

核能安全委員會
委託研究計畫期末報告

精進核電廠除役拆除物質輻射偵檢與評估之管制資訊研析
**Advanced Research and Analysis of Regulation Information
on Radiation Survey and Assessment for Nuclear Power
Plant Decommissioning and Dismantling**

計畫編號：NSC11310053L

受委託機關(構)：國立清華大學

計畫主持人：蔣安忠

聯絡電話：03-5742867

E-mail address：acchiang@mx.nthu.edu.tw

報告日期：中華民國 114 年 11 月 26 日

目錄

目錄.....	I
圖目錄.....	III
表目錄.....	IV
中文摘要.....	VI
英文摘要.....	VII
第一章 計畫緣起與目的.....	8
第二章 研究方法與過程.....	11
第三章 主要發現與討論.....	15
3.1 MARSAME 簡介.....	15
3.1.1 MARSAME 概念簡介.....	15
3.1.2 MARSAME(物質與設備)與 NUREG 1761(大宗物質).....	16
3.1.3 行動基準與放行標準依據.....	21
3.1.4 RG 1.86/8.23、NUREG-1640、ANSI/HPS N13.12、IAEA RS-G-1.7 簡述.....	24
3.1.5 IAEA GSG 18 (IAEA DS500)簡述.....	28
3.2 MARSAME 統計基礎的實務應用 (Sign Test/WRS Test/實務數值範例).....	43
3.2.1 Sign Test / WRS Test 簡介與計算範例.....	44
3.2.2 WRS Test 應用實務問題分析討論.....	52
3.2.3 熱點判定決策.....	59
3.2.4 關於掃描比例的討論.....	61
3.3 調查計畫偵測能力與量化能力(MQC)簡介.....	64
3.3.1 偵測能力 (Detection Capability).....	64
3.3.2 不同外釋情境的實務討論.....	74
3.3.3 MQC 應用討論與簡易數值範例.....	79
3.3.4 關鍵值 S_c 、儀器最小可測活度 S_D 、Scan MDC 的相對關係與實務分析.....	82
3.4 Zion 核電廠物質與設備無條件外釋處置偵檢程序.....	85
3.4.1 Zion 電廠背景.....	85
3.4.2 M&E 偵檢調查作業程序書 (ZS-LT-400-001-001).....	88

3.4.3	Zion 電廠 M&E 調查設計與測量指引.....	100
3.5	台電核一廠汽機廠房主發電機相關設備離廠偵檢作業方案.....	117
3.5.1	方案摘要.....	117
3.5.2	台電方案優缺點與 MARSAME 方法論的應用完整性討論.....	120
3.6	Humboldt Bay MARSAME 調查計畫程序 / Zion 無條件外釋程序書 / 台電汽機廠房 離廠程序書三方綜合比較分析.....	123
3.6.1	Humboldt Bay 電廠物質與設備處置程序與台電核一廠汽機廠房設備離廠偵檢 作業方案的比較.....	123
3.6.2	Zion 核電廠無條件外釋程序書與台電核一廠汽機廠房設備離廠偵檢作業方案 的比較.....	130
3.6.3	三方程序書的綜合比較分析討論.....	135
第四章	結論與建議.....	139
4.1	結論.....	139
4.2	在外釋調查計畫方面，給主管機關的建議.....	139
4.2.1	管制面向的建議 (Regulatory Oversight).....	140
4.2.2	查驗面向的建議 (Verification & Field Audit).....	142
4.2.3	量測過程的實務查驗建議.....	150
參考資料	156
附件	159
A.	教育訓練計畫.....	159
B.	核一廠反應器教具模型 (組合、分件、完成圖、分件功能說明).....	159

圖目錄

圖 2.1 計畫執行期程及預定工作項目	14
圖 3.1 廢金屬的解除管制程序範例.....	37
圖 3.2 福島第一核電廠廠內回收物質放射性活度估算程序示意圖.....	38
圖 3.3 簡易的「有部分超標時的放行決策圖」	59
圖 3.4 簡易的「熱點判定邏輯圖」	61
圖 3.5 掃描量測判定標準作業程序示意圖.....	72
圖 3.6 Scenario A 外釋情境的 S_C 、 S_D 與誤差關係圖。	75
圖 3.7 Scenario B 外釋情境的 S_C 、 S_D 與誤差關係圖。	77
圖 3.8 Zion 核電廠除役後的廠址現況.....	87
圖 3.9 Zion 核電廠 M&E 無條件解除管制調查作業之組織架構及責任分工.....	91
圖 3.10 Zion 核電廠之 M&E 無條件解除管制調查程序.....	94

表目錄

表 3.1 NUREG-1761 和 MARSAME 的基本資訊比較	17
表 3.2 NUREG-1761 和 MARSAME 的適用對象與範疇比較	17
表 3.3 NUREG-1761 和 MARSAME 的方法學與技術內容比較	18
表 3.4 NUREG-1761 和 MARSAME 在實務應用面的比較	18
表 3.5 NUREG-1761 和 MARSAME 的應用範例	19
表 3.6 NUREG-1761 和 MARSAME 相對我國核設施除役作業技術的參考建議	20
表 3.7 台灣與國際表面活度與限值對照表.....	22
表 3.8 除役核設施各階段的適用標準(以 Zion 電廠為例).....	25
表 3.9 核設施除役材料外釋的常用核心文件比較.....	25
表 3.10 IAEA GSG-18 與 MARSAME 概念上的一致性	31
表 3.11 IAEA GSG-18 與 MARSAME 執行方法的區別.....	32
表 3.12 IAEA GSG-18 的附錄(技術文件)內容表	41
表 3.13 常見的取樣數量建議.....	54
表 3.14 Zion 核電廠物質與設備表面掃描比例分配表	63
表 3.15 Sc、S _D 、Scan MDC 的實務應用對照表	70
表 3.16 現場調查的各項參數意義與背景值的關係.....	72
表 3.17 Humboldt Bay 電廠結構鋼偵檢包的外釋調查參數.....	82
表 3.18 台電程序書各設備類別所對應的偵檢分級與預設偵檢方式/儀器	119
表 3.19 台電離廠作業方案對應 MARSAME 核心原則之評估	122
表 3.20 Humboldt Bay 程序書與台電方案之綜合比較.....	124
表 3.21 Humboldt Bay 程序書與台電方案之目的比較.....	125
表 3.22 Humboldt Bay 程序書與台電方案之適用範圍比較.....	125
表 3.23 Humboldt Bay 程序書與台電方案之標準與依據比較.....	126
表 3.24 Humboldt Bay 程序書與台電方案之作業流程比較.....	127
表 3.25 Humboldt Bay 程序書與台電方案之責任分工比較.....	127
表 3.26 Humboldt Bay 程序書與台電方案之特別注意事項比較.....	128
表 3.27 Humboldt Bay 程序書與台電方案之調查外釋標準比較.....	129

表 3.28 Zion 程序書與台電方案之目的比較.....	131
表 3.29 Zion 程序書與台電方案之適用範圍比較.....	132
表 3.30 Zion 程序書與台電方案之標準與依據比較.....	132
表 3.31 Zion 程序書與台電方案之作業流程比較.....	133
表 3.32 Zion 程序書與台電方案之責任分工比較.....	134
表 3.33 Zion 程序書與台電方案之特別注意事項比較.....	134
表 3.34 Zion 程序書與台電方案之調查外釋標準比較.....	135
表 3.35 Humboldt Bay、Zion 程序書與台電方案之綜合比較.....	135
表 3.36 Humboldt Bay、Zion 程序書與台電方案之作業流程差異.....	137
表 4.1 NRC 具有外釋調查技術層面指引的文件列表.....	149
表 4.2 NRC 調查與外釋功能領域與技術指引.....	149

中文摘要

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 (Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual)的補充報告，其主要應用是對除役拆除過程中的物質與設備規劃其偵檢方式，以及應用統計檢定方式評估偵檢數據，做出適當處理方式，從而保障偵檢過程的輻射作業安全並確保廢棄物安全離廠或進行適當的處理。我國核一廠已於 108 年 7 月取得除役許可，台電公司依除役計畫執行除役拆除相關作業，依照 MARSAME 手冊進行輻射偵檢評估及物質與設備離廠管制等相關作業。本計畫參考美國核電廠運用 MARSAME 手冊進行偵檢設計、評估與處(移)置方式的實務經驗，對相關作業進行研析，並與台電核一廠執行拆除物質與設備的偵檢設計、評估及處(移)置方式作業進行比較，提出主管機關對除役作業場所執行安全審查與現場視察的管制建議。本計畫也將辦理除役核電廠物質與設備輻射偵檢及評估之教育訓練，並製作教具模型一組，供主管機關管制作業人員熟悉反應爐等相關設備拆除，強化專業知能。

英文摘要

MARSAME (Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment Manual) is a supplementary report to MARSSIM (Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual). Its main application is to establish survey plans for materials and equipment during nuclear power plant decommissioning and dismantling by using statistical verification methods so as to evaluate survey data and thus to provide appropriate disposal methods to ensure the radiation safety during the survey process and ensure that waste leaves the site safely or is properly dealt with. The decommissioning permit for the Chinshan Nuclear Power Plant was issued on July 12, 2019, and entered into force on July 16, 2019.

Taipower Corporation planned to carry out decommissioning and dismantling operations in accordance with the decommissioning plan, and conducted radiation survey and assessment, material and equipment departure control and other related operations in accordance with the MARSAME manual. This research reviews the practical experience of U.S. nuclear power plants using the MARSAME manual for survey design, evaluation, and disposal methods, and conducts research and analysis on relevant operations comparing to the procedures and guidelines of First (Chin-Shan) Nuclear Power Plant and will put forward regulatory suggestions for the competent authorities to carry out safety evaluation and on-site inspections of decommissioning sites. This research will also provide education and training on radiation survey and assessment of materials and equipment in decommissioned nuclear power plants, and produce a set of teaching aid models for regulatory staff of the competent authorities to familiarize themselves with the dismantling of reactors and other related equipment and strengthen their professional knowledge.

第一章 計畫緣起與目的

我國核一廠於 108 年 7 月取得除役許可後，台電公司依核一廠除役計畫執行除役拆除相關作業，並參照國際間的做法，對物質與設備進行輻射偵檢及評估等相關作業。核能安全委員會(以下簡稱核安會)作為核能安全主管機關，本於專業與權責，嚴格執行安全審查與現場視察，要求台電公司參照國際間作法，執行偵檢與評估作業，以完善除役拆除作業的品質與安全，符合法規要求。

國際核能發電國家如美國，管制機關已發展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)，對除役拆除物質與設備，規劃其偵檢方式，以及應用統計檢定方式評估偵檢數據，做出適當處理方式。為強化核電廠除役拆除現場管制作業，核安會辦理本次勞務採購，希望投標的廠商參考美國核電廠運用 MARSAME 手冊進行偵檢設計、評估與處置方式的實務經驗，研析相關作業，向核安會提出管制建議，並且辦理除役核電廠物質與設備輻射偵檢及評估之教育訓練，並製作反應爐的教具模型，供核安會管制作業人員熟悉反應爐等相關設備之拆除程序，強化專業知能。

國立清華大學(清大)擁有原子科學院(原科院)及各相關系所，是全台灣唯一一個綜合性核能相關研究單位，從輻射偵檢防護到核設施、反應器原理各領域均有十分豐富的教學研究經驗，清大原子科學技術發展中心(原科中心)亦擁有多位博士級研究人員，曾經參與 MARSAME 相關的研究，近年亦更進一步針對除役核能電廠特性調查與第三方驗證偵檢的實務案例進行分析研究，在此方面有相當經驗，得知主管機關在此研究領域有迫切之需求，遂提出本計畫書進行投標，期能盡力協助主管機關。

我國核一廠已於 108 年 7 月取得除役許可，已經開始除役，目前核一廠的停機過渡階段已經過半，台電公司將依除役計畫執行除役拆除相關作業，應會依照

MARSAME 進行輻射偵檢評估及物質與設備離廠管制等相關作業，目前已制定相關程序書，其中針對除役核能電廠物質與設備的離廠作業擬定了偵檢及相關作業程序。美國除役核電廠已有公開的案例，展示其應用 MARSAME 手冊及相關導則而完成了整體除役過程中輻射特性調查和廢棄物離廠作業的工作項目，雖然目前揭露的完整案例不多(多數仍尚未公布或陸續公布中)，但結果多符合輻射安全上的要求，可以事半功倍地完成除役輻射特性調查，足見 MARSAME 方法論確可有效地簡化除役輻射偵檢的繁複工作，並能一定程度地保障輻射安全，台電公司可以將這些案例作為日後執行除役工作的參考，主管機關也能藉由美國除役核電廠的管制審查經驗，進行有效的把關，更加確保除役作業核能安全。

就目前所得資訊來看，台電放射性廢棄物的離廠程序書應會依照 MARSAME 的精神進行制定，其涵蓋的範圍包含了輻射安全、廢棄物處(移)置、以及核安管制等面向，對主管機關來說，若要進行相關審查，審查及管制作業人員需對 MARSAME 具備充足的專業知能，清大研究團隊可藉由過去數年的研究經驗，將相關知識分享給主管機關，並且從近年陸續揭露的新資訊與新報告進行進一步的精進研究，將美國核電廠除役的實際案例與核一廠執行拆除物質與設備的偵檢設計、評估及處(移)置方式作業進行比較分析，提供歸納整理後的管制建議，作為主管機關審查或現場視察的參考。本計畫在下半年的執行期間，可提供教育訓練，將 MARSAME 方法論概述，以及除役核電廠現場實務作業案例與經驗與主管機關人員共同討論分享。

同時，為了讓審查及管制作業人員能更進一步的了解核電廠反應爐的具體結構狀態，本計畫也將設計並製作一組反應爐教具模型，此部分將委託景文科技大學視覺傳達設計系研究團隊設計製作之，該立體教具模型依招標規範之規格，參考美國 GE 公司 BWR-4 型式，製作核一廠反應爐及其內部組件等相關設備立體模型 1 個，模型高度約為 45 公分左右，其內部組件應包括蒸汽乾燥器、汽水分離器、噴射泵及燃料棒等，計畫結案後此模型歸屬核安會所有。

依照核一廠除役計劃的時程，核一廠的停機過渡階段已經過半，拆除階段前的輻射特性調查作業也將進入後半段，相關資料將作為除役拆除階段各項程序書制定的重要考量，台電已經製作了相關離廠偵檢方案，並提送主管機關進行審查，審查及管制作業人員必須對 MARSAME 具備充足的專業知能，才能進行完善且嚴謹的審查，台電才能據以執行，除役作業安全管制人員才能於除役拆除作業執行時執行現場視察，確保除役作業安全。

本計劃的重要性就是在於提早建立審查量能及視察員的專業知能，並透過教育訓練與教學模型提升除役作業管制人員對拆除反應爐相關設備的印象與認知，使核電廠除役進程中的各個階段都能被有效地監督。

本計畫為協助國內主管機關建立 MARSAME 相關知能之技術服務，並設計製作反應爐教學模型，國外未見相關計劃。國內部分，本計畫之研究團隊於民國 106 年至 108 年間，執行原能會(現稱核安會)委託之 MARSSIM(Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual)及 MARSAME 相關研究計畫，對 MARSAME 方法論進行研析，已有初步成果，而最近台電提出廢棄物離廠偵檢相關程序書，本計畫可憑藉並承續過去的研究經驗，配合近年揭露的國外實務經驗，與台電程序書進行分析比較，提出管制建議供主管機關參考。

第二章 研究方法與過程

美國多部會輻射偵測與廠址調查手冊 MARSSIM 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，而 MARSAME 是 MARSSIM 的補充報告，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，與其相關之規範也見於 ANSI(American National Standards Institute)和 NUREG(Nuclear Regulatory)等相關文件當中，過去美國已有許多核能電廠除役的案例，美國橡樹嶺科學教育學院(Oak Ridge Institute for Science and Education, ORISE)曾協助執行許多美國除役核電廠的輻射特性調查相關工作，包含第三方驗證等，該單位也提供 MARSAME 方法論及實務執行的教育訓練，其中很重要的案例就是美國 Humboldt Bay 電廠的物質與設備處(移)置偵檢，目前在美國 NRC 已揭露的相關案例中，就以近年剛完成除役 Humboldt Bay 電廠較為完整，尤其該電廠提供了依據 MARSAME 精神制定的標準作業流程程序書(HBAP RCP-6Q)，是一份值得參考的重要文件。

我們在本計劃中，將蒐集並研析美國除役核電廠(如 Humboldt Bay 或 Zion 電廠)運用 MARSAME 手冊，對拆除物質與設備進行偵檢設計、評估及處(移)置方式(如解除管制或以放射性廢棄物處置)的實務經驗，並提出管制建議；接著就美國除役核電廠的作法，與國內除役中核一廠執行拆除物質與設備的偵檢設計、評估及處置方式作業進行比較，我們主要就會利用 HBAP-RCP-6Q 這份文件與台電相對應的程序書進行分析探究，提出管制建議。

此外，根據契約書規範，我們會設計並辦理除役核電廠拆除物質與設備之偵檢設計、評估及處置方式決策的教育訓練，原契約書規範的規格如下：

- (1) 訓練時間：預計於 114 年 8~9 月期間辦理，訓練課程辦理日期在核安會及本校雙方均同意的情況下可適切調整。
- (2) 訓練地點：由核安會提供。

(3) 訓練時數：1 場次 2 小時以上(含 2 小時)

(4) 訓練內容：美國 MARSAME 方法論概述，以及除役核電廠現場實務作業案例與經驗。

此項教育訓練已於 114 年 9 月 4 日辦理完成，課程內容共 3 小時，內容分成兩個部份：(1)核電廠除役拆除物質離廠作業輻射偵檢之評估與管制、(2)游離輻射防護與度量簡介與清大生科館外釋經驗分享，教育訓練計畫與執行的細節內容可參閱本報告附件。

本計畫也包含製作一組反應爐及其內部組件之教具模型，供核安會管制作業人員熟悉反應爐等相關設備拆除後，其輻射偵檢與評估之管制作業程序。該模型之財產歸屬於核安會。此反應爐模型的製作，係委由景文科技大學視覺傳達設計系的楊文灝教授研究團隊進行設計製作，預算經費由本計劃核定之資本門及相關業務費進行支應，反應爐模型已製作完成並移轉為核安會所有。教具模型的相關資料可參閱本研究報告附件。

依照契約書及研究計畫書，本計畫的執行期程如圖 2.1 所示，預定完成之工作項目如下：

1. 蒐集並研析美國除役核電廠(如 Humboldt Bay 或 Zion 電廠)運用 MARSAME 手冊，對拆除物質與設備進行偵檢設計、評估及處置方式(如解除管制或以放射性廢棄物處置)的實務經驗，並提出管制建議。
2. 就美國除役核電廠的作法，與國內除役中核一廠執行拆除物質與設備的偵檢設計、評估及處置方式作業進行比較，提出管制建議。
3. 辦理除役核電廠拆除物質與設備之偵檢設計、評估及處置方式決策的教育訓練，並製作教具模型，供核安會管制作業人員熟悉反應爐等相關設備拆除後，其輻射偵檢與評估之管制作業程序。於 114 年 7 月 20 日以前提出教育訓練計畫紙本 3 份及電子檔 1 份，以及反應爐及其內部組件之教具模型。教育訓練

計畫內容包含訓練日期、課程內容、授課師資等完整規劃及課程講義，經核安會核可後依核定之計畫執行。

截至本研究報告撰寫完成前，各階段查核點均符合預期目標，所有工作項目均已如期完成，具體的工作進程如圖 2.1 所示。

工作項目	年月											備註	
	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10		11
蒐集並研析美國除役核電廠運用 MARSAME 實務經驗，並提出管制建議。	████████████████████												
就美國除役核電廠的作法，與核一廠執行拆除物質與設備的偵檢設計、評估及處置方式作業進行比較，提出管制建議。					████████████████████								
設計教具模型。	████████████████												
製作教具模型。			████████████████████										
辦理除役核電廠拆除物質與設備之偵檢設計、評估及處置決策的教育訓練。								████████████████					
撰寫並完成期末報告。										██████████████			
工作進度估計百分比 (累 積 數)	8%	16%	24%	32%	40%	48%	56%	64%	72%	80%	90%	100%	
預 定 查 核 點	<p>第 1 季：蒐集並研析美國除役核電廠運用 MARSAME 手冊對拆除物質與設備進行偵檢設計、評估及處置方式的實務經驗；完成教具模型之設計。</p> <p>第 2 季：提出 MARSAME 相關的管制建議，開始著手研析台電程序書，5 月 9 日以前提送期中簡報。</p> <p>第 3 季：完成台電程序書之研析及國外實務之比較，提出管制建議；7 月 24 日前完成教具模型及教育訓練計畫，10 月 24 日前提送教育訓練完成證明文件。</p> <p>第 4 季：彙整研究資料，提出綜合管制建議，完成期末報告。</p>												
<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>													

圖 2.1 計畫執行期程及預定工作項目

第三章 主要發現與討論

3.1 MARSAME 簡介

MARSAME 是由美國環境保護署(Environmental Protection Agency, EPA)、核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission, NRC)、能源部(Department of Energy, DoE)、國防部(Department of Defense, DoD)聯合開發的手冊，旨在幫助放射性場址清理物質與設備(Materials and Equipment, M&E)，相對於 MARSSIM 適用於不動產的土地與建物，MARSAME 則是適用於非不動產的材料與設備。

MARSAME 的調查程序係基於四個數據生命週期(Data Life Cycle): 規劃(Plan)、實施(Implementation)、評估(Assessment)和決策(Decision)；規劃階段包括初步評估(Initial Assessment, IA)、測量質量目標(Measurement Quality Objectives, MQOs)和調查設計；實施階段涉及調查的執行和數據收集；評估階段包括數據質量評估(Data Quality Assessment, DQA)，以確定數據是否支持其預期用途；決策階段則基於評估結果做出最終決定。MARSAME 方法強調靈活性和分級方法，適用於多種技術領域，包括初始評估、調查方法、調查計畫和數據品質評估。該方法提供了 13 種處置選項，分為外釋(Release)和禁制(Interdiction)兩種情況。外釋選項包括再利用、回收、處置和維持現狀，禁制選項則用於防止放射性污染材料進入公共領域。總的來說，MARSAME 方法旨在確保材料和設備處置的一致性，提供了一種系統化的方法來管理和清理潛在的放射性污染材料和設備。如果適當地規劃和實施 MARSAME 方法，可以產生與廢棄物管理相關的多種好處，包括保護工人和公眾安全、減少處置的放射性廢棄物量、重複使用材料(具有環境和材料永續性優勢)、以及成本節約等。

3.1.1 MARSAME 概念簡介

簡單來說，MARSAME 提供一套系統化的程序，協助使用者判定特定物品是

否可安全從輻射管制中外釋，內容涵蓋計畫設計、調查執行、資料評估及決策文件化等步驟。與 MARSSIM(針對場址與土地面積的外釋調查)相對應，MARSAME 則著重於「物質與設備」層級的輻射確認與決策。

其核心概念為：

- 系統化的放射性確認流程(survey and assessment process)
- 以風險為基礎的決策準則(dose-based decision criteria)
- 確保資料品質與可追溯性(Data Quality Objectives, DQOs)
- 支援最終外釋決策(support defensible release decisions)

3.1.2 MARSAME(物質與設備)與 NUREG 1761(大宗物質)

NUREG-1761 與 MARSAME 雖然都屬於 NRC 及其相關單位所制定的技術指南，但兩者的適用對象、情境、目的、程序與方法皆有所不同。

首先在應用邏輯上，NUREG-1761 的主邏輯是先建構假設場景，然後模擬外釋後的曝露途徑，計算出年劑量，如果小於年劑量限值(0.25 mSv/yr)，就判定可以外釋，而 MARSAME 則是設計調查單元(Survey Units, SU)，依照初始評估進行分類、掃描、抽樣，然後配合統計鑑定的結果，做出外釋與否的判定。

二者的基本資訊方面比較如表3.1所示，二者都是有NRC參與的技術文件，但MARSAME的出版比NUREG-1761晚了好幾年，近年也進行了更新，內容顯然較為完整，而其適用對象和範疇(如表3.2所示)也有所差異，MARSAME更加著重分類前調查，強調分群與調查策略的設計，適用於物質與設備的調查、分類、再利用或其他處置決策，相較之下NUREG-1761就簡單許多，但更適用於大量物質的最終外釋評估。

表 3.1 NUREG-1761 和 MARSAME 的基本資訊比較

項目	NUREG-1761	MARSAME
全名	NUREG-1761: Radiological Surveys for Controlling Release of Solid Materials	MARSAME: Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment
發行單位	NRC (美國核能管制委員會)	NRC + EPA + DoE + DoD (多機關聯合發布)
發行年份	2002	2009/2022
性質	NUREG 技術報告(NUREG Technical Report)	指南性標準文件(Regulatory Guidance / Survey Manual)

表3.2 NUREG-1761和MARSAME的適用對象與範疇比較

項目	NUREG-1761	MARSAME
適用物件	大宗物質(如混凝土、鋼材、土壤)	可移動設備與材料(M&E, e.g., tools, pipes, pumps)
適用場景	核設施除役時大量物質的最終外釋評估	設備/材料的調查、分類、再利用或處置決策
是否涵蓋分類前調查?	否	是，強調「分群與調查策略設計」
是否為多機關共識?	否，主要由 NRC 主導	是，跨機關協調一致

而就方法學與技術內容來說(如表 3.3)，NUREG-1761 的核心流程是估算該外釋後對人員曝露劑量的影響，重點放在劑量轉換因子計算外釋後的劑量，基於導出濃度指引水平(Derived Concentration Guideline Level, DCGL)值來評估材料外釋風險；MARSAME 則是提出一套完整的統一設備與材料的調查規劃、分群策略、量測方法與統計檢定程序，重視量測方法、統計檢定與決策框架(Scenario A 或 B)，劑量評估則是放在較後面的考量，更強調以 DCGL 為依據的分類與群組量測策略，並依設備材料的不同，制訂更為仔細的行動基準(Action Level, AL)，作為處理決策的依據，而統計鑑定則是 MARSAME 的核心工具，並且詳細要求調查計畫的量測能力限制。

表3.3 NUREG-1761和MARSAME的方法學與技術內容比較

項目	NUREG-1761	MARSAME
核心流程	提供估算材料清除後對人員曝露劑量的途徑與結果，進而確定是否可外釋	統一設備與材料的調查規劃、分群策略、量測方法與統計檢定程序
計算內容	使用劑量轉換因子計算外釋後的劑量(如依照不同受體場景估算 mrem/yr)	不強調劑量評估，而重視量測方法、統計檢定(WRS、Sign Test)決策框架(Scenario A/B)
是否強調 DCGL?	是，基於 DCGL 值來評估材料外釋風險	是，但更強調以 DCGL 及 AL 為依據的分類與群組量測策略
是否涵蓋統計檢定?	少量使用	是，為核心工具(Wilcoxon、Sign Test、 α 、 β 、 S_c 、 S_D 、MDC 等)
是否考慮量測能力限制?	有提及	詳細列出(MQC、Scan MDC、Static MDC、Background subtraction 等)

表3.4 NUREG-1761和MARSAME在實務應用面的比較

項目	NUREG-1761	MARSAME
可否用於設備表面污染外釋?	不太適合 (偏向大宗物質)	適合 (強調表面活度量測與可移除污染)
是否提供實務表格與範例?	有部分範例	有完整範例、流程圖、決策樹、量測策略表格等
是否支援 GIS 或空間對應?	否	是 (推薦結合 GIS 做調查資料管理)
適用於哪種外釋?	Unconditional release (無條件外釋)為主	適用 conditional / unconditional release、reuse、survey planning 等多元情境
側重面向	劑量評估與外釋決策	分類、調查與量測策略
適用物件	大宗建材與環境物質	可移動設備與小型材料
是否用於最終外釋判定?	是	是，也可用於再利用或分類
是否包含統計方法?	限制使用	廣泛應用
是否多機關共識?	否	是 (EPA/NRC/DoE/DoD)

就上述比較來看，在實務應用上(如表 3.4)，NUREG-1761 僅適合大宗物質的

無條件外釋與否的判定，而 MARSAME 則適用於更多種類的物質與設備，並可用於表面污染設備的外釋判斷，同時也適用於包含無條件外釋的多元情境(有條件外釋，回收、再利用、或其他的處置決策)，並廣泛應用統計方法，可結合地理資訊系統(Geographic Information System, GIS)，有多機關共識。

表3.5 NUREG-1761和MARSAME的應用範例

項目	NUREG-1761	MARSAME
典型用途	核電廠結構體或混凝土的最終外釋 (Final Release of Bulk Materials) 如：反應爐建物拆除後的水泥、混凝土	場址中的可移動設備調查與分類 (M&E Release or Reuse) 如：閥件、工具箱、馬達、泵浦等
案例 1	混凝土基礎評估：某核電廠計畫將反應爐建物的基座(數千噸混凝土)運至掩埋場，透過 NUREG-1761 計算受體劑量(e.g., 住宅住戶、掩埋場工作者)，確認是否 < 0.25 mSv/yr，進行無條件外釋。	役畢設備分類：拆卸下來的蒸汽閥門與鋼材欲外釋或回收再利用，透過 MARSAME 進行掃描量測、群組分類與靜態定點抽樣，再進行統計檢定 (WRS Test)，確認是否低於 DCGL/AL。
案例 2	建材土壤掩埋前評估：某場址將破碎混凝土與表層土壤混合後計畫送往一般廢棄物掩埋場，使用 NUREG-1761 模擬掩埋場長期遷移與曝露劑量，計算結果做為解除管制的依據。	除役工具管理：清理工作人員所使用之除役工具箱、便攜儀器包裝、含金屬構件進行掃描與抽樣分析，採 MARSAME 設計調查單元，並搭配 MDC、Sc、Sd 分析，劃分可外釋與需處理者。
結果產出形式	劑量報告(mSv/yr)與場景分析為主，供主管機關確認外釋條件	計量值(dpm、Bq)、統計報告(p 值、判定流程)與測量結果，做為調查記錄與稽查依據
適用管制邏輯	以劑量推估為核心，模型涵蓋不同場景(住戶、掩埋工人、鋼廠員工等)	測量值與統計檢定為核心，明確分群分類，根據檢定結果決策是否外釋
適合對象類型	大體積、不可移動建材	小型、可拆解、可移動材料與設備 (M&E)
我國核設施除役應用對應	核一廠汽機廠房結構混凝土的最終清除評估	核一廠機電設備、管件、鋼構件等的現場檢測與外釋分類

因NUREG-1761和MARSAME的基本特性之不同，二者適用的典型用途大致上可以理解為：前者適用於核電廠結構體或混凝土的最終外釋(如：反應爐建物拆除後的水泥、混凝土)，後者則適用於場址中的可移動設備調查與分類(閥件、工具箱、馬達、泵浦等)。在表3.5中，各舉兩個案例，說明二者的適用情境，可以看出二者適用場景的明顯區別。

