮性沈積物與沈澱性沈積物之比)。當取樣分析發現有放射性核種在沈積物時，受污染的沈積物就很可能在低活動力環境中累積成細粒狀沈澱(如沈積在小溪彎曲處或死水處之淤泥)。
- (3)背景水樣可取場址上游或不受廠內運作影響地區的水來分析，但須取足夠的水樣。背景放射性核種濃度在時空或臨時性的變化也應考慮。

- (4)取樣位置可利用參考座標系統或地表水體的比例圖標示。取樣前可依先前偵檢調查或 HSA 審查結果，在可能含有殘留放射性的地區(如岸邊)做伽馬活度掃瞄，並考慮水流速度變化的影響。
- (5)地表水取樣應在雨水流動地區、場區排水口、排水口上下游與其他可能含殘留放射性的地點(MARSSIM 原文第 3.6.3.3 節)。放射性核種濃度量測包括總阿伐與總貝他分析與特定核種分析。如能建立特別關係式時，非輻射參數，如導電度、pH 值與總有機碳含量也可做為研判污染程度的替代方法(如水中放射性核種濃度與 pH 值成某種線性關係時，則只要測 pH 值就能計算出放射性核種濃，不須執行花費較貴的特定核種分析)。用替代方法量測在 MARSSIM 原文第 4.3.2 節有相關的討論。
- (6)每一地表水與底泥取樣位置應小心記錄在相關偵檢表。地表水流動模式也可用來說明污染物濃度與遷移速率。

地下水：

- (1)地下水取樣須依當地地質、次表面污染可能性與法規要求執行。因為不同單位管制地下水污染情形有不同方法(如美國 EPA's 超基金方案與某些州要求要根據安全飲用水法來做管制)，因此如地下水有可能受到污染時，應與相關單位聯繫，地下水取樣之必要性可參考 MARSSIM 原文第 3.6.3.4 節。
- (2)若地下水確定受到污染時，應該立即聯繫主管機關，因為：①主管機關須建立地下水排放標準與 DCGL(MARSSIM 原文第 4.3 節)；②原先所建立的土壤 DCGL 係依據未受到污染的地下水導出的值，不再適用。

- (3)瞭解地下水的輻射特性，可決定污染物擴散範圍與分布、地下水遷移的速率與方向、評估抽取地下水的潛在影響。欲瞭解地下水的輻射特性須設計適當的監測井網，實際所需監測井數與位置視污染地區大小、污染物的形式與範圍、水文系統與監測方案的目的而定。
- (4)背景水樣可取在相同含水層的上游區或不受場內運作影響地區的地下水分析，但須取足夠的水樣。背景放射性核種濃度在時空或臨時性的變化也應考慮。
- (5)取樣位置可利用座標格子或觀測井的比例圖來表示。觀測井的施工規範應具備，以瞭解海平面高度、內徑和外徑、護套形式、濾網形式、位置、鑿孔尺寸與其他等資料。
- (6)除了有機與無機成份外，地下水取樣與分析應包括所有主要的放射性污染物。對可能當飲用水來源的地下水，量測包括總阿伐/總貝他活度與其他特定核種分析。如能建立特別關係式時，非輻射參數，如導電度、pH值與總有機碳含量也可做為研判污染的替代方法。
- (7)每個地下水監測井位置應小心記錄在偵檢表，而且污染物的濃度與來源應在圖表上標示，以說明污染水平、來源、水文性質、邊界情況與場界之間的關係。

其他環境介質：

- (1)有些場址的輻射監測作業，也許須執行空氣取樣，視當地地形與放射性核種排放的特性而定。此包括收集空氣樣品或以濾紙收集空氣中懸浮性微粒，用以評估職業工作人員與民眾的健康與安全。由於空氣取樣時會受到限制，因此不被用來要求證明是否符合危險度或劑量的法規標準。

MARSSIM 原文第 3.6.3.5 節敘述一些空氣樣品的分析結果也可提供有用的資料，做為設計最終狀態偵檢的參考。在某些場址，量測氬濃度可以瞭解目前土壤中鐳、鈾系、鈾系核種的活度(MARSSIM 原文第 6.9 節與附錄 H 提供此類取樣的資料)。

(2)少數情況，植物取樣也可當作特性偵檢的一部份，可提供最後狀態偵檢的參考資料。因為多數危險度與劑量為基準的法規較關心土地未來的使用是否與目前土地使用的方式不同，因此植物樣的分析結果也僅供參考。但建立植物與土壤中放射性核種的濃度關係(許多評估程式中使用植物自土壤吸收放射性核種的轉移係數導出 DCGL 值)，也做為研判污染的替代方法。多數情況下，量測土壤中的放射性與核種活度來當做評估參數，對評估結果較為合理，也可減少不確定度。

4.3.4 評估偵檢結果

偵檢資料要轉換成與 DCGL 表示的相同單位。經過實驗或現場分析，在場址內可能的放射性核種污染物要予以標示。偵檢結果的資料應與相關法規上的 DCGL 值比較。當特性偵檢資料欲當做最終偵檢資料時，應用 MARSSIM 原文第 8 章或 EURSSEM 手冊第 3.10 節統計學的方法，以決定偵檢區是否能符合外釋標準。

當特性偵檢資料用做改善措施之參考指引時，應確認殘留放射性的位置與範圍。偵檢結果應先與 DCGL 比較，表面與環境介質中的偵檢結果可區分為大於 DCGL、小於 DCGL 或不受污染。直接量測結果發現有高放射性的地區，要進一步做評估與決定重新量測的必要性。

4.3.5 文件管理

場址特性偵檢產生的文件，應做成一份記錄場址輻射狀況的完整且明確紀錄。除此之外，說明污染範圍與可能受到影響的環境介質等特性資料，要充分提供在報告中。此報告亦應對場址須選擇除污作業所採取的方式是否合理，提供充分的說明資料。

4.4 改善行動輔助偵檢

4.4.1 通則

執行改善行動輔助偵檢之目的在於：

- (1) 有助於改善措施的進行；
- (2) 決定場址或單一偵檢區是否已經可以執行最終狀態偵檢；
- (3) 提供最新場址特定參數的估計值以規劃最終狀態偵檢。

本節不討論例行運轉中的偵檢作業(如空氣取樣、劑量率量測、環境取樣)，其結果可當作改善行動的參考。

改善行動輔助偵檢的目的也在於監測除污成果的有效性，亦即殘留放射性是否已經被清除或降低到可接受的水平。此形式的偵檢係在現場執行改善行動過程中，即時做輻射偵檢以達到清潔的目的。一般只要偵檢一個簡單放射性參數，如靠近地表面執行直接輻射曝露率量測，就能有效指示改善措施的成效。在執行前應先建立偵檢的調查基準，做為現場即時決定的基準(該水平應低於可接受水平，以保證所訂定之 DCGL 可以達成)。改善行動輔助偵檢為了執行方便與成本之有效應用，不須提供徹底或精確的資料來敘述場址的輻射狀態，亦不須提供證明符合 DCGL 之文件。改善行動輔助偵檢僅

是達成符合改善措施的臨時步驟，因此某區域若經偵檢後可以滿足 DCGL，未來仍需在最終狀態偵檢時進行詳細偵檢。改善行動輔助偵檢亦可依 4.5 節最終狀態偵檢的設計來執行，若相關法規允許，DCGL 也可依照改善措施的執行成果重新計算。

改善作業在執行期間可能會造成偵檢區污染的分佈改變，原來規劃最終狀態偵檢的場址特定參數將會隨之改變(如偵檢區放射性核種濃度的變化性或小面積形成高放射性的機率)。對多數的偵檢區而言，重要參數值於完成改善行動後應重新建立與更新。

4.4.2 偵檢設計

改善行動輔助偵檢的目的在於偵檢確認現存的殘留放射性小於或等於 DCGL 標準。雖然現存小面積高放射性也許可以符合 $DCGL_{EMC}$ ，但改善行動輔助偵檢較為有效的設計還是要能確定殘留的放射性符合 $DCGL_w$ (並對可能符合外釋標準的小面積高放射性地區進行改善行動)。偵檢儀器與技術要根據預期的污染物性質與 DCGL 來選擇。

有些放射性核種與介質無法利用現場偵檢技術來確認符合 $DCGL_w$ ，針對這種情形，可以彈性地採取較特定核種實驗室分析程序更為快速與便宜的取樣分析方法。相對於花費較高的分析方法，現場實驗室分析與篩選技術也是可接受的替代方法。改善行動完成後，審查改善計畫以得知殘留污染的位置與活度。

4.4.3 執行偵檢

依據污染物的性質與活度來選擇具有足夠偵檢能力的現場偵檢儀器與程序。偵檢方法一般係於表面掃瞄後再進行直接量測，以確認殘留的放射性。將表面放射性水平量測結果與 DCGL 做比較，以決定是否須做進一步除污。

偵檢作業執行過程中，對土壤挖除部份以儀器掃瞄其表面貝他與加馬活度。因為對土壤中放射性核種濃度的掃瞄結果很難找出相互間的關係，因此必須小心判斷其清除成果。現場實驗室分析與篩選技術也可提供較好的方法來決定是否必須進一步執行土壤改善措施。

4.4.4 評估偵檢結果

偵檢結果資料(如表面活度水平與各種介質中放射性核種濃度)要轉換成與 DCGL 相同的單位來做比較(MARSIM 手冊原文 6.6 節)。假如偵檢結果指出改善行動完成後已符合 DCGL 標準，除污工作即可終止，並開始規劃最終狀態偵檢。若發現仍有殘留活度超過 DCGL 者，必須進一步執行改善行動。

4.4.5 文件管理

改善行動輔助偵檢的目的在於指出偵檢區的改善行動是否已達成清除效果，以決定是否需要繼續執行改善行動或已可開始規劃最終狀態偵檢。資料顯示某一偵檢區已改善成功，則該偵檢結果資料可用來評估該區域輻射狀況的變化。在改善行動執行前所確認高活度地區的資料，於規劃最終狀態偵檢時可用來證實改善行動的有效性。

4.5 最終狀態偵檢

4.5.1 通則

執行最終狀態偵檢作業的目的在證實每一偵檢地區之殘留放射性可滿足外釋標準或不受限制使用。偵檢作業產生的資料可以證實偵檢區的放射性不超過所定的 DCGL 值，因此最終狀態偵檢須有更詳細的導則來遵行。偵檢區的放射性是否符合 DCGL 標準，必須以各偵檢區代表基本的個體，依統計學原理來證實。下節所規定之文件有助於確保不同單位或法規要求的一致性，並說明場址或設施之間偵檢結果的比較方法。

本節敘述規劃與執行最終狀態偵檢的方法，以符合主管機關的要求，但替代方法也可能被主管機關所接受。本節將列出流程圖與查核表來協助使用者規劃最終狀態偵檢作業。

4.5.2 偵檢設計

圖 10~12 說明最終狀態偵檢的程序。此程序的開始之初須先建立 DQO 流程。首先在 DQO 基礎下由對場址放射性情形的了解，決定要達到外釋標準所需量測與取樣點之數目與位置，最後就是選擇合適的偵檢技術來執行(參見 MARSSIM 原文第 6、7 章)。

規劃最終狀態偵檢作業事先應與主管機關討論驗證或證實偵檢相關事宜。證實偵檢(也稱為獨立的驗證偵檢)可由主管機關或獨立的第三者執行(如主管機關授權之單位)，必要時以實際現場量測與取樣分析來提供最終狀態偵檢的證明結果資料。另一項證實偵檢的目的在於依據偵檢程序及偵檢結果的整體審查來發現在最後偵檢文件內的缺失。獨立的證實偵檢作業一般侷限

於在所選位置做點的查核、將發現與最終狀態偵檢結果比較、以及進行證實偵檢與最終狀態偵檢結果的獨立統計學評估。

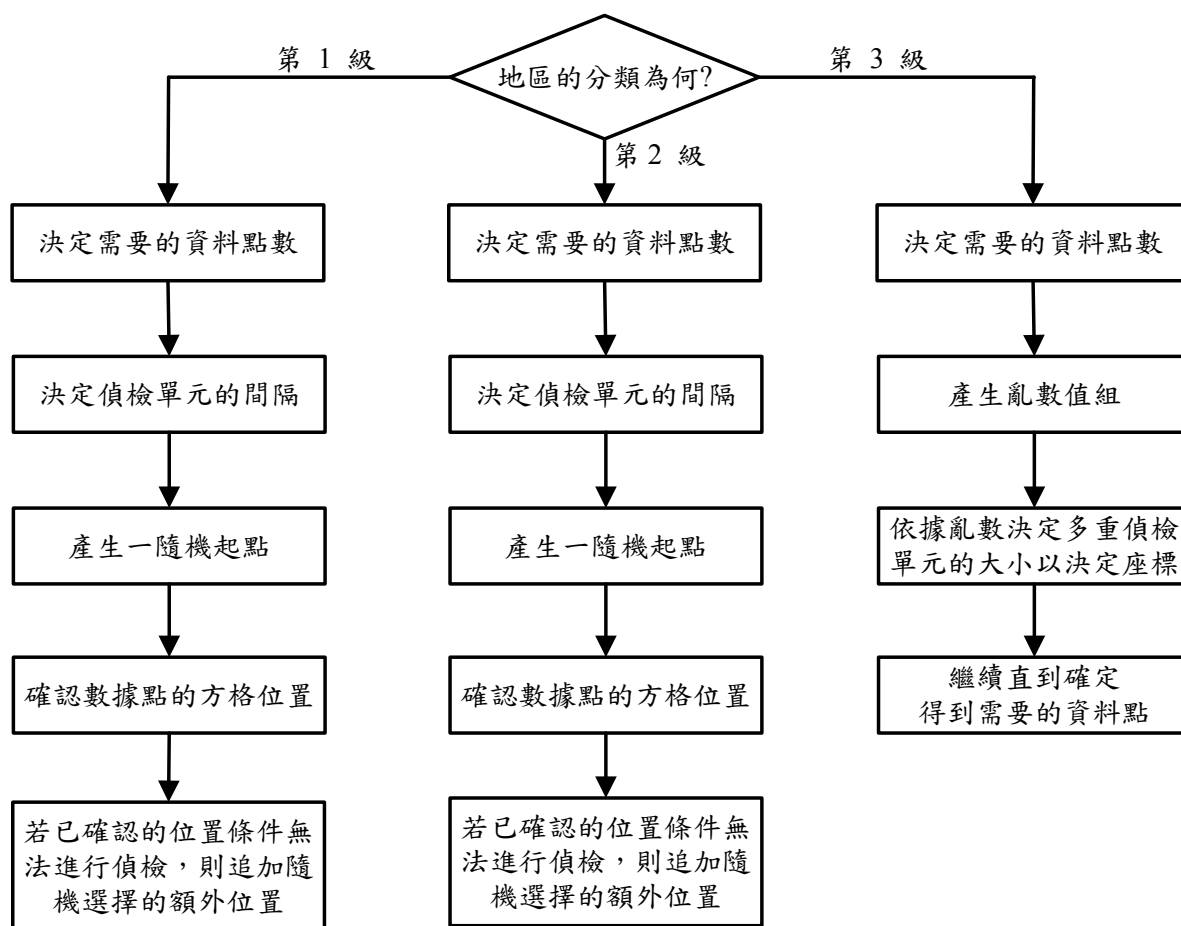


圖 10. 確認量測位置之流程圖(參考 4.5.2.5 節)