關於我國核設施除役作業技術應用的對應，在概念上，不需要將所有的物質與設備都採用MARSAME這樣稍嫌繁複的決策判斷，在多數情形下，採NUREG-1761的大宗物料判斷流程，可能是更有效率的作法。表3.6將我國除役核設施的部分應用情境可能應用的美國管制作業指引(MARSAME或NUREG-1761)提出參考建議，並且簡述了理由與說明。

表3.6 NUREG-1761和MARSAME相對我國核設施除役作業技術的參考建議

應用情境	參考建議	理由與說明
結構體拆除混凝土外釋	NUREG-1761	屬於大宗物質，適合使用劑量推估法確認最終外釋是否對公眾安全無虞；可模擬進入垃圾掩埋場、再利用場景。
地下管線與涵管拆除後處置	NUREG-1761 或 MARSAME (視大小與可動性而定)	若無法抽樣內部，建議採用劑量保守推估(NUREG-1761)；若可檢測並分類，則採MARSAME 流程。
機電設備(泵浦、閥門、電箱)拆除後分類	MARSAME	屬 M&E 類別，MARSAME 特別針對這類設備提供分類、調查與統計外釋策略。
可攜工具與維修器材外釋管理	MARSAME	可分群調查、進行統計抽樣與外釋判定。適合實施 Scan→Static→統計決策流程。
放射性熱點或超標設備處理決策	MARSAME	可依 MARSAME 設定 Sc/Sd/Scan MDC，搭配 WRS test 判定是否屬實質污染。
表面污染總活度/可移除活度確認	MARSAME	強調可移除污染比對限值，符合 MARSAME 對表面測量的規範；台灣可參考 IAEA(*)表面限值。
廠房環境與土壤總量外釋評估	NUREG-1761 + MARSSIM	NUREG-1761 負責外釋劑量評估；MARSSIM 可搭配實地區域偵測策略。

(*) IAEA, International Atomic Energy Agency

除了NUREG-1761，NUREG-1640 (“Radiological Assessments for Clearance of Materials from Nuclear Facilities” NRC, 2003)這份基礎報告，也被用來建立可供NRC評估「物料無條件外釋」標準(clearance criteria)的劑量與風險模型依據，針對不同類型物料(如金屬、混凝土、電纜、土壤等)模擬外釋後的潛在曝露情境，可據以計算對應的放射性濃度限值(Bq/g或Bq/cm²)，使公眾劑量不超過10 μSv/yr。其主要內容結構包括：

- 評估方法學(exposure pathway modeling)
- 針對不同物料的場景模擬(如金屬回收、混凝土再利用、廢棄物填埋等)
- 各核種的劑量轉換因子(dose conversion factor, DCF)與結果表格
- 附錄中給出大量數值，常被用作其他報告(如MARSAME、IAEA指引)的參考來源之一

主要的用途是提供NRC制定或審查解除管制標準(clearance level)的技術依據，它的性質不是操作指南，而是輻射劑量分析報告，對應的使用情境是政策/標準制定階段(regulatory basis)。

簡要來說，NUREG-1640提供了劑量與限值依據(理論/模型層面)，MARSAME則提供詳細的現場執行方法，二者合起來構成了美國在「核設施除役物料外釋」領域從標準到實務的完整架構，而NUREG-1761則適用於大宗物質的最終外釋評估。

3.1.3 行動基準與放行標準依據

行動基準是MARSAME在進行物質與設備的處(移)置決策時重要的指標，在MARSAME文件中的Roadmap 7有行動基準制定的建議流程，通常以活度-核種/輻射種類為單位，例如Bq/kg (Cs-137)、Bq/m² (α射線)、Bq (Co-60)等，或是由不同單位的標準轉換為活度或特殊量測技術的單位，其主要來源有四：

1. 適用的管制限值 (Applicable Regulatory Limits)：劑量、風險、活度、量測結果等，需符合具有強制力的法規(例如REG guide 1.86、NUREG 1640等美國法規)
2. 適用的要求 (Applicable Requirements)：非強制力的建議(例如IAEA RS-G-1.7/GSG-18、ANSI/HPS N13.12等國際通用文件)
3. 適用的管理限值(Applicable Administrative Limits)：廢棄物處理廠的接受標準。
4. 運送管制標準(DOT requirements for shipping)：美國(運輸部)有害/放射性物質運送管制標準(2011.10.1)¹、我國：「放射性物質安全運送規則」92.12.31(游離輻射防護法第六條：為確保放射性物質運送之安全，主管機關應訂定放射性物質安全運送規則，規範放射性物質之包裝、包件、交運、運送、貯存作業及核准等事項。)

而目前國內針對廢棄物的解除管制係採用「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」，管制限值單位為：活度(Bq)/比活度(Bg/g)，這是目前主要的法規依據。

關於表面活度限值，目前我國的法規中除前述提及之放射性物質安全運送規則有明確規範外(針對非固著/固著污染，再分「β、γ、低毒性核種」與「α、高毒性核種」有不同的規範)，較少法規定義，或以廢棄物管理規則的年劑量推導(μSv/yr)為主，關於除役或再利用的部分則無法規定義，但實務採國際值，常用MARSAME、NUREG、或IAEA建議值作為操作門檻。表3.7是目前台灣與國際表面活度限值對照表。

表 3.7 台灣與國際表面活度與限值對照表

管轄/文件	常見表面活度	美式舊單位	性質/說明(適用性)
台灣(核安會/國原院相關文件與研討)	0.37 / 3.7 Bq/cm ² (常見參考值)	~ 10 / 100 pCi/cm ²	核安會在研討與技術驗證中採用或建議參考IAEA/RS-G-1.7之範例值，並由國原院等機構檢驗

¹ DOT's Office of Hazardous Material Safety (OHM), Title 49, transportation, Parts 100 to 177, Code of Federal Regulation.

			重要核種的適用性；台灣文件多以 IAEA 建議做為參考基礎而非硬性法規。 ²
IAEA(Safety Guides/TECDOC 等)	範例值：0.37 Bq/cm ² (多處案例引用)；亦見 0.4 Bq/cm ² (α)/4 Bq/cm ² (β/γ)等表述(視核種/場景)	0.37 Bq/cm ² ~ 10 pCi/cm ²	IAEA 提供「解除管制(clearance)/外釋(release)」的範例水平並說明推導方法；其文件(TECDOC/Safety Reports/RS-G-1.7/GSG-18)是國際參考。IAEA 同時強調應以劑量限值(例如年劑量標準)與情景推導清除值，而非直接用單一通用數值。 ³
NEA/OECD(*) (國際報告、CPD 案例)	常見引用：0.37 Bq/cm ² 、或 0.4 - 0.5 Bq/cm ² (不同國家案例略異)		NEA/OECD 報告彙整多國放行實例(例如西班牙、KKN、Vandellos 等案例)，常把 0.37 Bq/cm ² 當作比較或應用範例。 ⁴
歐盟(Radiation Protection 系列)	歐洲文件(EC RP 系列)在案例中常見 0.37 Bq/cm ² 與其他換算值；另有針對金屬回收的不同限值(視核種組成)		EU/EC 文件提供為回收、再利用或報廢金屬所推導之表面限值與「總和公式」，數值會依核種組成做修正。 ⁵
美國(NRC/MARSSIM/NUREG/ANSI)	無單一通用數值(MARSSIM/NUREG-1640 提供方法、劑量轉換係數)；5,000 dpm/cm ² 、ANSI/HPS N13.12 0.1~100 Bq/cm ² 。	5,000 dpm/cm ² ~ 1.0 Bq/cm ²	MARSSIM 與 NUREG-1640 注重「如何設計調查/劑量反推/DCGL」；ANSI/HPS N13.12 提供表面篩選水平範圍供技術使用；因此美國作法偏向「依場址情境與劑量計算決定 DCGL」，而非用一個全域放行數值。 ⁶

(*) NEA/OECD, Nuclear Energy Agency / Organisation for Economic Co-operation and Development

² 行政院原子能委員會 2004 年報，https://www.nusc.gov.tw/share/file/e_law/DHV3BxBZLujxwzZbrMcWqQ_.pdf

³ IAEA-TECDOC-855, https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_855_web.pdf

⁴ Radioactivity Measurements at Regulatory Release Levels, OECD/NEA 2006，<https://www.oecd-neo.org/upload/docs/application/pdf/2021-02/nea6186-release.pdf>

⁵ 參照 IAEA DS500/GSG-18, “Application of the Concept of Clearance”

⁶ NUREG-1640, Vol. 2, USNRC, <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1640/v2/sr1640v2.pdf>

3.1.4 RG 1.86/8.23、NUREG-1640、ANSI/HPS N13.12、IAEA RS-G-1.7 簡述

在美國除役電廠的案例中，Zion 電廠的除役過程橫跨數個除役相關文件導則的更新與沿革，它位於美國伊利諾州，擁有兩部壓水式反應爐(Pressurized Water Reactor, PWR)，於 1998 年永久關閉，後來由 *EnergySolutions* 進行除役 (*ZionSolutions*)，是一個從舊式污染限值(REG guide 1.86)過渡到以 MARSSIM 為核心的劑量基礎外釋標準的代表性案例。

在除役的初期階段，在拆除反應爐系統及汽機系統設備的過程中，Zion 電廠仍使用 REG Guide 1.86 提供的表面污染限值來快速判定哪些設備可以無需進一步管制地外釋(如閥件、幫浦外殼)，較適用於非結構材料、可移除設備，其目的是簡化初期拆除作業的物流的輻射管制。

到除役的中後期階段，對於某些「潛在可回收利用」的大型金屬件(如冷凝器殼體、鋼樑)，*EnergySolutions* 進一步做了 NUREG-1640 的場景劑量分析，用來支撐設備是否可以回收利用或運往回收處理設施(例如金屬熔煉廠)，並且預估公眾劑量是否 $< 10 \mu\text{Sv/yr}$ (典型外釋限值)。目的是補強 REG guide 1.86 無法應對複雜場景下的外釋決策。

到了最終場址外釋階段，採用 MARSSIM 為主導工具，也就是說：當進入 Final Status Survey (FSS) 階段，整個廠區(反應爐區、輔助建物、廠區土壤)都必須符合 MARSSIM 程序。具體的操作方式就是依照 MARSSIM 把場址劃分為 Class 1/2/3 調查單元(污染風險高→低)，接著設計統計抽樣方案(如系統性抽樣、掃描)來確認是否符合外釋劑量標準(通常是 $\leq 0.25 \text{ mSv/yr}$)，再使用統計檢定(如 Sign Test 或 Wilcoxon Rank Sum Test)驗證是否可外釋。目的是確保整體場址在外釋後不對公眾構成風險。

總結來說，REG guide 1.86 是快速篩選設備可否外釋的簡易工具，NUREG-1640 是在設備外釋需風險證明時的加強版，MARSSIM 是場址最終外釋時唯一可

接受的依據與調查標準，表 3.8 簡示以 Zion 電廠為例的除役核設施各階段的適用標準。

表3.8 除役核設施各階段的適用標準(以Zion電廠為例)

階段	適用標準	適用項目	判准基礎
拆除初期	REG guide 1.86	表面污染設備	固定數值(表面活度)
設備外釋評估	NUREG-1640	可回收大型設備	劑量模擬(年劑量)
最終場址調查	MARSSIM	全區域	劑量+統計驗證

而在核設施除役與材料外釋的過程中，除了前述三個標準外，相關的核心文件還包括ANSI/HPS 13.12(2013)與IAEA RS-G-1.7的外釋標準，它們各自的角色、標準依據、應用場景都略有不同，表3.9對這些過去常用的核心文件做了簡易的比較。

表3.9 核設施除役材料外釋的常用核心文件比較

	REG guide 1.86	NUREG-1640	ANSI/HPS N13.12	IAEA RS-G-1.7
發行單位	NRC	NRC	ANSI/HPS (業界標準)	IAEA (國際機構)
發布時間	1974	1999	1999 (2013 確認)	2004 (2011 發行版)
標準形式	表面污染限值 (dpm/cm ²)	活度 vs 劑量模擬(Bq/g)	核種活度限值 (Bq/g)	核種活度+總活度限值
劑量導向	無	有 (劑量模型)	有 (<10 μSv/yr)	有 (<10 μSv/yr)
材料類型考慮	僅限表面污染	有 (可模擬多種)	有 (金屬、混凝土等)	有 (通用材料)
適用於場址外釋?	否 (針對設備)	可 (需輔助分析)	否(無場址調查程序)	否(屬於基礎濃度建議)
是否具法律拘束力	有	有	無	無

發布時間最早的REG Guide 1.86設定表面污染外釋限值，用於設備外釋，僅針對設備「表面」放射性污染(如dpm/100cm²)而未考慮材料體積活度、最終用途

或劑量風險，適用於小型零件或明確污染面處理。1996年和1997年，NRC對10 CFR 20進行修訂，特別是引入了「許可終止規則」(License Termination Rule, LTR)，將場址外釋的劑量標準明確設定為每年25 mrem(0.25 mSv)，之後又發布了多份新的指導文件，提供更全面且現代化的除役與許可終止指導，使得RG 1.86的內容過時，因此RG 1.86提供的表面污染限值已由更新的法規和指導文件所涵蓋，因此不再被需要，撤回時間是2016年8月12日，取代它的文件如下：

- RG 1.179 – Standard Format and Content of License Termination Plans for Nuclear Power Reactors⁷
- RG 1.184 – Decommissioning of Nuclear Power Reactors⁸
- RG 1.185 – Standard Format and Content for Post-Shutdown Decommissioning Activities Report⁹
- NUREG-1757 vol. 2 – Consolidated NMSS (Nuclear Material Safety and Safeguards) Decommissioning Guidance.¹⁰ (此文件明確提供了關於表面污染限值和場址特定標準的詳細資訊)。

這些文件提供了更現代化且全面的指導，涵蓋了核電廠除役過程中的許多方面，包括執照中止計畫(Licence Termination Plan, LTP)的格式與內容、除役活動的標準程序，以及表面污染的可接受標準等。

而REG guide 8.23 – Radiation Safety Surveys at Medical Institutions (1999)，和1.86同樣規定了表面污染的活度限值，但主要應用於醫療設施，其撤回時間為2018年8月7日¹¹，撤回原因也是因為NRC多次修訂10 CFR 20和35，使得RG 8.23中的具體指導不再必要，後來取而代之的文件為NUREG-1556, Volume 9 – Consolidated Guidance about Materials Licenses: Program-Specific Guidance about

⁷ NRC ADAMS ML110490419

⁸ NRC ADAMS ML13144A840

⁹ NRC ADAMS ML13140A038

¹⁰ NRC ADAMS ML032530405

¹¹ Federal Register / Vol. 83, No. 152 / Tuesday, August 7, 2018 / Notices, page 38729

Medical Use Licenses (2001.7, 2005.5, 2008.1, 2019.9)¹²，提供有關醫療用途放射性材料許可的具體指導，包括放射安全調查的建議方法和頻率，並強調合理抑低 (As Low As Reasonably Achievable, ALARA) 原則的應用。

NUREG-1640是REG guide 1.86的加強版，導入了劑量模擬工具，針對不同場景(熔煉、填埋、再利用等)建立外釋後年劑量計算模型，以每種核種為基礎，推導最大可接受濃度(Bq/g)以符合公眾劑量門檻(10 μ Sv/yr)，用於風險基礎的材料外釋，技術門檻較高、需配合場景建模。

IAEA RS-G-1.7是IAEA建立的國際性「豁免標準」(exemption levels)，可用於判斷何種材料可無條件外釋。材料若導致公眾劑量小於10 μ Sv/yr的1/10，即可豁免管理。文件中建議各核種的豁免活度(Activity Concentration, Bq/g)以及總活度(Total Activity)的限制，因為它是國際建議的無條件外釋標準，提供全球一致的劑量參照門檻，所以美國以外的國際除役工程(歐盟、加拿大、日本、台灣等)，或跨國材料處理都可以順利的應用此標準。

ANSI/HPS N13.12考慮到材料形態與核種，提供多種材料類型的建議外釋活度限值(volume concentration limits, 如Bq/g)，每種限值設計目標為< 10 μ Sv/yr劑量給公眾。為了便於實務作業判定，列出金屬、混凝土、塑膠等材料核種濃度限值。在法律地位上，屬於行業共識標準，並非NRC強制性標準，但常被引用(特別在DoE或商業處理業者中)。

綜上所述，如果僅是為了拆除中設備表面污染管控，可以簡單的應用 REG Guide 1.86，可以快速判定哪些設備可以無需進一步管制地外釋，如果要仔細評估材料外釋是否符合法定劑量標準，那麼可以採用 NUREG-1640 或 ANSI/HPS N13.12，如果是國際合作除役或跨國外釋輸出，就可使用 IAEA RS-G-1.7 做為不同國家間的共通標準，而如果是牽涉到土地或廠址外釋調查程序，就再輔以 MARSSIM/MARSAME 的統計技術支持，就可以彌補這些文件之不足。

¹² NRC ADAMS ML19256C219

3.1.5 IAEA GSG 18 (IAEA DS500)簡述

3.1.5.1 從DS500到GSG 18的轉變

IAEA DS500全名為「Application of the Concept of Clearance (解除管制概念之應用)」，是國際原子能總署(IAEA)於2021年提出的安全指引(Safety Guide)草案，當時預計將納入IAEA安全標準叢書(IAEA Safety Standards Series)中專門討論「解除管制(Clearance)」概念的應用方式，其主要目標在協助會員國核准操作單位(Authorized Parties)與核能管制機構(Regulatory Bodies)有效應用GSR Part 3 (Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards)¹³中關於解除管制的要求，並且提供解除管制作業的具體指導原則、方法與流程，使相關單位能在安全標準框架下，合法且有效率地解除管制。

DS500的出現是因應現行安全指引RS-G-1.7, “Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance¹⁴ (排除、豁免及解除管制概念之應用)”的修訂需求。RS-G-1.7原本同時涵蓋三個主題：排除(Exclusion)、豁免(Exemption)、解除管制(Clearance)，而新的指引草案則被拆分為兩個文件，其中DS499主題為豁免，提供提供豁免管制條件的指導，而DS500主題為解除管制，提供解除管制條件的指導，兩個草案共同更新既有指引，並納入最新的經驗與GSR Part 3中所確立的新概念與定義(例如不同的曝露情境)。

依據GSR Part 3，解除管制的具體適用範圍包括：材料(Materials)、物件(Objects)、建築物(Buildings)，這些物品在被認定其放射性含量足夠低、對環境與人體健康風險可忽略後，可合法脫離管制機構的監管與控制。指引的主要使用情境如：核電廠除役作業中的設備或材料外釋程序、核子醫學、工業或研究設施中

¹³ https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1578_web-57265295.pdf

¹⁴ https://nucleus-apps.iaea.org/nss-oui/Content/Index?CollectionId=m_dcff71f5-ff97-4d11-8e04-dce6bb144cf8&type=PublishedCollection

低放射性材料的外釋管理、以及其他涉及放射性物質使用後不再需要管制的情形。

DS500的最終目的，是使解除管制作業能夠透明且安全、符合國際共識與標準、提供科學性及可追溯性的管制依據、並且減少不必要的管制成本。實際執行過程中，會員國可依循本指引訂定本國之相關標準，確保國內放射性物質解除管制程序與國際標準一致。

根據IAEA的標準審查程序，DS500文件內容經歷專家會議(Consultants' Meetings)討論，並經由廢棄物安全標準委員會(Waste Safety Standards Committee, WASSC)、輻射安全標準委員會(Radiation Safety Standards Committee, RASSC)以及運輸安全標準委員會(Transport Safety Standards Committee, TRANSSC)審核，公開提供給各會員國及專家進行評論(Member States Review)，整合會員國意見後修訂草案，經安全標準委員會(Commission on Safety Standards, CSS)最終核准，於2023年正式發佈為GSG-18¹⁵，即「解除管制概念的應用」(Application of the Concept of Clearance)，並於2023年列入IAEA安全標準系列，成為會員國核能管制與解除管制作業的最新標準參考依據，而前述排除與豁免概念的應用的更新內容則見於GSG-17¹⁶ (Application of the Concept of Exemption, 2023)。

總結來說，目前的GSG-18提供了關於解除管制的詳細建議，涵蓋以下主題：

1. 法規框架：說明解除管制的法規背景，包括排除和解除管制的概念、一般解除管制標準，以及相關方的責任。
2. 解除管制過程：提供關於解除管制的一般建議，如整體流程及其管理。
3. 固體材料的解除管制：包括活度濃度和表面污染解除管制標準、平均質量和面積、解除管制測量的實施、不確定性的考量等。
4. 液體和氣體的解除管制：提供對液體和氣體解除管制的建議，包括與排放的區別、實際應用等。

¹⁵ https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/PUB2058_web.pdf

¹⁶ https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/PUB2060_web.pdf

5. 特定解除管制的應用：說明在一般解除管制標準不適用的情況下，如何進行特定解除管制。
6. 利益相關方的參與：建議在解除管制過程中如何與利益相關方互動，以增進公眾理解。

此指引適用於使用、製造、處理或儲存放射性物質的設施，如核電廠、研究用反應器、其他核燃料循環設施、放射性廢物管理設施、工業廠房、醫療設施、研究設施、教育設施和加速器等。

IAEA GSG-18 (2023)與RS-G-1.7 (2004)的差異與修訂重點更新內容有下列幾點：

1. 文件範圍的調整與聚焦

RS-G-1.7同時探討排除、豁免與解除管制三個概念，GSG-18將重點聚焦於解除管制概念上，排除與豁免另行制定於GSG-17。

2. 概念定義與引用標準更新

RS-G-1.7以較早期的BSS(Basic Safety Standards, 1996)為基礎，GSG-18則更新為採用較新修訂的GSR Part 3 (2014)為基礎，其中包含：最新輻射防護框架、不同的曝露情境(計畫、現存、緊急情境)，以及更清楚的名詞定義與概念說明。

3. 實務經驗與操作指引的增補

GSG-18納入會員國近20年來的實際操作經驗與反饋，包括：解除管制的實務操作細節與流程、對固體、液體、氣體物質解除管制程序的細節與注意事項、明確考量量測不確定性與平均活度之計算方法，並且擴充了特定解除管制(Specific Clearance)的應用情境與指引

4. 放射性物質類型的細化與區分

RS-G-1.7主要側重於一般性的解除管制概念，GSG-18將解除管制對象更細緻區分，並提供分別針對固體、液體、氣體的具體指引，例如：固體物質(例如建築材料、金屬、土壤)解除管制之標準與程序、液體和氣體解除管制的具體標準及相

關法規指引、明確說明液體與氣體解除管制與排放(Discharge)概念上的區別

5. 增加利益相關方參與的建議

RS-G-1.7在利益相關方(例如：公眾、環境團體)參與方面著墨較少，GSG-18明確鼓勵並提供指引，說明在解除管制過程中如何有效地與公眾及其他利益相關方互動，以提升公眾理解與接受度。

6. 提高了指引的實用性與可操作性

GSG-18 特別注重實務操作性，例如：提供操作程序與步驟、更清晰的解除管制標準數值與技術細節、測量方法、取樣策略、不確定性評估等細節指南。

3.1.5.2 IAEA GSG-18 與 MARSAME 的相容性

兩份文件均提供解除管制之標準與操作指引，目的在於：判斷放射性物質或設備是否可安全地解除監管、設立清晰的測量與決策準則，避免放射性物質非必要的管制、確保解除管制後物質的再利用或處置不會對人體健康與環境造成顯著風險。但其差異點在於 GSG-18 為國際標準，注重統一性與廣泛適用性，而 MARSAME 則專注美國國內程序，更細緻地涵蓋調查與統計分析方法。表 3.10 顯示了二者在概念上的一致性和差異性。

表 3.10 IAEA GSG-18 與 MARSAME 概念上的一致性

概念	IAEA GSG-18	MARSAME	備註
管制解除	Clearance	Release	概念一致
判定標準	Clearance Level	Action Level (AL), Derived Concentration Guideline Level (DCGL)	MARSAME 有更細緻的術語
測量流程	Survey, Measurement	Survey, Measurement, Decision Rule	MARSAME 著重統計性決策邏輯
統計方法	一般提及，較為概括	詳細使用 MARSSIM 統計方法(如 Wilcoxon Rank Sum Test、Sign Test)	MARSAME 更注重統計性與數據品質

在執行方法上面，表 3.11 整理了二者的區別，GSG-18 提供國際通用的解除管制基準(Clearance Levels)，操作性佳但較為概括，提供解除管制的全球通用標準，讓各國依循制定本國法規。而 MARSAME 特別著重於統計性抽樣、決策準則與具體案例，更細緻、更具操作性，適用美國各聯邦機構，廣泛使用於核設施、實驗室、軍事設施等物資解除管制的程序。

表 3.11 IAEA GSG-18 與 MARSAME 執行方法的區別

項目	IAEA GSG-18	MARSAME
測量方法	一般指南，測量方式相對概括	提供詳細的測量計劃與方法，強調數據品質、統計方法
判定方法	明確的 Clearance Level (解除管制等級)	明確且詳細的決策規則(Decision Rule)，例如 Scenario A & B 等
不確定性處理	有提及測量不確定性的考量	詳細闡述不確定性的統計考量與處理方法
利益相關方的參與	強調需有效參與與溝通	有提及但著重於執行層面，更少側重溝通面向
實務應用	核設施除役後，建築物、金屬、混凝土之解除管制	美國 DOE、NRC 監管設施中設備解除監管再利用

雖然 MARSAME 是美國國內標準，但在制定過程中，MARSAME 已考慮並參考國際標準，包括 RS-G-1.7，而 GSG-18 亦考慮國際最佳實務經驗，包括美國的 MARSAME 與 MARSSIM 等文件的實務經驗，因此，兩者基本原則與概念是相容的，但 MARSAME 在方法論、測量與統計決策細節上更加具體，特別是在輻射調查和統計檢驗方面提供更多專業化指引。

若在國際法規與一般解除管制實務指引上建構法規或政策，可以 IAEA GSG-18 為主；若特別針對解除管制調查程序、測量統計分析、抽樣計畫、決策規則有深入需求時，建議參考 美國 MARSAME 手冊 的方法論。兩者可有效互補應用，以達成更完善的核設施除役解除管制管理系統。

3.1.5.3 IAEA GSG-18 的附錄摘要(選擇性摘錄)

➤ Annex I 國際劑量標準與解除管制水準的劑量基礎

在 IAEA GSG18 的附錄(技術說明)中, Annex I 提到了 Dose criteria and the dose basis for clearance levels, 說明解除管制標準的來源, 包括 10 $\mu\text{Sv}/\text{yr}$ 的來源依據, 並連結 ICRP(International Commission on Radiological Protection)與 IAEA 安全目標, 以下做摘要說明。

Annex I 是對「解除管制劑量準則」的劑量評估、情境假設、參數選擇、不確定性處理等做說明。其核心構成要點與邏輯架構包含了：

1. 劑量準則(dose criterion)：對代表性個體之額外有效劑量應為約 10 $\mu\text{Sv}/\text{yr}$ ，這個準則是作為「解除管制」時對潛在額外曝露的上限，以保障公眾健康風險在非常低水準這與 IAEA/ICRP 在許多文件裡對於豁免/解除管制的劑量準則一致。
2. 低機率情景的補充上限：若發生極不可能的情景(例如材料用途改變、意外曝露)，其劑量也不應超過 1 mSv/yr ，這是一個補充限制，用來防止在罕見但可能的情況下劑量過高。
3. 劑量評估情境假設：對於固體材料、氣體、液體分別建立典型曝露情境，假設最不利(conservative)條件(如人員曝露時間、距離、屏蔽條件、攝入指數、用途假設等)，評估外部曝露與內部曝露途徑(若有)。
4. 多核種合併評估與加總規則：若材料中含有多個放射性核種，需進行合併加總(例如有效劑量百分比之和 ≤ 1)，須考量能譜不確定性，但允許一定的不確定性餘地或額外安全係數。
5. 不確定性處理與安全係數：在測量誤差、能譜不確定性、模型假設偏差等方面要有保守處理，在某些情況下，可能要求將解除管制水平下修(更嚴格)以容納不確定性，例如若材料核種組成極不確定或存在 α/β 核種而無法合理估算，監管機構可要求更嚴格標準或特殊評估。
6. 保守性(Conservatism)：所有參數選擇、情境假設與模型簡化皆應偏於保守，以

確保真實劑量不會被低估，若條件允許，可在具體個案中稍放寬假設或做更精確量測。

7. 與 ICRP/IAEA 安全目標(Safety Objectives)之關聯：10 $\mu\text{Sv}/\text{yr}$ 標準與 ICRP/IAEA 在「豁免/解除管制」框架下對個體風險之容忍水平一致；也是為了使解除管制後所致額外劑量極低、可接受。

其中，這個看起來很小的劑量上限(10 $\mu\text{Sv}/\text{yr}$)並非隨意取值，而是基於國際輻射防護理論與實務考量所累積而來的共識，其主要理據包括：

1. 輻射防護系統的劑量分級哲學：在 ICRP 的框架下，以及 IAEA 的基本安全標準(Basic Safety Standards, BSS)與一般安全標準(General Safety Requirements, GSR)等，對於「豁免/解除管制」的放射性材料，其額外曝露給代表個體的劑量應屬非常低水準，以使其風險在社會可接受範圍內。這類曝露屬於「計畫曝露(planned exposure)」的最低層級控制，應置於優化中。
2. 與其他劑量限制的一致性：在 IAEA/ICRP 的文獻中，常見的公共劑量限制(對於受控活動)是 1 mSv/yr 。相比之下，10 $\mu\text{Sv}/\text{yr}$ 是比這個限制低很多(1/100)的一個保守比例，用於「不需再受控」的材料。這樣設計可確保即使在極不利假設下，額外風險仍大幅低於限制。
3. 參考過去經驗與技術研究：在 IAEA 的「Derivation of Activity Concentration Values for Exclusion, Exemption and Clearance」(Safety Reports Series No. 44)中，就曾以 10 $\mu\text{Sv}/\text{yr}$ 為劑量準則，並用之來推導物質豁免/解除管制的活度濃度水準¹⁷。此外，早期 IAEA-TECDOC-855 在其附錄中也採用了這樣的劑量基準¹⁸。
4. 風險-收益與社會可接受性考慮：在輻射防護實務中，若為極低劑量而仍加以嚴格控制，可能引發過度監管、資源浪費、社會負擔過大等問題。10 $\mu\text{Sv}/\text{yr}$ 這

¹⁷ IAEA Safety Reports Series No. 44, "Derivation of Activity Concentration Values for Exclusion, Exemption and Clearance," 2005, https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1213_web.pdf

¹⁸ IAEA TECDOC-855, "Clearance levels for radionuclides in solid materials, Application of exemption principles Interim report for comment," 1996, https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_855_web.pdf

樣的準則被視為在「安全可接受性」vs.「合理管制成本」之間的一個折衷點。若解除管制導致劑量低於此數，則其風險已極低，可認為控制成本不再合理。

5. 對不確定性的保護：由於在實際量測或核種譜估算中可能有誤差、不確定性、模型簡化等，若劑量準則選得過高，真實劑量可能超過預期；若選得過低，則可能過度保守。10 $\mu\text{Sv}/\text{yr}$ 的準則搭配保守假設和不確定性處理(如安全係數、下修處理)提供一個實務可操作、且能容納一定不確定度的空間。Annex I 在這方面強調要適度下修或加入安全因子。
6. 補充條件：(低機率情境的 1 mSv/yr)如前表所述，為了避免材料在非常不利條件下(如用途改變、意外情況)對人員造成過高劑量，Annex I 還設了一個「低機率情境的劑量上限」1 mSv/yr 作為補充約束。這也是為了兼顧風險控管的完整性。

總之，10 $\mu\text{Sv}/\text{yr}$ 不是單純的數字規範，而是在輻射防護體系內，就可解除管制材料風險控制、技術可行性與社會合理性的交互考量下所形成的共識性準則。

➤ Annex V 金屬回收的國家解除管制方法

此案例介紹了一個國家在金屬回收過程中應用解除管制標準的經驗，說明了如何在工業活動中實施解除管制，以確保公共安全和環境保護，文中強調此流程依據材料類型、來源及放射性特性不同而有所差異。該附件特別指出有三種主要的解除管制評估方法，如圖 3.1 所示(取自 Fig. V-1, IAEA GSG-18)：

- 方法一 (設施整體放射性特性評估)：在拆除前對整個設施進行全面的放射性特性評估(Facility-wide radiological characterization)，用以判定設施內金屬材料是否可解除管制，此項舉措即相當於 MARSSIM 的輻射特性調查。
- 方法二(系統特性評估)：在系統或設備拆除之前立即進行放射性評估(Characterization by system)，以系統為單位逐一確認其放射性狀態。
- 方法三(取樣評估)：在除污過程中進行取樣並評估(Characterization by sampling)，這種方法用於材料已部分除污後的情況。

這些方法反映出解除管制流程需要根據材料來源(如醫療設施或核電廠)和特定放射性污染狀況而制定適合的操作策略。該附件中也引用了德國的國家標準(DIN25457-4, “Activity measurement methods in the clearance of radioactive substances and components of nuclear facilities - Part 4: Contaminated and activated metal scrap”), 提供解除管制放射性物質及核設施金屬零組件的方法, 該標準詳細規範如何進行放射性量測與特性評估, 以達到安全有效地解除管制的目的。

總結來說, Annex V 透過一個國家級的範例, 具體說明在實際應用中如何根據不同情境靈活運用解除管制的方法, 以達成安全、合規的目的, 並保障後續再利用或處置活動的安全性。

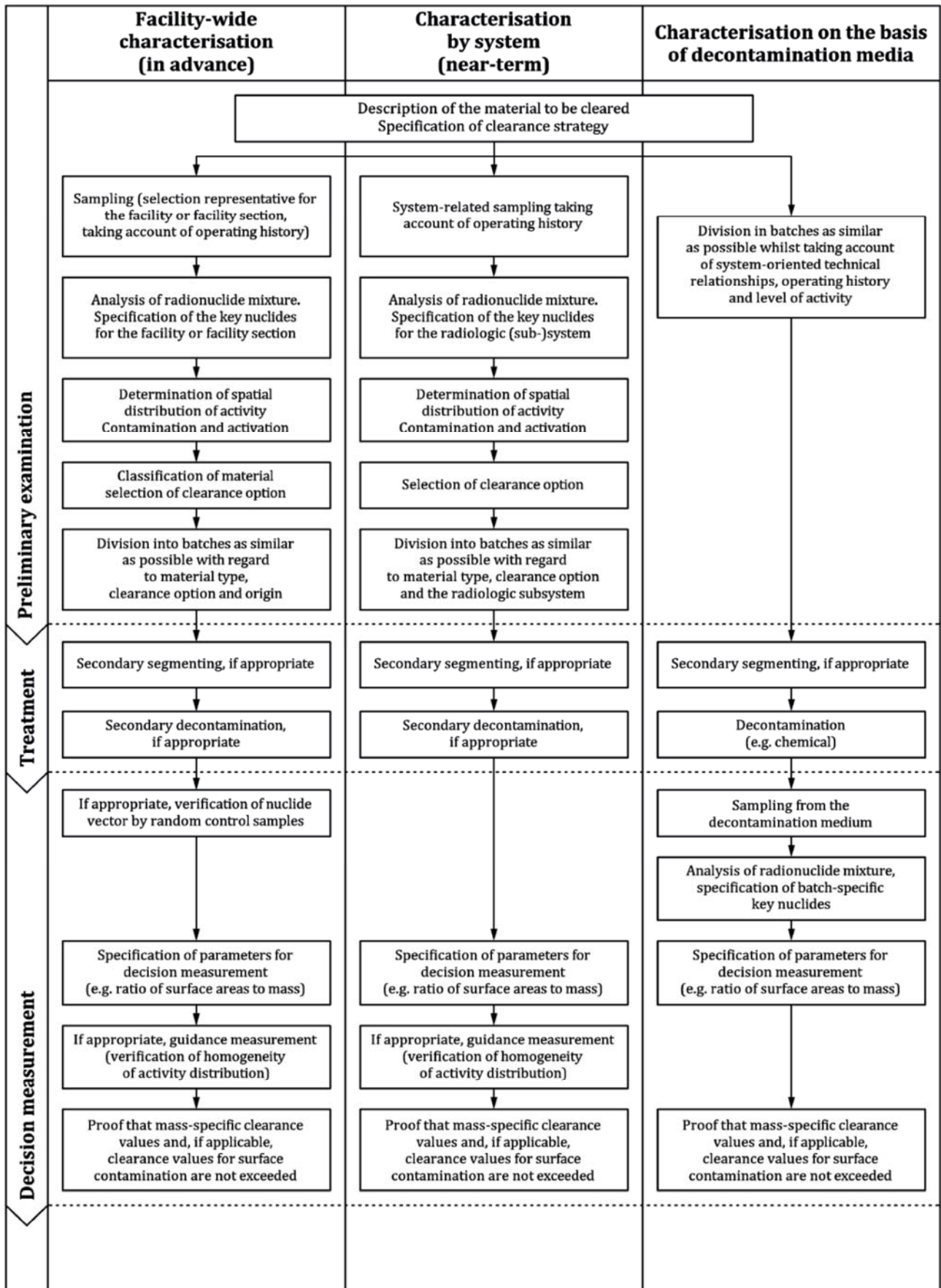


圖 3.1 廢金屬的解除管制程序範例

➤ **Annex VIII 福島第一核電廠事故後的材料回收與廢棄物處置**

這個案例指的是福島第一核電廠事故之後，日本政府對於事故所產生的放射性物質與廢棄物進行分類與管理，並提出具體的篩選標準與回收處置策略。

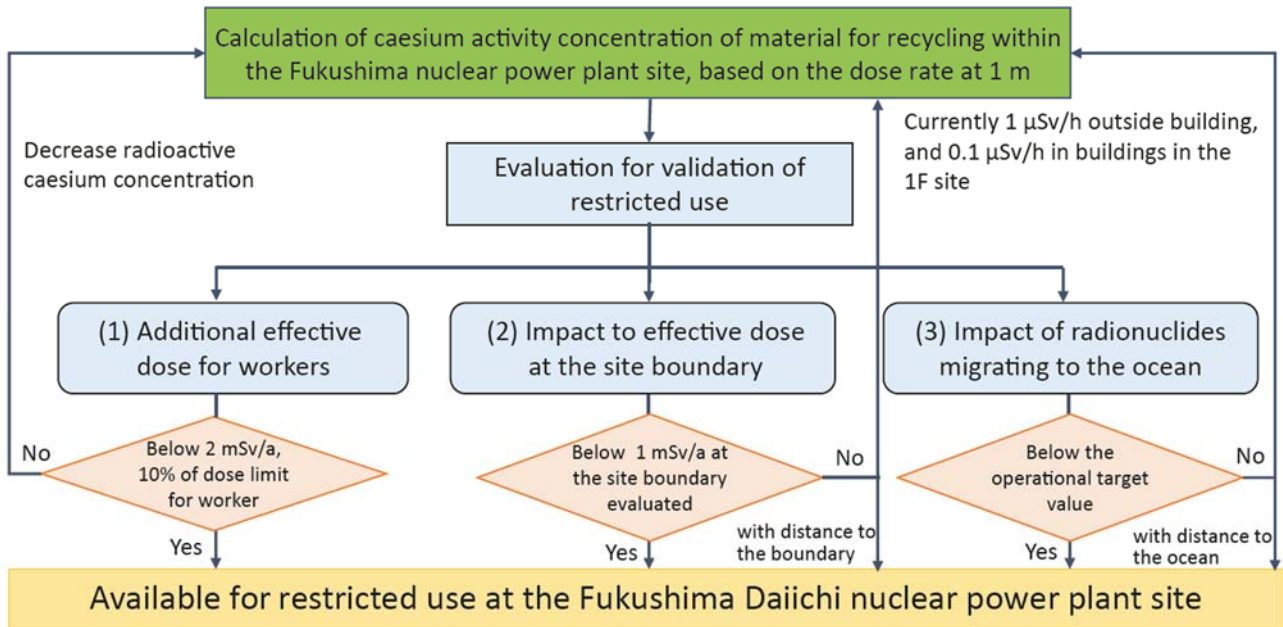


圖 3.2 福島第一核電廠廠內回收物質放射性活度估算程序示意圖

就分類管理方式，將材料與廢棄物根據其來源和處置去向分為三類：

1. 場外至場外(Category 1)：日本環境省 2016 年制定了針對除污工作中移除土壤的回收利用策略，以確保工作者與公眾的安全；再生土壤僅限於公共項目(例如道路、堤防等)，且須有適當屏蔽覆蓋，以確保公眾及工作者年曝露量小於 1 mSv；土壤再生標準最高為 8,000 Bq/kg(放射性銫濃度)，超過此標準的被列為「指定廢棄物」，由國家處理，經衰變後若低於此標準，可撤銷指定並進行一般廢棄物處理。
2. 場內至場內(Category 2)：東京電力公司(Tokyo Electric Power Company, TEPCO)提議對場內污染廢棄物進行限制性回收(僅在廠內使用)。日本原子能研究開發機構(Japan Atomic Energy Agency, JAEA)對此進行評估，提出以下回收條件：

(1)工作者的年額外有效劑量不得超過 2 mSv (工作者年劑量限值的 10%)；(2)廠外邊界公眾年有效劑量需低於 1 mSv；(3)防止地下水向海洋遷移的放射性物質超過指定標準。具體程序如圖 3.2 所示。

JAEA 也計算了具體的材料回收活度濃度值，例如：

- 瀝青道路路基材料：13,000 Bq/kg
- 混凝土道路路基材料：100,000 Bq/kg
- 建築物基座混凝土：16,000 Bq/kg

並且制定了明確的程序以估算材料活度濃度，確保再利用材料的放射性符合既定安全標準。此程序特別強調：

- 工作者的安全防護措施。
- 公眾安全防護與環境影響的考量。
- 各項活度濃度標準的設定與驗證流程，確保滿足法規要求及放射防護目標。

3. 場內至場外 (Category 3)：牽涉範圍甚廣，目前尚未執行，因為是場內至場外的外釋程序，應可作為我國除役核電廠廢棄物離廠程序的參考，後續可持續關注相關資訊。

此案例詳細說明了日本在福島第一核電廠事故後，對受污染材料進行回收和處置的策略，研究如何在受限條件下，將受污染的建築材料進行再利用，並且進行劑量評估與風險管理，確保回收和處置活動不會對公眾和環境造成不可接受的風險。

至於以 8,000 Bq/kg 作為指定廢棄物(designated waste)的放射性銫(Cs-134+Cs-137)濃度門檻，其設定是依據日本環境省(Ministry of the Environment, Japan)制定的災後廢棄物管理政策及 JAEA 針對福島事故後材料回收與劑量評估之相關報告，對應年劑量 ≤ 1 mSv/yr)，此劑量目標高於 IAEA 設定解除管制的 10 μ Sv/y 標準，但仍屬於 ICRP 建議的低曝露範圍內，可視為「最低限度監管需求」，日本政

府考量了土壤/建材在使用過程中會被覆蓋(如鋪設於道路基層)、不會直接接觸公眾、年曝露時間與空間分布有限，因此使用 8,000 Bq/kg 為行政管理上的「指定廢棄物」門檻，而不代表可無條件清除，若廢棄物中放射性銫濃度超過 8,000 Bq/kg，會被劃為「指定廢棄物」，需國家管理並儲存，若衰變後低於 8,000 Bq/kg，可提出「指定解除申請」，作為一般廢棄物處置(如填埋或再利用)，因此這裡的 8,000 Bq/kg 並非解除管制標準，而是管理分類標準，此限值不等同於 GSG-18 中 10 μ Sv/y 所導出的解除管制濃度限值(通常為只有數十至數百 Bq/kg)，但可視為具「實務可行性」的災後管理基準。

IAEA 在 GSG-18 Annex VIII 中採納此案例，應是為了展示「在緊急與後果管理情境下，如何根據實地情況設定可操作的管理門檻」。^{19, 20}

➤ Annex IX 解除管制過程中的保守性考量

由於解除管制的保守性考量有助於提高解除管制程序的安全性和公信力，這個附件以具體範例說明，在設定解除管制標準時，如何運用保守性假設來確保劑量不會超過公眾年劑量限值(10 μ Sv/yr)。

保守性假設(Conservative Assumptions)的關鍵觀念在於在放射劑量模型中，選擇對於安全最不利但可合理預期的情境，以確保即使在「最壞情境」下，曝露也不會超標。這些假設包括：曝露時間最大化(如每天持續接觸)、放射性物質完全可接觸(100%接觸性)、食物鏈轉移效率最大化(全部進入人體)、地表沉積物完全轉入水源或農產品等。

在設定解除管制活度標準時，宜考慮不同的曝露路徑(如吸入、攝食、皮膚接

¹⁹ IAEA assistance to the Ministry of the Environment, Japan on 'volume reduction and recycling of removed soil arising from decontamination activities after the Accident of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station' (2024) https://www.iaea.org/sites/default/files/24/09/24-03514e_nsrw_report.pdf

²⁰ Additional Report of Japanese Government to IAEA - Accident at TEPCO's Fukushima Nuclear Power Stations, Second Report (2011). <https://www.iaea.org/sites/default/files/japanreport120911.pdf>, <https://www.iaea.org/sites/default/files/ajr-attachments.pdf>

觸等)，並在其中選取導致最大劑量的路徑為依據，每一種核種需依其放射性特性(發射類型、能量、半衰期)設計特定模型。

在以上保守假設和特定模型條件下，進行活度濃度對應劑量換算，將每一核種之對應「10 $\mu\text{Sv}/\text{yr}$ 劑量標準」的最大允許活度濃度(通常以 Bq/g 表示)，用以設定解除管制標準。

此外，IAEA 強調保守假設必須是「合乎理性且可操作」的，若假設過於嚴苛，導致實務上無法進行，反而可能增加整體風險與成本。(例如：不能假設所有回收鋼鐵都會被製成兒童玩具，這屬過度保守且不切實際。)

Annex IX 說明了如何在全球不同背景下制定解除管制標準時，透過合理的保守假設，達成保護公眾的最低年劑量要求，並透過範例提醒各國在制定本國解除管制政策時，應根據當地實際情境與風險特徵選取適當模型與假設，避免流於過度保守或過度寬鬆。

總體而言，GSG-18 透過這些國際案例，提供了解除管制概念在實務中的應用範例，幫助會員國在不同情境下有效實施解除管制程序。這些案例強調了在解除管制過程中，必須考慮劑量評估、風險管理、利益相關方參與等多方面因素，以確保公共安全和環境保護。包含上述幾個實例性質的附錄，GSG-18 的所有附錄涵蓋技術基礎(Annex I - III)、實例應用(Annex IV - V, VIII)、管理策略與模型(Annex VI - IX)，完整呈現從理論到實務的解除管制架構，可依需求聚焦參考，各主題與簡要說明如表 3.12 所示。

表 3.12 IAEA GSG-18 的附錄(技術文件)內容表

附錄編號	主題	簡要說明
Annex I	國際劑量標準與解除管制水準的劑量基礎 (Dose criteria and the dose basis for clearance levels)	說明解除管制標準的來源，包括 10 $\mu\text{Sv}/\text{yr}$ 的來源依據，並連結 ICRP 與 IAEA 安全目標。
Annex II	活度濃度與年劑量換算範例 (Examples of activity)	提供多種核種活度(Bq/g)與相對應的年劑量(μSv)的轉換範例，輔助設定解除管制標準。

	concentration and dose conversion)	
Annex III	解除管制標準的制定方法與假設模型 (Approaches and assumptions for deriving clearance levels)	詳述如何根據劑量評估與保守假設，建立解除管制標準(例如使用參考個體模型與曝露情境)。
Annex IV	小型核醫學設施解除管制實例 (Example of the application of the clearance concept in a small nuclear medicine facility)	以實務案例展示如何管理 Tc-99m、I-131 等短半衰期核種的廢棄物及衰變清除程序。
Annex V	金屬回收的國家實施方式 (Example of a national approach to the clearance of scrap metal)	以歐洲一國為例，介紹設施拆解前如何進行放射性特性評估與金屬清除。
Annex VI	解除管制屬性資料的取得與管理 (Collection of information on the characteristics of material to be cleared)	描述如何取得解除管制材料的來源、組成、污染潛力等資訊作為劑量評估依據。
Annex VII	解除管制流程中的行政與記錄管理 (Management systems for clearance including record keeping)	強調程序控管、品質保證與文件留存機制的重要性。
Annex VIII	福島事故後的材料回收與篩選方法 (Screening method applied after the Fukushima Daiichi accident for recycling of material and disposal of waste to landfill)	日本的災後分類、回收與活度限值設定案例，特別涵蓋 8,000Bq/kg 限值應用。
Annex IX	解除管制決策中的保守性假設範例 (Examples of the application of the concept of clearance and conservative assumptions)	說明如何使用「合理且保守」的假設進行劑量計算以確保安全。

3.2 MARSAME 統計基礎的實務應用 (Sign Test/WRS Test/實務數值範例)

統計上的非參數鑑定(例如 Sign Test 和 Wilcoxon Rank Sum Test)非常適合放射性物質的外釋判定。

非參數統計(nonparametric statistics)指的是不需要假設資料符合特定分布(例如常態分布)的統計方法，相對的，參數統計(parametric statistics)通常假設資料來自某種特定的機率分布(例如常態分布)，並且重點在估計這個分布的參數(像是平均值、變異數)，所以「非參數」意思就是不依賴資料分布的形狀，通常只根據資料的順序(排序)或中位數等較穩健的特徵來做推論

在判斷放射性物質能否外釋的情況下，測量資料(例如劑量率、活度濃度)常常分布不規則，可能是：偏態(skewed，不對稱)、有極端值(outliers)、或是樣本數量很小，傳統參數檢定(比如 t-test)在這種資料條件下效果不好，甚至會得出錯誤的結論，而非參數檢定(像是 Wilcoxon Rank-Sum Test 和 Sign Test)對異常值不敏感、不需要分布假設，所以比較可靠、安全，因此放射性物質外釋的資料特性讓非參數方法在這種判定中更穩健、更保守、更符合實務需要。

具體來說，Sign Test 用來比較一組資料(例如某個樣品的活度或劑量)和一個基準值(例如背景值或外釋標準)之間，大於/小於的次數，從而可判定該資料是否具有大於或小於基準值的趨勢。Wilcoxon Rank-Sum Test (WRS Test)則常被用來比較兩組資料(例如現場樣本與背景樣本)是否來自「同一個中位數」的分布，基本上是比较資料的「排名」，而不是直接比較平均值，只看方向和趨勢，不管大小多少。這兩種都是非常保守的做法，在放射性外釋判定時，這種「寧願保守也不要漏檢」的精神很重要。

非參數檢定能在放射性資料小樣本、非常態、偏態的情境下，提供穩健且風險較低的判定依據，避免錯誤地放行有污染的物質。以下進一步說明這些統計測試的基本概念和實務範例。

3.2.1 Sign Test / WRS Test 簡介與計算範例

3.2.1.1 Sign Test 的實務範例

Sign Test 是 MARSAME 實務應用中統計鑑定常用的統計測試之一，它是一種非參數統計方法，常用在當「背景值不明顯」或不可比時的情境，其主要目的是用來評估

「調查數據是否顯著低於外釋標準？」

實務上只需要調查樣本數據與外釋標準進行比較，不需要背景資訊。簡單來說，我們可以簡單使用 Sign Test 來鑑定某批樣本活度是否顯著地「小於」外釋標準，從而在統計基礎上判定這些樣本是不是能夠外釋。

➤ 在 MARSAME 應用場景下的 Sign Test 檢定流程

步驟 1：進行資料蒐集，設定虛無假設

列出所有測量值，選(制)定外釋標準。

- 設定虛無假設 H_0 為「調查樣本與外釋標準沒有差異」(不能外釋)
- 對立假設 H_A 為「樣本活度顯著小於外釋標準」(可以外釋)

(註：這邊的虛無假設是樣品有污染的，也就是 Scenario B，如果採用不同的角度/scenario 來處理問題，後面步驟 3 計算機率時也要採用對應的觀點)

步驟 2：檢定成功次數，取得「+」號數量

將各測量值與外釋標準進行比較，小於外釋標準者視為檢定成功，得到一個「+」號，計數「+」號數量，成功次數。

步驟 3：套用統計檢定

計算目前成功次數及更極端情況的機率，或查表取得 p -value。若 p -value < 顯著水準(通常 0.05)，表示樣品低於外釋標準的情況非常顯著，樣品可以外釋。若 p -value \geq 顯著水準(通常 0.05)，表示目前的調查結果並不稀奇，沒有代表性，無法拒絕 H_0 ，也就是「無法確認樣本顯著低於外釋標準」。

如果 Sign Test 的統計鑑定顯示樣品不能外釋，可以進行的後續措施如下：

1. 增加樣本數，可以擴大到 20 或 30，讓檢定的統計敏感度提升，提供更有力的證據。
2. 使用 Wilcoxon Rank Sum test (WRS test)：同時考慮到樣本與外釋標準的活度偏離量，結果更敏感。
3. 進行劑量分析：分析就算這些樣本外釋了，公共劑量會不會超過法定劑量限值（一般材料、設備、廢棄物完全解除管制：10 $\mu\text{Sv}/\text{yr}$ ，除役廠址無限制外釋：25 $\mu\text{Sv}/\text{yr}$ ）
4. 如果前述措施都不能達到要求，或是希望嚴格符合經統計驗證顯著低於外釋標準保守處理，就不能外釋，需研擬進一步處置這些廢棄物的方式。

這裡所謂的顯著水準(α)代表可以接受的誤判風險，通常設定為 0.05，實務上代表的意義是：「我願意承擔最多 5% 的風險，把一個其實污染的材料當成『低於外釋標準』。」在統計上也就是常聽到的 Type I error，錯誤地拒絕了 H_0 ，而接受了 H_A ，事實上 H_0 才是對的，或是說：「誤判樣本為顯著低於外釋標準，但其實並沒有」最終導致調查小組把它錯誤地外釋了。

➤ Sign Test 的簡易數值範例

假定我們進行了一項量測(步驟 1 的資料蒐集)

測量樣本： [0.6, 0.8, 0.9, 1.0, 0.85, 0.95, 0.7, 0.6, 1.1, 1.05, 0.9] Bq/cm²

外釋標準： 1.0 Bq/cm²

測量樣本共有 11 個($n=11$)，並且設定：

- 虛無假設 H_0 為「調查樣本與外釋標準沒有差異」(不能外釋)
- 對立假設 H_A 為「樣本活度顯著小於外釋標準」(可以外釋)

將樣本測量值和外釋標準一一進行比較，得到有 8 個值小於外釋標準，3 個值大於外釋標準，取得成功次數(「+」號數量)為 8。

接著開始檢定在 $n=11$ 下，成功次數 ≥ 8 是否顯著。那麼我們可以計算

$$P(\text{成功次數}=8)|_{n=11} = C_8^{11} \times (0.5)^8 \times (0.5)^3 = 0.0806$$

$$P(\text{成功次數}=9)|_{n=11} = C_9^{11} \times (0.5)^9 \times (0.5)^2 = 0.0268$$

$$P(\text{成功次數}=10)|_{n=11} = C_{10}^{11} \times (0.5)^{10} \times (0.5)^1 = 0.00537$$

$$P(\text{成功次數}=11)|_{n=11} = C_{11}^{11} \times (0.5)^{11} \times (0.5)^0 = 0.00049$$

把這些機率通通加起來，得到：

$$p\text{-value} = 0.0806 + 0.0268 + 0.00537 + 0.00049 \cong 0.1133 > \text{顯著水準 } 0.05$$

這樣的機率(沒有很低)表示並不稀奇，沒有代表性，無法拒絕 H_0 ，也就是說「調查樣本與外釋標準沒有顯著差異」、「無法確認樣本顯著低於外釋標準」，所以取樣調查的結果在統計的觀點上並不能外釋。

之所以要把所有成功次數「 ≥ 8 」的機率都考慮進去，是因為這些都是比「 $= 8$ 」更為支持對立假設 H_A 的情境，也就是說，它們比目前量測到的還要更加偏離公平，更加極端，在統計鑑定上，除了目前已經量測到的可能偏離狀況外，還要考慮更為極端的可能性，所以有所謂單尾鑑定(只鑑定測量值是否過高/或過低)或雙尾鑑定(過於極端)。

這個案例告訴我們，即使在 11 個抽查樣本中量到 8 個樣本低於外釋條件，在統計上仍然不能做出可以外釋的決定，但是最少要有幾個樣本低於外釋條件才能符合統計鑑定的條件呢？答案是：9 個，因為 $P(9)+P(10)+P(11) < 0.05$ ，所以如果量到有 9 個都偏低，在這樣的檢定條件下才算通過。

3.2.1.2 Wilcoxon Rank Sum Test 的 MARSAME 實務範例

在 MARSAME 中提到的 Wilcoxon Rank Sum Test (又稱 Mann-Whitney U 檢定)，是一種非參數統計方法，常用於比較兩組獨立樣本的中位數是否有統計差異。這種方法不假設資料必須服從常態分布，因此在輻射特性調查中(尤其當數據樣本小、偏態或含極端值)特別有用。

在 MARSAME 中，它主要被用來判斷：調查單元中的測量值是否顯著高於背景值(Background Reference Area)。簡單來說，就是想知道：

「這堆設備或材料，比乾淨的背景區還髒嗎？」

➤ 在 MARSAME 應用場景下的 WRS Test 檢定流程

步驟 1：進行資料蒐集，設定虛無假設

組別 A：調查單元中的量測值(例如：設備表面 α 輻射拭跡測試結果)

組別 B：背景區的量測值(乾淨地區)

- 設定虛無假設 H_0 為「樣品沒有污染」，檢測差異來自隨機(可以外釋)。
- 對立假設 H_A 為「樣本活度顯著高於背景值」(不能外釋)

步驟 2：整體排序

將所有數值(兩組合併)由小到大排序，給予排名(Rank)。

步驟 3：計算 Rank 總和

分別計算調查單元與背景樣本的排名總和，特別關注調查單元的 Rank Sum。

步驟 4：套用統計檢定

比較 Rank Sum 與臨界值(critical value)或計算 U 值或 Z 值進行顯著性檢定，取得 p -value。若 p -value < 顯著水準(通常 0.05)，表示兩組數據有顯著差異，結果不合格釋。若 p -value \geq 顯著水準，表示兩組數據無顯著差異，結果合格。其中 U 值是依據排名計算出來的統計量，用於小樣本(n_1 或 $n_2 < 20$)檢定的核心依據，可與 U 值表裡的臨界值比較來檢定其顯著性。Z 值不是直接測得的值，是將 U 值「標準化」後的統計量，大樣本(n_1 或 $n_2 > 20$)時可查 Z 分布表求得 p -value。在統計學上，U 值可以計算 Z 值，但需有期望值與標準差。(註：這裡用到了一些統計的專有名詞，並不在本研究討論範圍之內，有關 p -value 的取得或計算，可以使用統計軟體(SPSS 或 SciPy/Python 等，而 Microsoft Excel 目前尚無內建相關函數，必須透過外掛或巨集才能進行分析)直接獲得，細節部分須請統計專家進行進一步討論。

➤ WRS Test 的簡易數值範例

假定我們進行了一項量測(步驟 1：資料蒐集)，對調查單元和背景參考區各自

進行了三組量測，量測結果如下：

類別	測量值 (Bq/cm ²)
調查單元 (group A)	0.002, 0.003, 0.004
背景參考區 (group B)	0.001, 0.002, 0.0025

接著將所有數值合併，由小到大排序，給予排名(步驟 2：整體排序)，得到 Rank 值：

值	組別	Rank
0.001	B	1
0.002	A	2.5
0.002	B	2.5
0.0025	B	4
0.003	A	5
0.004	A	6

由上述資料可以計算 Rank 總和(步驟 3)：

調查單元(group A) Rank Sum = 2.5 + 5 + 6 = 13.5

背景區(group B) Rank Sum = 1 + 2.5 + 4 = 7.5

使用 Wilcoxon 公式(數值計算或查表)可得 U 值、Z 值，在小樣本條件下的公式如下：

$$U_1 = n_1 n_2 + \frac{n_1(n_1 + 1)}{2} - R_1$$

$$Z = \frac{U - \mu_U}{\sigma_U}$$

$$\mu_U = \frac{n_1 n_2}{2} \quad (\text{期望值})$$

$$\sigma_U = \sqrt{\frac{n_1 n_2 (n_1 + n_2 + 1)}{12}} \quad (\text{標準差})$$

代入 $n_1=n_2=3$ ， $R_1=13.5$ ，可以計算出 $U_1=7.5$ ， $Z=1.31$ 。查 z 分布表可得出雙

尾檢定的 p -value 為²¹：

$$p\text{-value} = 2 \times P(Z > 1.31) \cong 2 \times 0.0951 \cong 0.19$$

因為 p -value = 0.19 大於 0.05，表示沒有足夠證據認為調查單元的污染程度顯著高於背景，所以結論就是這個案例是合格，可以進行外釋。在這個例子中是簡單使用手算，因樣本數非常少，查 Z 表得出結果並不是最精確的結果，若使用 SciPy 進行直接計算，可以得到更精確的 p -value 為 0.2683，依然是大於 0.05。