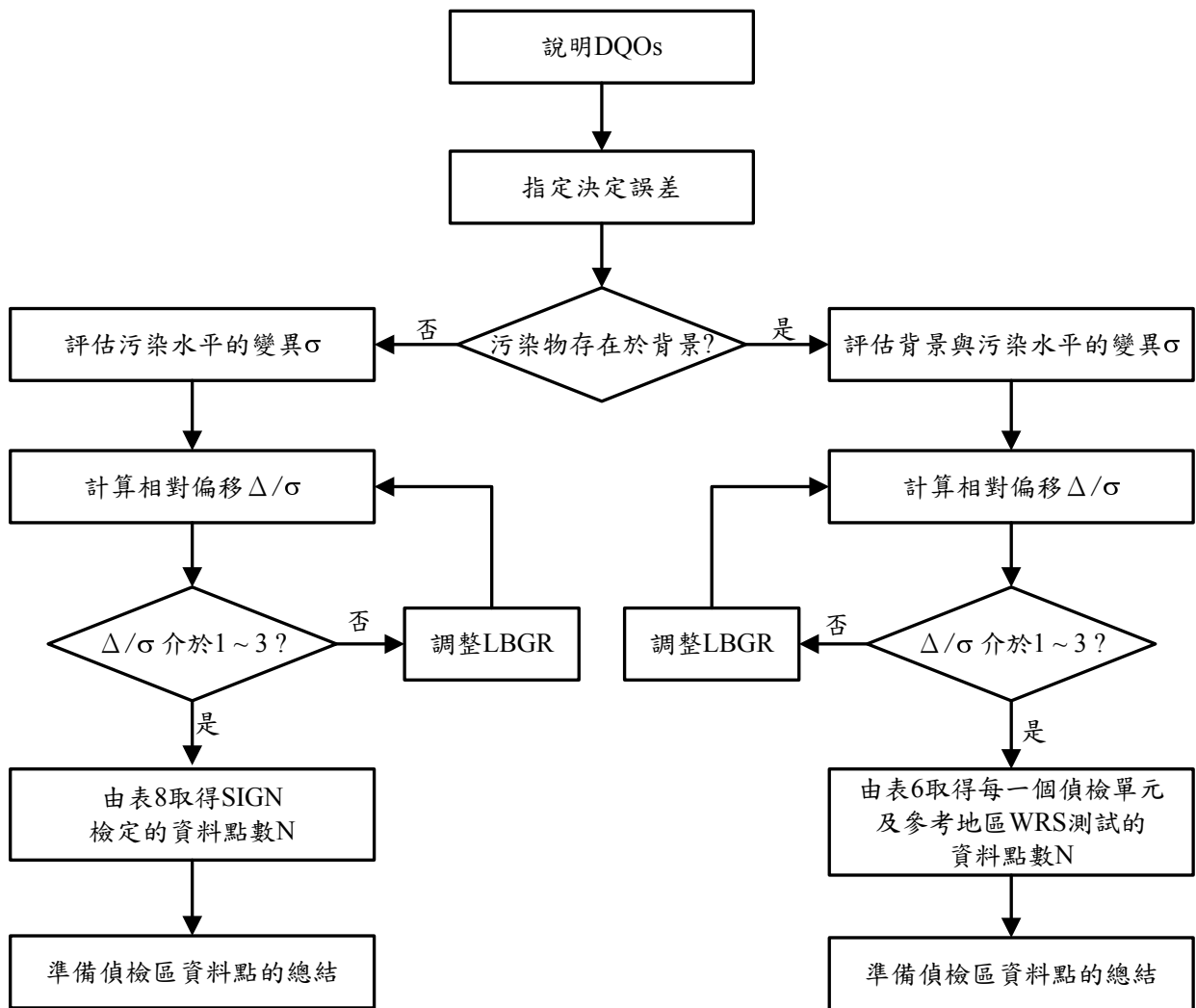


圖 11. 確認統計測試資料點數目之流程圖

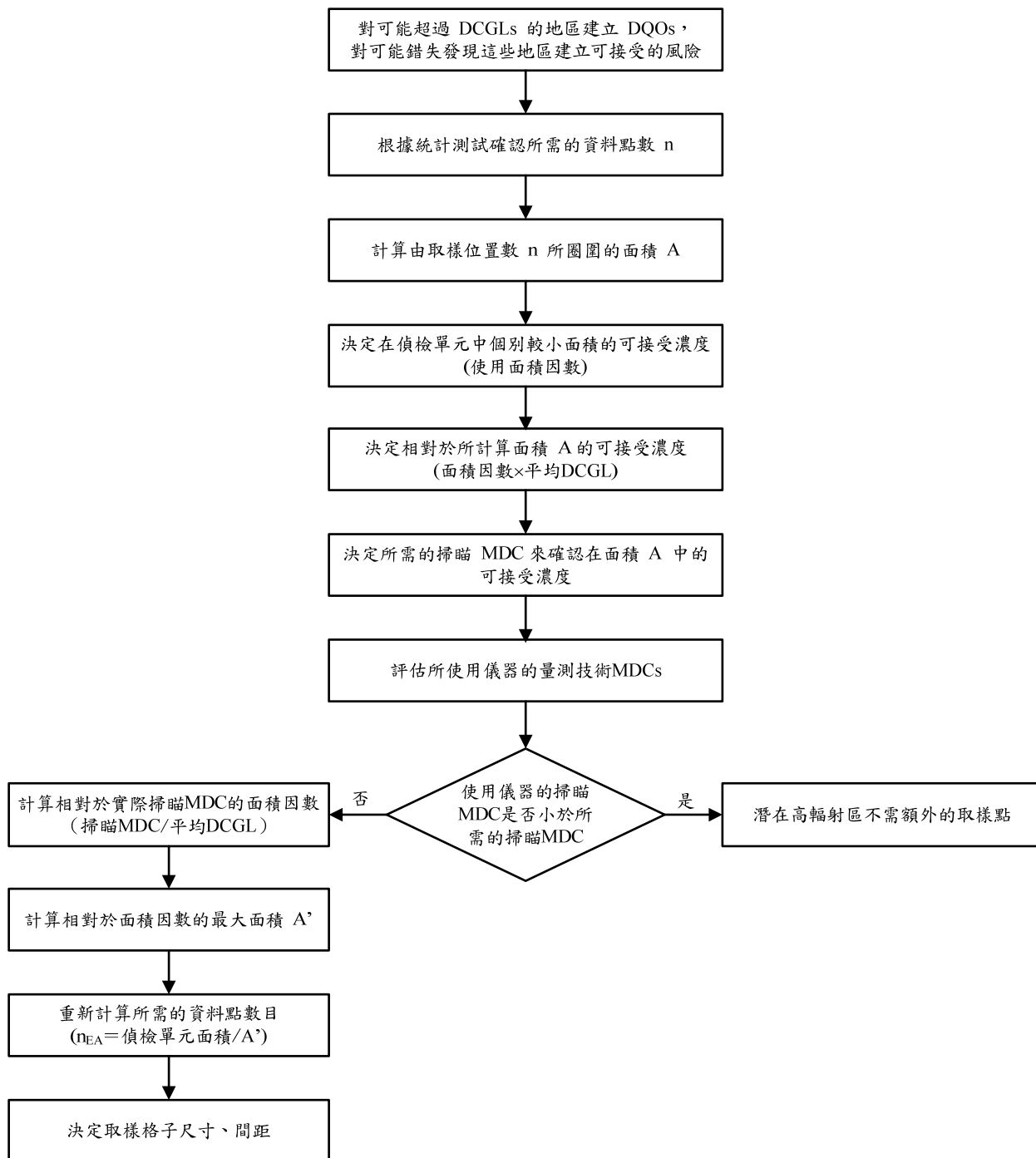


圖 12. 確認評估第 1 級偵檢單元可能高活度地區所需資料之流程圖

4.5.2.1 除役標準的應用性

DQO 作業流程應用到除役偵檢作業，在MARSSIM原文附錄D 及EPA 與NRC 導則文件⁽⁹⁻¹²⁾均有相關說明。在此流程中，偵檢目標與假設前提應清楚陳述。最終狀態偵檢的目標係證明殘留放射性水平可達到外釋標準，為證明符合目標，首先假設殘留放射性污染超過外釋標準之虛無假設 H_0 (Null Hypothesis)，以及殘留放射性污染符合外釋標準的替代假設 H_a (Alternative hypothesis)。

評估最終狀態偵檢資料可用兩種統計測試法，污染物存在背景中用WRS(Wilcoxon Rank Sum)法，污染物不存在背景中用 Sign Test 法。為決定測試方法所需之資料，應建立 TYPE I 決定誤差(α)與 TYPE II 決定誤差(β)之可接受機率(參見 MARSSIM 原文附錄 D 之 D.6 節)。可接受決定誤差率為殘留放射性之函數，可在偵檢計畫中以 DQO 作業流程來決定。

DQO 作業流程的最後步驟包括滿足 DQO 最適當方法的選擇。對某些場址或偵檢單元，本節所提供的導則也許可能會導致偵檢作業的設計以現有的資源仍無法達成。在此情形下，規劃小組須放鬆心情照原文附錄 D 的說明來擬定偵檢設計。本章節對於偵檢設計的限制範例包括：

- 增加決定誤差率，不忘記考慮做錯誤決定的風險。
- 降低灰色區域下界(LBGR)以增加灰色地帶的寬度。
- 改變邊界：改變或縮小需要做不同決定的偵檢區以降低量測成本。

4.5.2.2 污染物存在背景中-依統計檢定決定資料資料點數

污染物存在於背景中時，參考區與偵檢區量測值的比較用 WRS 統計測試。另外每一量測值應與高活度量測值比較(Elevated Measurement

Comparison, EMC)做比較，以確保量測結果不會超過所訂定的調查基準。若在改善偵檢時，任何量測值超過調查基準，不管 WRS 試驗的結果如何至少局部區域須加做調查措施。

當殘留放射性均勻分佈在偵檢區，用WRS 統計測試法最有效，可偵檢是否有放射性活度超過 $DCGL_W$ ，此法的優點為不需先假設資料是常態或對數常態分佈。WRS 法也可在背景參考區與偵檢區內量測數據小於最低可測活度(MDA)時使用。一般而言，有 40 %量測結果小於MDA 尚可採用WRS 法評估。量測結果小於MDA 可以不必記錄MDA值，但若量測結果大於MDA，則實際量測值與其不確定度均應記錄。本節介紹數個統計學上的參數與名詞，可用來決定此種非變數測試方法所需之資料點數，並舉例說明統計概念的應用。

計算相對偏移：

DQO 作業流程選擇灰色區域下界(Lower Bound Gray Region, LBGR)與目標值 α 、 β 。灰色區的寬度等於 $(DCGL - LBGR)$ 稱為偏移參數 Δ ，此值在 WRS 統計試驗中屬重要參數。相較於 Δ 的絕對值，相對偏移 Δ/σ 更為重要。 σ 為量測值的標準偏差， σ 的意義包括量測值在實際空間的變化度與使用量測系統的精確度， Δ/σ 表示量測系統不確定度的解析度。

偏移($\Delta = DCGL_W - LBGR$)與污染物量測值的標準偏差(σ_r 與 σ_s)用以計算相對偏移 Δ/σ (參考MARSSIM原文附錄D 的D.6 節)。標準偏差值可從以前的偵檢資料(如範圍、特性、改善或非改善措施輔助偵檢)之結果資料)得知。如無法得到 σ 值，則必須：(1)執行初步量測(大約 5 到 20 點)以估計分佈狀態；或(2)依據現有場址瞭解程度做合理估計。如採用第 1 種方式，

用來估計 σ 值的範圍或特性偵檢或初步量測的資料應該用相同技術應用到最終狀態偵檢。當初步量測資料無法得到時，根據經驗，合理假設變異數約 30 %。

偵檢區所選擇的 σ 值可能係依據偵檢區內收集的資料或是由場址內一較大範圍區域所收集的資料。偵檢區大小在最終狀態偵檢規劃階段之前仍可改變，亦即對於來自先前初步偵檢的量測值事後可能無法決定代表那一偵檢區。對許多場址最實際的解決方法是針對每一輻射等級區(第 1 級，第 2 級，第 3 級)的內外偵檢區來估計其 σ 值。其結果為所有戶外第 3 級偵檢區使用相同的 σ 值，所有戶外第 2 級偵檢區使用第二個 σ 值，以及所有戶外第 1 級偵檢區用第三個 σ 值。假如在同一區域分級內有多種不同型態的表面，則需要估算不同的 σ 值。例如，第 2 級水泥地板與第 2 級磚牆各有不同的 σ 值，或是第 3 級未鋪石子的停車場與第 3 級草坪各有不同的 σ 值。

決定適當的 σ_r 與 σ_s 值是很重要的，如果低估 σ 值，表示資料點數太少以致於無法得到想要的檢定力水平(power level)，建議要重新偵檢(參考 MARSSIM 手冊原文第 8 章)；如果相反地高估 σ 值，表示測定的資料點數可能太多了。

相對偏移值(Δ/σ)小於 1，表示需要較多的量測值才能證實符合偵檢目標。當 σ 變小時，資料點數會相對增加。量測的資料點增加， Δ 值就會變小。因為DCGL 值是固定的，因此LBGR 也會對量測點數多寡有重大影響。當背景參考區域的標準偏差(σ_r)與偵檢區標準偏差(σ_s)不同時，應該取較大的 σ 值來計算相對偏移 Δ/σ 。

決定 P_r 值：

當偵檢區偵檢結果中數值等於LBGR 且高於背景值時，偵檢區的隨機量測值大於背景參考區隨機量測值且小於 $DCGL_W$ 之機率定義為 P_r 。 P_r 用於公式(1)來決定執行偵檢所需的量測點數。表 4 列出 Δ/σ 值與相對應的 P_r 值。計算 P_r 值的方法可參考NUREG-1505⁽¹³⁾。

如實際相對偏移值未列在表 4 中，一般取較低值。如表 4 中未列出 $\Delta/\sigma = 1.67$ ， P_r 值可取 $\Delta/\sigma = 1.6$ 的對應值 0.871014。

表 4. 污染存在於背景中給定相對偏移值(Δ/σ)之 P_r 值

Δ/σ	P_r	Δ/σ	P_r
0.1	0.528182	1.4	0.838864
0.2	0.556223	1.5	0.855541
0.3	0.583985	1.6	0.871014
0.4	0.611335	1.7	0.885299
0.5	0.638143	1.8	0.898420
0.6	0.664290	1.9	0.910413
0.7	0.689665	2.0	0.921319
0.8	0.714167	2.25	0.944167
0.9	0.737710	2.5	0.961428
1.0	0.760217	2.75	0.974067
1.1	0.781627	3.0	0.983039
1.2	0.801892	3.5	0.993329
1.3	0.820978	4.0	0.997658

If $\Delta/\sigma > 4.0$, use $P_r = 1.000000$

確定決定誤差百分率：

測試程序下一步驟是確定分別代表決定誤差 α 、 β 之百分率 $Z_{1-\alpha}$ 與 $Z_{1-\beta}$ (參考表 5)， $Z_{1-\alpha}$ 與 $Z_{1-\beta}$ 為標準統計值⁽¹³⁾。

表 5. 選擇之 α 、 β 值所代表的百分率

α (or β)	$Z_{1-\alpha}$ (or $Z_{1-\beta}$)	α (or β)	$Z_{1-\alpha}$ (or $Z_{1-\beta}$)
0.005	2.576	0.10	1.282
0.01	2.326	0.15	1.036
0.015	2.241	0.20	0.842
0.025	1.960	0.25	0.674
0.05	1.645	0.30	0.524

計算 WRS 統計檢定之資料點數 N：

$$N = \frac{(Z_{1-\alpha} + Z_{1-\beta})^2}{3(P_r - 0.5)^2} \quad (1)$$

用公式(1)計算出偵檢所須資料點數，但有時要考慮遺失或不能用的資料，故應多取 20 % 較為保險。N 是對每一偵檢區與背景參考地區兩者所需的點數。故 N 可分成偵檢區點數及背景參考區點數 m， $n+m=N$ 。最簡單方式就是選 $n=m=N/2$ 。