簡單來說，調查單元的 U 值越大，代表調查單元中的數值排名越高，可能含有較大值，有污染疑慮，但是因為這是雙尾檢定， U 非常小或非常大都代表偏離「無差異」。而 p -value 在定義上是「在 H_0 成立下，取得觀察到的統計量 U (或更極端的統計量) 之機率。」(在上面範例裡面 $U_1=7.5$)，如果 H_0 成立，那麼任何檢測到的差異只是隨機造成的，而在統計學上，關心的不是剛好這個結果出現的機率，而是這個結果是否太異常，異常到我們懷疑背後不是隨機造成，所以 p -value 是在幫助我們評估這組數據是否太偏離預期，若偏離程度屬於那種很少會發生的區間(<5%)，這就可能不是巧合， H_0 有可能是錯的。

實務上來說，當調查人員對調查區域做統計檢定後，且設定了特定情境(虛無假設 H_0 為「樣品沒有污染」，檢測差異來自隨機(可以外釋))，若 p -value 很小，代表它跟「乾淨背景」有顯著差異(疑似污染)，而測得的輻射活度又高於外釋規範(DCGL 或 AL)，就代表該區域或設備「超過外釋標準」，不符合無限制外釋條件。具體判定結果，要看你使用的情境(Scenario A 或 B)而定。

3.2.1.3 使用同案例比較 Sign Test 和 WRS Test

我們可以把前面 Sign Test 的簡易數值案例，改用 WRS Test 來重新進行一次統計鑑定。

量測結果如下：

測量樣本(Group A)： [0.6, 0.8, 0.9, 1.0, 0.85, 0.95, 0.7, 0.6, 1.1, 1.05, 0.9] Bq/cm²

²¹ <https://datatab.net/tutorial/z-distribution>

外釋標準(Group B)： 1.0 Bq/cm² × 11 (把 11 個比較對象全部用外釋標準)

- 虛無假設 H₀ 為「調查樣本與外釋標準沒有差異」(不能外釋)
- 對立假設 H_A 為「樣本活度顯著小於外釋標準」(可以外釋)

將所有數值合併，由小到大排序，給予排名，得到 Rank 值如下：

值	組別	Rank
0.6	A	1.5
0.6	A	1.5
0.7	A	3
0.8	A	4
0.85	A	5
0.9	A	6.5
0.9	A	6.5
0.95	A	8
1.0	A	14.5
1.0	B × 11	14.5
1.05	A	21
1.1	A	22

計算 A 組總排名(Rank Sum, R_A)

$$R_A = 1.5+1.5+3+4+5+6.5+6.5+8+14.5+21+22=93.5$$

根據 WRS test 的常態近似公式(因為這裡的樣本數量較多，使用大樣本公式直接求出 Z)

$$Z = \frac{R_A - \mu_R}{\sigma_R}$$

其中

$$n_1=n_2=11$$

$$\mu_R = \frac{n_1(n_1 + n_2 + 1)}{2} = \frac{11(23)}{2} = 126.5$$

$$\sigma_R = \sqrt{\frac{n_1 n_2 (n_1 + n_2 + 1)}{12}} \approx 15.6$$

$$Z = \frac{93.5 - 126.5}{15.6} \approx -2.11$$

查 Z 表得

$$p\text{-value} = P(Z < -2.11) \cong 0.0174 < \text{顯著水準 } 0.05$$

這個機率很小表示很特別，具有代表性，應該要拒絕 H_0 ，也就是說「調查樣本與外釋標準有顯著差異」或「樣本顯著低於外釋標準」，這些取樣調查的結果在統計的觀點上應該可以外釋。

從這個計算中我們發現一件令人訝異的事情，同一個案例使用 Sign Test 與 WRS test，卻有著完全不同的結果：Sign Test 告訴你不可以外釋，但 WRS test 卻說可以，究其原因，只能說 Sign Test 只考慮樣本低於外釋標準與否，而 WRS test 卻有(從 Rank Sum 的差異)考慮到調查值與外釋標準的偏離量，從而得到更為敏感的統計鑑定，所以可以建請採用 WRS test 的結果，同意這些材料的外釋。

➤ 樣本超標但統計鑑定可以外釋的討論

在上面這個例子中，11 個樣本，其中 8 個低於外釋標準、3 個超標，經過 WRS Test 分析，認為「統計上」沒有足夠證據認為整體活度超標，因此結論為「可外釋」，但確實有量測到超標的樣本，這樣的決策是不是錯誤外釋則取決於審視問題的角度。

從「統計檢定」角度來看，WRS test 是用來比較樣本群與外釋標準之間的整體分布差異，它不是針對單一樣本，而是對整體的趨勢下判定。如果 $p\text{-value}$ 很小表示應該要拒絕「調查樣本與外釋標準沒有差異」的假設，就表示在統計意義上「樣本活度顯著小於外釋標準」，「外釋」可以被接受，在法規與程序上，這種依據統計檢定得出的結論，不是錯誤外釋，而是一種合規操作。

但從「環境與風險管理」角度，因為有 3 個實際超標樣本，意味著在這一批物料中，某些局部已經超過外釋標準，即使統計上整體被視為合格，個別超標的樣本可能會對環境與健康造成潛在風險，所以從風險管理與保守原則角度來說，這確實可以被視為一種潛在錯誤外釋。

面對這樣的問題，建議的處理方法可以是：

1. 設定保守門檻：可以設定若「任一樣本超過外釋標準 2 倍即視為不可外釋」之類的保守原則。
2. 補強抽樣策略：樣本可能太少，且 3 樣超標代表 27%超標，比例略高。可進一步抽樣或提高樣本數以確認分布狀況。
3. 強化作業程序中的管理介面：事前明定當樣本中存在一定比例超標時，須進行第二階段驗證或複驗。
4. 重新評估統計適用性：WRS test 假設樣本分布接近連續、且沒有嚴重偏態，如果已知母體分布可能存在熱點或不均勻性，WRS test 可能低估超標風險。

3.2.2 WRS Test 應用實務問題分析討論

實務上，可能會發生一種情形：

「虛無假設 H_0 為「樣品沒有污染」，檢測差異來自隨機(可以外釋)，而檢測樣本活度都 $< DCGL$ (活度沒超標)，統計檢定 $p\text{-value} < 0.05$ (統計上與背景有顯著差異)。」

表面上看起來有點衝突，但實際上不矛盾，代表以下幾種可能性：

情況 1：統計顯著不等於超標

例如：

背景平均值：0.3 dpm/cm²

調查區樣本：0.7 dpm/cm²

DCGL：1.0 dpm/cm²

統計顯著($p < 0.05$)只是說調查區與背景「不一樣」，但是並沒有超過外釋準則，所以可能只是這一區比較髒，但仍在安全值以內。意義在於說明統計顯著與實務安全意義不等價，雖然有差異存在，但是否具有實務上的污染風險需再判斷。

情況 2：背景濃度很低，導致差異放大

例如：

背景平均值：0.01 dpm/cm²

調查區樣本：0.4 dpm/cm²

DCGL：1.0 dpm/cm²

雖然 0.4 還在安全範圍內，但與背景差距夠大，統計上就可能變得顯著。檢驗結果受限於背景值的基準過低，數值放大效應明顯，檢定過於敏感，應檢討合理背景值。

在統計檢定中，「差異」的判斷不是絕對值，而是評估相對變化比例和資料波動性，舉個例子(常見狀況和背景過低)：

比較項目	背景樣本	調查樣本	差異
常見狀況	平均 0.2	平均 0.4	差 0.2
背景過低	平均 0.01	平均 0.11	差 0.1

但在檢定裡，背景過低的例子看起來像是：背景幾乎沒有，而調查值增加 10 倍，雖然二者的絕對差異很少，但背景過低的情況統計顯著性可能更強，也就是說當 0.01 變成 0.11 (1,000%)這樣的變化一定比 0.2 變成 0.4 (200%)在檢定上更明顯，而低背景值通常波動也小，造成標準差少，檢定力高，結果就造成越小的變動也會被視為顯著差異。

但是這樣的顯著可能只是數學上的，在實務上其實毫無污染風險意義，比如：

背景值：0.02 dpm/cm²

調查區：0.06 dpm/cm²

外釋標準：1.0 dpm/cm²

距離標準還差了好幾 10 倍。

所以 MARSAME 建議這樣應對背景偏低的狀況：

1. 設定合理背景(reference background)，不用最低值，而是用一段期間穩定資料或鄰近調查區。

2. 採用非參數檢定(如 WRS Test)減少低背景導致過度顯著的風險。
3. 雙門檻決策：DCGL+統計顯著，若濃度沒超過 S_C 就不該視為污染。
4. 實際判斷差異是否具實質意義。

情況 3：樣本數大，檢定力強，導致微小差異也顯著

當樣本數很多時，即使只有很小的濃度差，也會導致 p -value 很小，更容易被判定為「顯著不同」，即使實際濃度低於 DCGL(合格)，也可能被「誤判為污染」，但實際上輻射值仍在可接受的範圍，這是所謂的「統計顯著但非實質重要」。這邊牽扯到樣本數量與外釋審查靈敏度(嚴格程度)的問題，樣本數越大會造成統計過度靈敏，反而更加嚴了外釋判定。舉例來說，如果只有 5 個樣本($p=0.3$)，但如果有 200 個樣本，可能導致 $p<0.001$ ，結果這塊明明是乾淨的，卻被系統判定為與背景有顯著差異，最終導致被退件，造成成本上升(重新清理、重新驗證)，又延誤了時程，損壞了作業信心。

樣本多不等於結果更可靠，可能反而讓「本來合格的調查區」被判為不合格。所以在外釋判定上，不能只靠 p -value，也要看濃度是否超過標準(DCGL)，並且設定適當樣本數上限，避免過度檢出微小無意義差異。

而 MARSAME 對樣本數的核心原則是根據測量品質目標(Measurement Quality Objectives, MQOs)來設計，而不是隨意設定，它會根據 S_C 、 S_D 、 α 、 β 以及檢定方式來反推抽樣數量，MARSAME 中提供了統計公式或建議工具來推估最小樣本數。常見的建議如表 3.13：

表3.13 常見的取樣數量建議

類型	建議樣本數	備註
背景區樣本	8-10 筆以上	避免背景估計不穩定
每個調查單元樣本	15-20 筆以上	保證檢定力(power)
總調查樣本數(典型)	30-100 筆以上	視 DCGL 與 MQO 目標調整
均值檢定(如 t-test)	可略少	假設分布明確時
非參數檢定(如 Wilcoxon)	通常需略多	為補償不使用分布假設的資訊

按照 MARSSIM 的樣品數量公式²²：

$$n = \left(\frac{Z_{1-\alpha} + Z_{1-\beta}}{\Delta/\sigma} \right)^2$$

其中

$Z_{1-\alpha}$ 和 $Z_{1-\beta}$ ：標準常態分佈的臨界值

$\Delta = S_C - S_D$ ：檢定效力所需的活度差距

σ ：測量標準差 (儀器變異 + 背景變異的總合)

Δ/σ ：相對偏移

可以計算「為了確保統計檢定能以 95% 置信度，檢出 90% 的污染事件」，當 $S_C = 0.5 \text{ dpm/cm}^2$ ， $S_D = 0.3 \text{ dpm/cm}^2$ ， $\alpha = 0.05$ ($Z_{1-\alpha} = 1.645$)、 $\beta = 0.1$ ($Z_{1-\beta} = 1.281$)， $\sigma = 0.32 \text{ dpm/cm}^2$ 時，所需樣本數為 22 筆。MARSSIM 附錄 D 的 Table D.1 “Relative Shift vs. Sample Size at different alpha/beta” 也提供了完整範例與查表工具，可依照預期的 Δ/σ 估算樣本數需求。另可參照 NUREG-1505 (1998) Chapter 4 "Application of the Sign Test", Section 4.2，說明如何在非參數假設下 (Sign Test) 選擇樣本數以達成預期的檢出能力，並提供表格參考最小樣本數。

MARSAME 樣本數設計有考量到檢定靈敏度的問題，它的主要目標是為了滿足能以特定機率 ($1-\beta$) 抓到真正存在的污染差異，同時又要控制 α (避免錯誤判為污染)，本質上就是為了平衡統計靈敏度與實務風險。不讓「樣本數無限制上升」，因為會造成上述提過的幾個問題：

1. p -value 變得過度敏感，抓到微小無害差異也視為有問題。
2. 統計判定趨於嚴格，很多本來應外釋的樣品會被拒絕。
3. 導致 false positives 上升，增加 Type I 錯誤。
4. 增加作業成本與時間，需要更多分析、更難外釋。

所以 MARSAME 建議(或提供)：

²² Eq. D.2, page D-6, MARSSIM Rev.1, Appendix D.2 “Estimation of the Required Number of Samples”

1. 根據 MQO 設定樣本數，不求多，只求「剛好夠用」
2. 需要有系統地平衡「偵測能力」與「不過度嚴格」
3. 範本設計流程：若 $S_D \ll S_C$ 、 α 與 β 可接受的條件下，自然導出合理樣本數。

MARSAME 中的樣本數設計，本質上就是在控制「審查靈敏度」的工具，是一種用統計方法把「風險接受程度」轉化成「幾筆樣本就夠」的方式。這是一個不只統計有效，也實務可行的平衡設計邏輯。

總結來說，只要活度明確在 DCGL 以下，即使 $p\text{-value} < 0.05$ ，也不代表絕對不能外釋，需進一步檢視樣本分佈(是否整體偏高)、檢查檢定設計(是否設錯 Scenario)、考慮「最小可偵測濃度 S_D 」與 MQO 是否達標。

當面對「活度是否低於外釋標準」與「統計是否顯著」交錯時，該進行的決策如下：

開始：進行調查區測量

第一關：活度是否 \leq DCGL (外釋標準)

(×) 如果超過 → 直接不可外釋

(√) 如果未超過 → 進入第二關

第二關：統計檢定 $p\text{-value}$ 是否顯著 (< 0.05)

(×) 不顯著 ($p \geq 0.05$) → 可信賴地視為「與背景無異」→ 可外釋

(√) 顯著 ($p < 0.05$) → 雖然活度合格，但統計有疑慮 → 需進一步評估背景、樣本趨勢、代表性

這邊再提出一個最關鍵、且是現場最常遇到的情況之一：

「如果調查單元中，僅有少數樣本超過外釋標準(DCGL/AL)，那整個調查單元是否還可以放行？」

這個問題在前面有探討過(11 個樣本中 8 個低於標準，3 個超標的例子)，如果依據統計結果判定外釋，可能有錯誤外釋的問題，但它的情境設定不同(H_0 : 不能外釋)，目的是來檢驗樣本是不是確實偏低而可以外釋(而且它並沒有考慮到熱

點的存在)。這裡用了一個相反的觀點(H_0 : 可以外釋)來看這個問題，檢驗樣本是否偏高而不能放行。

遇到這樣的問題，依照 MARSAME 精神，應有兩項重要的檢查項目，首先，應判斷個別樣本是否超過 DCGL，若是少數，則不一定代表整體污染，需要進一步分析，然後再看統計檢定是否顯著($p < 0.05$)，如果整體顯著不同於背景，則可能無法放行。依照這樣的概念，可以進行如下的判斷流程：

Step 1：看單點是否超過 DCGL

如果「多數樣本 $<$ DCGL」且只有「少數(例如 1~2 個)超過」

這些超標樣本是否是空間上的異常值？

是否有明確的污染源關聯性？

是否可能為測量誤差或假陽性？

若是空間孤立、不連續、不系統性的超標可視為「局部熱點」

註：MARSSIM 對於「Hot Spot」的定義是基於熱點決策規則(Hot spot decision rule)，可依照調查目標設定熱點面積限制(如 1 m²內)及最大允許濃度(如不超過 3×DCGL)，即便判定為熱點，也不能超過熱點允許的輻射值上限。

Step 2：進行統計檢定(如 Wilcoxon Rank Sum Test)

將整體調查單元樣本與背景樣本做非參數檢定

若 $p\text{-value} \geq 0.05$ (即：未顯著不同於背景) → 可放行

若 $p\text{-value} < 0.05$ → 整體與背景有顯著差異 → 需補調查或劃出次級單元(subunit)

過程中的判斷工具不斷圍繞在 MARSSIM/MARSAME 的統計測試(WRS/sign test)(檢定整體樣本是否高於背景)、空間樣本分析(Spatial analysis/GIS mapping)(判斷超標點是否群聚)、MARSSIM 定義的熱點決定規則(Hot spot decision rule)(即使整體合格，若局部點超標太多仍不可外釋)、以及事先定義的測量品質目標(MQO)(定義允許的假陽性或誤外釋容忍率)。

所以重點是不能只看「有沒有超標」，還要看「整體是否偏高」，這就是 MARSAME 與 MARSSIM 的精神所在：不是抓單一點，而是以統計方式判斷整體外釋風險。因此「當少數樣本超過外釋標準」不等於整體不能放行，需結合統計檢定+空間分布+MQO 規定來判斷。

實務舉例：

$$\text{DCGL} = 1.0 \text{ dpm/cm}^2$$

調查單元共 20 筆樣本，其中 2 筆為 1.1 與 1.3 dpm/cm²

其餘 18 筆為 0.5 ~ 0.9 dpm/cm²

這時候查看統計檢定結果，若 $p = 0.18 \rightarrow$ 與背景差異不顯著 \rightarrow 可放行 (除非 hotspot 過高)。若統計檢定結果 $p = 0.01 \rightarrow$ 顯著不同 \rightarrow 暫不放行，建議分區重測。

綜上所述，我們可以簡單製作一個「有部分超標時的放行決策圖」，如圖 3.3 所示。需要注意的是這個決策是基於虛無假設 H_0 ：樣本活度與背景值沒有差異 (沒有污染，可以放行)，而對立假設 H_A ：樣本活度高於背景值 (有污染，不可放行)，如果是相反的假設，那麼 p -value 的大小於符號就要相反。

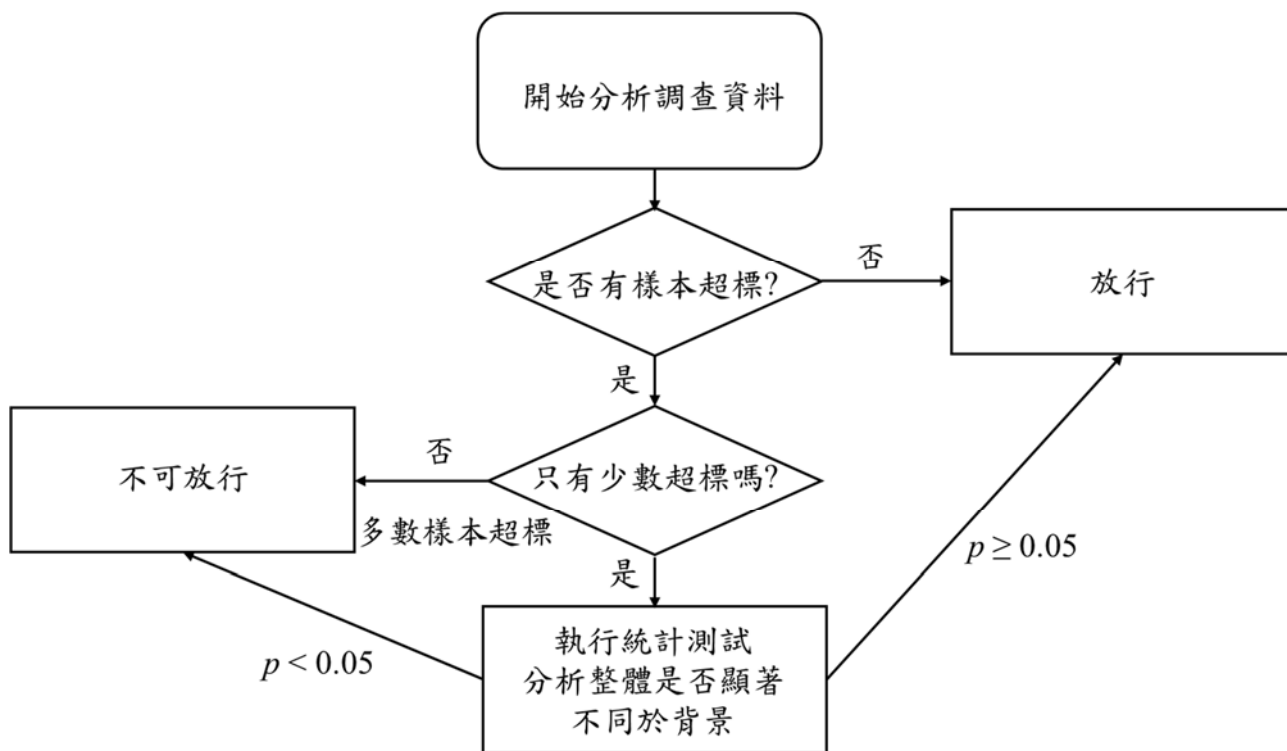


圖 3.3 簡易的「有部分超標時的放行決策圖」

3.2.3 熱點判定決策

關於前面提到關於熱點判斷的決策，在 MARSSIM 裡面有概念性的說明，調查單元是否存在熱點，也是能否外釋的重要條件。熱點是意外或局部事件造成的放射性異常集中區域，具有明顯的空間孤立性與不連續性，常見的來源有：

- 操作失誤滴漏
- 設備故障噴濺
- 人員攜帶污染物意外觸碰
- 建築結構特定部位積聚

這些事件通常會：

- 發生在特定位置；
- 不會均勻擴散；
- 不會呈線性或群聚趨勢；

- 與鄰近測點的值差異大，距離也拉開。

在熱點的判斷上，空間距離是判斷孤立性的線索，當發現一個樣點超標，但是該超標點與下一個高值點距離較遠(無連續性)，而且周圍樣本(空間上相鄰的點)都是低值，就可以合理推論它不是污染趨勢的一部分，而是「空間孤立的突發事件」，可視為熱點。

如果沒有距離，相鄰樣本也偏高，可能為局部污染；如果多筆樣本沿特定方向超標，可能為管線滲漏或操作路線污染；如果一個區域連續出現超標樣本，為群聚污染而非熱點，必需重新劃分調查單元。在這種情形下不能只當作單點熱點處理，必須進一步分區處理(subunit reassessment)或擴大調查。

總結來說，熱點不是因為值高，而是因為獨立且突發，距離遠、位置獨立是支持它是「例外」而非「系統性趨勢」的重要證據。圖 3.4 為簡易的熱點判定邏輯圖，圖中若三項皆符合視為局部熱點(Local Hot Spot)，進一步與熱點專用 DCGL 比較後可能放行，若僅部分符合(如 2/3)，則視為可能熱點，須補充佐證(維修紀錄、影像、補測資料)，若否定 1~2 個條件，則不可視為熱點，建議劃分子區(subunit)並重新檢定，此圖可以供調查小組針對調查結果是否存在熱點進行邏輯性的判斷參考。

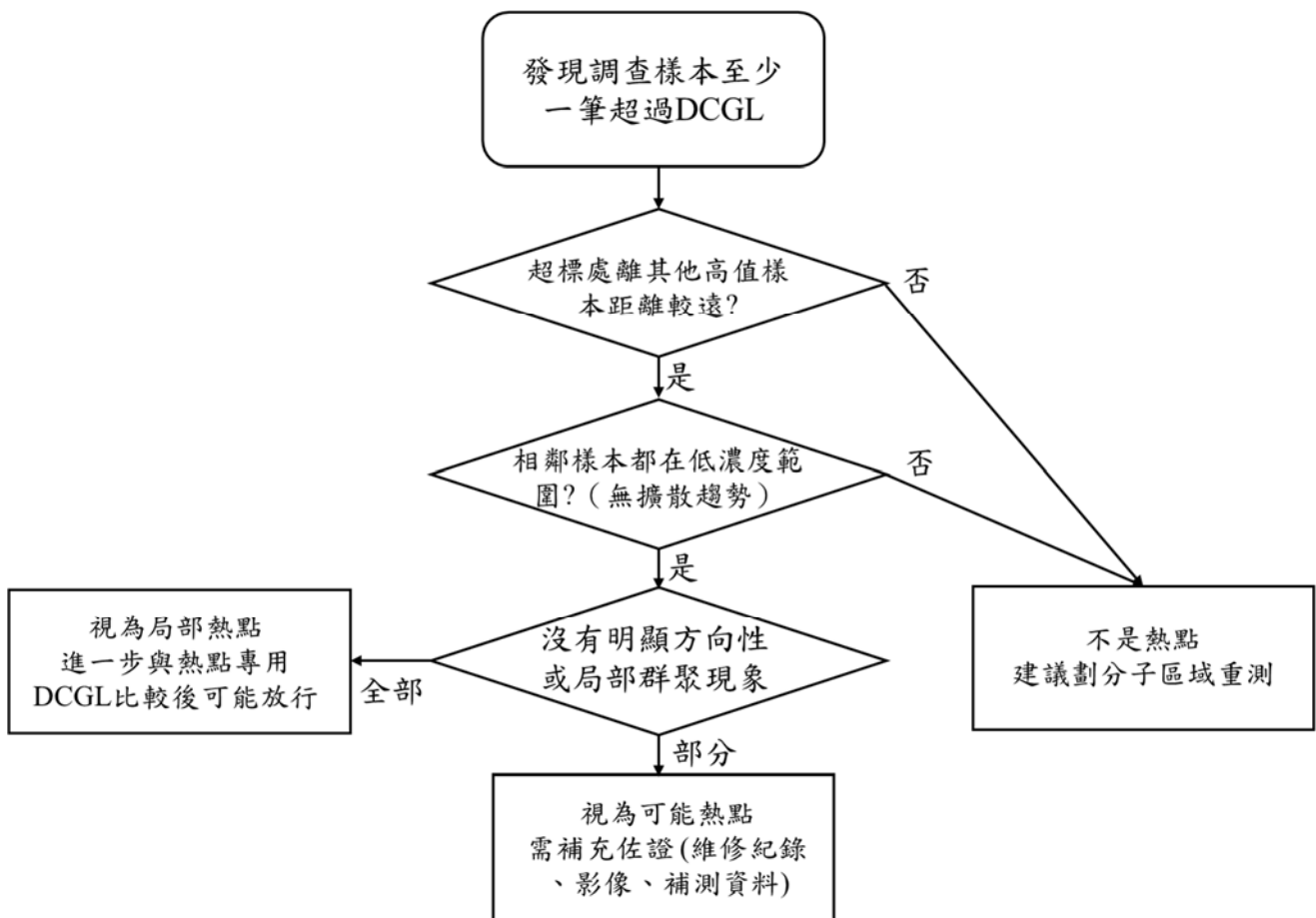


圖 3.4 簡易的「熱點判定邏輯圖」

3.2.4 關於掃描比例的討論

在前面 3.2.2 節中已經清楚說明樣本數量的影響和決定原則，而掃描比例也有類似的統計基礎，更關係到實務上能否順利執行輻射特性調查，讓條件足夠的對象目標可以順利外釋。

3.2.4.1 MARSAME 對於 M&E 掃描比例之規範

MARSAME 輻射調查指引針對不同潛在污染風險的 M&E，設計了僅掃描調查(Scan-Only Surveys)的分級方式，主要分為 Class 1、Class 2 與 Class 3：

- Class 1 調查：適用於污染風險高或不確定性大的情境，要求最高的檢測覆蓋率，須對所有 M&E 進行 100%的測量。對於平面物件需檢測雙面，輸送帶系統甚至須翻轉或配置上下探測器，以確保零遺漏。

- Class 2 調查：採取分級方法，依相對偏移(Δ/σ)計算所需檢測比例，範圍可介於 10%至 100%，且實際比例須進位至整數十位：

$$\% \text{ Scan} = \frac{\left(10 - \frac{\Delta}{\sigma}\right)}{10} \times 100\%$$

(其中 Δ/σ 即所謂的相對偏移，該數值的大小也會決定樣本數量的多寡，參見 p.54~55) 調查設計須兼顧空間均勻性與概念模型，例如檢測桌子時需涵蓋桌面、桌腳與抽屜；檢測螺栓桶則需同時檢測部分螺栓與桶體。Class 2 調查也可結合隨機與偏向測量，以兼顧代表性與風險控制。若 M&E 的放射性水平預期均勻，可隨機選取；若有難以接觸的區域，且能透過可接觸區域的結果合理代表，則可偏向檢測可接觸區域。

- Class 3 調查：基本設計原則與 class 2 相似，但更具彈性。適用於污染可能性極低的 M&E，檢測比例可低於 10%，而決策依據則取決於總體不確定性、過程知識、歷史數據及前期調查結果，甚至僅需偏向測量，以確認可疑區域是否受污染。

整體而言，MARSAME 的設計邏輯是依據污染風險與不確定性逐層調整調查強度，在符合放射性限值的前提下兼顧效率與資源利用。

3.2.4.2 Zion 核電廠 M&E 掃描比例之作法

Zion 核電廠針對 M&E 與結構表面訂定了標準化的掃描與取樣策略，依調查等級(Class 1、Class 2、Class 3)設定不同的最低掃描覆蓋率與拭取樣本數(如表 3.14)²³：

- 結構部分：在 Class 1 調查中，地板、低牆與屋頂要求 100%掃描，高牆與天花板則為 50%；在 Class 2 和 Class 3 中，比例依序降至 25%與 10%，外部高牆甚至低於 5%。

²³ Zion 核電廠「ZS-LT-400-001-001」程序書

- 系統與組件：依 Class 1、Class 2、Class 3 三種調查等級分別採取 100%、25%、10% 的掃描比例。
- 擦拭取樣：規定在最高讀值處進行直接測量，並依等級設定取樣頻率，例如 Class 1 每 1 - 4 m² 取樣一個，至少 30 個樣本；Class 2 與 Class 3 則放寬至 25 m² 與 50 m²，仍保持最低樣本數以維持統計代表性。

表3.14 Zion核電廠物質與設備表面掃描比例分配表

Surface	Minimum Scan Coverage ⁽¹⁾			Beta Direct Measurements and Smear Surveys Beta/Gamma and Alpha ⁽²⁾		
	Class 3	Class 2	Class 1	Class 3	Class 2	Class 1
Structure						
Floor	10%	25%	100%	Beta Direct measurements are performed at the highest scan indication identified per scan area. Collect a smear samples at the same location. Smear samples are collected a frequency of 1 smear per 1m ² up to 50 m ² of area surveyed as appropriate (collect a minimum of 30 smears where practical)	Beta Direct measurements are performed at the highest scan indication identified per scan area. Collect a smear samples at the same location. Smear samples are collected a frequency of 1 smear per 1m ² up to 25 m ² of area surveyed as appropriate (collect a minimum of 30 smears where practical)	Beta Direct measurements are performed at the highest scan indication identified per scan area. Collect a smear samples at the same location. Smear samples are collected a frequency of 1 smear per 1m ² up to 4 m ² of area surveyed as appropriate (collect a minimum of 30 smears where practical)
Walls below 2 meters	10%	25%	100%			
Walls above 2 meters	<5%	10%	50%			
Ceilings	<5%	10%	50%			
Exterior walls below 2 meters	5%	10%	50%			
Exterior walls above 2 meters	<5%	5%	10%			
Roof	10%	25%	100%			
Systems and Components						
Exteriors (include as structural elements within the 3D space of a survey unit)	10%	25%	100%	Beta Direct measurements are performed at the highest scan indication identified per scan area. Collect a smear sample at a frequency of 1 smear per 1m ² up to 50 m ² of area surveyed as appropriate (collect a minimum of 30 smears where practical)	Beta Direct measurements are performed at the highest scan indication identified per scan area. Collect a smear sample at a frequency of 1 smear per 1m ² up to 25m ² of area surveyed as appropriate (collect a minimum of 30 smears where practical)	Beta Direct measurements are performed at the highest scan indication identified per scan area. Collect a smear sample at a frequency of 1 smear per 1m ² up to 4 m ² of area surveyed as appropriate (collect a minimum of 30 smears where practical)
Interiors	10%	25%	100%			
Miscellaneous M&E	10%	25%	100%			

(1)- The intensity of the Unconditional Release Survey for structure, system or miscellaneous M&E will vary dependent on the following:

- History of radioactivity present (See Historical Site Assessment Classification)
- Previous or current use
- Process knowledge
- Results of preliminary or sentinel surveys
- Engineering Judgment

(2)-Scan coverage recommendations for β/γ contamination. Scans for α contamination will be performed if the area has a history of α contamination or if α contamination is suspected.

Zion 核電廠並未明確說明其所採用的掃描比例的原因，但其分類邏輯與 MARSAME 相符，皆依污染風險與不確定性調整調查強度。不過，部分具體操作的掃描比例似乎有稍低於 MARSAME 的建議，例如 Class 1 的高牆與天花板僅 50% 掃描，Class 2 的外部高牆則為 5%，不足 10%。然而，由於 MARSAME 也強調調查強度應考量歷史紀錄、流程知識、初步調查結果與工程判斷，因此 Zion 可能基於現場條件與風險評估進行彈性調整。換言之，雖然 Zion 在部分比例上較低，但仍在 MARSAME 所強調的風險導向、可調整性的框架內，顯示其實務做

法與指引精神並不相悖。

3.3 調查計畫偵測能力與量化能力(MQC)簡介

為了能滿足物質與設備處置偵檢目標，量測方法必須具備特定的性能特徵，而這些特徵也被稱之為量測品質目標(Measurement Quality Objectives, MQOs)，MARSAME 手冊已列出一些必須納入考慮的 MQOs

- 量測方法不確定度 (Measurement Method Uncertainty)
- 偵測能力 (Detection Capability)
- 量化能力 (Quantification Capability)
- 量測範圍 (Range)
- 特定性 (Specificity)
- 堅固性 (Ruggedness)

其中實務上最複雜的部份，是有關於偵測能力和量化能力這兩個項目。

3.3.1 偵測能力 (Detection Capability)

在測量過程中，有一項重要的 MQO 就是量測儀器可以可靠地區分零值的最小放射性活度，藉由統計上的虛無假設(null hypothesis)可分別假設背景訊號與最小可偵測訊號的機率分布。另外，在調查設計上還有幾個重要的參數必須納入考量：

1. 關鍵值(S_C , Significant Concentration/critical value)：定義放行標準的基準「門檻點」，要有足夠能力偵測到的污染差異。
2. 最小可偵測信號(或計數)(S_D , Smallest Detectable Signal)：影響你能否控制 Type I 和 Type II 錯誤。太高會導致兩種錯誤都上升。

S_C 與 S_D 值皆可透過 α 、 β 、背景計數值(N_B)、樣本計數值(N_S)、背景計數時間 t_B 、樣本計數時間 t_S 等參數值，透過一些普遍被使用的公式求得，再加上掃描時間、儀器效率、正誤偵測率、探針面積等參數可得 Scan MDC(掃描最低可偵測活

度)。

➤ 關鍵值 S_C 的具體意義

關鍵值 S_C 的具體意義是放行標準的基準門檻，一般來說可以是法定規範或統計設計，在實務設計上，根據背景條件、錯誤容忍率及偵測能力來「統計地反推」出來，Humboldt Bay 電廠的結構鋼和變壓器案例中就有詳細的計算過程。基於法定規範的關鍵值，也稱做規範性關鍵活度(Regulatory S_C)，是 DCGL/AL 等標準值，如果活度高於它便不能放行，屬於法定放行準則，是應遵守的政策標準(外部規範)；而透過統計設計而得到的關鍵值，稱做統計關鍵活度(Statistical S_C)，是用背景值加錯誤率計算出來的偵測門檻(非法定規定，而是能力)，根據檢定目標與背景分布計算出「需要達到的差異門檻」，屬於內部品質保證。

Statistical S_C 的計算來自 MARSAME 表 7.5，應用於靜態定點量測，用於判定是否存在殘留放射性。如果調查計畫設計中，假設樣本是乾淨的(Scenario B)的情境：

$$S_C = z_{1-\alpha} \sqrt{N_B \frac{t_S}{t_B} \left(1 + \frac{t_S}{t_B} \right)}$$

N_B = 背景計數

t_s, t_B = 樣本與背景的計數時間 (通常為 1 min)

$z_{1-\alpha}$ = 1.645 對應 $\alpha = 0.05$

而當 $t_s = t_B$ 時，可簡化為：

$$S_C = 2.33 \sqrt{N_B}$$

必要時將 S_C 的計算值向上取整數，以確保不超過指定的錯誤機率。

在調查現場，根據現有儀器能力和現場條件，有沒有能力把調查區域的放射性活度和背景區隔開來，就是需要計算 Statistical S_C 的主要目的。

➤ 最小可偵測信號 S_D 具體意義

最小可偵測信號(S_D , Smallest Detectable signal / concentration)的具體意義是儀

器能在特定信心水準下確實偵測出輻射超過背景的最高活度差值。

常見的最小可偵測信號公式為：

$$S_D = k \times \sqrt{B}$$

其中 k 為一常數，與設定的量測錯誤率有關(可容許的錯誤率越高， k 值越小)， B 為背景值，這是所謂的儀器最小可偵測信號 $S_{D,instr}$ ，它僅依賴背景，不含檢定結構邏輯。實務上會要求它小於 S_C ，表示儀器可以看見統計門檻，具有足夠的偵測能力。當錯誤率越高， k 值越小， $S_{D,instr}$ 也越小，意思是如果願意接受更高的錯判機率，就不需要這麼高的計數值才能拒絕 H_0 。換句話說：只要訊號稍微高一點，你就願意接受它不是背景。所以：錯誤容忍度 \uparrow = 要求證據強度 \downarrow = $S_{D,instr} \downarrow$ (儀器檢出門檻變低，靈敏度高，但誤報風險可能變高)。

反過來說，高 $S_{D,instr}$ 意味者「需要一個很強的輻射訊號才能確定那是真正的污染」，導致偵測門檻離背景太遠，微小污染或微量差異無法偵測，並且使得測量結果的不確定性更大(S/N 比低)。

$S_{D,instr}$ 是一種能力檢驗，代表儀器偵測的最小淨訊號能力，必須符合：

$$S_{D,instr} < S_C$$

它的值應該要合理的小，表示儀器能分辨微弱污染，從而決定能不能看到 S_C 這個門檻，要達到要求，可以增加測時、降低背景、或是更換儀器，它的值太小會有過於靈敏及不符經濟等問題。

而這個儀器 S_D ，更進一步來說就是 MARSAME 指的 MDC(minimum detectable concentration)，它同時也考慮了兩種誤差(α 、 β)所對應的 k_1 、 k_2 值(即 Z 值)，以及實務上的靜態量測時間(T , 秒)、儀器效率(E , %)、偵測面積(A , cm^2)、還有幾何修正因子(F , 通常是 1)：

$$\text{MDC} = \frac{(k_1 + k_2)^2 \cdot \sqrt{B/T}}{E \cdot A \cdot F}$$

如果用上述單位計算，背景值 B 用實務量測而得的 cpm，此公式算出的 MDC 單位是 dpm/ cm^2 ，為了符合我國法規，可再將 dpm 轉換為 SI 單位的 Bq。

而在 MARASME 中通常討論的最小可偵測信號指的是統計上的 S_D ，是儀器在特定 α 、 β 假設下，最小可以偵測的「淨訊號值」，其計算公式來自 MARSAME 表 7.6(equation 1)：(Scenario B)

$$S_D = S_C + \frac{z_{1-\beta}^2}{2} + z_{1-\beta} \sqrt{\frac{z_{1-\beta}^2}{4} + S_C + N_B \frac{t_S}{t_B} \left(1 + \frac{t_S}{t_B}\right)}$$

其中

N_B = 背景計數

t_s, t_B = 樣本與背景的計數時間 (通常為 1 min)

$z_\beta = 0.6745$ 對應 $\beta = 0.25$

或當 $\alpha = \beta = 0.05$ ，且 $t_s = t_B$ 時，可簡化為：

$$S_D = 2.71 + 2S_C = 2.71 + 2(2.33\sqrt{N_B}) = 2.71 + 4.66\sqrt{N_B}$$

它的實務功能是儀器可偵測到的淨信號上限，就公式本身看來，它是個必然大於 S_C 的值，對 Scenario B 而言，其設計依據儀器與背景統計，並考慮了 α 和 β 兩種錯誤率，應用於 MARSAME 在儀器性能方面的判斷邏輯，為 S_C 加上 β 權衡誤差後的門檻，代表的是預期污染出現的位置，在統計設計上永遠大於 S_C ，在 Humboldt Bay 電廠的案例中，也用來計算定點量測最小可測活度 (minimum detectable concentration, MDC) 的橋樑 ((MDC (y_D) = S_D/ϵ 、 $\epsilon = 0.12$ c/d, 把 S_D 的 cpm 單位轉換成 MDC 的 dpm 單位))。

統計 S_D 是一種邏輯設計，它並不是儀器檢驗，而是為了保證檢定力，必須設得比 S_C 大：

$$S_C < S_{D,stat} \text{ (Scenario B 的情況)}$$

它代表的是污染的預期位置，其平均值應該落在 S_C 的右側，才有足夠的拒絕力去判斷非背景，而且要有足夠差距。如果大小方向不對，表示檢定錯誤 (無法分辨污染)，(例：設計一個調查計畫，認為身高超過 170 cm 的都是小偷 (S_C)，但是小偷身高都不到 170 cm ($S_{D,stat}$)，調查設計就是錯誤)，如要控制檢定力 (二者差距

不夠大)，可以改變 β 值要求，或是改變樣本數，針對整個調查資料，提升檢定敏感度。更白話一點，因為 Scenario B 是以物品是乾淨為出發點，必須證明它夠髒，才能推翻虛無假設，所以在 Scenario B 裡面的 S_D 值就會比 S_C 更高一些。

但是對 Scenario A(假設樣本為污染)而言，統計 S_D 必須設計得比 S_C 小，因為必須證明他夠乾淨，這部分牽涉到決策邏輯和實務執行的方法，一般的討論都是 Scenario B 的調查邏輯，其目的是以能夠「順利外釋」為出發點。而 Humboldt Bay 電廠其實是用 A 的統計決策和 B 的實務執行，而它們計算的 S_D 是根據 Scenario B 的公式，Scenario A 另有一套不同的計算公式。

➤ 最小可測計數率與掃描最小可測活度

在前面有提過兩種不同的活度限值，其中 S_C 指的是活度門檻值，超過此值才會在統計上顯著不同於背景，通常用於比較樣本測量值，其主要用途是設定統計判定標準，而 S_D 指的是指定信心水準下，本次測量的偵測靈敏度下限，即儀器「能看到」的最小值，評估本次調查方法的能力是否足夠敏感，這兩個活度限值，都是靜態量測值進行比對的對象，而在實務上，通常會需要配合儀器掃描，作為熱點評估的手段，所以另有一偵測能力的參數，叫做掃描最小可測活度 (Minimum Detectable Concentration for scanning, Scan MDC)。

要求得 Scan MDC，需先計算最低可偵測計數率 (Minimum Detectable Count Rate, MDCR)，依照 MARSSIM eq.6-9：

$$MDCR = d' \cdot \sqrt{b_i} \cdot \left(\frac{60}{i} \right)$$

其中

d' = 偵測能力係數 (detectability index) 根據 MARSSIM 表 6.1，對應 95% true positive detection rate 和 60% false positive detection rate，其值為 1.38

b_i = 掃描時間內背景總計數

i = 掃描停留時間

此公式考慮到輻射偵測的 Poisson 分布特性，有考慮到背景噪訊的不穩定度，若背景穩定可忽略其變異性對偵測能力的影響，此公式也可將其中間項(根號部分)移去，成為一個簡化版本。

再根據 MARSSIM eq. 6-10，可由 MDCR 求得 Scan MDC：

$$\text{Scan MDC} = \frac{\text{MDCR (cpm)}}{A \cdot \varepsilon \cdot p / 100}$$

其中

A = 探頭面積 (HBPP 使用 Ludlum 43-68 探頭面積為 126 cm²)

ε = 探頭偵測效率 (HBPP 使用 0.12 c/d)

p = 操作人員效率 (NUREG-1507：0.5~0.75，保守值取 0.5)

根據 HBPP 結構鋼文件，當背景值: 20 cpm 時，MDCR 為 31.5 cpm，Scan MDC 為 295 dpm/100cm²，經反推並非使用保守的操作效率 $p=0.5$ ，而是使用了約 71% 的掃描操作效率，原因並未載於相關文件，推測其原因可能為：

1. 現場操作人員經驗豐富、探頭移動穩定。
2. 根據實測數據經調整後的效率估值。
3. 調整以符合目標靈敏度/外釋標準的合約需求。

如果忽略操作人員效率，上述 Scan MDC 的公式也可將其中的 p 移除，成為一簡化公式，但會低估可偵測活度門檻，我們並不建議使用。

MDCR 是儀器性能參數，用來描述當前掃描條件(速度、效率、背景)下，這台儀器最小能看到的計數，如果掃描速率快，代表→停留時間短→MDCR 上升，而如果背景高，則代表噪訊多→MDCR 上升。而 Scan MDC 是調查設計門檻，目的是給出一個針對污染活度的可偵測能力數值，單位通常是 dpm/100cm²，從 MDCR 推導而來，還要除以掃描面積(探頭覆蓋區)，轉換成活度形式，可以說 Scan MDC 是 MDCR 經過面積轉換的「面積活度版本」，用來和 S_c (調查門檻)、DCGL(外釋條件)做比對。

➤ S_C 、 S_D 、Scan MDC 的實務應用關係

在實務應用上， S_C 於計畫設計時決定，依照背景值、設定的錯誤率去推導，和樣本測量值進行比較，是「放行門檻」的依據之一；而 S_D 是根據當次測量能力，在已決定 S_C 的基礎之上，由相關公式推得，和 S_C 比較，用來確定調查計畫的檢定力夠不夠用，從而衡量本次調查「有無能力識別污染」；Scan MDC 則根據儀器效能、掃描速度、掃描時間以及各項統計參數計算而得，它的比較對象是 DCGL 和熱點活度，可以用來判定掃描能否有效捕捉污染區。表 3.15 是 S_C 、 S_D 及 Scan MDC 的實務應用對照表，比較三者 in 實務應用上的意義。

表 3.15 S_C 、 S_D 、Scan MDC 的實務應用對照表

參數	如何決定	計算	比較對象	實務意義
S_C	計畫設計時決定	依背景值、 α 推導	和樣本平均比 (是否超標)	是「放行門檻」依據之一
S_D (儀器)	由背景值決定	由 $k \times \sqrt{B}$ 計算	和 S_C 比 (檢定能力夠不夠)	衡量本次調查「有無能力識別污染」
S_D (統計)	背景值和當次測量能力	由 $S_C + z_{1-\beta} \cdot \sigma$ 推得	在 Scenario B 情境下必定大於 S_C	代表「污染的預期位置」
Scan MDC	通常根據儀器 + 掃描時間計算	根據儀器效能、掃描速度、統計參數	和 DCGL/ 熱點活度比	判定掃描能否有效捕捉污染區

註：本表係針對 Scenario B (假設物品是乾淨)的實務應用對照。

如果三者的順序錯亂，就會發生問題，例如前面提過的，當 $S_D(\text{儀器}) > S_C$ ，表示這次檢定「沒有能力偵測樣本活度是否超過門檻」，或是當 $\text{Scan MDC} > \text{DCGL}$ 時，表示現在所用的掃描儀器「掃不到超標」，這次掃描就變得無意義。舉個錯誤的例子：

假設 $\text{DCGL} = 1.0 \text{ dpm/cm}^2$ ， $S_C = 0.8$ ， $S_D(\text{儀器}) = 1.2$ ， $\text{Scan MDC} = 2.0$

表示：

1. 要判定污染需超過 0.8，但其實只能看得出超過 1.2 $\rightarrow S_D(\text{儀器}) > S_C \rightarrow$ 能力

不足；

2. 掃描時必須污染超過 2.0 才能看見 → Scan MDC > DCGL → 掃描不能判外釋。

這樣的調查方法就要重新設計，可以提高效率、延長時間、或是增加樣本數等。

綜合各項條件，如果我們在設計調查計畫時：

1. Background < S_D，代表風險容忍度通常高於自然活度，這是正常現象。
2. S_D(儀器) < S_C，代表有能力檢測到統計上要拒絕虛無假設的最小差異，也就是說儀器能力比統計判定門檻還要強。
3. S_C < DCGL，統計判定門檻比法定標準還要嚴格，安全有餘裕。
4. Scan MDC < DCGL，掃描儀器足以偵測到法定超標的污染點。
5. Scan MDC < Hotspot DCGL，熱點活度明顯高於掃描能力，不會被漏掃。

那麼這樣的調查計畫就是一個好的調查計畫，也就是說調查計畫中的各項參考限值的判定位階順序看起來應該會是：

$$\text{Background} < S_D(\text{儀器}) < S_C < \text{Scan MDC} < \text{DCGL} < \text{Hotspot}$$

這是一個理論上的活度層級階梯圖，它描述的是各種輻射指標的大小關係，實務上進行比較時還要考慮是否要扣除背景值，以及單位上的換算(考慮計測時間、儀器效率、儀器有效面積等參數)，並不代表實際數值的大小，並且在實際應用上可依照實際情況進行適度調整，不足之處再輔以統計鑑定或申請例外豁免。

需要注意的是 Scan MDC 的單位和 S_D、S_C 不同，量測值或許需要進行一些換算才能與對應的限值進行比較，並且當進行實務量測時，儀器反應的實時量測值是包含背景的，而相關限值並不包括背景，所以才需要事先決定背景值，將之扣除後才能進行同一立足點的比對，表 3.16 列出這些參數在現場調查時與背景值的關係及其常用單位，由於 Scan MDC、S_C、S_D 都是基於背景值推算而得，所有量測應該先決定出一個背景值，由背景值和所用儀器的參數取得 Scan MDC、S_C、

S_D，接著再依預先制定的掃描量測判定標準作業程序進行現場掃描。

表 3.16 現場調查的各項參數意義與背景值的關係

參數	是否含有背景	常用單位	備註
Background	含背景(Gross)	cpm	量測環境背景本底
測值(掃描)	含背景(Gross)	cpm	需手動扣除背景值
Net 值 (掃描後計算)	扣除背景後而得	cpm	用來與 Scan MDC/DCGL 比較
Sc, S _D	不含背景(淨值)	cpm 或依所使用儀器 轉為 dpm	判定可偵測/可識別門檻
Scan MDC	不含背景(淨值)	dpm/100cm ² (現場依 儀器能力轉為 cpm)	用來與淨測值比較
DCGL	不含背景(淨值)	dpm/100cm ²	放行判定標準
Hotspot	不含背景(淨值)	dpm/100cm ²	判定局部污染

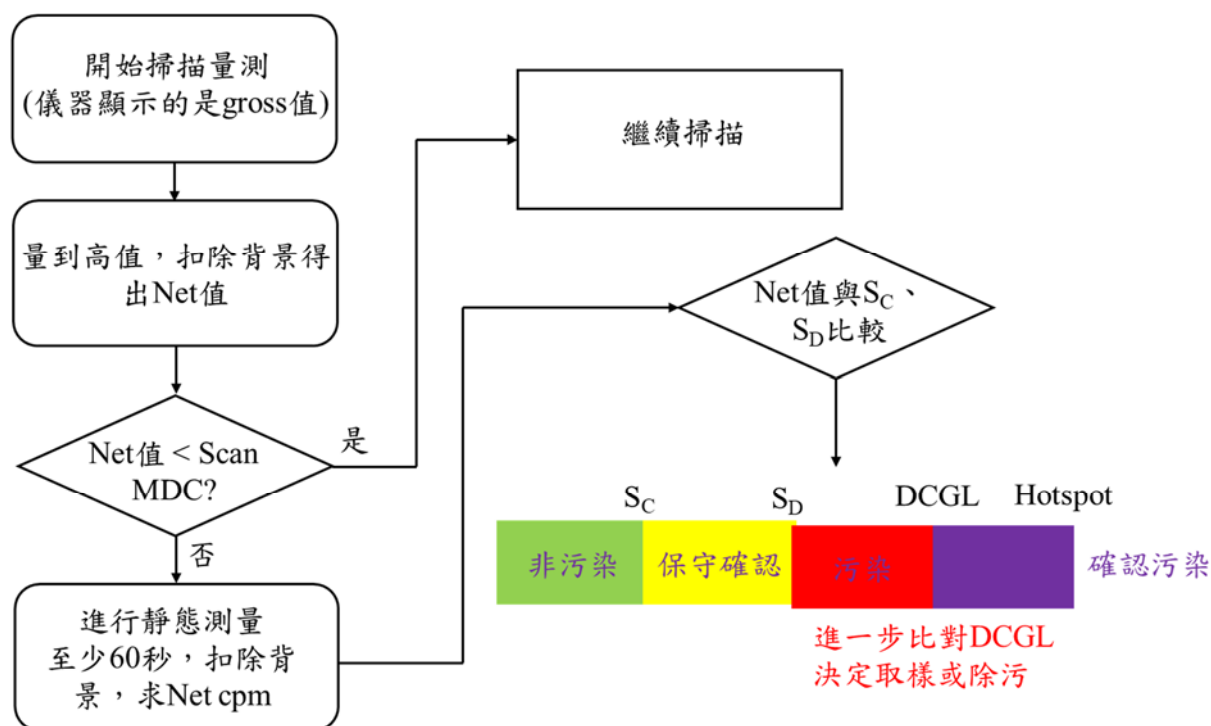


圖 3.5 掃描量測判定標準作業程序示意圖

圖 3.5 為一個典型的現場掃描量測判定標準作業程序示意圖，先進行動態掃描，並與 Scan MDC 比較，當發現數值有升高趨勢，扣除背景值後得出掃描 Net 值並與 Scan MDC 比較，如果沒有超過的話則繼續進行掃描，如果有超過的話，就進行靜態測量，取得定點測值，然後再與 S_C、S_D 比較，決定它是「非污染(<S_C)」、

「需要重測確認(介於 S_C 、 S_D 之間)」、還是「確認污染($> S_D$)」，再做進一步調查，確認是區域超標或熱點。原則上，還是以 S_C 為判定污染與否的主要條件，「需要重測確認」那個過渡地帶並不是必要項目。

總結來說，掃描量測是一個快速且動態的量測，它的統計基礎不足以作為是否超標的認定依據，但可以作為一個初判標準，初判超過 Scan MDC，再透過靜態定點量測，進行更具備統計基礎的量測，與 S_C 、 S_D 進行比較，這就是這個順序設計的基本概念。雖然這個圖是用 Scenario B 的概念製作，顯示的 S_D 是大於 S_C ，如果是 Scenario A 的概念， S_D 和 S_C 交換位置，整體流程仍然適用。

需要注意的是，掃描過程中得到的淨計數率(cpm)，不能直接跟 MDCR(單位也是 cpm)比較，而要轉換單位再跟 Scan MDC(dpm/100cm²)比，除非二者是在相同的偵測條件下換算出的值，才能拿量測值直接和 MDCR 比較。更具體的原因如下：

1. 掃描面積不一定一致，單位面積濃度才有可比較性：儀器報出來的 cpm 是在掃描過程中針對某一點的瞬間總和計數率，但沒有明確面積意義，而 Scan MDC 是已經換算到面積濃度(dpm/100cm²)，可以跟 DCGL、 S_C 、 S_D 等其他管理門檻直接比對，如果只比 cpm vs MDCR，等於只知道「數字高不高」，但不知道「這樣的污染密度是否合格」。
2. 掃描時間不一定一致，對應到的面積不同：假設兩次掃描都得到 25 cpm，一次在高速掃描(1 秒停留)，一次慢速掃描(5 秒停留)，它們的實際面積污染意義是不同的，但 cpm 數值卻一樣，只有轉為面積濃度(dpm/100cm²)才能統一尺度判讀。
3. 所有調查門檻都是以面積活度設定的：不能在調查報告中說「外釋門檻是 27 cpm」，必須要寫成「外釋門檻是 100 dpm/100cm²」(或是 Bq/cm²)，所以掃描結果必須轉換單位(cpm→dpm/100cm²)，才能與這些門檻比較。

實務上 Humboldt Bay 電廠的調查計畫也是依照上述的概念，先執行掃描計

數，將掃描計數與 Scan MDC 進行比較(需要轉換單位)，如果超標，則重新掃描確認，並且進行熱點定位，然後在該位置進行 1 分鐘的定點量測，再將量測到的淨計數與 S_C 、 S_D 比較，視定點量測的數值來決定後續如何處理。但在 Humboldt Bay 電廠的調查計畫中並未提及相關細節，就統計上來說，污染的判定是以 S_C 為門檻，但在 Humboldt Bay 電廠的實務作法上來看，確認污染的判定條件可能變成 $>S_D$ ，因為這個以上的值，才是調查計畫中有信心的值，因為 Humboldt Bay 電廠的實務作法其實是：Scenario A 的假設混合 Scenario B 的邏輯做法。

3.3.2 不同外釋情境的實務討論

3.3.2.1 Scenario A

在 NUREG-1505 中有列出兩種不同情境，其中 Scenario A 的目的不但要確認樣本「比 S_C 低」，而且還要足夠的低(「比 S_D 還要低」)，不希望污染樣本被錯誤判定為乾淨(控制 Type I error, α)」。

Scenario A 的假設為：

- H_0 (虛無假設)：樣本污染程度 $\geq S_D$ (檢測樣本是污染的，即不夠乾淨)
- H_A (對立假設)：樣本污染程度 $< S_D$ (檢測樣本室未污染的，外釋通過)

因為它假設樣本是污染的，所以用預期污染樣本為出發點，建立一個污染分布，假定污染平均活度為 50 counts，如圖 3.6 中右邊曲線，依據所設定的 β 值(type II error，誤判乾淨為污染)制定關鍵值 S_C ，作為主要的判釋條件。

$$S_C = \mu_p - z_{1-\beta} \sqrt{N_B \frac{t_S}{t_B} \left(1 + \frac{t_S}{t_B}\right)}$$

所以右側曲線(污染分布)下方、 S_C (長虛線)左側的陰影區域就是圖中設定為 β ， S_C 在圖上大約 45.73 的位置。(設 t_s 和 $t_B=60$ sec，現場量測到的背景值 $N_B=20$ counts)

為了確保污染樣本不會被當作乾淨，所以從 S_C 往左側推一段距離，要確保樣本的值要比 S_C 更低一些才會被視為乾淨，定義 S_D ：

$$S_D = S_C - z_\alpha \sqrt{N_B \frac{t_S}{t_B} \left(1 + \frac{t_S}{t_B}\right)}$$

這就是為什麼在 Scenario A 中 S_D 要比 S_C 小的原因了，圖中的 S_D 的位置如點虛線所示，大約為 35.33。從這樣的條件可以推出一個理論樣本平均值為 24.93，具有一個如圖 3.6 中左邊的背景分布曲線。

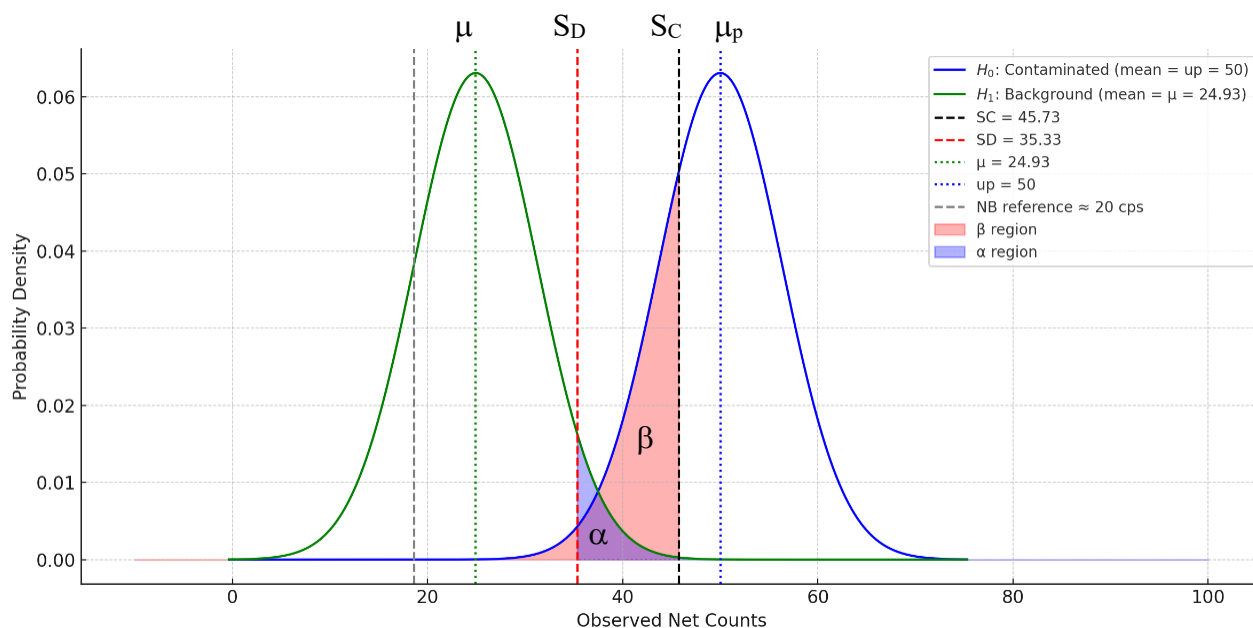


圖 3.6 Scenario A 外釋情境的 S_C 、 S_D 與誤差關係圖。

➤ 在 Scenario A 中 alpha 的意義

量測樣本低於 S_C ，不像污染樣本，但它也許只是剛好偏低，可能被誤放(α 錯誤)，如果背景也有這種值，那就可能會把這個污染樣本視為背景。為了控制這個錯誤的機率，定出一個 S_D ，使得背景資料 $> S_D$ 的機率是 α ，唯有樣本測值小於 S_D ，才能外釋它，不然就會認為它是一種偏高的背景而錯誤地外釋它了。翻成白話的定義應該是「背景樣本有多少機會也會這麼高?」，如果背景樣本有機會這麼高的話，就會出現污染樣本被當成背景的可能性。所以：