從表 6 亦可查出 WRS 測試所需量測點數。由表 6 依據所選定的 α 、 β 及 Δ/σ 值可決定每一偵檢單元區與背景參考區所需之量測點數。

表 6. Wilcoxon Rank Sum 檢定所使用的 N/2 值

Δ/σ	$\alpha=0.01$					$\alpha=0.025$					$\alpha=0.05$					$\alpha=0.10$					$\alpha=0.25$				
	β					β					β					β					β				
	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25
0.1	5452	4627	3972	3278	2268	4627	3870	3273	2646	1748	3972	3273	2726	2157	1355	3278	2646	2157	1655	964	2268	1748	1355	964	459
0.2	1370	1163	998	824	570	1163	973	823	665	440	998	823	685	542	341	824	665	542	416	243	570	440	341	243	116
0.3	614	521	448	370	256	521	436	369	298	197	448	369	307	243	153	370	298	243	187	109	256	197	153	109	52
0.4	350	297	255	211	146	297	248	210	170	112	255	210	175	139	87	211	170	139	106	62	146	112	87	62	30
0.5	227	193	166	137	95	193	162	137	111	73	166	137	114	90	57	137	111	90	69	41	95	73	57	41	20
0.6	161	137	117	97	67	137	114	97	78	52	117	97	81	64	40	97	78	64	49	29	67	52	40	29	14
0.7	121	103	88	73	51	103	86	73	59	39	88	73	61	48	30	73	59	48	37	22	51	39	30	22	11
0.8	95	81	69	57	40	81	68	57	46	31	69	57	48	38	24	57	46	38	29	17	40	31	24	17	8
0.9	77	66	56	47	32	66	55	46	38	25	56	46	39	31	20	47	38	31	24	14	32	25	20	14	7
1.0	64	55	47	39	27	55	46	39	32	21	47	39	32	26	16	39	32	26	20	12	27	21	16	12	6
1.1	55	47	40	33	23	47	39	33	27	18	40	33	28	22	14	33	27	22	17	10	23	18	14	10	5
1.2	48	41	35	29	20	41	34	29	24	16	35	29	24	19	12	29	24	19	15	9	20	16	12	9	4
1.3	43	36	31	26	18	36	30	26	21	14	31	26	22	17	11	26	21	17	13	8	18	14	11	8	4
1.4	38	32	28	23	16	32	27	23	19	13	28	23	19	15	10	23	19	15	12	7	16	13	10	7	4
1.5	35	30	25	21	15	30	25	21	17	11	25	21	18	14	9	21	17	14	11	7	15	11	9	7	3
1.6	32	27	23	19	14	27	23	19	16	11	23	19	16	13	8	19	16	13	10	6	14	11	8	6	3
1.7	30	25	22	18	13	25	21	18	15	10	22	18	15	12	8	18	15	12	9	6	13	10	8	6	3
1.8	28	24	20	17	12	24	20	17	14	9	20	17	14	11	7	17	14	11	9	5	12	9	7	5	3
1.9	26	22	19	16	11	22	19	16	13	9	19	16	13	11	7	16	13	11	8	5	11	9	7	5	3
2.0	25	21	18	15	11	21	18	15	12	8	18	15	13	10	7	15	12	10	8	5	11	8	7	5	3
2.25	22	19	16	14	10	19	16	14	11	8	16	14	11	9	6	14	11	9	7	4	10	8	6	4	2
2.5	21	18	15	13	9	18	15	13	10	7	15	13	11	9	6	13	10	9	7	4	9	7	6	4	2
2.75	20	17	15	12	9	17	14	12	10	7	15	12	10	8	5	12	10	8	6	4	9	7	5	4	2
3.0	19	16	14	12	8	16	14	12	10	6	14	12	10	8	5	12	10	8	6	4	8	6	5	4	2
3.5	18	16	13	11	8	16	13	11	9	6	13	11	9	8	5	11	9	8	6	4	8	6	5	4	2
4.0	18	15	13	11	8	15	13	11	9	6	13	11	9	7	5	11	9	7	6	4	8	6	5	4	2

【範例】

某一場址劃分 14 個偵檢單元區（簡稱偵檢區）與一個背景參考區，在每一區用相同儀器與方法執行量測。污染物DCGL_w 定為 160 cpm。目前背景量測結果 45±7(1σ)cpm。在偵檢區污染物的標準偏差為±20 cpm(此值根據以往偵檢結果計算)。計算相對偏移要取較大的標準偏差，故取 20 cpm 來計算(因為 20cpm 大於 7 cpm)。在DQO 作業流程LBGR選擇DCGL 的一半為 80 cpm。TYPE I 與TYPE II 的決定誤差α與β值一般選 0.05。請決定每一偵檢區與背景參考區需要取多少量測點數方可滿足統計檢定。

解法一： $\Delta/\sigma = (160-80)/20 = 4$ ，查表 4 得知 $P_r = 0.997658$ ，查表 5 得知

$Z_{1-\alpha} = 1.645$ ； $Z_{1-\beta} = 1.645$ ，利用公式(1)得出 $N = 14.6$ ，再加取 20%

資料為 17.5，取整數 18。故每一偵檢區與背景參考區各取 9 個資料點數。

解法二：查表 6 由 $\alpha=0.05$ ， $\beta=0.05$ 與 $\Delta/\sigma=4$ 可以得知 9 代表 $N/2$ ，該表已加取 20% 之要求。

4.5.2.3 污染物不存在於背景中-決定統計檢定之資料點數

當污染物不存在於背景環境中或微量存在於背景環境中遠小於 DCGL 時，不須要有背景參考區的資料。換言之污染物活度值直接與 DCGL 值比較，量測方法大多與第 4.5.2.2 節類似，但是在統計測試上有些微不同，須採用單樣品 Sign 測試法，不能用雙樣品 WRS 測試法。

計算相對偏移：

決定資料點數，要先計算相對偏移 $\Delta/\sigma_s = (DCGL-LBGR)/\sigma_s$ 。 σ_s 值可從以往偵檢結果或採用合理估計值。 Δ/σ_s 值小 1 表示需要大量的量測資料才能證實符合統計學上精確度要求。

決定 Sign P 值：

此值為一個估計的機率值，表示當偵檢區量測中數值等於 LBGR 值時，從偵檢區隨機量測結果小於 DCGL 的機率。Sign P 值可用來計算欲符合 DQO 所需最少的資料點數。Sign P 值列於表 7，

決定誤差百分率：同表 5。

計算 Sign 統計檢定之資料點數 N：

$$N = \frac{(Z_{1-\alpha} + Z_{1-\beta})^2}{4(\text{Sign}P - 0.5)^2} \quad (2)$$

由表 7 可查得給定相對偏移值(Δ/σ)之 Sign P 值(污染不存在於背景中)，可用公式(2)計算 Sign P 值試驗所需的資料點數 N。最後 N 再加取 20 %數量，以防遺失或無效的資料。另外也可從表 8 中 α 、 β 與 Δ/σ 找出 N 值，但此值不再加取 20 %，因已將遺失或資料無效等因素考慮進去。

表 7. 污染不存在於背景中給定相對偏移值(Δ/σ)之 Sign P 值

Δ/σ	Sign p	Δ/σ	Sign p
0.1	0.539828	1.2	0.884930
0.2	0.579260	1.3	0.903199
0.3	0.617911	1.4	0.919243
0.4	0.655422	1.5	0.933193
0.5	0.691462	1.6	0.945201
0.6	0.725747	1.7	0.955435
0.7	0.758036	1.8	0.964070
0.8	0.788145	1.9	0.971284
0.9	0.815940	2.0	0.977250
1.0	0.841345	2.5	0.993790
1.1	0.864334	3.0	0.998650

If $\Delta/\sigma > 3.0$, use Sign p = 1.000000

表 8. Sign 檢定所使用的 N 值

Δ/σ	$\alpha=0.01$					$\alpha=0.025$					$\alpha=0.05$					$\alpha=0.10$					$\alpha=0.25$									
	β					β					β					β					β									
	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25
0.1	4095	3476	2984	2463	1704	3476	2907	2459	1989	1313	2984	2459	2048	1620	1018	2463	1989	1620	1244	725	1704	1313	1018	725	345					
0.2	1035	879	754	623	431	879	735	622	503	333	754	622	518	410	258	623	503	410	315	184	431	333	258	184	88					
0.3	468	398	341	282	195	398	333	281	227	150	341	281	234	185	117	282	227	185	143	83	195	150	117	83	40					
0.4	270	230	197	162	113	230	1921	162	131	87	197	162	136	107	68	162	131	107	82	48	113	87	68	48	23					
0.5	178	152	130	107	75	152	126	107	87	58	130	107	89	71	45	107	87	71	54	33	75	58	45	33	16					
0.6	129	110	94	77	54	110	92	77	63	42	94	77	65	52	33	77	63	52	40	23	54	42	33	23	11					
0.7	99	83	72	59	41	83	70	59	48	33	72	59	50	40	26	59	48	40	30	18	41	33	26	18	9					
0.8	80	68	58	48	34	68	57	48	39	26	58	48	40	32	21	48	39	32	24	15	34	26	21	15	8					
0.9	66	57	48	40	28	57	47	40	33	22	48	40	34	27	17	40	33	27	21	12	28	22	17	12	6					
1.0	57	48	41	34	24	48	40	34	28	18	41	34	29	23	15	34	28	23	18	11	24	18	15	11	5					
1.1	50	42	36	30	21	42	35	30	24	17	36	30	26	21	14	30	24	21	16	10	21	17	14	10	5					
1.2	45	38	33	27	20	38	32	27	22	15	33	27	23	18	12	27	22	18	15	9	20	15	12	9	5					
1.3	41	35	30	26	17	35	29	24	21	14	30	24	21	17	11	26	21	17	14	8	17	14	11	8	4					
1.4	38	33	28	23	16	33	27	23	18	12	28	23	20	16	10	23	18	16	12	8	16	12	10	8	4					
1.5	35	30	27	22	15	30	26	22	17	12	27	22	18	15	10	22	17	15	11	8	15	12	10	8	4					
1.6	34	29	24	21	15	29	24	21	17	11	24	21	17	14	9	21	17	14	11	6	15	11	9	6	4					
1.7	33	28	24	20	14	28	23	20	16	11	24	20	17	14	9	20	16	14	10	6	14	11	9	6	4					
1.8	32	27	23	20	14	27	22	20	16	11	23	20	16	12	9	20	16	12	10	6	14	11	9	6	4					
1.9	30	26	22	18	14	26	22	18	15	10	22	18	16	12	9	18	15	12	10	6	14	10	9	6	4					
2.0	29	26	22	18	12	26	21	18	15	10	22	18	15	12	8	18	15	12	10	6	12	10	8	6	3					
2.5	28	23	21	17	12	23	20	17	14	10	21	17	15	11	8	17	14	11	9	5	12	10	8	5	3					
3.0	27	23	20	17	12	23	20	17	14	9	20	17	14	11	8	17	14	11	9	5	12	9	8	5	3					

【範例】

某一場址內有一偵檢區，土壤中污染物的 DCGL 定為 140Bq/kg。污染核種為人造核種。從以往調查結果，平均殘留污染值為 $3.7 \pm 3.7(1\sigma)$ Bq/kg。LBGR 選定為 110 Bq/kg，TYPE I 的決定誤差 α 值為 0.05，TYPE II 的決定誤差 β 值為 0.01，請決定所需資料點數方能符合統計試驗。

解法一：相對偏移 $\Delta/\sigma = (140-110)/3.7 = 8$ ，從表 7 得知 Sign P=1。假如 LBGR 升到 12.5， $\Delta/\sigma = (140-125)/3.7 = 4$ ，Sign P 值仍為 1，所以計算所需之資料點數並未改變。TYPE II 誤差機率如照 125 Bq/kg，而非 110 Bq/kg 則在 110 Bq/kg TYPE II 誤差的機率更小。從表 5 查得百分率值 $Z_{1-\alpha}(\alpha=0.05) = 1.645$ ， $Z_{1-\beta}(\beta=0.01) = 2.326$ 代入公式(2) 得 $N=15.85$ ，再加 20%， $15.85 \times 1.2 = 19.2$ 取 20 因此須取 20 個資料點數。

解法二：從表 8 中， $\alpha=0.05$ ， $\beta=0.01$ ， $\Delta/\sigma > 3.0$ 可查得 N 值為 20。

4.5.2.4 決定小面積高污染區資料點數

上述之統計檢定(亦可參考 MARSSIM 原文第 8 章)用於評估污染大約為均勻分佈的偵檢區域內的殘留放射性是否超過 $DCGL_W$ 。此外必須確保在最終狀態偵檢時可能高於 $DCGL_{EMC}$ 之小面積中的高放射性均能被偵檢出來。前述章節所介紹的統計檢定方法可能無法成功的偵測出小面積的高污染區。因此有系統的量測與取樣分析，並配合表面掃描，則可充分確保小面積高污染區域可以符合外釋標準或 $DCGL_{EMC}$ 。此程序可應用於所有放射性核種(不管是否存在於背景中)，並應用於第 1 級偵檢區域。

依據污染物是否存在於背景中的情形，參考 4.5.2.2 或第 4.5.2.3 節決定所需偵檢資料點數。偵檢點數決定後再隨機選定一個起點定位後建立有系統的偵檢模式。有系統的取樣格子可以是三角形或方形，三角形格子模式較能有效找出小面積高污染的位置。MARSSIM 原文附錄 D 中討論三角形與方形格子模式找出高污染位置的效率。詳細討論請參考 EPA 報告⁽¹⁴⁾。

於系統取樣模式中，計算偵檢位置的數目(n)，用來決定取樣格子的間距(L)。由偵檢位置所圍出三角柵格的面積 $A = 0.866 \times L^2$ ；而正方形柵格面積 $A = L^2$ 。使用隨機啟始柵格模式無法取到高活度區域的取樣風險可參考 MARSSIM 原文附錄 D 的圖 D.7。

決定 $DCGL_{EMC}$ 值的方法就是用面積修正因數改變 $DCGL_W$ 值，此法是用不同面積的修正因數，來改變劑量或危險度。面積因數就是小區域內的高放射性其活度對整個偵檢區域造成輻射劑量的貢獻比。偵檢區內小區域的高放射性可能會超過 $DCGL_W$ 值，但整個偵檢區的輻射水平仍能符合外釋標準。是否能夠考慮面積因數，須依據相關法規決定。

表 9 與表 10 係用不同輻射曝露途徑產生之面積因數。利用 RESRAD 5.6 程式所計算出的室外面積因數參見表 9，所有曝露途徑均以核種活度 37 Bq/kg (1 pCi/g) 來做計算。RESRAD 5.6 程式污染面積預設值為 10,000 m²，除非改變為其他面積（例如 1、3、10、30、100、300、1,000 或 3,000 m²）否則預設值將不會改變。RESRAD 以單位濃度的劑量或風險來計算不同面積的面積因數。假如以分佈在 10,000 m² 的 $DCGL$ 殘留活度乘上面積因數，就等於所求出的活度分佈在特定小面積上的劑量。由 RESRAD-BUILD 1.5 程式利用類似的方式所計算出的室內面積因數列參見表 10，所有的曝

露途徑均以核種活度 37 Bq/kg (1 pCi/g)計算。RESRAD-BUILD 1.5 程式污染面積預設值為 36 m²，其他相對的面積為 1、4、9、16 或 25 m²。假設有 10% 可移除污染，且預設值不做更動。以RESRAD 來計算面積因數僅供參考，MARSSIM 的使用者應使用主管機關可接受的技術導則來決定面積因數。