「 α 代表的是背景分布中高於 S_D 的部分，如果背景樣本也會這麼高，就會把污染當成背景，所以 α 是把污染當成背景的錯誤。」

而在圖 3.6 中左邊背景分布曲線中偏高(右)的灰色陰影區域($>S_D$)的部分，就是 α (這裡設定為 0.05，所以陰影區域佔背景分布總面積的 5%)。

邏輯重點在於：假設樣本是污染(H_0)，如果背景分布中也會出現和污染樣本類似的高值，就會「誤認污染為背景」，而這種錯誤，是發生在污染樣本實際測得很低(低於 S_C)，卻因與背景樣本難以區分，而被誤認為清潔(α 的定義)，換句話說， α 是「在 H_0 成立(樣本是污染)時，卻錯誤地接受 H_A (認為樣本是清潔)機率」的風險，是誤放污染樣本的機率，屬於 Type I error。也就是說： α 是主管機關最擔心的錯誤，因為它會讓污染物被誤放行。

➤ 在 Scenario A 中 beta 的意義

但在 MARSAME 的 Scenario A 中， H_0 = 樣品有污染，所以：

- α 表示錯誤拒絕污染假設(H_0)，把污染當作背景，造成誤放污染；
- β 表示錯誤接受污染假設(H_0)，把背景當成污染，造成誤擋乾淨樣品(可容忍，為保守性設定)。

當量測樣本測值很高，懷疑是污染，所以沒有被外釋(但其實它是乾淨的)，不會有污染樣本也這麼低(測值很低的污染在這個區間)，如果它很低就不該被外釋，但是「污染樣本會不會也剛好這麼低?」，如果污染樣本也這麼低的話，那就可能會把乾淨的樣本當成有污染了，「那要多高才是污染?」，所以設定 S_C ，並且計算污染 $<S_C$ 的機率，就是 β ，所以：

「 β 代表的是污染分布中低於 S_C 的部分，如果污染樣本也會這麼低，就會把乾淨的樣品當成污染(β)，所以 β 是把乾淨的樣品當成污染的錯誤。」

而在圖 3.6 中右邊污染分布曲線中偏低(左)的灰色陰影區域($<S_C$)的部分，就是 β (這裡設定為 0.25，所以陰影區域佔污染分布總面積的 25%)。

邏輯重點在於：假設樣本是污染(H_0)，如果污染樣本中也會出現較低的值，就會「誤認背景為污染」，而這種錯誤，是發生在樣本實際測得偏高，卻因與污染分布難以區分而被誤認為污染樣本(β 的定義)，換句話說， β 是「在對立假設 H_A (樣

品為清潔)下，錯誤地接受虛無假設 H_0 (樣品為污染)的機率」的風險，是把乾淨樣品誤判為污染的機率，屬於 Type II error，而誤檔了清潔樣品，是可容忍的保守性錯誤。

3.3.2.2 Scenario B

Scenario B 的目標是確認樣本「比 S_D 高」就確定是污染，這種情境常用於污染偵測，避免漏掉污染點，大於 S_D 就移除，例如「在一批已知受到污染的結構鋼中，欲確認某塊鋼材是否仍需移除，不希望乾淨樣本被錯判為污染(控制 Type II error, β)」這樣的情境。

Scenario B 的假設為

- H_0 ：樣本污染程度 $\leq S_D$ (即夠乾淨)
- H_A ：樣本污染程度 $> S_D$ (即被污染)

具體的作法流程是先設計掃描與靜態量測流程，當靜態值大於 S_D 時，即判定為污染，或用統計方法驗證樣本是否顯著大於 S_D 。

例如在地下室牆面初步清除後，再以 $\alpha = 0.05$ 、 $\beta = 0.05$ 確認某表面污染是否 $> S_D = 1,000 \text{ dpm}/100\text{cm}^2$ ，進行單樣檢測，若量測值超過 S_D 或其信賴區間在 S_D 右側，即判定為污染，需再處理。

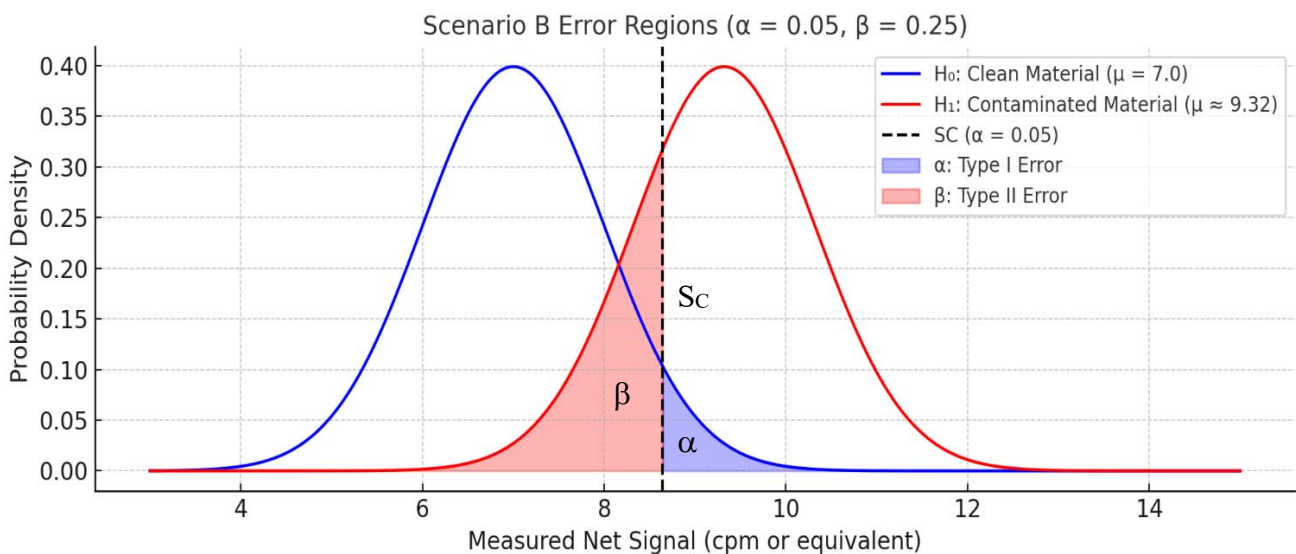


圖 3.7 Scenario B 外釋情境的 S_C 、 S_D 與誤差關係圖。

在 3.3 節中，我們已經討論過 S_C 與 S_D 的統計與實務意義，其中所列計算公式，均是以 Scenario B 的情境為出發點：

$$S_C = z_{1-\alpha} \sqrt{N_B \frac{t_S}{t_B} \left(1 + \frac{t_S}{t_B}\right)}$$

$$S_D = S_C + \frac{z_{1-\beta}^2}{2} + z_{1-\beta} \sqrt{\frac{z_{1-\beta}^2}{4} + S_C + N_B \frac{t_S}{t_B} \left(1 + \frac{t_S}{t_B}\right)}$$

因其是以乾淨的背景值為出發點，所以從背景值 N_B 的分布為出發點，設定一個錯誤率 α ，可以訂出 Scenario B 下的關鍵值 S_C ，圖 3.7 中，左側的曲線分布就是從實地量測數據中的平均值(7)和標準差(1.5)，製作而成的背景分布曲線，帶入上述公式後可得 S_C 在黑色虛線處(設 $\alpha=0.05$)，其值約為 8.6，再以此處為出發點，向右建構一個假定污染的分布，使這個分布在 S_C 左側區域佔有一個錯誤區域，佔所有假定污染分布面積的 25% (設 $\beta = 0.25$)，此假定污染分布的最大值出現在 9.32 的位置。這樣的情境，在概念上比 Scenario A 容易理解，從乾淨樣品 (= 背景值) 出發，在設定的錯誤率 α 下找出鑑別背景的關鍵值 S_C ，再從 S_C 和設定的 β 錯誤率下找出潛在污染的預定分布情形。

➤ 在 Scenario B 中 alpha 的意義

就圖 3.7 左邊的背景分布曲線來看，它是一個實際量測而得的分布曲線，代表的是乾淨的樣品具有等同於背景值的量測結果，如果其中較高的值 ($> S_C$) 的部分被視為污染而不能外釋，則就是一種把乾淨視為污染的錯誤，在 Scenario B 的情境下就是屬於 Type I 錯誤，也就是 α 。

業主會注重 α 「誤判乾淨樣品為污染」的機率應該小，導致過度清除、浪費時間、擴大調查、資源耗損。

➤ 在 Scenario B 中 beta 的意義

在 Scenario B 中，從實地量測而得的背景分布與錯誤率 α 求出 S_C ，再從 S_C 與

一錯誤率求出假定的污染分布，在圖 3.7 中右邊的分佈區域，在這個區域的左側代表的是較低污染的污染樣品，但因量測值小於 S_c ，被視為是乾淨的樣品而被不當的外釋了，所以是一種把污染視為乾淨的錯誤，在 Scenario B 的情境下就是屬於 Type II 錯誤，也就是 β 。

因此在 Scenario B 的情境之下，主管機關會更注重 β (污染未被偵出)，關鍵在「防止污染外釋」，是實質風險指標，也是檢定力強弱的主要依據。

實務上 MARSAME 並不偏向 α 或 β ，二者都很重要。對於二者的建議值， $\alpha = 0.05$ 或 $\beta = 0.1 \sim 0.25$ ，可以看出它也沒有特別強調 β 必須更小(更高的檢定力)，而是給定一個在實務應用上可以達到順利外釋的慣用值。

3.3.3 MQC 應用討論與簡易數值範例

在眾多量測品質目標 (MQOs) 裡面，MQC (Measurement Quantifiable Concentration, MQC) 是一項重要指標，定義是測量技術所能夠可靠定量的最低放射性活度，通常是代表儀器和方法所能達到的「定量能力下限」，具有有統計信心水準支撐，換句話說，MQC 就是「達到指定相對標準差」所對應的最小輻射或放射性活度，而一般慣用的相對標準差為 10%。

在某些情況下，採用 MQC 不應超過 DCGL 的要求會比 MDC 的要求更為恰當，因為只偵測到污染 (MDC) 還不夠，更需要能準確地定量污染濃度 (MQC)，才能決定是不是超過了 DCGL，是不是要解除管制或進行紀錄報告。鑒於這些特殊情形，MARSSIM 在 2022 年後做了小幅修訂，其中便對 MQC 這個 MQO 做了進一步的要求。

假設希望 MQC 可以達到 25% 的相對不確定度，儀器效率為 0.2 (20%)，測量時間為 10 分鐘 (600 秒)，樣本量為 1 m^2 (掃描區域)，可以估算出 MQC 所需的淨計數 (N) 為：

$$\text{Relative Uncertainty} = \frac{1}{\sqrt{N}} \leq 0.25 \Rightarrow N \geq 16$$

$$= \frac{\sqrt{N+B}}{N}$$

(如果背景值較高，不能忽略)

表示至少需要 16 個樣本淨計數(net counts)才能達到 0.25 的不確定度目標，接著計算對應的淨活度值：

$$\text{Net counts} = A \cdot \epsilon \cdot t$$

$$A = \frac{N}{\epsilon \cdot t} = \frac{16}{0.20 \times 600} = \frac{16}{120} = 0.133 \text{ Bq}$$

如果背景值不能忽略(假設背景值為 5 cps)，經過 10 分鐘計數，背景計數 $B = 5 \text{ cps} \times 600 \text{ 秒} = 3,000 \text{ counts}$ ，帶入公式：

$$\frac{\sqrt{N+3000}}{N} = 0.25$$

採用數值近似解，得到 $N \cong 227.2$ ，所以

$$\text{MQC} = \frac{N}{\epsilon \cdot t} = \frac{227.2}{0.20 \times 600} = 1.89 \text{ Bq}$$

這裡可以看出在背景值比較高的場合，MQC 會越高(從 0.133 Bq 增加到 1.89 Bq)，而就上面 MQC 活度的公式來看，儀器效率越低、計數時間越短，都會造成 MQC 變高，也就是更難量化。

在某些調查與判定過程中，「能可靠量化出活度」比單純「能偵測出有無」更加重要，下面列出幾種情境更適合 $\text{MQC} < \text{DCGL}$ 作為實用標準。

1. 自由外釋物品 (Free Release of Material)

當要決定物品是否可以進入再利用或送交一般廢棄物處理，監管單位往往會要求證明其濃度小於 DCGL，而非只是「測不到」。如果只達到 $\text{MDC} < \text{DCGL}$ ，但實際測值卻不夠精確，無法說明其小於 DCGL，就無法外釋。若 $\text{MQC} < \text{DCGL}$ ，且測得值低於 DCGL 且在 MQC 之上，那麼這樣的數據是可以被接受且有法律效

力的。

2. 場址最終狀況調查 (Final Status Survey)

MARSSIM 方法論中，在 class-1 或 class-2 區域的調查，往往需要定量數據來做統計分析(例如：平均值、統計檢定)，若僅有「可檢出」(MDC)資訊，而無可靠定量值，將無法執行 Sign test 或 Wilcoxon Rank Sum test，因此這些場合下，採用 MQC 小於 DCGL，且能提供量化數據，就更實用。

3. 多重核種或背景複雜的場址

若要進行 NU (Non-uniformity) correction、混合核種貢獻評估，單純「有或無」不夠，需要知道各核種的實際活度值才能計算總劑量貢獻，MQC 夠低可以獲取真實數據，能夠支持這類複雜分析，而 MDC 無法。

4. 當外釋標準非常接近探測下限時

若 DCGL 很低，接近儀器的探測極限，那麼「只能偵測但不能量測」的情況很容易發生，若此時設計的調查計劃的 $MQC < DCGL$ (例如延長測量時間、採用高效率偵測器)，就能提供更具可信度的依據。

5. 需要提交可追溯數據、合約或法規要求完整報告值

像是商業場址交接、國際核設施外釋/解除管制、DOE/EPA 要求的 QAPP(quality assurance project plan)報告等都要求回報實際數值(非單純「 $< MDC$ 」)，如果只有偵測值但不能定量，就會卡在無法報告活度，就會造成違規或資料不足。所以 $MQC < DCGL$ 是必要的門檻。

3.3.4 關鍵值 S_C 、儀器最小可測活度 S_D 、Scan MDC 的相對關係與實務分析

3.3.4.1 Humboldt Bay 電廠結構鋼案例中的實務問題分析

表 3.17 Humboldt Bay 電廠結構鋼偵檢包的外釋調查參數

N_B (cpm)	MDCR (cpm)	Scan MDC (dpm/100cm ²)	S_C (cpm)	S_D (cpm)	y_D (dpm)	探針面積校正後的 y_D (dpm/100cm ²)
20	31	295	10	15	128	102
70	59	551	19	28	235	187
120	77	722	25	37	306	243
170	92	859	30	43	363	288
220	104	977	35	49	412	327
270	116	1083	38	55	458	361

我們把 Humboldt Bay 電廠結構鋼偵檢包的外釋調查參數彙整列在表 3.17 上，首先可以看出一個問題，就是 MDCR 比 S_C 、 S_D 大，這表示掃描儀器連超過 S_C 的污染都不一定看得到，掃描不能可靠地發現應該調查的污染點，乍看之下這是很嚴重的問題，但 NRC 接受 HBPP 調查計畫的可能原因如下：

1. HBPP 採用「多層保守設計」，不完全依賴掃描偵測結果

HBPP 文件中有清楚寫明：掃描結果僅作為發現熱點的工具(qualitative)，而非作為外釋與否的定量依據，外釋的主要依據是來自靜態定點測量(通常靈敏度高於掃描)以及統計檢定(Sign Test 或 WRS Test)在抽樣單元中做整體外釋判定，另配合額外採樣與除污作業，換句話說：掃描只是補助線索，而非唯一依據。

2. MDCR 的計算方式並非硬性法規標準，而是設計參考依據

NRC 和 MARSSIM/MARSAME 並未規定 MDCR 必須嚴格小於 S_C ，否則不可採用，而是強調使用者需能說明其偵測能力與行動門檻的關聯，並確保能滿足外釋目標，因此，即便 MDCR 略高，只要整體程序(靜態+統計+重測+保守控制)合

理，仍可接受這樣的調查計畫。

3. NRC 更重視「最終劑量評估」與「保守外釋模型」是否成立

HBPP 最終的場址外釋評估，還有全面場址劑量模擬(如 RESRAD 或 DandD 模型)和保守估計的結構鋼最終活度，NRC 審查的是整體「符合不超過 25 mrem/yr」的目標，而非只看掃描技術參數是否完美，如果最終劑量評估保守可靠，即便中間掃描能力不足，也不構成否決理由。

4. NRC 審查過程是技術+合理性+風險管理的平衡

10 CFR Part 20.1402 中提到在無限制使用的情況下，場址外釋的劑量標準為：「在合理可達的情況下，確保任何個體的年劑量不超過 25 mrems (0.25 mSv)。」，強調在實際可行的情況下，應確保劑量標準的達成，而在 MARSSIM 中也明確指出：「調查應提供合理的保證，確保未發現的殘留放射性區域不會導致劑量或風險超過外釋標準。」，進一步強調了在場址外釋調查中應有合理的保證措施，以確保符合劑量標準，實務上 NRC 通常採用「合理可達原則」標準(類似 ALARA 精神)，只要可以說明：掃描無法完全發現低於 S_C 的污染風險很小，該風險由其他方法(如定點、熱點調查)補償，調查人員有合理依據設定門檻與處置方式，就不會因為單一 MDCR 超過 S_C 就否決整份報告。

但這並不表示這樣的設計是「沒有問題」，NRC 接受並不等於程序完美，就不同的審查角度來說，技術層面有問題($MDCR > S_C$ 不符合最佳實務)，但就合理性來說，因為整體調查設計補償了這部分的不足，所以可以接受，但若類似案例多，可能被質疑程序鬆散，會變成一種政策風險。

如果主管機關面對類似狀況，可以從以下幾個方向因應：

1. 加強儀器能力驗證要求：規定提交 MDCR 必須同時提供與 S_C/S_D 比對說明。
2. 區分「偵測門檻」與「行動標準」功能：明訂掃描用途為熱點初判，定點為最終依據。
3. 引入保守彈性判準：可接受部分技術不完美，但需有替代補償機制(如熱點再

測、靜態結果優先)。

4. 加註合理性說明備查：要求營運者提供「為何儘管 $MDCR > S_C$ ，仍可達成外釋目標」的技術說明。

總結來說 HBPP 調查計畫中 $MDCR > S_C$ 確實是項技術問題，可能代表偵測能力不足以支持門檻，但因為整體程序仍符合外釋目的，且已有其他補償機制，NRC 採取「合理可達原則」處理，作為主管機關應要求說明、補強現場程序設計，明訂判準與替代方法，避免模糊地帶被濫用，可設計「調查設計合規性備查表」或「主管機關審查核對清單」類似的文件供審查參考。

3.3.4.2 Humboldt Bay 電廠案例中對儀器與品質控制(Quality Control)的要求

在 Humboldt Bay MARSAME Structural Steel Survey Package (HBPP-SS-001) 中，我們也發現其對儀器與品質控制(Quality Control, QC)的要求相當具體。

在儀器類型方面，指名使用的是 Ludlum Model 43-68 探測器(100 cm² 氣體比例式 β 、 α 探頭)，搭配標準計數器(Ludlum Scaler)，偵測能力須能偵測等於或低於 Scan MDC 的污染，掃描背景下的 MDC 值需小於或接近 5,000 dpm/100 cm² (放行條件)以確保可辨別合格與不合格。(以該案例背景值 20~270 cpm 計算的 scan MDC 範圍約 295~1,083 dpm/100cm²，可見在低背景下儀器能輕鬆分辨污染，而程序書也有提到在高背景(> 230 cpm)下必須降低掃描速度以維持靈敏度。)

對於儀器操作的要求，操作步驟中明定每日使用「前」與「後」都必須做「operability check」(操作性檢查)與「source check」(標準源測試)，若使用後測試(post-use source check)不合格，該儀器所有當日數據將被重新評估或捨棄，文件中也指出操作細節依照程序 RCP 7-U2 執行(但這是 HBPP 內部的儀器校驗程序，目前尚未能得知其具體內容，推測應該與 NRC 相關法規一致)。

在品質控制與資料可用性方面，所有偵檢器探頭與計數器必須依據 HBPP 內部程序定期校準(文件雖未明列週期，但依一般 NRC 的標準應為年或半年一次)，除了上述提及的使用前後使用標準源進行效能測試之外，尚需建置控制圖

(Control Charts)，用來追蹤儀器長期表現的變異性，而所有測量資料的呈現也需要能明確對照背景值、 S_C 、 S_D (或 Y_D)。所有掃描與測量記錄、背景測量、source check 記錄都需依程序 RCP-6Q 保存。

3.4 Zion 核電廠物質與設備無條件外釋處置偵檢程序

3.4.1 Zion 電廠背景

Zion 核電廠位於美國伊利諾伊州(Illinois)的 Lake County，靠近密西根湖(Lake Michigan)的西岸。該核電廠由 Commonwealth Edison 公司(現為 Exelon Corporation 的子公司)負責運營，是美國早期商業核電廠之一。Zion 核電廠的建設始於 1968 年，並於 1973 年開始商業運營。該廠共有兩座壓水反應器(PWR)，分別為 Zion-1 和 Zion-2，每座反應器的發電能力約為 1,040 百萬瓦(MW)，總發電能力達到 2,080 百萬瓦。

Zion 核電廠在其運營期間為芝加哥及其周邊地區提供了大量的清潔能源，並在美國核能發展史上佔有重要地位。然而，隨著時間的推移，核電廠的設備逐漸老化，運營成本增加，加上核能行業面臨的經濟挑戰，Zion 核電廠的運營變得越來越不具競爭力。在 1998 年時，Exelon Corporation 決定永久關閉 Zion 核電廠。此一決定主要是基於經濟考量，因為當時的電力市場價格低迷，而核電廠的運營和維護成本卻不斷上升。此外，核電廠的老化設備也需要進行大規模的升級和改造，這將進一步增加成本。因此，Exelon 決定停止 Zion 核電廠的運營，並開始規劃其除役工作。Zion 核電廠的關閉象徵著美國核能行業的一個重要轉折點，因為它是當時美國最大規模的核電廠之一，其關閉也引發了對核電廠除役和放射性廢棄物處理的廣泛討論。

Zion 核電廠的除役工作由 ZionSolutions 公司負責，該公司是 EnergySolutions 的子公司，專門從事核電廠的除役和放射性廢棄物處理。ZionSolutions 與 Exelon 簽訂了長期合同，負責 Zion 核電廠的全面除役工作。Zion 核電廠的除役工作分

為多個階段，主要包括以下幾個關鍵步驟：

- (1) 停機與燃料移除：在核電廠關閉後，首先進行的是反應器的停機和核燃料的移除。Zion 核電廠的兩座反應器中的核燃料被轉移到廠區內的用過燃料池中進行冷卻。隨後，這些用過燃料被轉移到乾式儲存設施 (Independent Spent Fuel Storage Installation, ISFSI) 中進行中期儲存。此一過程確保了核燃料的安全儲存，並為後續的除役工作創造了順利推展的條件。
- (2) 系統除污與拆除：在核燃料移除後，ZionSolutions 開始對核電廠的系統和設備進行除污處理。這包括對管道、容器、設備等進行放射性污染的清潔，以降低其放射性水平。除污完成後，核電廠的建築結構和設備被逐步拆除，包括反應器壓力容器、蒸汽產生器、冷卻系統等大型設備的拆除。這些設備被切割成較小的部分，以便於運輸和處理。
- (3) 放射性廢物處理：除役過程中產生的放射性廢棄物被分類處理。低放射性廢棄物被運送到專門的廢棄物處理設施進行處置，而高放射性廢棄物 (如核燃料) 則繼續儲存在 ISFSI 中，等待未來的最終處置方案。此外，ZionSolutions 也對廠區內的土壤和地下水進行了監測和整治，以確保沒有放射性物質洩漏到環境中。
- (4) 廠區恢復與再利用：在除役工作完成後，Zion 核電廠的廠區將進行環境恢復，並考慮未來的再利用。可能的再利用方案包括工業用地、可再生能源項目 (如太陽能或風能發電場) 等。

在除役過程中，Zion 核電廠在核燃料移除、系統除污、放射性廢棄物處置和環境整治方面取得了顯著進展，並且成功完成反應器廠房的拆除和最終的放射性調查工作。最後，NRC 確認 ZionSolutions 公司已圓滿完成電廠的除役工作以及廠址的除污工作，並於 2023 年 11 月 8 日批准 Zion 核電廠及其周邊大部分土地可用於「無條件使用」²⁴。此意味著該區域的殘留放射性活度低於 NRC 的管制限

²⁴ NRC News No. 23-073, Office of Public Affairs, U.S. Nuclear Regulatory Commission (2023)

值，並且 NRC 將不再對該部分土地實施進一步的監管控制。原廠址僅有用過燃料儲存設施(約佔 5 英畝)將繼續受 NRC 的許可證監管，而 ZionSolutions 成功完成除役工作之後，ZionSolutions 也將用過燃料儲存設施的許可證轉讓給 Constellation Energy Generation 公司繼續營運。圖 3.8 為 Zion 核電廠除役後的廠址現況，除用過燃料儲存設施之外，其餘廠址已達到綠地(green field)目標並可無條件開放作為其他用途²⁵。



圖 3.8 Zion 核電廠除役後的廠址現況

Zion 核電廠除役是美國核能工業的一個重要案例，展示了核電廠在結束運營後如何進行安全、有效的除役工作，成為核電廠除役和廠區再利用的典範。其中，Zion 核電廠的 M&E 的處置也是一個關鍵環節。這些 M&E 包括金屬、混凝土、管道、工具、設備、家具等，它們可能受到放射性污染，因此需要進行嚴格的調查、分類和處置，以確保其安全處置或無條件解除管制進行再利用。為此，Zion

²⁵ https://www.energysolutions.com/zion_nuclear_powerstation_decommissioning_successfully_completed/, EnergySolutions (2023)

核電廠在 2015 年時制訂了「材料、設備與次級結構無條件解除管制」偵檢調查作業程序書 (ZS-LT-400-001-001)²⁶，該程序書大抵依循 MARSAME 手冊的原則與程序來規範 M&E 的評估與管控，可做為國內核電廠未來進行 M&E 無條件解除管制或重新使用的處置調查參考。

3.4.2 M&E 偵檢調查作業程序書 (ZS-LT-400-001-001)

在 Zion 核電廠執照終止計畫的執照修改請求中，即承諾 ZionSolutions 除了主蒸汽、冷凝水、輔助蒸汽、給水與液體廢棄物系統等高風險系統將被拆除作為放射性廢棄物進行妥善處理之外，針對其餘系統以及汽渦輪機結構、建築物拆除產生的混凝土、電氣和機械系統、管道集管等可再利用的結構、系統與組件，將根據 MARSAME 手冊採用分級測量方法進行無條件解除管制的調查設計與偵檢²⁷。

3.4.2.1 目的與範疇

執行此程序的目的在於提供受控流程，以進行性輻射評估調查並實施 M&E 控制，從而可防止放射性物質在廢棄處置、回收或資產回收(如 M&E 的銷售或再利用)過程中意外釋出到廠外而影響公眾。此程序的範疇涵蓋了對次級側建築結構、系統及各類雜項 M&E 進行輻射調查的設計、執行、控制、評估及記錄的相關規範，這些規範係依據 MARSAME 手冊提供的指導原則而制定，以支持 M&E 無條件解除管制或在 Zion 核電廠內重複使用的處置選項。

3.4.2.2 責任分工

因應 M&E 的 MARSAME 處置調查，ZionSolutions 成立了調查團隊與相關的職位。圖 3.9 所示為 Zion 核電廠 M&E 處置調查作業之組織架構及責任分工，各職位的主要職責分述如下：

²⁶ Unconditional Release of Material, Equipment and Secondary Structures, Procedure No. ZS-LT-400-001-001 Revision 3, ZionSolutions (2015)

²⁷ Zion Nuclear Power Station (ZNPS) License Amendment Request, ZionSolutions (2014)

- (1) D&D/施工副總裁：指導除污&除役(Decontamination and Decommissioning, D&D)/施工團隊，識別並準備次級側結構、系統及各類機電設備，以進行輻射調查。審查次級側結構、系統及各類 M&E 機電設備的拆除工作範圍，並將其移交給特性分析/執照終止(Characterization/License Termination, C/LT)小組進行調查。
- (2) 特性分析/執照終止(C/LT)經理：制定計畫和調查程序，確保對次級側結構、系統及各類 M&E 機電設備進行必要的調查，以最大限度地減少來自 Zion 廠址的放射性物質或廢棄物的意外釋出。建立並維持對已調查結構、系統及各類機電設備的管控，以防止意外污染。
- (3) 放射防護主任(Director of Radiological Protection, DRP)：審查調查結果，並通過簽署授權確認次級側結構、系統及各類 M&E 機電設備適合拆除、無條件釋出 Zion 廠址，或在 Zion 廠址內重新使用。
- (4) MARSAME 經理：執行計畫和調查程序，確保對廠址內非放射管制區的次級側結構、系統及各類 M&E 機電設備進行必要的調查，以便在離開廠址或在 Zion 廠址內重新使用之前完成評估。進行監督，確保調查工作正確執行，正確評估調查結果並妥善記錄。維持對已調查結構、系統及各類 M&E 機電設備的管控，以防止意外污染。
- (5) 專案負責人與作業監督：通知 MARSAME 經理有關移除廠址內 M&E 機電設備的計畫。視需要協助提供機電設備的調查通道，包括布置設備、拆解、開設檢測孔，以及提供升降機和鷹架等。
- (6) 工業安全與衛生經理：協助並提供作業安全/任務危害分析評估的相關建議。指導如何安全進入待調查的結構與機電設備，以確保人員安全。例如：設置防護與支撐、高空作業、安全管控有害物質，以及受限空間作業管理等。
- (7) 移交經理(Cold and Dark Manager)：負責啟動結構、系統及各類 M&E 機電設備向特性分析/執照終止(C/LT)小組的移交流程。

- (8) 廢棄物營運經理：負責批准「容器/運輸追蹤表」，確保從放射管制區 (Radiologically Controlled Area, RCA) 和放射限制區 (Radiologically Restricted Area, RRA) 無條件解除管制的 M&E 機電設備在運離廠址之前符合規定。
- (9) 放射工程師 (Radiological Engineer, RE)/現場主管 (Field Supervisor, FS)：負責編製並審查調查計畫，以利對擬釋出的次級側結構、系統及各類 M&E 機電設備進行調查。確保僅使用獲批准的儀器進行釋出調查，並確保儀器能夠達到所需的最小可檢測濃度 (MDCs)。指導特性分析/最終輻射調查 (Characterization/ Final Radiation Survey, C/FRS) 技術人員按照程序執行調查。每日監督並指導現場調查與取樣隊伍，並對現場作業進行品質檢查。在需要對次級側結構、系統及機電設備進行內部或不可接觸污染、體積污染，或可能含有其它核種(如天然放射性物質 NORM)與電廠衍生或相關放射性活動的調查時，進行評估並提供指導。適當地審查、維護並管理調查計畫與完成的調查文件。維持對已調查的結構、系統及各類 M&E 機電設備的管控，以防止意外污染。
- (10) 資料庫與執照終止計畫 (License Termination Plan, LTP) 支援工程師：負責維護 MARSAME 調查計畫索引及存放位置。追蹤 MARSAME 調查計畫及相關支援文件的狀態。
- (11) 特性分析/最終輻射調查 (C/FRS) 放射防護技術員 (Radiological Protection Technician, RPT)：根據輻射調查及相關的調查計畫、計畫包或指示執行所需的輻射調查，並記錄結果。編製「現場放射性與非放射性容器追蹤與運輸表」。

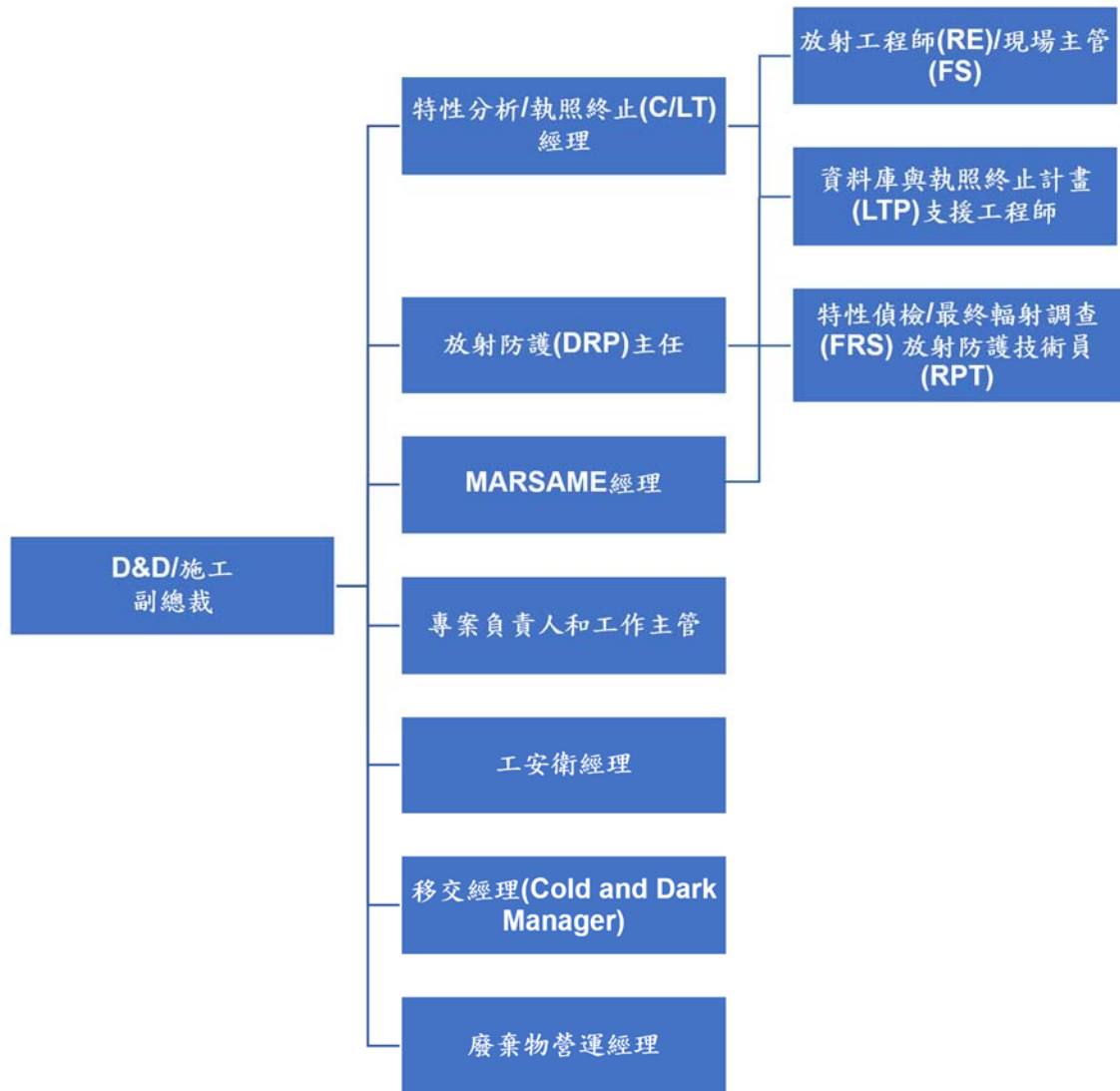


圖 3.9 Zion 核電廠 M&E 無條件解除管制調查作業之組織架構及責任分工

3.4.2.3 注意事項、限制與前提條件

I. 注意事項

- (1) 儀器使用：僅可使用經 MARSAME 經理特別批准的儀器進行結構、系統及 M&E 的無條件解除管制調查。儀器必須能夠滿足 MDC 要求，才能用於無條件解除管制的調查。
- (2) 人員資格：僅有具備放射防護員資格的人員可以執行結構、系統及 M&E 的無條件解除管制調查(URS)。

- (3) 內部污染評估：在調查前，應評估結構、系統及 M&E 是否存在內部污染的可能性，必要時需拆卸或切割深入到內部表面/組件。拆卸或切割前，需與相關項目負責人、工作主管及 Zion 安全部門溝通，確保遵循正確程序並獲得必要支援。
- (4) 高空作業與密閉空間進入：進行高空作業或進入密閉空間前，需與相關負責人及安全部門討論，確保遵循正確程序並獲得必要的許可與支援。
- (5) 未通過釋出標準的處理：若結構、系統或 M&E 未通過釋出標準，可選擇拆卸以隔離放射性物質後重新調查，或進行除污後再重新調查。這些行動的範圍應由調查計畫團隊決定，並納入調查計畫。
- (6) 超標數據報告：若調查數據超過釋出標準或行動基準，應報告給放射防護主管，以確保實施並維持適當的輻射控制、標示與標籤。
- (7) 背景輻射控制：進行無條件解除管制調查時，必須了解或控制儀器測量的環境背景輻射，以確保滿足 MDC 要求。必要時，可將 M&E 移至低背景輻射區域，或通過屏蔽與非屏蔽背景評估確定局部背景輻射。
- (8) 輻射標記移除：所有釋出材料的輻射標記(如標牌、標籤、輻射膠帶等)必須移除或永久性塗銷。
- (9) 散裝材料運輸檢查：散裝材料(如拆除廢料)離開廠址前，需使用適用的儀器進行總體檢查，並在出口處使用卡車監測器評估載荷。

II. 限制

- (1) 放射性物質釋出限制：若結構、系統或 M&E 含有或受到與電廠相關的放射性物質污染，且其放射性可與背景區分，則不得從輻射控制中釋出。
- (2) 放射性污染判定：若輻射調查或樣品分析顯示放射性超過行動基準，則應視為含有或受到電廠相關放射性污染。若使用替代標準判定放射性污染，相關標準必須在調查計畫中明確記錄並經 MARSAME 經理批准。
- (3) 掃描與擦拭測量的 MDC 限制：掃描與擦拭測量的 MDC 不得超過 NRC I.E.

Circular No. 81-07 的相應限值²⁸：

- (4) 掃描 α 測量：100 dpm/100 cm²
- (5) 掃描 β 測量：5,000 dpm/100 cm²
- (6) 可移除 α 污染：20 dpm/100 cm²
- (7) 可移除 β 污染：1,000 dpm/100 cm²
- (8) 固體/污泥體積活度分析的 MDC 限值：使用 γ 能譜分析固體/污泥的體積活度時，MDC 不得超過沉積物的 MDC 限值(如 Cs-137 限值為 0.18 pCi/g)。
- (9) 液體體積活度分析的 MDC 限值：使用 γ 能譜分析液體的體積活度時，MDC 不得超過水的 MDC 限值(如 Co-60 限值為 0.015 pCi/ml、Cs-137 限值為 0.018 pCi/ml)。
- (10) γ 能譜設備使用限制：使用 γ 能譜設備進行定量分析時，必須使用經 ISOCS/LABSOCS 方法認可的幾何結構。若無計數幾何結構， γ 能譜設備僅能用於定性分析。

III. 前提條件

- (1) 儀器校準與驗證：所有用於調查或計數的儀器必須在當前校正有效期內，並驗證為可操作。
- (2) 調查紀錄的品質控制：調查數據、紀錄文件與數據庫屬於品質保證(QA)紀錄，必須在完成後仍維持適當管控，直至移交給紀錄管理部門。
- (3) 紀錄的清晰性：所有 QA 紀錄必須清晰且可讀，確保可重現。
- (4) 除役活動完成：在特定區域實施無條件解除管制調查前，必須完成可能污染該區域或結構的除役活動。
- (5) 非系統特定 M&E 的識別：如調查單元內發現散放的非系統特定的雜項 M&E 必須加以識別並列出。
- (6) M&E 的處置：調查單元內的 M&E 清單應發送給相關單位以決定最終的處置，

²⁸ NRC, "Control of Radioactively Contaminated Material", IE Circular No. 81-07 (1981)

處置選項包括：重新安置供 D&D 繼續使用、指定用於資產回收(在調查前將 M&E 集中並移出調查單元)、由拆除承包商處置(M&E 留在調查區域內)。

(7) 區域清理：在實施無條件解除管制調查前，必須完成區域的清理與整理工作。

3.4.2.4 調查程序

圖 3.10 為 Zion 核電廠 M&E 無條件解除管制調查(URS)的流程圖，調查工作包含事前準備、識別待調查區域、制定調查計畫、執行調查、數據評估、最終審核與批准、以及無條件解除管制等項。各步驟的詳細說明如下：

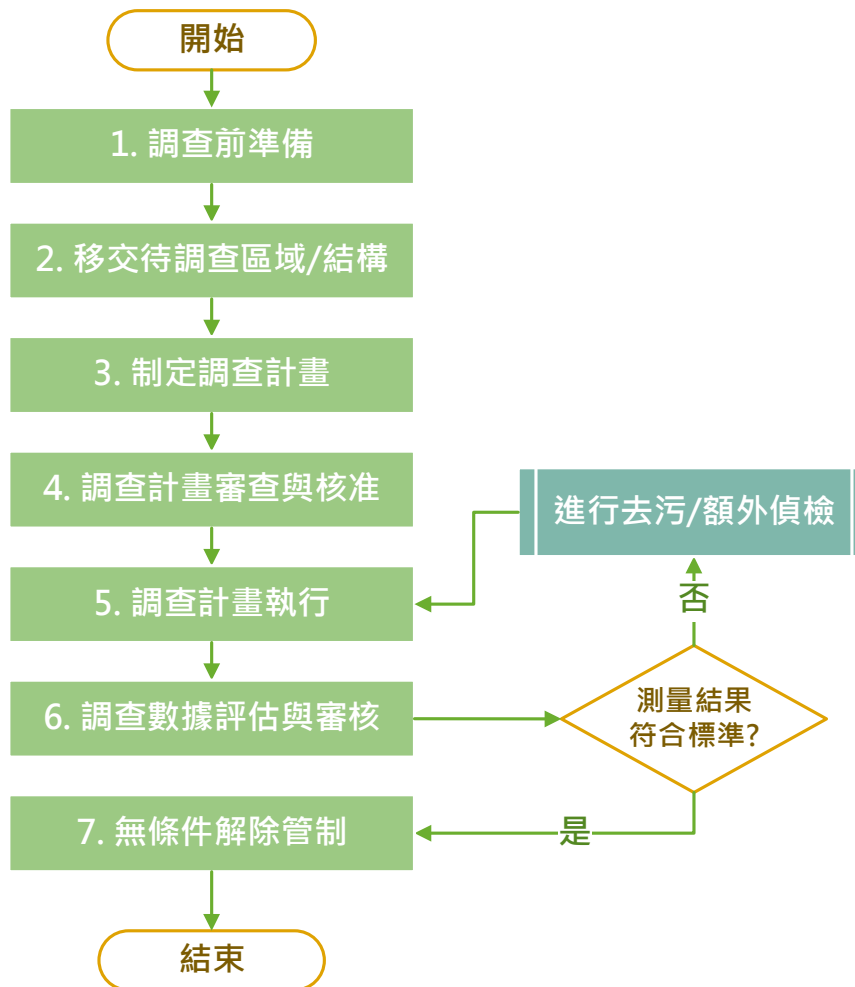


圖 3.10 Zion 核電廠之 M&E 無條件解除管制調查程序

1. 調查前準備

所有位於放射管制區(Radiologically Controlled Areas, RCA)之外，且被指定拆除並作為解除管制材料移出廠外的結構、系統及相關材料與設備，均應按照 ZS-LT-400-001-001 程序書進行無條件解除管制調查。

移交經理或指定代理人應在進行任何結構拆除及相關系統和雜項 M&E 移除之前，通知特性分析/執照終止(C/LT)小組。負責該區域/結構拆除的工程師應與除污與除役(D&D)/施工副總裁或指定代理人協調，以安排對該結構、系統及相關 M&E 進行調查。

MARSAME 經理應根據需要實施並維持出入管制(Access Control)，以防止已調查區域的交叉污染，並確保該區域的最終配置得以保持。這些出入管制將一直維持至拆除作業開始。具體的出入管制措施包括在這些區域的入口處張貼公告、使用額外的物理管制措施(如：繩索、圍欄、封條及鎖等)，並定期監測是否有交叉污染之情及確認相關管制措施是否仍然有效。

2. 移交待調查區域/結構

首先，D&D/施工小組應由移交經理或指定代理人填寫如附表 1 之「次級側區域/結構拆除外釋申請表」(Secondary Side Area/Structure Release for Demolition)，表中應敘明預計拆除的區域/結構及相關 M&E、拆除日期、預定的廢棄物處置方式、M&E 的本質價值等，並將填妥的表單提交給特性分析/執照終止(C/LT)小組及 MARSAME 經理進行確認。此外，C/LT 小組也應針對上述區域/結構的外釋標準符合性或相關的輻射作業與調查限制進行確認與相應的回應。

接著，D&D/施工副總裁或指定代理人應確認該區域或結構適合作為 拆除前解除管制調查(Pre-Demolition Release Survey)的對象，並啟動附表 2 之「次級側區域/結構移交與管制」(Secondary Side Area/Structure Turnover and Control)。在完成必要的環境整理、非必要的工具或設備移除，以及執行額外的工程控制措施之後，即可將簽署完成的附表 2 提交給 MARSAME 經理。MARSAME 經理應在附表 2 的相應部分簽署，確認該區域或結構及其相關 M&E 符合無條件解除管制調查的

執行條件，並將簽署的文件歸檔至調查計畫文件包中。

3. 制定調查計畫

(1) 調查計畫任務分配與分類：MARSAME 經理或指定代理人應指派放射工程師 (RE) 依以下不同情況制定調查計畫：

- 結構調查計畫：地板、2 米以下的牆壁、2 米以上的牆壁、天花板、2 米以下的系統外表面、2 米以上的系統外表面、移交後留在調查區域的雜項設備。
- 系統調查計畫：系統和組件的內部表面。
- M&E 無條件解除管制調查(URS) 畫：一般 M&E、特定 M&E。

(2) 調查計畫編號建立：放射工程師 (RE) 應依據調查區域編號 (Survey Area Number) 或調查單元 ID (Survey Unit ID Number)，建立 MARSAME 調查計畫編號：如為結構，使用調查單元 ID，並依照適當的字母數字序列編號；如為跨多個調查單元的系統及組件內部表面，則使用調查區域編號，並依字母數字序列編號；如為一般或特定雜項 M&E，則使用相應調查計畫的規定。最後，記錄 MARSAME 計畫編號並完成如附表 3-1 的封面與批准頁。

(3) 初步評估：審查區域、系統或雜項 M&E 的歷史資料及流程知識 (Process Knowledge)，評估其是否可能含有或受到放射性污染 (如附表 3-2)，步驟如下：

- 進行現勘 (Walk-down) 並拍攝照片，顯示需調查的表面。
- 確定調查區域內的雜項 M&E 類型與數量。
- 識別關鍵放射性核種及其相對比例。
- 評估是否存在體積污染 (Volumetric Contamination) 的可能性。
- 建立過去用途的歷史記錄。
- 確定是否需執行前哨測量 (Sentinel Measurements) 或初步測量 (Preliminary Measurements)。若已執行，則記錄識別碼及測量位置。

(4) 任務風險分析：根據現場勘查，識別可能的安全風險，並與安全部門共同啟

動任務危害分析(如附表 3-3)。

- (5) 物理屬性分析：描述要調查的表面/材料之尺寸/面積、體積、質量。確定複雜性，包括是否需要分類或拆解。評估材料和/或設備的可接近性，及表面狀況。確定物品的本質價值。記錄可能影響後續調查的其它問題(如附表 3-4)。
- (6) 輻射屬性分析：描述要調查的表面/材料之放射性污染情形。
- (7) 處置調查設計：依序完成以下各項，如附表 3-5 所示：
 - 定義調查計畫的邊界與結構/系統內部的總表面面積。
 - 判定調查計畫是否會在拆除活動前完成，或是否需在拆除過程中/後進行額外調查。
 - 確定待調查的雜項 M&E 類型、數量及位置。
 - 附上調查區域的照片與圖紙。
 - 勾選適當選項，標明待調查的結構、系統或 M&E 的分類。
 - 總結分類依據並提供參考文件。
 - 確定 M&E 的最終處置方式。
- (8) 調查計畫制定：調查計畫的制定步驟，包括調查要求、品質控制措施及具體的調查計畫指引，如附表 3-6。重點在於確定測量範圍、使用儀器、品質控制程序及調查區域的詳細標識與分類：
 - 調查要求
 - A. 根據分類、過去與當前用途及/或工程判斷，確定並記錄需調查的結構、系統或其他 M&E 項目的百分比。
 - B. 確定並記錄每種類型測量所需的測量次數。
 - C. 記錄將使用的儀器/探測器型號。
 - D. 列出最低可檢測活度(MDC)。
 - E. 輸入與測量類型相關的行動基準。
 - 品質控制(QC)

- A. 依調查計畫需求，包括重複 5%或至少 1 次掃描測量、直接測量及擦拭取樣。
 - B. 確定測量類型。
 - C. 確定並記錄 QC 測量次數。
 - D. 若 QC 測量需針對特定項目或位置，則列出這些項目或位置。
 - E. QC 測量需由與原調查人員不同的人員執行，且使用與原調查用的不同測量儀器。
- 調查計畫指引
 - A. 制定調查計畫指引，確定背景值、掃描與靜態測量的警報設定點、調查測量的數量與位置、QC 測量的數量與位置。
 - B. 適當設計與分配掃描與靜態測量位置及樣品取樣位置的識別碼。
 - C. 啟動與製作 M&E 調查表，內容包括：確定調查區域與計畫編號、確定區域/材料分類與計畫調查的百分比、列出總項目數與依類型需調查的項目數(如桌子、椅子、置物櫃等)、標示 QA/QC 評估的項目等，如附表 3-6。

4. 調查計畫審查與核准

放射工程師(RE)完成調查計畫制定之後，需經過多層級的審查，相關人員權責與審查流程如下：

- (1) 提交調查計畫草案(包含照片、圖紙及調查地圖)給 MARSAME 經理進行審查與批准。
- (2) MARSAME 經理將批准的計畫轉交給 C/LT 經理進行審查和批准。
- (3) 若在拆除期間或拆除後需要額外調查，則 C/LT 經理應填寫於附表 1 之中，以向 D&D/施工副總裁傳達相關情況。
- (4) 當調查計畫獲得 C/LT 經理批准後，將批准的計畫轉交給資料庫與 LTP 支援工程師，以便登錄於 MARSAME 索引。

(5) 將調查計畫歸檔至指定的存儲位置並妥善管理。

5. 調查計畫執行

(1) 啟動調查計畫

- 現場主管(FS)審查批准的調查計畫，並與放射工程師 (RE) 和/或 MARSAME 經理確認任何問題。
- 現場主管(FS)進行工作前簡報，與 C/FRS 放射防護技術員 (RPTs) 及支援人員溝通，並分配適當的調查任務。
- C/FRS RPTs 在正式開始調查前確認計畫，簽署並標註日期。

(2) 調查指導：由 FS 和/或 RE 指導人員確定結構/系統調查位置的佈局與識別，或待調查的 M&E 項目的識別。

(3) C/FSS RPTs 執行以下步驟：

- A. 取得測量儀器與擦拭取樣工具，並前往調查區域。
- B. 測量並記錄環境背景計數率，使用每種儀器測量 5 次，每次 1 分鐘。
- C. 計算並記錄 5 次測量的平均值，記錄於現場日誌，如附表 5。
- D. 計算掃描與直接測量的最低可檢測活度(MDC)，並記錄於附表 5。
- E. 根據調查指引執行調查活動。(Beta 直接測量應在每個掃描區域內的最
高掃描指示處進行，並在同一位置收集擦拭樣本)
- F. 若調查無法依計畫執行，則記錄於附表 3-7，並聯繫 FS 和/或
MARSAME 經理尋求指導。
- G. 記錄調查結果，包括現場日誌、調查地圖、儀器數據紀錄/下載、擦拭
分析報告等。
- H. 若調查結果超過行動基準，立即通知 FS 和/或 MARSAME 經理。
- I. 提交最終調查報告前，請求同行審查(Peer Review)。

(4) 補充調查指引

- MARSAME 經理可提供書面補充調查指引，以因應超過行動基準的調查

結果。若有補充指引或額外的調查結果，則記錄於附表 3-7。

6. 調查數據評估與審核

- (1) 調查數據與文件審查：由 FS 審查調查數據與文件完整性，並將完成的調查文件(附表 3-1~3-7 的所有表格)提交給 MARSAME 經理。
- (2) 調查文件審查：MARSAME 經理應完成附表 3-7 的數據評估，並在調查完成後審查測量和/或樣本分析結果，以確保以下事項：
 - 已收集足夠數量的測量數據與樣本。
 - 測量與樣本的最低可檢測活度(MDC)符合要求。
 - 滿足測量品質目標(MQOs)及 5%的 Type I 和 Type II 決策錯誤率。
 - 符合標準或行動基準，確保 M&E 可從解除輻射監管。
- (3) 調查計畫結案：MARSAME 經理完成附表 3-1 之調查報告文件包的封面頁，記錄 M&E 適合解除管制的結論。
- (4) 最終簽署與存檔：通知放射防護主任(DRP)，並獲得 DRP 簽署以正式結案。
- (5) M&E 不適用於解除管制：若審查結果顯示 M&E 不適合解除管制，則 MARSAME 經理或指定人員應填寫調查報告封面，記錄不適用於解除管制的原因，並通知運營放射防護部門啟動必要的管理措施。
- (6) 經驗回饋：MARSAME 經理應提供適當的經驗回饋(Lessons Learned)於附表 3-1，以改善後續調查流程。
- (7) 最終歸檔：通知資料庫與 LTP 支援工程師調查報告已完成，並將已批准的調查報告及所有相關的測量與樣本分析結果存檔至指定存儲位置。

3.4.3 Zion 電廠 M&E 調查設計與測量指引

3.4.3.1 調查設計指引

在 Zion 核電廠除役過程中，針對 M&E 無條件解除管制制定了系統化的調查設計通用指引，用於提供結構(Structure)、系統與組件(Systems and Components)、

以及雜項 M&E 的測量與調查標準。根據污染分類，最低掃描覆蓋率與測量要求均有所不同，確保核設施拆除後的輻射水平符合無條件解除管制的標準與 MARSAME 手冊的要求。

(1) 測量對象

該指引主要針對三類調查對象進行評估：

- 結構(Structure)：內部與外部結構，如地板、牆壁 (2 公尺以下與 2 公尺以上)、天花板、屋頂等。
- 系統與組件(Systems and Components)：包含建築結構內部的內部與外部組件，例如支撐結構、設備等。
- 雜項 M&E：各種可移動材料與設備。

(2) 最低掃描覆蓋率(Minimum Scan Coverage)

附表 A 為根據調查區域的污染分類 (Class 1、Class 2、Class 3) 提供最低掃描覆蓋率標準：

- Class 1 (高污染區) 需要 100%掃描覆蓋，以確保無殘留污染。
- Class 2 (中等污染區) 需要 25%掃描覆蓋，以評估可能的污染分佈。
- Class 3 (低污染區) 需要 5%~10%掃描覆蓋，通常用於背景監測。

附表 A、調查區域類別及其對應污染等級的最低掃描覆蓋率標準

區域類別	Class 3	Class 2	Class 1
地板	10%	25%	100%
牆壁 (2 公尺以下)	10%	25%	100%
牆壁 (2 公尺以上)	<5%	10%	50%
天花板	<5%	10%	50%
外部牆壁 (2 公尺以下)	5%	10%	50%

外部牆壁 (2 公尺以上)	<5%	5%	10%
屋頂	10%	25%	100%
系統與組件 (外部)	10%	25%	100%
系統與組件 (內部)	10%	25%	100%
雜項 M&E	10%	25%	100%

(3) 直接測量與擦拭調查

在 β/γ 輻射與 α 輻射調查方面，Zion 核電廠提供了各類區域的測量要求：

- β 直接測量(Direct Measurements)應在掃描區內發現最高輻射讀值的地方進行，並記錄數據。
- 擦拭樣品(Smear Samples)需在相同位置收集，以驗證污染是否為可擦拭的放射性污染。
- 擦拭頻率根據污染分類決定：
 - Class 3 (低污染區)：每 1~50 m² 進行 1 次擦拭(至少 30 份擦拭樣本)。
 - Class 2 (中等污染區)：每 1~25 m² 進行 1 次擦拭(至少 30 份擦拭樣本)。
 - Class 1 (高污染區)：每 1~4 m² 進行 1 次擦拭(至少 30 份擦拭樣本)。

(4) 其它須考量因素

M&E 無條件解除管制調查的強度或掃描覆蓋率應依據廠址歷史評估(Historical Site Assessment)進行判定，包括：是否曾經有放射性物質的使用紀錄、當前或先前用途(例如是否曾用於放射性處理)、流程知識、初步或前哨調查結果(Preliminary or Sentinel Surveys)、工程判斷(Engineering Judgment)。該調查設計指引主要係針對 β/γ 輻射輻射污染的測量，如果區域有 α 放射性污染的歷史記錄，或有 α 污染的可能性，則應加入 α 掃描與測量。

3.4.3.2 測量指引

附表 B M&E 無條件解除管制調查之測量指引

測量方法	儀器與偵檢器型號	鑑別閾值 (MDC)	背景測量 (Bkgd)	測量指導 (Survey Guidance)	行動基準 (Action Level)
β 掃描	Ludlum 2350 (43-68, 43-37, 43-93 偵檢器)	5,000 dpm/100 cm ²	依代表性測點平均值	1/4 英吋距離；1 探測器寬度/秒掃描；發現異常時標記	超過掃描警報閾值
β 直接靜態測量	Ludlum 2350 (43-68, 43-37, 43-93 偵檢器)	5,000 dpm/100 cm ²	依代表性測點平均值	1/4 英吋距離；1 分鐘靜態測量提高靈敏度	超過背景值
擦拭取樣	Tennelec 3030P	依儀器背景與 L _d 值		擦拭表面以檢測可移除污染，獨立於靜態測量外進行	擦拭結果 > L _d
加馬能譜分析	ISOCS, LabSOCS, Inspector	有無測得關注核種	0.1 mR/hr	針對低活度污染或核種鑑別，現場或實驗室分析	發現關注核種
塑型閃爍偵檢器	Ludlum Model 54	依校正後之警報設定值		針對高活度物品進行快速掃描	超過警報設定值

Zion 核電廠提供了 M&E 無條件解除管制調查的測量標準與指引，涵蓋了輻射偵測儀器與偵檢器的選用、背景測量的建立、以及行動基準的設定等，如附表 B 所示，用以確保 M&E 可符合輻射安全要求，進而允許解除管制。表格中詳細規範了 M&E 無條件解除管制調查的測量方法、儀器探頭型號、鑑別閾值(MDC)、背景測量(Bkgd)、調查指導(Survey Guidance) 及行動基準(Action Level)。以下針對各欄位進行詳細解析：

- (1) 測量方法：進行 M&E 調查時，需視情況使用不同的測量方法，包括β掃描、β直接靜態測量、擦拭取樣、γ能譜分析、塑型閃爍偵檢器。β掃描係利用β射線探測儀進行表面污染篩選，以掃描的方式尋找污染熱點。β直接靜態測量則可對可疑區域進行靜態測量，透過較長的測量時間提高檢測靈敏度。擦拭取樣則以擦拭布檢測可移除污染，通常與β掃描併用。γ能譜分析利用高純鍍偵檢器或其它γ射線偵檢技術進行放射性核種分析，適用於較低濃度污染測試或特定核種鑑別。塑型閃爍偵檢器則用於檢測較高放射性活度的物品或材料。

- (2) 儀器與偵檢器型號：針對不同的輻射或測量方法必須使用特定的儀器與偵檢器，附表 B 中則對應測量方法列出其所使用的儀器與偵檢器型號。
- (3) 鑑別閾值(Discrimination Limit, MDC)：針對 β 掃描與 β 直接靜態測量，MDC 的標準主要以 5,000 dpm/100 cm² 作為基準。針對擦拭取樣，MDC 依儀器背景與檢測限值 L_d 值決定 ($L_d=3+4.65\sqrt{\text{background}}$)。針對加馬能譜分析，則以分析中有無測得關注核種而定。塑型閃爍偵檢器則以偵檢器校正後設置的警報值為主。註：這裡使用的檢測限值 L_d (意同前述的 S_C)公式，是輻射量測中的 Currie 經驗公式(參照 <https://pubs.acs.org/doi/10.1021/ac60259a007>)，這樣設定是「極低假陽性率」($\alpha\approx 0.001$ ，很難誤判為檢出)，但允許約 5%的假陰性($\beta\approx 0.05$ ，小機率漏檢)，通常用在環境監測或除役解除管制的輻射偵測中，強調「高信賴、不誤檢」的情境。
- (4) 背景測量(Bkgd)：背景數值由 5 個代表性測點的平均值決定，需依測量區域的材料特性進行特定調整，以避免誤判。擦拭取樣的背景則由儀器本身的背景與檢測限值 L_d 來決定。
- (5) 測量指導(Survey Guidance)：
- β 掃描：探測器需維持距離檢測表面 1/4 英吋。掃描速度為 1 探測器寬度/秒，以確保準確性。在表面不平整處，需適當降低掃描速度。若音頻反應明顯增強，表示可能存在輻射污染，應標記位置並記錄最高讀數。
 - β 直接靜態測量：針對掃描時發現的高輻射點，進行 1 分鐘靜態測量，以提高檢測靈敏度。探測器需與表面保持 1/4 英吋距離。
 - 擦拭取樣：在 β 直接靜態測量後，額外進行擦拭取樣，以確認可移除污染。需獨立於靜態測量外進行，並可能根據需要增加取樣點。
 - 加馬能譜分析：若檢測區域或物品放射性活度較低但仍需進一步確認，則可透過現場(*in situ*) γ 能譜分析或實驗室分析來確定核種與活度。
 - 塑型閃爍偵檢器：針對放射性活度較高的物品，進行整體檢測，作為解除

管制前的前置條件。

- (6) 行動基準(Action Level)：不同的測量方法對應不同的行動基準，如附表 B 所示。當測量結果超過特定行動基準時，需進一步補充調查或採取適當措施，確保最終解除管制的 M&E 不帶有可檢測的輻射污染。

附表 1 次級側區域/結構拆除解除管制申請表

D&D/Construction Group Request for Survey		
Demolition Work Package #: _____ Scheduled Demolition Date: _____		
Area/Structure to be Demolished: _____ _____		
Waste Disposition: _____ _____		
Waste Disposition: _____ _____		
_____		_____
Cold and Dark Manager		Date
Site Characterization/License Termination Group Actions		
Indicate the appropriate response below		
Area/Structure survey completed on: _____	_____ (signature)	_____ (date)
Data reviewed by Radiological Engineer/Field Supervisor:	_____ (signature)	_____ (date)
Data reviewed by MARSAME Manager:	_____ (signature)	_____ (date)

Site Characterization/License Termination Group Response
<input type="checkbox"/> The area(s)/structure(s) listed above do not meet the criteria to be released for demolition because: <input type="checkbox"/> The area(s)/structure(s) listed above are released for demolition with the following restrictions: <ul style="list-style-type: none"> <input type="checkbox"/> RP job coverage required <input type="checkbox"/> RWP required <input type="checkbox"/> Further surveys required during intermediate steps of demolition (attach requirements to this form) <input type="checkbox"/> No radioactive materials are to be stored in this area. <input type="checkbox"/> Special waste disposal or segregation methods required (attach requirements to this form) <input type="checkbox"/> Aggregate material generated during the demolition SHALL BE monitored (micro-R, truck monitor, etc.) prior to removal from the Zion Site. <input type="checkbox"/> Other: <input type="checkbox"/> The area(s)/structure(s) listed above are released for demolition with no restrictions.