表 9. 室外面積劑量因數*參考範例

Nuclide	Area Factor								
	1 m ²	3 m ²	10 m ²	30 m ²	100 m ²	300 m ²	1000 m ²	3000 m ²	10000 m ²
Am-241	208.7	139.7	96.3	44.2	13.4	4.4	1.3	1.0	1.0
Co-60	9.8	4.4	2.1	1.5	1.2	1.1	1.1	1.0	1.0
Cs-137	11.0	5.0	2.4	1.7	1.4	1.3	1.1	1.1	1.0
Ni-63	1175.2	463.7	154.8	54.2	16.6	5.6	1.7	1.5	1.0
Ra-226	54.8	21.3	7.8	3.2	1.1	1.1	1.0	1.0	1.0
Th-232	12.5	6.2	3.2	2.3	1.8	1.5	1.1	1.0	1.0
U-238	30.6	18.3	11.1	8.4	6.7	4.4	1.3	1.0	1.0

*表中列出的數值僅作說明用途。參考主管機關的指引，決定用於符合性驗證的面積因素。

表 10. 室內面積劑量因數*參考範例

Nuclide	Area Factor					
	1 m ²	4 m ²	9 m ²	16 m ²	25 m ²	36 m ²
Am-241	36.0	9.0	4.0	2.2	1.4	1.0
Co-60	9.2	3.1	1.9	1.4	1.2	1.0
Cs-137	9.4	3.2	1.9	1.4	1.2	1.0
Ni-63	36.0	9.0	4.0	2.3	1.4	1.0
Ra-226	18.1	5.5	2.9	1.9	1.3	1.0
Th-232	36.0	9.0	4.0	2.2	1.4	1.0
U-238	35.7	9.0	4.0	2.2	1.4	1.0

*表中列出的數值僅作說明用途。參考主管機關的指引，決定用於符合性驗證的面積因素。

為能偵檢出偵檢區內高放射性區域，對掃瞄作業所使用儀器之最低可測活度(MDA) 亦有要求。掃瞄方法的可接受最低可測濃度(Scan MDC)的計算公式如下：

$$\text{Scan MDC (要求的)} = (\text{DCGL}_w) \times (\text{面積因數}) \quad (3)$$

接著決定所使用儀器的實際掃瞄技術 MDC 值(參見 MARSSIM 原文 6.7 節)。將所選擇掃瞄技術的實際 MDC 值與要求的掃瞄 MDC 值做比較，如果實際掃瞄 MDC 值小於要求的掃瞄 MDC 值，則對於評估小面積高活度區不需再增加取樣點；換言之，掃瞄技術展現適當的靈敏度可偵檢出小面積高活度區。假如實際掃瞄 MDC 值大於要求的掃瞄 MDC 值(即掃瞄靈敏度不足以偵檢出小面積高活度區)，則必須計算相對於實際掃瞄 MDC 值的面積因數：

$$\text{面積因數} = \text{實際掃描 MDC/DCGL} \quad (4)$$

由上式所求出相對於此面積因數的高活度區面積大小(m^2)與表 9 及表 10 相近。評估小面積高活度的資料點數可以偵檢區面積除以主管機關可接受的高活度面積。例如，高放射性區域面積為 100 m^2 (參見表 9)，而偵檢區面積為 $2,000 \text{ m}^2$ ，則偵檢位置數為 20。所計算出的偵測點位置數(n_{EA})被用來決定系統格子模式的修正間隔(L)(參見 4.5.2.5 節)。系統格子模式的間隔(L)(當由高活度面積來驅動時)的計算公式如下：

$$L = \sqrt{\frac{A}{0.866n_{EA}}} \quad \text{三角形格子模式} \quad (5)$$

$$L = \sqrt{\frac{A}{n_{EA}}} \quad \text{方形格子模式} \quad (6)$$

上式中，A 為偵檢區面積。通常柵格間距會調整為最接近的距離，以方便在區內進行偵檢。

假如 n_{EA} 值大於公式(1)算出的 $N/2$ 值或公式(2) 算出的 N 值，則用公式(5) 或(6) 計算 L 值，並用以決定量測點位置(參見 4.5.2.5 節)。假如 n_{EA} 值小於 $N/2$ 或 N 值，則用公式(7)或(8) 計算 L 值(參見 4.5.2.5 節)。統計檢定採用較大的資料點數。圖 12 提供一評估高活度小面積所需資料點數的簡要流程。假如於一隔離的高活度區發現有殘留放射性，且相當均勻的分佈於偵檢區，則可採用值 1 法則(unity rule)(參考MARSSIM原文 4.3.3 節)確保其總劑量或危險度不超過外釋標準(參考MARSSIM原文 8.5.2 節)。若有一個有上的高活度區，則應分別考慮。假如有一適當的曝露途徑模式可以利用，實際殘留活度分佈的劑量或風險也可以被計算出。此種考量通常僅適用於第 1 級輻射偵檢區內，因為第 2、3 級輻射偵檢區不應存在有高活度區。

當掃瞄技術的偵檢低限值大於 $DCGL_{EMC}$ 值時，要符合統計試驗的量測數會變成不合理的大，此情形應重新執行偵檢目標的評估與考量。考量的內容包括：偵檢設計與量測方法、曝露途徑評估模式的假設與決定 $DCGL$ 值所採用的參數、HSA 中有關射源項與放射性核種分佈的決論、範圍與特性偵檢的結果等，以使量測點數達到合理的程度。

【範例 1】

有一輻射等級為第 1 級的偵檢區，其土地面積 1500 m^2 ，可能有 ^{60}Co 污染。 ^{60}Co 的 DCGL_W 值為 110 Bq/kg (3 pCi/g)，掃瞄儀器的靈敏度為 150 Bq/kg (4 pCi/g)。由計算得知統計測試所需的資料點數為 27 個。區域內 27 個量測點位置之間的距離為 8 m ，利用三角形取樣模式 8 m 所圍的面積約 55.4 m^2 。從表 9 內插，求得面積因數約 1.4，因此在 55.4 m^2 的可接受活度為 160 Bq/kg ($1.4 \times 110 \text{ Bq/kg}$)。由於所採用掃瞄儀器的靈敏度 (150 Bq/kg) 小於 DCGL_W 乘以面積因數 (160 Bq/kg)，故不必增加量測點數以證明符合 DCGL_{EMC} 。

【範例 2】

有一輻射等級為第 1 級的偵檢區，其土地面積 1500 m^2 ，可能有 ^{60}Co 污染。 ^{60}Co 的 DCGL_W 值為 110 Bq/kg (3 pCi/g)。與範例 1 相反地，掃瞄儀器的靈敏度為 170 Bq/kg (4.6 pCi/g)。由計算得知統計測試所需的資料點數為 15 個。區域內 15 個量測點位置之間的距離為 10 m ，利用三角形取樣模式 10 m 所圍的面積約 86.6 m^2 。從表 9 內插，求得面積因數約 1.3，因此在 86.6 m^2 的可接受活度為 143 Bq/kg ($1.3 \times 110 \text{ Bq/kg}$)。由於所採用掃瞄儀器的靈敏度 (170 Bq/kg) 大於 DCGL_W 乘以面積因數 (143 Bq/kg)，故所求得的量測點數不足以證明符合 DCGL_{EMC} 。面積的乘數應該為 1.5 倍 ($170/110$)，相當於 30 m^2 的面積 (表 9)，及 6 m 間隔。利用三角形取樣模式 6 m 間隔包含 50 個資料點，亦即此一偵檢區應該執行 50 個量測數。

4.5.2.5 決定偵檢位置

準備偵檢區位置比例縮圖，並在圖上建立參考座標系統或格子系統，任何偵檢位置均能在圖上以一組座標來標示，而偵檢區的尺寸大小則可以用最大長度 X 及最大寬度 Y 來表示。確認與記錄每一特定的偵檢位置對於最終狀態偵檢確保量測的再現性而言是非常重要的。建立與量測與特定位置相關的參考座標系統可參考第 MARSSIM 原文 4.8.5 節。

若以相同的 α 、 β 與 Δ/σ 值，代入公式(1)或(2)，計算出的量測點數與偵檢區輻射等級無關，則第 1 級、第 2 級與第 3 級偵檢區內均執行相同的量測點數。然而這是一個最佳的案例情節，其指出在定義偵檢作業規模時確認適當偵檢區(例如偵檢區的大小及輻射分類等)的重要性。量測間隔會受到量測數量的影響，與輻射等級無關。然而量測間隔也受到偵檢區面積、污染物活度的變動與導出 DCGL 模式界面的影響。

土地區域：

在第 3 級偵檢區與參考區進行量測與取樣應採用隨機的方式，其位置以亂數表示(2 個數字，代表與 X 軸及 Y 軸的距離)。亂數可用計算機或電腦來產生，或是查閱數學表格來獲得。需要有充足的數據組數以確保足夠的偵檢區之偵檢位置總數。每一組亂數均乘上適當的偵檢區尺寸，以提供相對於偵檢區參考座標原點的座標。以此方式確認的座標，若不是座落在偵檢區內或因場址條件而無法執行偵檢時，則以相同的方式決定出其他偵測點來取代。圖 13 為隨機取樣模式的範例。在此範例中，利用依據統計測試的適當公式(用公式(1) 與(2))確定出 8 個資料點，這些點的位置是使用原文附錄 I 之表 I.6 的亂數表所決定出的。

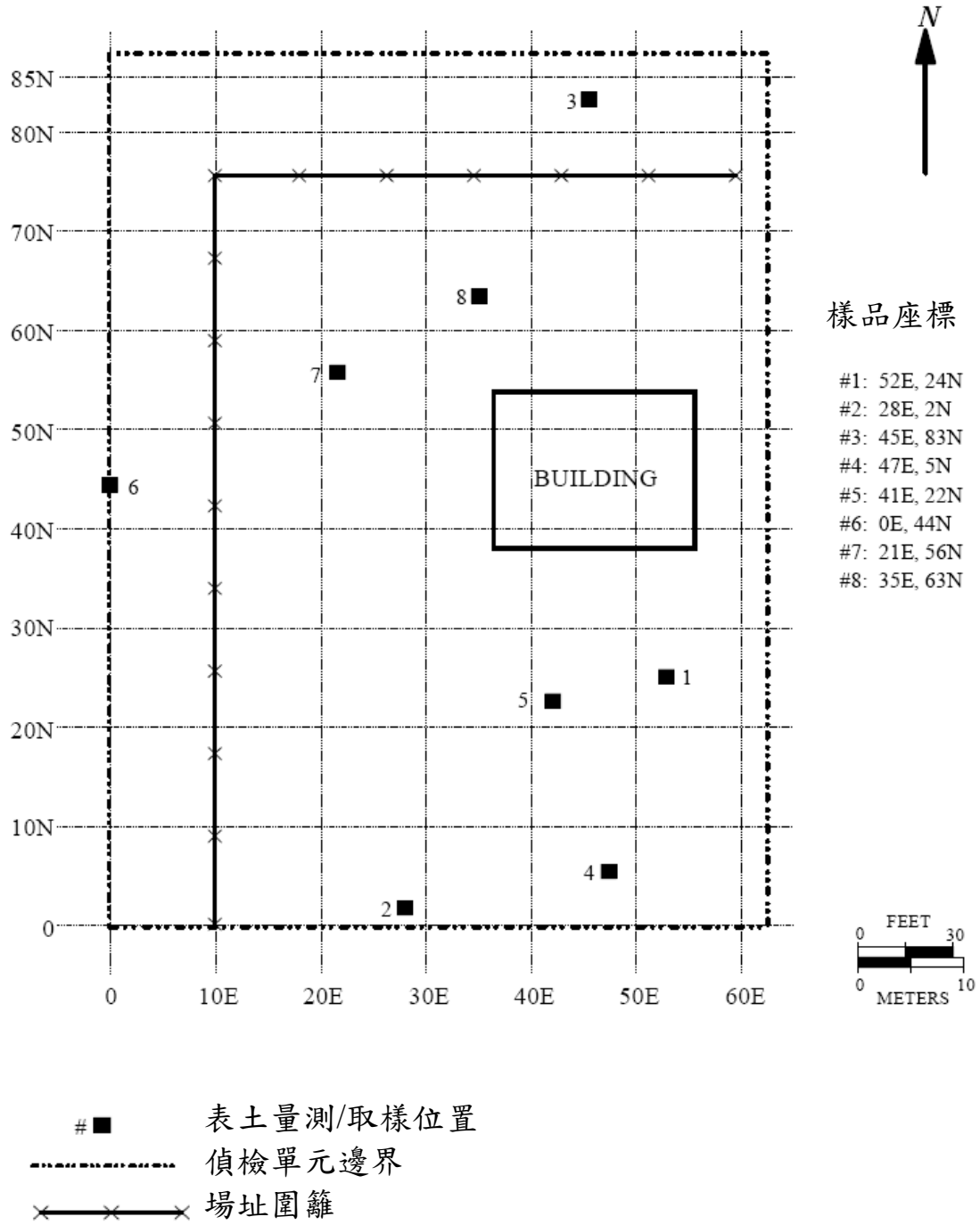


圖 13. 隨機量測模式之範例

第 2 級偵檢區的偵檢採隨機啟點系統模式(Randon-Start Systematic Pattern)，依據統計測試所計算出的偵檢位置數 n ，被用來決定系統模式的量測點間距 L ：

$$L = \sqrt{\frac{A}{0.866n}} \quad \text{三角形格子模式} \quad (7)$$

$$L = \sqrt{\frac{A}{n}} \quad \text{方形格子模式} \quad (8)$$

公式中 A 為偵檢單元面積。

當算出 L 值後，如前所述，隨機選取一座標位置做為偵檢模式開始位置。由隨機起點座標開始，延 X 軸方向每隔 L 定出一排位置。對方形格子模式上下兩排之間距均為 L 。對三角形格子，上下兩排之間距為 $L \times 0.866$ 。沿著第二列的偵檢點為第一列 X 座標二點之間的中點。重複此步驟建立偵檢位置分佈於全部的偵檢區。如標示點落在偵檢區外或無法取樣的位置，則應使用上述的隨機程序來選取其他的點，一直到選取所有想要的取樣點總數。

此一偵檢模式的範例如圖 14 所示。在此範例中，統計測試估計要有 20 個樣品(表 8, $\alpha = 0.01$ 、 $\beta = 0.05$ 、 $\Delta/\sigma > 3.0$)。隨機啟點座標為(27E, 53N)，偵檢區面積 $5,100 \text{ m}^2$ ，格子間距利用公式 5-7 來計算：

$$L = \sqrt{\frac{5,100 \text{ m}^2}{0.866 \times 20}} = 17 \text{ m}$$

沿著 X -軸由起點每二點之間隔為 17 m，第二列與第一列相距 $0.866 \times L$ ，或 15 m。此一隨機起點三角取樣程序共定出 21 個所需的取樣點位置數，其中有一個位在建築物內而無法取樣。

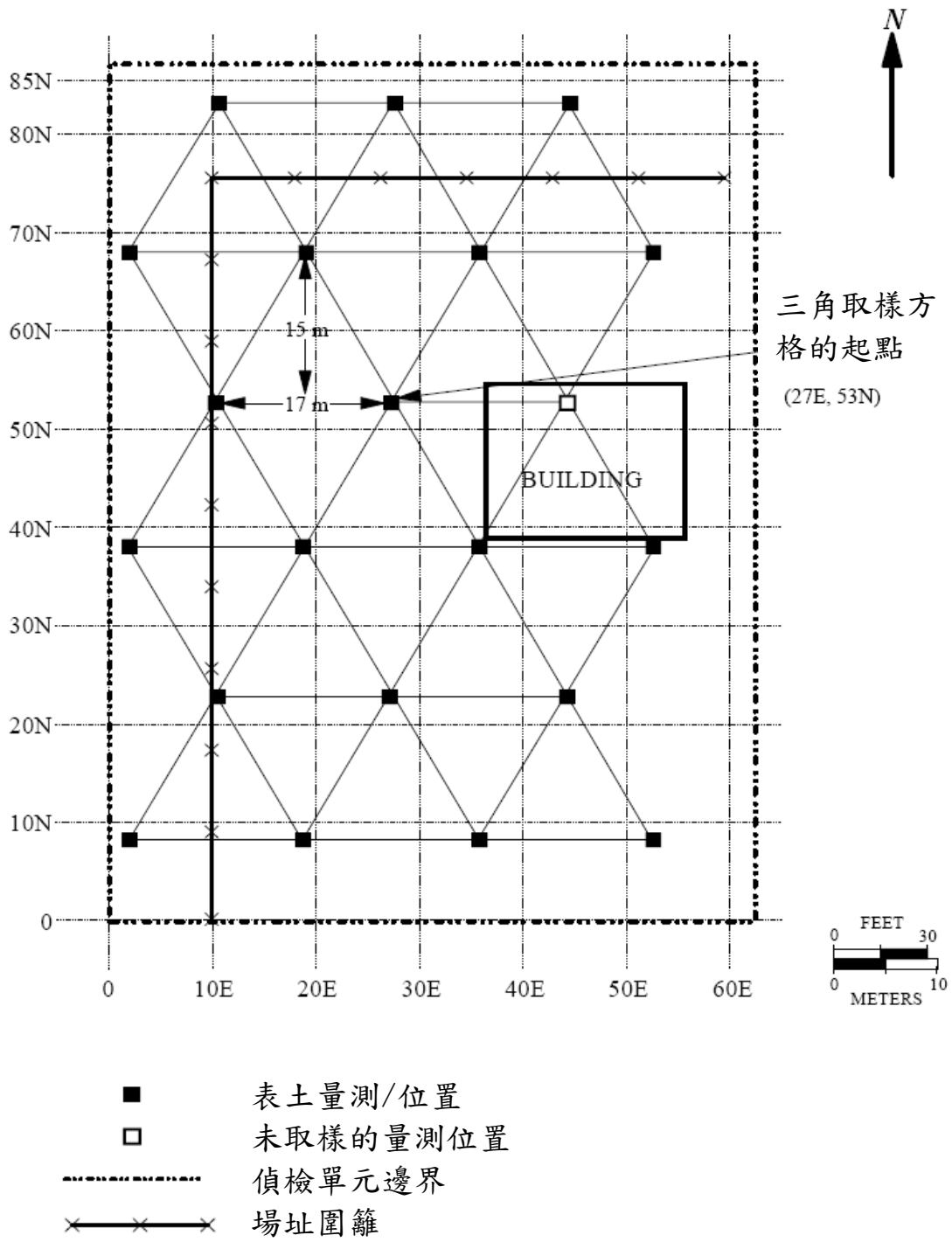


圖 14. 隨機-啟始三角格點量測模式之範例

對於第 1 級偵檢區，可將 4.5.2.4 節所決定大小尺寸的系統模式套用於偵檢區上。如上述的第 2 級偵檢區的方式，隨機選擇此模式的起點位置。除了估算的取樣點數不同之外，第一級偵檢區採用與上述第 2 級偵檢區相同的步驟。

結構物表面：

為了確認偵檢位置，對一特定偵檢區的所有結構物表面也可包含於一參考格子系統。然後使用如上所述土地的類似方法，標示出所有地區分類的偵檢位置。

除了標示偵檢位置供統計評估與高活度量測值比較之外，也可由不尋常的發現、相對於污染區的位置、殘留活度的高可能性及一般性的補充資料等所做判斷的取樣位置來得到所要的資料。依據專業判斷所選擇的資料點不包含在隨機起點三角格子的資料點中做為統計評估，而是個別的與 DCGL 及設定的條件做比較，這是因為專業判斷的量測位置違反統計測試理論中無偏差量測的假設(參見 MARSSIM 原文第 8 章)。

4.5.2.6 決定調查基準

最終狀態偵檢一項很重要的概念就是設計與執行調查基準，調查基準為特定放射性核種的輻射管制值，作為採取額外調查行動的指標。調查基準也是品質管制查核項目，可決定整個量測過程是否在管制下進行。例如當量測值超過調查基準時，即表示偵檢區的輻射分類不當(參見 MARSSIM 原文 4.4 節)或表示儀器失效。

當發現超過調查基準時，首先應確認原始的量測/樣品分析是否確實超過特定的調查值，科能需要採取進一步的量測以決定高殘留活度的面積與

活度水平所造成的輻射劑量與危險度是否符合外釋標準。依據調查行動的結果，偵檢區可能需要重新分類輻射等級、執行改善措施或再偵檢。表 11 提供如何制訂調查基準的範例。

表 11. 最終狀態偵檢調查基準範例

偵檢單元 輻射等級	標示直接量測或樣品分析結果	標示掃瞄量測結果
第 1 級	>DCGL _{EMC} 或 >DCGL _W 且 > 統計參數基準值	>DCGL _{EMC}
第 2 級	>DCGL _W	>DCGL _W 或 >MDC
第 3 級	>DCGL _W 的分率	>DCGL _W 或 >MDC

當用統計學基準參數(如標準偏差)決定調查基準時，應考慮偵檢目的、放射性核種分佈與了解相關的型態(如常態、對數常態或非變數)、敘述因子(descriptors)(如標準偏差、平均值、中數值)、數據母群(population)結構(是否有次群組(sub-groups)存在?)及其他先前的偵檢紀錄與歷史資料。例如某一調查基準值採用平均值+3s，s 為偵檢區的標準差，假設為常態分佈。假如發現獨立的較高活度來源為偵檢的主要目標，則可能需要使用一較高的調查基準值。在執行最後偵檢時，偵檢區應先做定義，偵檢區內放射性核種活度水平的平均值、變異數與標準偏差的估算值均要能獲得。

對輻射水平為第 1 級的偵檢區，量測值高於DCGL_W 是可預期的。然而某一分離的量測位置其量測值高於DCGL_W且遠高於其他分離的量測值，可被視為不尋常，因此任何一個分離的量測值如高於DCGL_W 且高於

統計學基準參數值均應做進一步調查。任何從分離的位置或掃瞄所得到的量測結果如高於 $DCGL_{EMC}$ 應做標示以做進一步調查。

在輻射水平第 2 級或第 3 級地區，不應有量測值高於 DCGL 也不可能有高放射性的地區存在。這些地區任何分離位置的量測值若超過 DCGL 均應標記做進一步調查。因為在第 2 級及第 3 級偵檢區的偵檢設計並不是利用 EMC 來驅動的，所以掃瞄儀器的 MDC 有可能會超過 DCGLW。在這種情況下，於掃瞄過程中發現有殘留放射性存在的地區，均要做進一步調查。

在輻射水平第 2 級與第 3 級地區採用 $DCGL_{EMC}$ 做調查基準而不採用較保守的標準，其原因應該在相關偵檢規劃文件中說明。同樣地，當由HSA或其他高活度地區偵檢結果可能產生較大不確定度時，掃瞄作業的DQA 可保證得到較保守的標示。在某些情況下，如不依表 11 之調查基準來執行，則可能需要事先徵得場址主管機關的同意，使用特定場址的調查基準。

由於在第 3 級地區有殘留放射性的機率很低，因此應小心謹慎地調查任何超過即使為 DCGL 分數的量測值。此時調查基準應該依據場址特性、放射性核種及選擇的量測與掃瞄方法來做決定。在資料生命週期(Data Life Cycle)的偵檢設計階段，調查基準應使用 DQO 作業流程來做設定。在某些情況下，使用者對第 2 級與甚至是第 1 級地區也可採用此種程序。

4.5.3 發展整合的偵檢策略

偵檢設計的最後步驟就是依先前決定的量測點數與量測距離，整合所需之偵檢技術(參見 MARSSIM 原文第 6 章)。整合本手冊其他部分的導則產生

一執行偵檢的整體策略。表 12 提供建築物與土地區域的偵檢項目的彙整，不同區域的偵檢項目將在本章節做說明。

表 12. 建築物與土地建議之偵檢範圍

地區 輻射等級	建築物		土地區域	
	表面掃瞄	表面放射性量測	表面掃瞄	土壤樣品
第 1 級	100 %	從統計學原理 (4.5.2.2 與 4.5.2.3 節) 決定資料點數；對高放射性小面積區域需要進一步量測 (4.5.2.4 節)	100 %	從統計學原理 (4.5.2.2 與 4.5.2.3 節) 決定資料點數；對高放射性小面積區域需要進一步量測 (4.5.2.4 節)
第 2 級	10 到 100 % (10 到 50% 對上方牆壁與天花板) 系統性與判斷性偵檢	統計學原理決定所需資料點數 (4.5.2.2 與 4.5.2.3 節)	10 到 100% 系統性與判斷性偵檢	統計學原理決定所需資料點數 (4.5.2.2 與 4.5.2.3 節)
第 3 級	判斷性	統計學原理決定所需資料點數 (4.5.2.2 與 4.5.2.3 節)	判斷性	統計學原理決定所需資料點數 (4.5.2.2 與 4.5.2.3 節)

對輻射水平第 3 級偵檢區而言，隨機量測模式可確保量測的獨立性與輔助統計測試的假設。由於第 2 級偵檢區發現小面積高活度的機率增加，因此須使用系統格子法。此法可使決策者依據量測位置之間的面積，做出有關高活度區域面積大小的決論。隨機起點格子座標提供一取得用於統計測量測位置的公正方法。第 1 級偵檢區中存在有小面積高活度區域的最高可

能性，故須調整量測位置之間的面積以確保使用的掃瞄技術可以偵測到這些區域。

掃瞄偵檢的目標之一就是可以確認出偵檢區內超過調查基準的位置。這些位置要做標記與接受額外的調查，以決定污染的放射性核種濃度、面積與污染程度。

針對第 1 級地區，掃瞄偵檢的設計在於可以偵檢出無法用系統格子模式量測到的高活度小面積區域，因此量測位置與數量可能需要依據掃瞄技術的靈敏度來作調整(參見第 4.5.2.4 節)，而此點也是建議 100 %面積做掃瞄偵檢的原因。100 %涵蓋範圍的意義就是掃瞄儀器的場址視野要能涵蓋全部偵檢區的表面區域。假設掃瞄儀器的場址視野為 2 米寬，偵檢儀器可以延著 2 米間隔來移動以提供 100% 的涵蓋範圍；假如偵檢器的場址視野為 5 cm 寬，其平行移動路線的間隔距離就是 5 cm。

掃瞄偵檢也是第 2 級偵檢區主要用來發現使用系統格子模式量測也無法被偵檢到的高活度區域。然而量測位置不需要依據掃瞄技術的靈敏度作調整，並且只執行部份偵檢區的掃瞄。掃瞄作業的規模正比於依據第 3.4.4 節所發展的概念場址模式所能發現高活度地區的可能性。對殘留放射性接近於解除管制標準的第 2 級偵檢區，其偵檢規模要更大；但對於接近背景掃瞄的偵檢區，僅需執行較小部分的掃瞄即可。第 2 級偵檢區有高活度地區的機率比第 1 級偵檢區小，但偵檢區的某些部份也可能會有比其他區域更高的機率。判斷性掃瞄偵檢著重在有最高機率存在高活度的區域。假如全部偵檢區含有高活度的機率相等，或是判斷性掃瞄無法涵蓋至少 10 %的面積，則可延著各偵檢區橫切面做系統性掃瞄或隨機選取格子區做掃瞄偵檢。

第 3 級區域的輻射水平有高活度的機率最小，因此掃瞄偵檢建議可依專業性判斷針對最有可能受到污染的地區來執行(如角落、溝渠、排水管等)。此項建議通常由具有輻射偵檢經驗的保健物理專業人員所提供。此法提供一可信賴的量測品質，保證經由隨機量測過程未遺漏可能有高放射性區域，或是對該區域的輻射分級無誤。

第 2 級與第 3 級地區所用掃瞄技術的靈敏度不能專用於第 1 級地區的量測(參見 4.5.2.4 節)。掃瞄技術應依據偵檢目標做最合適的選擇。建築物表面通常進行阿伐、貝他與加馬放射性核種掃瞄，而對土地偵檢區進行阿伐或低能量(<100 keV)貝他核種掃瞄，通常不認為是有效的，因為有衰減與介質干擾的問題。如果可以合理的期待能夠發現任何殘留的放射性，就可小心謹慎的來執行判斷性掃瞄偵檢。

如使用的掃瞄裝備與方法可以提供與直接量測(如偵檢極限、量測的位置、結果之記錄與文件化的能力)相同的資料品質，則掃瞄也可用以取代直接量測。至少估算用於統計測試位置數的偵檢結果要能夠文件化。相同的邏輯也可用於以直接量測取代取樣分析。除此之外，某些直接量測系統也可提供掃瞄的資料。

如前所述，決定調查基準並用於指出何時可能需要進行額外的調查行動，或何時量測程序開始失控。所有調查結果，包括掃瞄偵檢出可能高直接輻射區域的結果，均應記載在最終狀態偵檢報告中。

4.5.3.1 建築物偵檢

第 1 級輻射地區：

針對可能的放射性核種污染所發射出的輻射執行 100 %建築物表面掃瞄偵檢。對於可區別高於背景輻射的直接輻射位置要予以確認與評估，而這些位置的原始與後續的直接量測及取樣分析結果要予以紀錄並納入最終態偵檢報告中。在掃瞄確認的位置及預先決定的位置(參見第 4.5.2.5 節)要執行總污染量與可移除污染量的量測。在有加馬發射核種存在時，可用現場加馬能譜分析法來確認特定放射性核種是否存在或證明是否符合外釋標準。

第 1 級地區的直接量測或取樣分析調查基準必須針對單一量測值達到或超過 $DCGL_W$ 的狀況建立必要的行動。因為第 1 級地區的量測結果高於 $DCGL_W$ 是可預期的，因此必須建立額外的調查基準來確認遠高於其他量測值的個別量測結果。任何一個別的量測結果高於 $DCGL_W$ 且高於平均值以上三倍標準差(s)都要做進一步的調查(第 4.5.2.6 節)，而任何一種量測結果(直接量測、取樣分析或掃瞄)超過 $DCGL_{EMC}$ 也應標記做進一步調查。調查的結果與任何改善措施的結果均應納入最終狀態偵檢報告中。資料審查可參考MARSSIM原文第 8.2.2 節，額外的資料依需要收集，最後完成資料的評估(參考MARSSIM原文 8.3 節或 8.4 節)。

第 2 級輻射地區：

結構物表面須執行面積 10~100 %的表面掃瞄，而通常上方牆壁表面與天花板須接受面積 10~50 %的表面掃瞄。掃瞄偵檢結果高於調查基準的位置要標示與調查。如調查證實存在小面積高活度區，所有或部分偵檢區應重新歸類為第 1 級輻射地區，並據以重新設計偵檢區的偵檢策略。

第 2 級地區的調查基準必須針對個別量測值達到或超過 $DCGL_w$ 的狀況建立必要的行動。調查結果及重新分類全部或部分偵檢區為第 1 級地區的基準均應納入最終狀態偵檢報告中。在有加馬發射核種存在時，可用現場加馬能譜分析法來確認特定放射性核種是否存在或證明是否符合外釋標準。資料審查可參考MARSSIM原文第 8.2.2 節，額外的資料依需要收集，最後完成資料的評估(參考MARSSIM原文 8.3 節或 8.4 節)。

第 3 級輻射地區：

第 3 級地區的表面應該針對所有可能發射自可能污染核種的輻射進行掃瞄。MARSSIM 建議要掃瞄表面區域。掃瞄偵檢結果超過調查基準的位置要確認與評估。在掃瞄確認的位置及依據 4.5.2.5 節隨機選取的位置執行總污染量與可移除污染量的量測。如果污染的驗證發現該區域的輻射分類不正確，則應執行第 3 級地區分類的再評估，並且，如果恰當的話，全部或部分偵檢區應被以第 1 級或第 2 級地區來進行重新偵檢。在某些情況下，調查方式包括於第 3 級地區內的每一個建築物的一些位置使用現場加馬能譜分析方法。

因為第 3 級地區，殘留放射性的機率很小，故對於每一個超過甚至為 $DCGL_w$ 分數的量測值均須進行小心謹慎的調查。調查基準應依場址、放射性核種、量測與掃瞄方法來做選擇，並在規劃偵檢計畫時用DQO 作業流程來決定調查基準，在某些情況下也可按第 2 級偵檢程序來執行。

調查行動的量測結果如確定超過調查基準時，偵檢區的一部份或全部區域的輻射等級應重新歸類為第 1 級或第 2 級。

4.5.3.2 土地偵檢

第 1 級輻射地區：

如同建築物表面，第 1 級地區的土地偵檢建議執行面積 100 % 掃瞄。對對於掃瞄偵檢結果高於調查基準的位置要予以確認及評估。這些位置的原始與後續的直接量測與取樣分析結果要予以紀錄。在掃瞄確認及先前已決定的位置(參見 4.5.2.5 節)採取土壤樣品。在有加馬發射核種污染時，可用現場加馬能譜分析法來確認特定放射性核種是否存在或證明是否符合外釋標準。

第 1 級地區的直接量測或取樣分析調查基準必須針對單一量測值達到或超過 $DCGL_W$ 的狀況建立必要的行動。因為第 1 級地區的量測結果高於 $DCGL_W$ 是可預期的，因此必須建立額外的調查基準來確認遠高於其他量測值的個別量測結果。任何一個別的量測結果高於 $DCGL_W$ 且高於平均值以上三倍標準差(s)都要做進一步的調查(第 4.5.2.6 節)，而任何一種量測結果(直接量測、取樣分析或掃瞄)超過 $DCGL_{EMC}$ 也應標記做進一步調查。調查的結果與任何改善措施的結果均應納入最終狀態偵檢報告中。資料審查可參考MARSSIM原文第 8.2.2 節，額外的資料依需要收集，最後完成資料的評估(參考MARSSIM原文 8.3 節或 8.4 節)。

第 2 級輻射地區：

開闊的土地表面須執行面積 10~100 % 的表面掃瞄。直接輻射高於掃瞄偵檢調查基準的位置要予以確認與調查。如調查證實存在小面積高活度區，所有或部分偵檢區應重新歸類為第 1 級輻射地區，並據以重新設計偵檢區的偵檢策略。

如未發現有小面積內其活度高於 DCGL，則僅在先前決定的位置(第 4.5.2.5 節)執行直接量測或土壤取樣。在有加馬發射核種污染時，可用現場加馬能譜分析法來確認特定放射性核種是否存在或證明是否符合外釋標準。資料的審查可參考 MARSSIM 原文第 8.2.2 節，必要時可收集額外的資料，並進行最終完整的資料評估(參考 MARSSIM 原文 8.4 節與 8.2.2 節)。

第 2 級輻射地區應該建立調查基準來針對個別量測值接近但低於 DCGL_w 的位置進行調查。調查結果及重新分類全部或部分偵檢區為第 1 級地區的基準均應納入最終狀態偵檢報告中。

第 3 級輻射地區：

第 3 級地區可執行均勻性輻射掃瞄，或是根據專業判斷與偵檢目標，針對最有可能殘留污染的地區執行掃瞄，某些情況下結合上述的方法可能較為適當。掃瞄偵檢結果超過調查基準的位置要做標示，如果確定污染的放射性核種不存在於背景中，則必須執行污染分類的重新評估。

第 3 級輻射區應建立調查基準，以確認可指出存在有殘留高活度地區。超過調查基準的掃瞄偵檢位置應標示做進一步調查，調查結果及重新分類全部或部分偵檢區為第 1 級或第 2 級地區的基準均應納入最終狀態偵檢報告中。相關資料要與事前建立的標準作比較，假如需要額外的資料，則這些資料應被收集與評估以做為完整資料的一部份。假如污染物在 DCGL 的程度而可以現場量測技術來偵檢，則土壤取樣可隨機選取位置，此方法可用以取代或輔助取樣與實驗室分析的方法。對有加馬核種的區域，應做輻射曝露率量測與/或現場加馬能譜分析。偵檢結果必須測試是否符合 DCGL，如有需要可再收集額外的資料並進行測試。

4.5.3.3 其他量測與取樣位置

除了建築物與土地表面外，許多地點也需要做量測與取樣，如裝備、傢具、建築物固定物、排水管、通風管與管路等。許多這些項目或地方的內外表面可能殘留放射性核種，因此也許需要做次表面的量測與取樣。執行或評估這些型式的偵檢之導則不在 MARSSIM 的討論範圍內。

特別情況下可能需要依靠專業判斷的取樣與量測來做評估，其所得到的偵檢資料應直接與特定狀況的 DCGL 做比較。由表面掃瞄確認具有高直接輻射的地區，通常接著執行直接量測或取樣分析。這些直接量測與取樣分析並不包括在本手冊的非變數測試中，但仍可直接與特定狀況的 DCGL 做比較。

所有偵檢作業均建議須執行品質管制量測(參考MARSSIM原文第 4.9 節、6.2 節與 7.2 節)，以及有些法規會要求執行可移除放射性的量測(如 NRCRG-1.86)⁽¹⁵⁾。這些額外的量測必須在偵檢規劃時做考量。

4.5.4 評估偵檢結果

在偵檢結果轉換成與 DCGL 相同的單位後，即開始進行與 DCGL、偵檢條件及偵檢目標之比較程序。首先個別量測值與樣品濃度值應與 DCGL 比較以證明是否有高活度區存在，以及是否需要進行重新分類。可能需要收集額外的資料及進行改善措施與再偵檢，然後再用統計方法進行資料評估以決定是否超過外釋標準。假如已超過外釋標準或結果顯示需要再取更多的資料點時，場址管理階層與主管單位將要決定採取適當的後續行動。在開始偵檢前，應先參考 DQO 作業流程來擬定後續行動的執行範圍(MARSSIM 原文附錄 D)，最後將偵檢結果與在計畫規劃階段所擬定的 DQO 做比較。DQO 可

能需要一份可移除污染的半定量(Semi-Quantitative)擦拭評估報告。這些結果可用來滿足法規的要求或評估 ALARA 程序的有效性。第 8 章將敘述評估偵檢結果的詳細程序。

4.5.5 文件管理

最終狀態偵檢的文件應提供偵檢區輻射狀況相對於所建立 DCGL 的完整且明確的紀錄。除此之外，並應提供足夠的資料與資訊以供未來進行獨立的數據重建與評估。雖然大部分最終狀態偵檢報告中的資訊可以從其他除役文件中取得，但實際上此份報告應係一份結合最少參考文件資訊的獨立文件。最終狀態偵檢報告在發布、發行與分發前，應經獨立的審查(參見 3.7 節)，並須指定由能夠評估報告所有內容的人來核准。

4.6 國外核電廠場址特性調查經驗介紹

本節摘譯IAEA TRS No.389⁽¹⁶⁾號報告之附錄中英國與芬蘭的經驗，供國內未來除役作業之參考。

4.6.1 英國

4.6.1.1 前言

在英國，停止運轉核反應器特性調查計畫的主要目標源自於法規的、管理的及經濟的要求。

除役特性調查計畫必須確保：

- (1)廢棄物量可以被評估及依據國家的規定來分類為：極低活度廢棄物 (very low level wastes, VLLWs，意即低於解除管制限值的廢棄物)、低活度廢棄

物(low level wastes, LLWs)及中活度廢棄物(intermediate level wastes, ILWs)，而可以採取適當的貯存及處置作業。

- (2)上述廢棄物分類間的邊界可以適當地被定義，用以預防不準確的分類及管制包裝、貯存與處置的成本與安全。
- (3)以充分的準確度決定放射性物質的存量，使在主要拆除工作期間，得以評估其輻射場，讓工作可以根據 ALARA 的原則來執行，意即採用遙控、半遙控或人工操作的方式。不同存在之放射性核種的衰變特性，對於決定不同除役階段的時間是非常重要的。
- (4)定義廢棄物中的放射性核種，對於操作、運輸及處置是很重要的。

許多英國停止運轉反應器，已經利用模式評估技術進行廢棄物存量的特性調查，並且，超出初始規劃階段且已經進行工作的地方，為了特性調查的目的，回收活化物質的樣品。這些反應器有 Windscale 進步型氣冷式反應器(Windscale Advanced Gas Cooled Reactor, 簡稱 WAGR)、在 Berkeley 的 Magnox 反應器(CO₂ 冷卻、石墨緩和)、在 Harwell 的 DIDO/PLUTO 物質測試反應器、在 Winfrith 的蒸汽產生重水式反應器(Steam Generating Heavy Water Reactor, 簡稱 SGHWR)、以及在 Dounreay 的標準型快速反應器(PFR)。此外，在停止運轉前的階段，對設施未來除役的特性調查工作，已經在 Culham 的 Joint European Torus (JET) 熔融反應器進行。英國國家經驗的重點著重在此部分。

4.6.1.2 英國的經驗

WAGR 反應器

WAGR 的除役是英國的“旗艦(flagship)型”反應器除役計畫，並且是唯一有可能提前進入除役階段 3 的反應器。因此，WAGR 已經使用模式評估技術與樣品分析來進行廣泛的特性調查⁽¹⁷⁾。於 1981 年停止運轉後，已經使用一維 ANISN 傳輸程式⁽¹⁸⁾，以及伴隨使用 CASK 22 中子能量截距數據組⁽¹⁹⁾，來進行中子活化的計算。特別針對氣冷式反應器通量計算的一項問題是在真空區域中子流的重要性。WAGR 有許多這樣的區域，主要運轉於軸向位置。此類中子流的影響已透過降低在中子屏蔽區域的密度來進行模式化，使強迫符合在金箔活化實驗所得到的量測反應率。

對於較為簡單的活化產物產生路徑，使用 AEA 發展的程式(考量燃耗及母/子放射性核種的衰變)來獲得這些活化。對於導致的活度是由更複雜的路徑所產生的案例，則使用 AEA 的程式 FISPIN⁽²⁰⁾(例如，針對鎊放射性核種在石墨及混凝土中產生的計算)。

由計算所獲得的放射性核種活度彙整參見表 11，假設以均一的熱功率 80 MW 維持運轉 18 年，則於停止運轉 12 年後(1993 年)的總活度為 3306 TBq。

對 WAGR 反應器放射性存量的主要貢獻(⁵⁵Fe 及 ⁶⁰Co)，由於分別具有相對短的 2.7 年及 5.3 年半化期，因此會快速地衰變。不過，這些放射性核種控制了短期廢棄物收回所採用的方法，需要廣泛的使用完全遙控拆除方法與工程障壁的圍阻。

上述有關放射性存量的計算，自 1980 年代中期起，已獲得一自 WAGR 電廠採取活化物質進行分析計畫的輔助。計畫的目的為：

- 提供所有主要物質類型(亦即，鋼鐵、石墨、混凝土與絕緣體)的主體元素

組成的資料，做為上述模式程式的基礎輸入資料。

- 確認存在於物質的微量元素，這些微量元素在中子活化之後，於除役期間的處理、運輸與處置時將需要有所考量。
- 經由樣品的直接量測來提供放射性核種的活度，並因而得以與由電腦模式所獲得的結果進行直接比較。

表 13. WAGR 反應器於 1993 年加總所有組成之放射性核種活度的計算 (停止運轉後12年) (1993) ⁽¹⁷⁾

放射性核種	活度(TBq)
H-3	44
C-14	4.7
Cl-36	0.088
Ca-41	0.121
Mn-54	0.004
Fe-55	1858
Ni-59	6.8
Co-60	692
Ni-63	698
Nb-93m	0.168
Nb-94	0.042
Eu-152	1.12
Eu-154	1.39
Eu-155	0.37
總計	3306

假設：80 MW(th)，運轉18年。

鋼鐵是最受活化的廢棄物物質，並由於 ^{60}Co 的衰變而產生本體 γ 活度。量測不同反應器組成的母元素鈷(^{59}Co)的含量(低碳鋼 30~300 ppm、不

銹鋼 180 ~ 3200 ppm)，結果顯此雜質不受管制的特性(例如，反應器壓力槽、實驗壓力管及生物屏蔽體的鋼筋混凝土)。

石墨形成反應器爐心的本體(210 t)，經由進入燃料通道內部採取不同的爐心樣品來進行分析。不像鋼鐵那樣，其體活度係肇因於 ^{55}Fe ，石墨的活度主要為 Li 與 N 等微量雜質分別活化成 ^3H 與 ^{14}C 。此外，就處理的觀點而論，微量鈷的活化是非常重要的。存在微量的鈣與氯因而被活化成長半化期的 ^{41}Ca 與 ^{36}Cl ，對於處置是非常重要的。

WAGR 反應器的生物屏蔽體是由 4600 t 的鋼筋混凝土所建造而成。沿著生物屏蔽體的軸向與環繞方位角，採取許多全深度的岩心進行分析，主要的活度來自於 ^3H 、 ^{60}Co 及 ^{152}Eu 。 ^3H 主要控制整體混凝土的放射性存量。實驗的研究結果建議，氬會由其產生的點向生物屏蔽體的外層擴散，因此在做混凝土廢棄物分類的時後，這點應該要做考慮。在 WAGR 反應器除役計畫採用的相當簡單的模式評估方法所產生的數據，被認為適合許多廢棄物分類的需求。平均而言，對於鋼鐵與石墨，計算與量測結果的差異在 2 至 3 倍之間。通常，當自爐心中心線深入生物屏蔽體區域的輻向距離增加時，二者的符合性隨之變差。反應器已知存在有廢棄物分類邊界的那些部分，考慮進行更詳細的模式評估與取樣分析。

Magnox 反應器

許多以 CO_2 冷卻，石墨緩和及以鈾為燃料並由 Magnox Electric 公司負責運轉的第一代英國 Magnox 型反應器現在已經停止運轉的有：Berkeley、Hunterston 及 Trawsfynydd。雖然一般發展電廠特性調查資料的方法與上述 WAGR 反應器相類似，但仍存在某些與採用延遲除役策略有關

的差異。不像 WAGR 反應器那樣，上述反應器預期可能提早除役至 IAEA 階段 3，Magnox Electric 公司不太可能直到停整運轉 135 年之後才開始拆除其 Magnox 電廠機組的反應器。於 1970 年代及 1980 年代執行模式化評估作業，使用中子傳輸與蒙地卡羅程式來評估一般廢棄物的量。採用延遲政策的目的，在於量化於更遠的未來進行拆除作業時所存在的輻射場，讓工作人員的輻射劑量可以更準確的預估。存在於鋼鐵的微量雜質(Nb 與 Ag)，發現會控制長期的 γ 輻射場，在大約停止運轉 135 年之後， ^{60}Co 應該已經衰變至不顯著，此時劑量率/時間曲線會有一高原區。因此，在這個時間點，可以考量有限制的管制人員接近來從事拆除作業。為了輔助策略，已經進行許多在反應器結構物質中的微量元素分析工作。Magnox Electric 公司已經針對在早期除役作業需要被拆除的各種不同組件(例如，熱交換器)上的污染場，進行取樣分析與直接偵測等其他工作。不過，採用目前的政策，延遲階段 2 至停止運轉後 35 ~ 40 年，已經降低在此區域進行更進一步作業的需求。在 Berkeley 反應器的拆除作業已自 1989 年即開始進行，自冷卻池壁採取混凝土岩心樣品來量測進入的污染，並移除爐心組件進行監測。於 Berkeley 反應器移除 8 組頂部氣體輸送管件，並為了自由外釋的目的，成立一偵測作業計畫來分類這些項目。

為了幫助未來的除役，Magnox Electric 公司一項針對放射性廢棄物存量特性調查的作業結果，在於嘗試找出於規劃與建造一新反應器的階段期間所可以採取的措施。在規劃建造 Sizewell B PWR 的階段，進行了一項針對存在於建造用鋼鐵與混凝土中微量雜質水平的審查，藉以決定是否具有較佳管制因而微量減少微量雜質的物質，用起來更具有優點。對於混凝土，廣泛

分析各地理區域所取得的來源物質，其所顯示的微量雜質(Li, N, Ca 及 Cl)的水平變異結果對於選擇過程並無法提供太大的助益。相同地，對於鋼鐵，在預估的 Ag 及 Nb 雜質水平(遠低於天然存在的水平)，在進行除役的時後，一旦 ^{60}Co 已經衰變至無關重要的水平(100 年)，則並無法提供顯著的助益。

物質測試反應器(MTRs)

英國許多小型研究用或物質測試型式的反應器已經或正在除役。就熱功率而論，位於 Harwell 的重水緩和、石墨反射、槽型的 MTRs(DIDO 與 PLUTO)各為 25 MW 的最大代表。這兩座反應器於 1990 年停止運轉。已經利用電腦程式計算與有限的取樣分析作業來進行系統的特性調查，用以支持針對系統排水設備延遲一段放射性衰減時間的策略。反應器放射性存量的主要組成爲鋁及鋼的反應器槽。鋁槽的物質特性，假設含有小於 200 ppm 的微量鈷水平，此數值是為了初始放射性存量調查的目的而假設的。緊接著，鑽孔取樣分析顯示組成僅含有 5~7 ppm 的鈷，讓放射性存量得以顯著地向修正。此作業的結果強調了，需要針對關鍵的組成取樣分析，以及原始物質特性資料的不適當性。通常，就冶金的目的並不需要但以雜質存在的微量元素，於物質特性上並無良好的定量。此類雜質通常對除役造成極大的影響。

蒸汽產生重水式反應器(SGHWR)

SGHWR 反應器是一重水緩和、清水冷卻的壓力管型 BWR 反應器，具有 100 MW(e) 的容量，於 1990 年間停止運轉。反應器位於 Winfrith，由 AEA 公司自 1968 年起開始運轉。為放射性存量盤點的目的，已經進行包括偵檢(污染場)及模式計算(活化組件)的廣泛特性調查。特別針對此 BWR 反應器，以棉花或濾紙等擦拭樣品來偵檢在安裝的管件中的污染場是非常重要的，因此，為了不同廢棄物質的分類目的，可以發展出一系列的“指紋(fingerprint)”放射性核種的分佈。直接 γ 偵測的結果、指紋放射性核種及一為了評估組件尺寸與重量對安置電廠的物理性偵檢，已經建置於一資料庫中，使得以廣泛地評估廢棄物的量。此項工作的執行用以輔助一規劃自 1993 年燃料移除後的 20 年延遲期間，以及安排於 1993 年完成的燃料池清理。資料庫系統已被證實，對於停止運轉設施的特性調查，提供一有系統的及有建設性的方法，是特別有效的。

標準型快速反應器(PFR)

PFR 反應器是一鈉冷卻池型式的快速滋生反應器，具有 250 MW(e) 的容量，已於 1994 年停止運轉。於 1980 年代晚期，以 ANISN 程式及一修正過的擴散程式(尚未公布的程式)來進行初始的放射性存量電腦模式研究。在中子屏蔽區域利用金箔活化的量測結果顯示，計算值與那些由量測所發現的數值間有非常大的差異。這些結果已經強調了，使用反應器複雜內部結構的代表性幾何形狀的樣品，可能引起的不一致性，以及，特別是中子屏蔽會對中子通量提供 10^7 等級的衰減。反應器項目的取樣與量測，已指出

有因腐蝕產物於通過反應器爐心時，遭受活化所產生之顯著水平的附著性表面污染；在實體活化量測可以被可靠地評估之前，這些表面污染水平必須要有所考慮。

Joint European Torus 反應器(JET)

理想上，應該要收集停止運轉核反應器特性調查的資訊與系統，並盡可能地提早進行。此項已發生的案例是在 Culham 的 JET 反應器除役計畫中。

JET 反應器熔融實驗預計於 1996 年 12 月結束。在此日期以後，JET 反應器的運轉及最終除役由 UKAEA 公司負責。

做為除役準備工作的一部份，致力於發展以電腦為基礎的放射性存量評估工具。放射性存量與其他參數(表面劑量率、比活度及符合 IAEA 放射性物質運輸法規的所要求的資料)可以使用計畫的電腦(ORACLE)資料庫所含有的原始數據來計算。

資料庫含有包含在 JET 反應器生物屏蔽體內之物質組成、體積與空間位置(區域)的資訊。資料庫也含有使用活化程式 FISPACT⁽²¹⁾所產生的區域活化資料。利用一標準的工作表格(spreadsheet)界面來取得放射性存量與其他參數。

由放射性存量評估工具所產生的資訊品質/準確性，與下列因素有關：

- 機械組件的元素組成要正確；
- 質量與位置的數據要正確的記錄；以及
- 中子模型(式)的正確性。

物質組成的資訊首先由設計圖/製造說明書來取得。當無法由此取得或是認為不適宜時，採取物質的樣品並進行化學分析。

物理性質的細節轉換進入資料庫有可能發生錯誤，但使用適當的 QA 程序，可使錯誤最小化。

根據 JET 機械原始模式的中子模型(式)被認為有其弱點。為解決此一問題，正在使用被動式中子偵檢器來進行中子通量及能譜的直接量測。當量測結果可以取得時，此一資訊將被用於驗證現有的中子資料。

4.6.2 芬蘭

4.6.2.1 芬蘭的核反應器

目前，芬蘭有四部核反應器。Loviisa 核電廠有二部俄國 WWER-440 型 465 MW(e) 的 PWRs，並由 Imatran Voima Oy (IVO) 擁有及運轉。此二部 PWR 分別於 1977 年及 1981 年開始商業運轉。Olkiluoto 電廠有二部由 ABB Atom 提供的瑞典 735 MW(e) BWRs，並由 Teollisuuden Voima Oy (TVO) 擁有及運轉。此二部 PWR 分別於 1979 年及 1982 年開始商業運轉。

二座芬蘭核電廠現正進行大規模的現代化計畫中。計畫二項重要目標為確保自 1999 年起延續運轉執照的安全及為延長運轉生命期提供良好的基礎。一項重大的結果是更進一步地提升功率(Olkiluoto 提升 17%，Loviisa 提升 10%；總增加容量大約為 350 MW(e))。

在芬蘭，只有一座研究用反應器(Fir-1，250 kW Triga Mark II 反應器)，自從 1962 年起開始運轉。參照目前的規劃，在反應器設施內將興建硼中子捕獲治療(boron neutron capture therapy，簡稱 BNCT)機組。

4.6.2.2 除役計畫

概述

在芬蘭，核設施必須負擔所有未來核廢棄物管理的成本，包括除役與拆除的成本。因此，要有可靠的及最新的除役計畫來決定電力公司每年需要支付給“州立核廢棄物基金(State Nuclear Waste Fund)”的經費。

芬蘭核電公司已經自 1980 年代起開始進行除役的研究。電力公司於 1987 年向主管機關提出其第一次正式的除役及拆除計畫。在 Olkiluoto 電廠的案例中，於 1990 年編輯了更詳細的計畫書^(22~29)。根據現在的規定，芬蘭電力公司必須每 5 年更新其除役計畫。1993 年底提出了除役計畫的最新版本。因此，下次的更新必須在 1998 年底前完成。

Fir-1 設施的擁有者(芬蘭科技研究中心(Technical Research Centre of Finland，簡稱VTT))有與芬蘭核電公司相同的責任與義務。最新的研究用反應器除役計畫於 1995 年陳報給主管機關⁽³⁰⁾。

放射性存量計算

1988 年及 1989 年，VTT Energy 公司(之後為芬蘭科技研究中心的核子工程實驗室(Nuclear Engineering Laboratory))首次針對芬蘭核反應器受活化之除役廢棄物存量的廣泛計算^(31~34)。之後幾年，進行了一些更進一步的分析(包括一些物質組成的量測)，例如，VTT 參與了由 IAEA 主辦的“核設施

除污與除役，第 II 階段”合作研究計畫(co-ordinated research programme，簡稱CRP))⁽³⁵⁾。放射性存量的計算結果被納入後續劑量率及輻射防護計算的考量，以及除役廢棄物最終處置計畫的安全評估^(36~37)。

以 REPVICS 程式系統計算 Loviisa 與 Olkiluoto 反應器爐心內及周圍的中子通量分佈與能譜，此程式系統原始發展的目的在於評估 Loviisa 反應器壓力槽內的快中子流^(38~40)。對於除役研究，至今只有使用一維的套裝軟體(即，大家熟知的 ANISN 程式)。1988 年及 1989 年計算的中子截距取自於 BUGLE-80 圖書館。

使用 ANISN 計算的通量分佈及能譜做為輸入資料，由 ORIGEN-S 程式來評估除役廢棄物的放射性存量。使用程式的原始資料庫。在此之前，尚無關於截距數據組的進行案例。

放射性存量的評估在未來的幾年可能會做更新。VTT Energy 公司的計算系統也已針對除役的目的進行改良與驗證。

當最近 VTT Energy 公司分析 IAEA 根據日本 JPDR 設施量測數據所建立的分裂型反應器的除役基準(benchmark)問題時，使用了結合二維像限的 REPVICS 程式套裝軟體(即具有新的 BUGLE-93 資料庫的 DORT 程式，以及 ORIGEN-S 程式)。一直到壓力槽的內部表面，計算與量測的放射性核種活度值非常合理地相互一致。但在壓力槽內壁，計算的活度減少的幅度比實驗值來得沒有那樣的顯著；同時在生物屏蔽體的計算活度遠高於量測值(至少高約 2 倍)。

污染

當準備芬蘭和反應器的除役計畫時，是假設活化比污染更為重要。根據在 Loviisa 及 Olkiluoto 電廠的相關劑量率量測結果來進行評估，污染廢棄物僅佔所以放射性存量的 1%。

目前，所有芬蘭反應器的污染程度每年均受到現場量測的監測。VTT 化學科技公司(VTT Chemical Technology)已經針對放射性核種比表面活度量測，發展出一套量測與分析反應器迴路污染的高計數率 γ 能譜分析系統⁽⁴¹⁾。

4.6.2.3 結論

芬蘭核電廠的除役計畫將會在其運轉生命期間做逐步的更新。每一新的版本將會比前一版本有更準確及更完整的受活化及/或受污染反應器組件的放射性存量數據。此一逐步、相互協調的程序，將會使停止運轉後之最終輻射特性調查，成為一更簡單與更快速的程序。

參考文獻

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 DOE EH-0624 Rev. 1, August.
2. EURSSEM 2010. Environmental Radiation Survey and Site Execution Manual, Version 01, 17 May 2010.
3. Nuclear Regulatory Commission (NRC). 1992a. Manual for Conducting Radiological Surveys in Support of License Termination. NUREG/CR-5849, Draft Report for Comment, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C. and Oak Ridge Associated Universities, Oak Ridge, TN.
4. Environmental Protection Agency (EPA). 1996. Soil Screening Guidance: User's Guide. EPA/540/R-96/018, EPA, Office of Emergency and Remedial Response, Washington, D.C.
5. Nuclear Regulatory Commission (NRC). 1990. Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants. NUREG-1150, Volume 1. Office of Nuclear Regulatory Research, NRC, Washington, D.C.
6. EPRI 1009410, Capturing Historical Knowledge for Decommissioning of Nuclear Power Plants, Final Report, March 2004.
7. Nuclear Regulatory Commission (NRC). 1994. Draft Branch Technical Position on Site Characterization for Decommissioning. NRC, Washington, D.C.
8. Nuclear Regulatory Commission (NRC). 1994. Background as a Residual Radioactivity Criterion for Decommissioning, Draft Report. NUREG-1501, U. S. Nuclear Regulatory Commission, Office of Nuclear Regulatory Research, Washington, D.C.

9. Environmental Protection Agency (EPA). 1994. Guidance for the Data Quality Objectives Process. EPA/600/R-96/055, EPA QA/G-4, Final, EPA, Quality Assurance Management Staff, Washington, D.C.
10. Environmental Protection Agency (EPA). 1987. Data Quality Objectives for Remedial Response Activities-Development Process. EPA/540/G-87/003, OSWER Directive 9355.07B, EPA, Washington, D.C. (PB88-131370)
11. Environmental Protection Agency (EPA). 1987. DQOs for Remedial Response Activities-Example Scenario: RI/FS Activities at a Site with Contaminated Soils and Groundwater. EPA/540/G-87/004. OSWER Directive 9355.07B, EPA, Washington, D.C. (PB88-131388)
12. Nuclear Regulatory Commission (NRC). 1997. A Proposed Nonparametric Statistical Methodology for the Design and Analysis of Final Status Decommissioning Surveys. NUREG-1505 Final, NRC, Washington, D.C.
13. Harnett, D. L. 1975. Introduction to Statistical Methods, 2nd ed. Addison-Wesley, Reading, Massachusetts.
14. Environmental Protection Agency (EPA). 1994. Statistical Methods for Evaluating the Attainment of Cleanup Standards, Volume 3: Reference Based Standards for Soils and Solid Media. EPA 230-R-94-004, EPA, Office of Policy, Planning, and Evaluation, Washington, D.C. (PB94-176831)
15. Nuclear Regulatory Commission (NRC). 1974. Termination of Operating Licenses for Nuclear Reactors. Regulatory Guide 1.86, NRC, Washington, D.C.
16. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY(IAEA). Characterization of Shut Down Nuclear Reactors for Decommissioning Purposes. IEAE TRS No.389, 1998.
17. CROSS, M.T., et al., "Estimation of the radionuclide inventory of the Windscale

- advanced gas-cooled reactor”, Decommissioning of Radioactive Facilities (Proc. Int. Conf. Nucl. Decom '92, 1992), Mechanical Engineers Publications, London (1992).
18. ENGLE, W.W., ANISN — A 1 Dimensional Discrete Ordinates Transport Code With Anisotropic Scattering, Rep. K-1693, Union Carbide Corporation's Nuclear Division, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN (March 1967).
 19. OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY, CASK-40 Group Coupled Neutron- γ Cross-Section Data, DLC-23/Radiation, Shielding and Information Centre (RSIC), ORNL, Oak Ridge, TN (1973).
 20. BURSTALL, R.F., FISPIN — A Computer Code for Radionuclide Inventory Calculations, Rep. ND-R-328(R), UKAEA, Harwell (1979).
 21. FORREST, R.A., SUBLET, J-Ch., FISPACT 3 — User Manual, Rep. AEA/FUS/227, UKAEA, Harwell (1993).
 22. HÄRKÖNEN, H., Decommissioning of the Loviisa Nuclear Power Plant, Rep. YJT-87-20, Nuclear Waste Commission of Finnish Power Companies (Dec. 1987) (in Finnish).
 23. KUKKOLA, T., New decommissioning principles for Loviisa NPP, Nucl. Europe 10 (1988) 37.
 24. AALTO, E., et al., Finn's plan to take Loviisa main components out intact, Nucl. Eng. Int. (Sep. 1990) 33.
 25. KUKKOLA, T., “Decommissioning cost estimate of the Loviisa power plant”, Decommissioning Policies (Proc. Int. Sem. Paris, 1991), OECD, Paris (1992) 153.
 26. MAYER, E., VÄLIMÄKI, P., Decommissioning of the Pressure Vessel, Biological Shield and Core Components of the TVO I/II Reactors, Technical Rep. 89-10, Teollisuuden Voima Oy, TVO/VLJ Repository, TVO, Helsinki (Nov. 1989)

(in Finnish).

27. ABB ATOM AB, Dismantling of the Radioactive Process Systems of the TVO I/II Reactors, Technical Rep. TVO/VLJ Repository 89-11, Technical Rep. 89-10, Teollisuuden Voima Oy, Helsinki (Nov. 1989) (in Swedish).
28. TEOLLISUUDEN VOIMA OY, Summary Report of the Decommissioning Studies of the TVO I/II Reactors, Technical Rep. TVO/VLJ Repository 90-05, TVO, Helsinki (Mar. 1990) (in Finnish).
29. RYHÄNEN, V., "Policy, technical plan and cost estimate for the decommissioning of the Olkiluoto BWR units", Decommissioning Policies (Proc. Int. Sem Paris, 1991), OECD, Paris (1992) 285.
30. ANTTILA, K., SALONEN, P., Nuclear Waste Management Plan of the Fir-1 Facility, VTT Chemical Technology, Helsinki (27.7.1995).
31. WASASTJERNA, F., Flux Calculations for Determination of the Activity Inventory in the Loviisa-1 and 2 Nuclear Power Stations, Technical Rep. IVO/VLJ Repository 89-3, Imatran Voima Oy, Helsinki (1989).
32. ANTTILA, M., et al., Activity Inventory of the Activated Decommissioning Waste of the Loviisa Nuclear Power Plant, Rep. YJT-89-02, Nuclear Waste Commission of Finnish Power Companies (May 1989).
33. WASASTJERNA, F., Flux Calculations for the Determination of the Activity Inventory in the TVO I and TVO II Nuclear Power Plants, Technical Rep. TVO/VLJ Repository 89-05, Teollisuuden Voima Oy, Helsinki (June 1989).
34. ANTTILA, M., WASASTJERNA, F., Activity Inventory of the Activated Decommissioning Waste in the Olkiluoto Power Plant, Rep. YJT-89-12, Nuclear Waste Commission of Finnish Power Companies (Sep. 1989).
35. ANTTILA, M., SALONEN, P., "Activity inventory of the biological shields of the

- Finnish nuclear reactors”, Decontamination and Decommissioning of Nuclear Facilities, Results of a Co-ordinated Research Programme, Phase II: 1989–1993, IAEA-TECDOC-716, Vienna (1993) 41–49.
36. VIENO, T., et al., Safety Analysis of Disposal of Decommissioning Wastes from the Olkiluoto Nuclear Power Plant, Rep. YJT-87-12, Nuclear Waste Commission of Finnish Power Companies (Dec. 1987) (in Finnish).
 37. VIENO, T., et al., Safety Analysis of Disposal of Decommissioning Wastes from the Loviisa Nuclear Power Plant, Rep. YJT-87-16, Nuclear Waste Commission of Finnish Power Companies (Dec. 1987) (in Finnish).
 38. WASASTJERNA, F., User’s Manual for REPVICS (Reactor Pressure Vessel Irradiation Calculation System), Technical Rep. REP-16/83, Technical Research Centre, Nuclear Engineering Laboratory, Helsinki (1983).
 39. WASASTJERNA, F., “Out-of-core flux calculation methods in Finland”, Deterministic Methods in Radiation Transport (Proc. RSIC Sem. Oak Ridge, 1992), also VTT/YDI, Technical Rep. RFD-10/92, VTT Energy, Helsinki (1992).
 40. BÄRS, L.B., et al., “Experimental and theoretical neutron flux estimations at the surveillance chain, at the pressure vessel inner surface, and in the cavity of a VVER-440 PWR”, Reactor Dosimetry: Methods, Applications, and Standardization, ASTM STP 1001, American Society for Testing and Materials, Philadelphia, PA (1989) 121.
 41. TANNER, V.V., et al., “High count-rate g spectroscopy system for direct measurement of the primary coolant circuit radioactive contamination in nuclear power reactors”, Chemistry in Water Reactors: Operating Experience and New Developments (Proc. Int. Conf. Nice, 1994), Vol. 1, Société française d’énergie nucléaire, Paris (1994) 99.

附錄 報告內容或查檢表範例

附錄 1. 場址歷史評估(HSA)的內容

1. 專業用語、字首縮略語與縮寫字
2. 執行概述
3. 場址歷史評估的目的
4. 特性確認
 - 4.1 物理特性
 - 4.1.1 名稱-CERCLIS ID# (假如適當)、持有人/操作者姓名、住址
 - 4.1.2 位置-街道名、城市名、縣市名、州名、地理座標
 - 4.1.3 地形圖
 - 4.1.4 地層圖
 - 4.2 環境背景
 - 4.2.1 地質
 - 4.2.2 水文地質
 - 4.2.3 水文
 - 4.2.4 氣象
5. 場址歷史評估方法
 - 5.1 方法與原理
 - 5.2 場址邊界
 - 5.3 受審查的文件
 - 5.4 特性檢驗
 - 5.5 人員面談

6. 過去與現在的用途

6.1 過去的歷史—操作的年代、設施的類型、操作描述、相關法規、許可證與執照、廢料處理程序

6.2 現在的用途—設施的類型、操作描述、可能的射源類型與尺寸、濺灑或外釋、廢料清單、放射性核種清單、緊急或除污作業

6.3 鄰近土地的用途—敏感地區，例如濕地或幼稚園

7. 發現

7.1 可能的污染物

7.2 可能的污染區

7.2.1 受影響區—已知的與可能的

7.2.2 不受影響區

7.3 可能污染介質

7.4 可能有疑難的與有害的物質和廢棄物*

7.5 相關的環境事項

8. 結論

9. 參考文獻

10. 附錄

A. 概念模式與顯示分類的場址圖

B. 文件清單

C. 照片文件紀錄-場址的原始照片與貼切的場址特徵

D. 表列從未執行過的措施與未在场址出現過的核種*

註：*表示該項目為EURSSEM增列的項目，需MARSSIM無該項。

附錄 2. 範圍偵檢查核表(範例)

一、偵檢設計

1. 列舉DQO：敘述偵檢目的與偵檢儀器性能。
2. 審查HSA：包括
 - A. 運轉歷史(如發生問題否、濺潑量、排放量或違反規定) 及可取得的文件(如放射性物質執照)。
 - B. 場址人員、離職人員、居民數等查詢資料。
 - C. 處理的放射性物質的數量與形式及其儲存、處理、移動、重放及處置方法與地點。
 - D. 放射性物質排放與遷移途經。
 - E. 可能受影響區域及可能殘留污染區域(註：執行偵檢作業時應針對這些區域)。
 - F. 放射性物質可能留在現場的數量與形式，並考慮其放射性衰變。
3. 依HSA 審查結果決定DCGL(此項必須依預期的污染與數量及參考相關法規決定DCGL，並依此來選擇適當的儀器與偵檢方法)。

二、執行偵檢作業

1. 依據QAPP(品質保證計畫書)上所述偵檢設計執行。執行偵檢時，根據偵檢目的與SOP 記錄觀察事項偏差以及額外的偏差。
2. 依據特定的DQO 選擇適當的偵檢儀器，並考慮偵檢能力與預期污染物與數量。
3. 測定地區的背景活度及輻射水平，包括建物表面直接輻射劑量率、環境介質中放射性核種濃度及曝露率。

4. 利用參考格子座標或固定的場址外觀圖表，記錄量測結果及取樣位置。
5. 範圍偵檢執行第3 級區域欲當作最終狀態偵檢結果時，依最終狀態偵檢導則執行。
6. 依HSA 結果執行範圍偵檢包括判斷量測及取樣分析。
 - A. 執行調查性表面掃瞄。
 - B. 執行區域內的表面活度量測。
 - C. 執行有限的樣品收集(擦拭、土壤、水、植物、塗料、建築材料、次表面材料)。
 - D. 保持取樣可追溯性。

三、評估偵檢結果

1. 與DQO 比較偵檢結果。
2. 確定放射性核種。
3. 確定受污染影響區區域範圍及強度。
4. 估計場址殘留放射性的水平及其變化。
5. 依偵檢發現修訂DCGL(初期選定的DCGL 也許不適用)。
6. 決定所須之後續行動(如免做或需做改善行動或再加做偵檢)。
7. 依主管機關要求準備報告。

附錄 3. 特性偵檢查核表(範例)

一、偵檢設計

1. 列舉DQO：敘述偵檢目的與偵檢儀器性能。
2. 審查HSA，以瞭解：
 - A. 運轉歷史(如發生問題否、濺潑量、排放量)及可取得的文件(如放射性物質執照)。
 - B. 場址人員、離職人員、居民數等查詢資料。
 - C. 處理放射性物質的數量與形式及其儲存、處理、移動、重放及處置方法與地點。
 - D. 放射性物質排放與遷移途經。
 - E. 可能有殘留放射性，其輻射水平歸類為需做最後狀態偵檢的地區(註：執行偵檢作業時應針對輻射水平第1 級與第2級地區)。
 - F. 可能受影響與可能含有殘留污染的地區(註：偵檢作業作業應關注的地區)。^{*}

註：^{*}表示該項目為EURSSEM增列的項目，需MARSSIM無該項。
 - G. 放射性物質可能留在現場的數量與形式，並考慮放射性衰變。

二、執行偵檢作業

1. 依據特定的DCGL 與預期污染物與數量而訂出的偵檢能力，來選擇適當的偵檢儀器。
2. 測定地區的背景活度及輻射水平，包括建物表面直接輻射劑量率、環境介質中放射性核種濃度及曝露率。
3. 建立參考座標系統，準備表面水及地下水監測井位置的比例圖表。

4. 對所有可能受到污染區域徹底執行表面掃瞄(室內地區有膨脹接點、應力裂縫、地面與牆壁貫穿管、導管、錨釘及牆與地面接合處；室外地區有放射性物質貯存區、煙囪排放點下風處、表面水流動途徑及運送放射性或污染物質道路等)。
5. 執行有計畫的表面活度量測。
6. 執行必要的擦拭、表土、次表面土、環境介質、底泥、表面水及地下水之取樣。
7. 於殘留高放射性地區執行判斷性直接量測，提供輻射污染的上限資料。
8. 記載偵檢與取樣位置。
9. 提供樣品可追溯性。

註1：如一項量測提供的一類的輻射狀況 (如放射性核種濃度，直接輻射水平或表面污染程度)資料足以測定污染範圍時，不必做其他方式的量測。

註2：量測與取樣技術應符合特性偵檢目標要求，因為也許可供做最後狀態偵檢資料。

三、評估偵檢結果

1. 偵檢結果與DCGL 比較，將表面或地區的輻射水平分類為大於或等於DCGL，小於 DCGL 及未受到污染三類。
2. 評估所有高直接輻射或污染地點及決定是否需加做量測或取樣。
3. 準備特性偵檢報告。

附錄 4. 改善措施輔助偵檢查核表(範例)

一、偵檢設計

1. 列舉DQO:敘述偵檢目的與偵檢儀器偵檢能力，偵檢儀器可在DCGL 下可偵測到殘留的污染。
2. 審查改善去污計畫書。
3. 決定相關放射性核種在表面或土壤中測定適用性。(註：對表面受到很低能量的貝他核種污染或土壤中受到純阿發核種污染，改善行動輔助偵檢不可行。)
4. 選擇簡單的輻射偵檢項目(如表面活度偵檢)，可再現場執行改善去污作業中很快就能決定改善措施的有效性。

二、執行偵檢作業

1. 依據預期污染物與數量而定偵檢能力，選擇適當的偵檢儀器。
2. 對所有可能受到污染的表面執行掃描及表面活度量測。
3. 改善去污措施執行過程中，對挖掘的土壤進行偵檢並取樣在現場做放射性核種含量評估(如對未乾或活度不均勻土壤進行加馬能譜分析)。

三、評估偵檢結果

1. 偵檢數據與DCGL 比較，作為現場及時決定措施，成為改善去污作業的指引。
2. 書面記載偵檢結果。

附錄 5. 改善措施輔助偵檢查核表(範例)

一、偵檢作業準備

1. 確定場址殘留放射性核種的放射性限值，一般在除役過程中從早期偵檢時執行。
2. 發現特定的放射性核種及其是否存在於背景環境，有助於採取單樣或雙樣測試法之決定。雙樣測試法表放射性核種存在於天然背景環境；單樣測試法表放射性核種不存在於天然背景環境。
3. 依據場址輻射污染情形，分成第1 級、第2 級及第3 級三類區域。
4. 確定偵檢單元。
5. 選擇室內室外偵檢區域當背景參考地區，此區域須不受到輻射影響之區域且：
 - A. 未受場址運轉作業的污染。
 - B. 顯示與偵檢地區有相似的物理、化學與生物學特性。
 - C. 與偵檢地區具有相似的結構，但無放射性操作的經歷。
6. 選擇偵檢儀器與偵檢技術。決定MDC(儀器選擇依據放射性核種特性)符合DCGL 與儀器的要求--選用的儀器需能測到污染值為DCGL 的10~50%。
7. 必要時提供清潔地區與前往偵檢地區的通路。
8. 建立參考座標系統(視情況而定)。

二、偵檢設計

1. 列舉DQO：敘述偵檢目的、與規定可接受誤差率(Type I (α) 與Type II(α))。

2. 具體說明取樣數與分析程序書。
3. 依據放射性核種是否存在於天然背景環境，決定統計測試上所需之數據點數：
 - A. 依據統計測試，具體說明所需之取樣/量測點數。
 - B. 評估統計測試能力，以決定所取之樣品數是否足夠。
 - C. 保證取樣的規模足以偵檢出高放射性區域。
 - D. 增加取樣/量測點數，供QC 查核及考慮到遺失。
4. 具體說明取樣位置。
5. 提供偵檢儀器與技術說明資料。使用輕便型偵檢儀器或現場量測技術的決定因素，與偵檢單元輻射水平是否高於天然背景的程度有關。
6. 說明偵檢單元與背景參考地區資料的簡化與比較方法。
7. 提供必要的品管程序書與QAPP(品質保證計畫書)，以確保偵檢資料有效性：
 - A. 適當的校正儀器。
 - B. 必要的複樣、參考樣與空白樣量測。
 - C. 現場量測與實驗室樣品分析之結果比較。
8. 撰寫偵檢計畫書(如QAPP, SOP 等文件)。

三、執行偵檢

1. 執行背景參考地區之量測與取樣。
2. 執行偵檢作業：
 - A. 執行輻射水平第1 級、第2 級及第3 級區域的表面掃瞄。
 - B. 依事先選定的取樣位置，執行表面放射性量測與取樣作業。

- C. 依專業判斷，於特殊位置執行表面直接放射性量測與取樣作業。
- 3. 執行與記載任何必要的調查作業，包括偵檢單元的重新分類、改善去污作業與重做偵檢。
- 4. 記載量測與取樣位置及提供量測系統的MDC 與標準誤差資料。
- 5. 從QAPP 或 SOP 文件，記載偵檢過程中觀察事項、不正常事項以及偏差事項。

四、評估偵檢結果

- 1. 審查DQO。
- 2. 審查樣品分析結果。
- 3. 資料分類與偵檢結果彙整。
- 4. 驗證統計方法前提假設條件的合理性。
- 5. 偵檢結果與法規DCGL 比較：
 - A. 執行比高輻射區域量測結果比較。
 - B. 適宜時決定偵檢單元區偵檢結果面積因數。
 - C. 執行WRS 或Sign 測試結果比較。
- 6. 準備最後狀態偵檢報告。
- 7. 最後狀態偵檢報告經獨立審查通過。