Site Characterization/License Termination Manager

Signature/Date

Director Radiation Protection

Signature/Date

附表 3-1 M&E 調查計畫之封面與批准頁

MARSAME Plan #	Attachment 5 Survey Plan Page 1 of 10	ZS-LT-400-001-001 Revision 3 Information Use
----------------	--	--

Section 1: Cover Page and Approvals

Description of Survey Plan: (Structure)	
Description of Survey Plan: (M&E)	

Categorization: Impacted Non-Impacted (see section 6 for justification)

Survey Package Preparation

Prepared by: _____ Date: _____
Package Writer

Reviewed by: _____ Date: _____
MARSAME Manager

Approved by: _____ Date: _____
SC/LT Manager

Disposition Surveys

Individuals performing survey have read and understood this plan.

Performed by: _____ Date: _____

Performed by: _____ Date: _____

Performed by: _____ Date: _____

Reviewed by: _____ Date: _____
Field Supervisor

Review and Closeout

- Surveys for unconditional release demonstrate that there is no plant added radioactivity distinguishable from background.
- DOES NOT meet requirements for unconditional release. Area/Item has been removed, segregated, and controlled.

Approved by: _____ Date: _____
MARSAME Manager

Approved by: _____ Date: _____
RPM

附表 3-2 M&E 調查計畫之初始評估

MARSAME Plan #	Attachment 5 Survey Plan Page 2 of 10	ZS-LT-400-001-001 Revision 3 Information Use
----------------	---	--

Section 2 - Initial Assessment (IA):		
	Historical Info	
	HSA Classification	<input type="checkbox"/> Non-impacted <input type="checkbox"/> Class 1 <input type="checkbox"/> Class 2 <input type="checkbox"/> Class 3
	Process Knowledge	
	Visual Inspection	
	Sentinel Measurements:	<input type="checkbox"/> Yes <input type="checkbox"/> No
	Record Number / Identifier	
	Record Location	
	Preliminary Surveys:	<input type="checkbox"/> Yes <input type="checkbox"/> No
	Record Number / Identifier	
	Record Location	

附表 3-3 M&E 調查計畫之任務風險分析

MARSAME Plan #	Attachment 5 Survey Plan Page 3 of 10	ZS-LT-400-001-001 Revision 3 Information Use
----------------	---	--

Section 3 - Task Hazard Analysis:

Observed or Potential Hazards		
<input type="checkbox"/> - Heat Stress or stroke <input type="checkbox"/> - Cold work environment <input type="checkbox"/> - Stinging Insects <input type="checkbox"/> - Hazardous Plants/Animals <input type="checkbox"/> - Tripping Hazards <input type="checkbox"/> - Standing Water > 1 ft. deep <input type="checkbox"/> - Work @ height > 6 ft. <input type="checkbox"/> - Open excavations <input type="checkbox"/> - Fall hazards <input type="checkbox"/> - Other _____	<input type="checkbox"/> - Confined space <input type="checkbox"/> - Hazardous atmosphere <input type="checkbox"/> - Load bearing stresses <input type="checkbox"/> - Lack of structural integrity <input type="checkbox"/> - Release of stored energy (hydraulic, steam, etc.) <input type="checkbox"/> - Buried utilities <input type="checkbox"/> - Overhead power lines <input type="checkbox"/> - Other _____	<input type="checkbox"/> -Kinetic energy sources (moving equipment) <input type="checkbox"/> - Vehicle traffic <input type="checkbox"/> - Overhead piping or components <input type="checkbox"/> - Exposed electric <input type="checkbox"/> - Sharp objects/surfaces <input type="checkbox"/> - Falling objects <input type="checkbox"/> - Other _____ <input type="checkbox"/> - Other _____
Walk-Down:	<input type="checkbox"/> Performed <input type="checkbox"/> Not-Performed	<hr/> (Name) <hr/> (Date)
Notes/drawings from Walk-down		

附表 3-4 M&E 調查計畫之物理屬性分析

MARSAME Plan #	Attachment 5 Survey Plan Page 4 of 10	ZS-LT-400-001-001 Revision 3 Information Use
----------------	---	--

Section 4 - Physical Attributes:			
		Example Information	M&E Information
Dimensions:		Size (total mass)	
		Shape (total surface area)	
	<input type="checkbox"/> Yes <input type="checkbox"/> No	Are there issues with size or shape that affect how the M&E should be handled?	
Complexity:	<input type="checkbox"/> Yes <input type="checkbox"/> No	Is additional segregation required?	
	<input type="checkbox"/> Yes <input type="checkbox"/> No	Is disassembly required?	
	<input type="checkbox"/> Yes <input type="checkbox"/> No	Are engineering controls needed to prevent release of materials?	
	<input type="checkbox"/> Yes <input type="checkbox"/> No	Are there multiple component materials in the M&E?	
	<input type="checkbox"/> Yes <input type="checkbox"/> No	Are material specific background measurements required?	
Accessibility:	<input type="checkbox"/> Yes <input type="checkbox"/> No	Are there issues with size or shape that limit accessibility?	
	<input type="checkbox"/> Yes <input type="checkbox"/> No	Are there porous surfaces?	
	<input type="checkbox"/> Yes <input type="checkbox"/> No	Are there seams, ruptures, or corroded areas where radioactivity could penetrate to difficult-to-measure areas?	
	<input type="checkbox"/> Yes <input type="checkbox"/> No	Are there painted surfaces that could have activity below the paint?	
	<input type="checkbox"/> Yes <input type="checkbox"/> No	Other surface conditions that could affect the measurements (smooth, pitted, corroded and or pitted, porous wood, etc.)?	
Inherent Value:	<input type="checkbox"/> Yes <input type="checkbox"/> No	Can the M&E be reused or recycled?	
	<input type="checkbox"/> Yes <input type="checkbox"/> No	What are recycling and disposal costs?	

附表 3-5 M&E 調查計畫之處置調查設計

MARSAME Plan #	Attachment 5 Survey Plan Page 5 of 10	ZS-LT-400-001-001 Revision 3 Information Use
----------------	---	--

Section 5 - Radiological Attributes:		
	See TSD 11-002, Section 4.1.3.2.2	
	Other	
Section 6 - Disposition Survey Design		
	Survey Unit Boundaries	
Final Segregation Location:		
	Final Classification:	<input type="checkbox"/> Non-impacted <input type="checkbox"/> Class 1 <input type="checkbox"/> Class 2 <input type="checkbox"/> Class 3
M&E Classification Justification:		
	Disposition Option	Alternative Actions
<input type="checkbox"/>	Unrestricted release for disposal (M&E free release and disposal as municipal waste)	<input type="checkbox"/> <input type="checkbox"/> <input type="checkbox"/>
<input type="checkbox"/>	Release for Recycle (Recycle without radiological controls)	<input type="checkbox"/> <input type="checkbox"/> <input type="checkbox"/>
<input type="checkbox"/>	Release for Reuse (Reuse without radiological controls)	<input type="checkbox"/> <input type="checkbox"/>

附表 3-6 M&E 調查計畫制定

MARSAME Plan #	Attachment 5 Survey Plan Page 6 of 10	ZS-LT-400-001-001 Revision 3 Information Use
----------------	--	--

**Section 7 - Survey Plan Development
Survey Requirements**

% Scan Coverage / # survey locations.	Number and Type of Measurement	Instrument / Probe Model Number	Discrimination Limit (MDC)	Maximum BKGD	Action Level

Quality Control

Type of Measurement	Number or percent of QC measurements	Specific Items or Locations (If Required)
Beta scan*		
Beta direct*		
Beta disc smear*		

***QC measurements should be independent from the original technician that performed the survey and use a different instrument.**

Survey Plan Instructions:

Background Determination, Scan and Static Alarm Set Points

Item/Location Survey Instruction

QC Instructions

附表 3-7 M&E 調查計畫之調查結果、註解與數據評估

MARSAME Plan #	Attachment 5 Survey Plan Page 10 of 10	ZS-LT-400-001-001 Revision 3 Information Use
----------------	--	--

Section 8 - Survey Results

Survey Results Attached

Section 9 - Comments (See Survey Results)

Section 10 - Data Assessment:

- Data review performed and documented on survey results Yes No
- Review and approve Attachment 12 Yes No
- Approve partial release of M&E via ZS-WM-135 Attachment 1 Yes No
- Analysis of difference between planned % and actual Yes No
- Determination of locations with potential plant-derived activity distinguishable from background Yes No
- Results of direct surveys to confirm presence of fixed contamination Yes No
- Elevated Radioactivity Identified? Yes No
- Remediation Performed? Yes No
- Deviation from Survey Plan? Yes No
- Special Comments Required? Yes No

Lessons learned: what went right, what needs to be changed

3.5 台電核一廠汽機廠房主發電機相關設備離廠偵檢作業方案

本節簡單摘要台電核一廠汽機廠房主發電機相關設備離廠偵檢作業方案，並且討論方案優缺點，及其與 MARSAME 方法論的結合應用完整性。

3.5.1 方案摘要

一、目的與適用範圍

方案針對汽機廠房 1、2 號主發電機、勵磁機、AVR(Automatic Voltage Regulator)、IPB(Isolation Phase Bus)、封油系統、主/輔變壓器、冷凝水泵馬達等設備，進行放射性污染偵檢與離廠確認，目標為確認設備是否符合可作為「一般事業廢棄物」處理的條件，達成放射性廢棄物減量。方案依據 MARSAME 手冊及多項國際與國內法規標準制定，並需經核安會核准後執行。

二、廢棄物來源與污染潛勢

設備來源：包含主發電機、勵磁機、AVR、IPB、冷凝水泵馬達、主輔變壓器等 10 大類。多數設備與一次系統有物理隔離，但仍屬「受輻射影響」物品。

污染潛勢：污染形式以「表面非固著性污染」為主，多為空氣中懸浮微粒或過往輻射作業沉積，僅少部分需評估比活度或天然核種(NORM)問題。

三、管理分工與品質保證系統

1. 管理架構

由廠長總指揮，核安處統整規劃，現場執行由機務課、保健物理組、品質保證組、廢料管理組分工進行。

2. 品保機制

包含自主量測、抽驗、獨立查核三道程序。關鍵階段設有管制點(Hold Point)，如切割後、除污後、進倉前、離廠前。

3. 料帳追蹤

每件物品設有唯一編號與標示卡，記錄來源、量測結果與去向，確保可追溯

性。

四、初步評估與拆除策略

1. 預篩作業：

依據現場目視、作業紀錄與預先掃描結果進行污染潛勢評估。

2. 除污與切割：

拆除前進行「表面乾式除污」，將設備切割為可進入量測儀器之尺寸，並避免交叉污染(使用封套包裝、污染控制區分)。

五、分流分類作業

依 MARSAME 指引進行分類：

- Class 1：污染可能性高，需全面掃描。
- Class 2：中度污染可能，需進行手持儀器定點測量。
- Class 3：污染可能性低，簡易篩檢，進行快速掃描後評估。

篩檢依照劑量率判定(小於 0.2 $\mu\text{Sv/h}$ 視為表明未受污染或污染可忽略)

六、量測技術與品質保證

1. 偵檢技術的分類

(1) 箱型活度偵檢器(含鉛屏蔽與多面閃爍計數器)，應用範圍為評估小型物件比活度(Bq/kg)。

(2) 手持式 α/β 探測器(BP17B/BP19BD)，應用範圍為表面活度(dpm/100cm²)量測。

(3) 表面拭跡法(拭布+低背景 α/β 計數器)，應用範圍為可移除性污染評估。

2. 偵檢參數設定

各設備預設 14 點量測，依 MARSAME 統計基準設計(Sign Test, $\alpha=\beta=5\%$)。

所有偵測系統具 MDC(最小可檢出活度)與 MDCR(最小可鑑別活度濃度)驗證。

若偵測值小於 MDC，即視為不可鑑別之非污染物。

3. 不確定度與品保

採用擴充不確定度(k=2)納入評估結果，所有儀器校正頻率每年一次，使用

TAF 或原能會(核安會)認可實驗室，同一物件可接受多種量測方法交叉驗證。

七、量測技術與品質保證

1. 評定標準

表面活度標準依「CNS13803」或 IAEA RS-G-1.7(如 Co-60 為 0.4 Bq/cm²)。可移除污染不得超過表面活度標準 10%。若為 NORM，應進行 γ 能譜鑑別核種後依「天然放射性物質管理辦法」進行評定。

2. 劑量評估

離廠物品應保證最終對公眾劑量貢獻 < 0.1 mSv/y(參考 IAEA SS115)²⁹。實際考量曝露途徑(再利用、焚化、掩埋、金屬回收)與通用參數進行年劑量評估模型運算。

八、離廠流程與料帳管理

1. 離廠流程

- 切割後初評：分級判定、除污、標示。
- 進入量測：依據物件選擇量測方式(箱內或表面偵測)，如表 3.18 所示。

表 3.18 台電程序書各設備類別所對應的偵檢分級與預設偵檢方式/儀器

設備類別	偵檢分級	預設偵檢方式	對應儀器
主發電機/勵磁機	Class 3	手持儀器定點量測	BP17B、BP19BD
自動電壓調整器 (Automatic Voltage Regulator, AVR)	Class 3	手持儀器定點量測	BP17B
隔相匯流排含冷卻風扇 (Isolation Phase Bus Duct, IPB)	Class 3	手持儀器定點量測	BP19BD
封油系統	Class 3	拭跡法+表面掃描	低背景 α/β 計數器

²⁹ International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, Safety Series No.115 (1996),

https://gnsn.iaea.org/Superseded%20Safety%20Standards/Safety_Series_115_1996_Pub996_EN.pdf

主/輔變壓器	Class 3	箱型活度偵檢器	WCM-10PC 箱型活度偵檢器
冷凝水泵馬達	Class 3	表面掃描+拭跡法	BP17B+拭布

- 資料彙整：含量測紀錄、合格比對、不確定度計算。
- 物品歸類：可外釋(一般廢棄物)、回收(再利用)；不可外釋(暫存待後續處理)。

2. 料帳制度：

每一物件具唯一編號與隨行卡，包含來源、分類、量測方式、值、分析日期、負責人等欄位。設定「關鍵點」需由核安處驗證(含量測過程)以確認所有資料，完成合格文件查驗。

3.5.2 台電方案優缺點與 MARSAME 方法論的應用完整性討論

本方案在制度設計與技術方法方面，具備充分實務應用的成熟度，具有參考價值，對國內後續核電除役設備離廠作業提供良好範例。就目前所見之作業辦法與程序書，我們可以列出幾項優點與缺點，作為其他設備與物件離廠作業程序的參考。

1. 優點

在技術面上，本方案採用多元偵檢技術，同時使用箱型偵檢器、手持式/探測器與拭跡法，可以適應不同設備形態與污染型態，靈活性高。採用國際指引 MARSAME 與統計方法，每件物品至少布點 14 處並使用 Sign Test($\alpha=\beta=0.05$)設計，具有統計代表性，並具備不確定度分析與最小可測限值(MDC)考量，符合測量科學標準。

在管理面上，明確設計 Hold Point(管制點)制度，包含切割後、除污後、進倉前、離廠前，確保關鍵節點經管制單位確認；每件物品均編列追蹤編號與記錄卡，可追溯來源、測值、責任人與最終去向，料帳制度尚稱完善。

就引用的標準來說，是引用 IAEA RS-G-1.7 (IAEA GSG-18)、CNS 13803，包括劑量基準(0.1 mSv/y)與表面活度限值，與國際標準接軌，並且對 NORM 有明確的辨識機制(要求額外進行 γ 能譜分析避免天然核種誤判)，保障離廠合規性。

整體方案的分類邏輯清楚(Class 1-3)並與作業流程連結，根據污染潛勢簡化作業，使大多數設備可採快速流程進行偵檢作業後離廠，提高效率。

2. 缺點與可改進處

(此部分可能係依據實務執行面的考量而做的取捨，在合理條件下可有彈性空間，依照現場狀況進行調整。)

在量測技術方面，未能提及高解析度能譜儀(HPGe)進行核種辨識，特別是 NORM 或複合污染設備上，可能影響精確度；而對於箱型偵檢器的應用方面，未能提及容積效應、屏蔽效應與空間幾何條件等資訊，也未說明校正與誤差處理方式。(註：相關資訊可能在其與儀器有關之程序書中，這裡是單就本文件所提之參考分析。)

在管理面上，似未提及「平行量測」、「盲樣驗證」等第三方品管措施，可能降低公眾對整個離廠作業的信賴度，相關抽樣驗證宜涵蓋量測資料、核種分析與離廠判定的流程和結果。

另外，缺少電子/數位化量測紀錄的相關機制說明，如果可能的話，宜儘早規劃如何對外公開量測結果、核種分析與離廠依據，完備公眾風險溝通與資訊揭露的策略。

3. 採用 MARSAME 方法論的應用完整性

台電這份離廠偵檢作業方案雖宣稱參考 MARSAME 架構，但實際僅在表面流程套用部分名詞，對統計邏輯、決策理據、參數設計、抽樣架構與資料驗證等關鍵內容著墨較少，從程序書中未能明確揭露與 MARSAME 的幾個主要步驟(規劃、執行、評估、決策)的對應關係，而其污染等級分類的依據似乎也有別於 MARSAME 中對不同 class 的分級定義(依據是否可能超越行動基準與背景值的

可能性)。

此外，應用 MARSAME 有其基礎的統計邏輯，Humboldt Bay 和 Zion 電廠的相關程序書中都有提及明確的決策支援框架，如同 MARSAME 強調「需建立明確決策問題與目標」的 DQA(Data Quality Assessment)步驟，而台電方案僅以「是否可離廠」簡略呈現，偵檢作業程序的設計邏輯比較隱晦不明，雖然在 D907.2 及 D907.3 的程序書中有補充提及其統計邏輯與技術細節說明，但重點的 S_C (關鍵值)、 S_D (最小可偵測信號)以及與這兩個重點決策門檻值息息相關的背景值如何取得，在偵檢作業方案裡面都沒有提到，是比較可惜之處，台電方案只有 MDCR 和 MDC 這兩個掃描門檻，而掃描門檻的統計基礎是不如定點(靜態)量測的。

而從 S_C 和 S_D 這兩個重要門檻的推導及相關公式，可以顯示調查計畫的統計邏輯，包含其虛無假設及所對應使用的 Scenario； S_C 和 S_D 的差距(或比值)，係關聯於相對偏移量，與調查計畫的檢定力有直接關聯性，台電方案中雖有提及相對偏移量的推導，但在實務上，因 S_C 和 S_D 亦是重要的污染存在與否的判定條件，即使行動基準(離廠條件)已經高於它們，在偵測過程中亦可對物件進行「有污染但未超標」等的細節紀錄，而不是僅止於紀錄可離廠或不可離廠的單調資訊，在審查或驗證上會增加判定的難度。

表 3.19 為台電方案對應 MARSAME 核心原則之各項評估項目與相關說明，表中顯示可能的改善空間，但就現況來說，它已經是一套可以具體實現的離廠作業程序，對國內後續核電除役設備離廠作業提供良好範例。

表 3.19 台電離廠作業方案對應 MARSAME 核心原則之評估

評估項目	MARSAME 核心原則	台電方案現況	說明
決策支援框架 (DQA)	建立明確決策問題與目標	僅以「是否可離廠」簡略呈現	宜進一步明確化 DQA 步驟結構(從決策問題的假設開始)
污染潛勢分級	使用 Class 1-3 並應搭配預期污染潛勢分析(與行動基準和背景值)	有分類 Class 1-3，但分級依據偏向劑量率而非來源分析	邏輯略顯簡化

	比較)		
偵檢設計	規劃代表性抽樣與統計檢定	有引用 Sign Test 並指出使用樣本數 14 的依據	可再強化統計邏輯說明
統計檢定方法	明列使用 Sign Test 或 WRS Test 並需進行相關推導	提及 Sign Test，補充說明提及其依據 MARSAME 表 7.1	可簡述應用 Sign Test 的流程 (實際範例或公式輔助)
錯誤機率設計	明確 α/β 設定 (通常為 0.05/0.10~0.25)	程序書中有列 $\alpha = \beta = 0.05$	建議補充檢定力驗證與評估
MDC / S_C / S_D 計算依據	建議明列偵測能力與比較門檻公式	僅列出 MDCR 與 MDC 計算公式	建議補充 S_C / S_D 計算公式
資訊揭露與第三方驗證	建議納入平行樣本、盲樣、外部稽核	無第三方品保程序相關機制的說明	公信力與透明性仍待強化

由於台電核一廠是我國首座進行除役的核能電廠，即使是美國已經完成數座核設施除役，在除役過程的也是會遇到許多實務上的問題，而且國情不同、制度不同，相關規範也許不能一體適用，因此我國也不一定需要完全參照 MARSAME，在實務應用上仍需保留彈性空間，以除役安全為第一考量。

3.6 Humboldt Bay MARSAME 調查計畫程序 / Zion 無條件外釋程序書 / 台電汽機廠房離廠程序書三方綜合比較分析

3.6.1 Humboldt Bay 電廠物質與設備處置程序與台電核一廠汽機廠房設備離廠

偵檢作業方案的比較

3.6.1.1 綜合比較

以下針對美國 Humboldt Bay 電廠材料與設備處置程序與台電核一廠汽機廠房設備離廠偵檢作業方案兩份文件內容，進行分析比較。

表 3.20 Humboldt Bay 程序書與台電方案之綜合比較

比較項目	Humboldt Bay 電廠	台電核一廠
依據標準	MARSAME (NUREG-1575, Supp.1)	MARSAME 為主，結合 IAEA、NRC、MARSSIM、台灣本地法規
目標	決定 M&E 是否可放行、掩埋或繼續管理	針對受輻射影響之設備進行偵測與放行判定，以利再利用或清運
適用範圍	所有具潛在輻射影響的材料與設備(含 RCA 內)	2 號汽機廠房及相關主發電機、輔助設備，僅表面受污染者
初始評估內容	操作紀錄、視覺檢查、事件紀錄、哨兵量測	視覺檢查、歷史紀錄、流程知識、哨兵量測（更強調本地作業經驗）
分類方法	Impacted/Non-impacted	相同分類，明確對應 $\mu\text{Sv/h}$ 劑量率(<0.2、0.2~2、>2)
分級 (Class 1-3)依據	根據污染潛勢與資訊完整性	細化為結合初始評估 + 初步篩檢結果，依劑量率明確定義
測量方法	可用掃描、靜態測量、拭跡法；需符合 DQO、MQO	結合靜態量測（箱型活度）、表面污染測量與拭跡法，設點 ≥ 14 、公式明確
決策規則	若符合 MQO + DQA 即可放行	若合格即可回收/再用；不符可簡單除污後複測，仍不符則暫存
記錄與管理	永久記錄，由 RP 部門歸檔	建立完整料帳與隨行卡制度，防止交叉污染並強化追蹤管理
程序特色	遵循 MARSAME 精神，程序彈性高	強調在地實務、明確數據門檻與分工制度，設三階段作業邏輯

表 3.20 為二者的綜合比較表。可從表中大致看出二者的差異性，再進一步的進行細部分析比較，各項目的比較結果除文字說明外，亦製表呈現。

1. 目的 (Objective)

Humboldt Bay 電廠程序書的核心目的是建立依據 MARSAME 的標準化程序，以外釋或處置潛在放射性污染的材料與設備，強調程序設計、調查與決策的一致性。台電核一廠程序書的核心目的則是支援除役作業，針對拆除設備進行輻射調查，若合格即轉為一般事業廢棄物離廠，減少放射性廢棄物總量，明確與減廢目標連結，目標導向強、具有操作實效。

表 3.21 Humboldt Bay 程序書與台電方案之目的比較

項目	Humboldt Bay 電廠	台電核一廠
目的	建立依據 MARSAME 的標準化程序，以外釋或處置潛在放射性污染的材料與設備。	支援除役作業，針對拆除設備進行放射性偵測，若合格即轉為一般事業廢棄物離廠，減少放射性廢棄物總量。
特點	強調程序設計、調查與決策一致性。	明確與減廢目標連結，目標導向強、具操作實效。

2. 適用範圍 (Scope)

Humboldt Bay 電廠程序書的適用對象包含所有潛在受輻射影響之材料與設備，包括金屬、混凝土、工具、管線、家具、碎石與污泥等，涵蓋 RCA 區域設備，基於 MARSAME 分級與歷史紀錄分析為分類依據。台電核一廠程序書僅針對汽機廠房中主發電機、變壓器、泵浦等拆除設備，特別是已確認僅具表面污染潛勢者，範圍也僅適用於非核燃料接觸設備(如輔助電力系統)，不含反應器區域物件，限於初評為外部表面污染且可除污者、內部無污染疑慮才納入。

表 3.22 Humboldt Bay 程序書與台電方案之適用範圍比較

項目	Humboldt Bay 電廠	台電核一廠
適用對象	所有潛在受輻射影響之材料與設備，包括金屬、混凝土、工具、管線、家具、碎石與污泥等。	針對汽機廠房中主發電機、變壓器、泵浦等拆除設備，特別是已確認僅具表面污染潛勢者。
控制區域	含 RCA 區域設備。	適用於非核燃料接觸設備(如輔助電力系統)，不含反應器區域物件。
管控基準	基於 MARSAME 分級與歷史紀錄分析為分類依據。	限於初評為外部表面污染且可除污者；內部無污染疑慮才納入。

3. 標準與依據 (Standards and References)

Humboldt Bay 電廠的核心依據在文件中主要為 NUREG-1575，即 MARSSIM 和 MARSAME 這 2 大美國核能標準文件，台電核一廠則同樣以 MARSAME 為核心，但結合 IAEA 安全準則(如 RS-G-1.7/GSG-18)、NRC HPPOS(Health Physics

Positions)文件(如 HPPOS-071³⁰, 072³¹, 073³²)、以及台灣核安會與環保法規，包含近 30 條國內外法規、技術規範與經驗案例，並含 Zion、Humboldt Bay 等電廠資料。

表 3.23 Humboldt Bay 程序書與台電方案之標準與依據比較

項目	Humboldt Bay 電廠	台電核一廠
核心依據	NUREG-1575 Supplement 1 (MARSAME)、NUREG-1575 (MARSSIM)。	以 MARSAME 為核心，結合 IAEA 安全準則(如 RS-G-1.7/GSG-18)、NRC 文件(如 HPPOS-071, 072, 073)、以及台灣核安會與環保法規。
完整性	僅美國標準。	除美國標準外，尚有 IAEA 及國內相關法規、技術規範等。

4. 作業流程重點 (Key Operational Process)

兩個電廠同樣依據 MARSAME 方法論的精神制定作業流程，在初始評估部分，Humboldt Bay 電廠依據標準的操作紀錄審查、視覺檢查、事件報告、哨兵量測等流程，台電則加入了加入流程知識分析、分類依據為 $\mu\text{Sv/h}$ 劑量率($\geq 0.2\mu\text{Sv/h}$ 視為可能受污染)，在分類分級方面，Humboldt Bay 電廠也是標準的非受影響區/受影響區(Class 1-3)，台電除採用相同分類方式外，也明確定義 $>2\mu\text{Sv/h}$ 為 Class 1，並且搭配除污、切割策略設計。在量測方式部分，Humboldt Bay 電廠採掃描與靜態測量，可包含擦拭；依據 MQO 計算 MDC 等指標。台電的做法則是加入箱型活度測量、手持儀器靜態點測(≥ 14 點)、掃描配警報閾值設置；更細緻規劃多儀器配用。在決策邏輯上，Humboldt Bay 電廠經 DQA 後進行處理決策(disposition decision，如外釋、封存、掩埋)，台電則有三階段流程，包括：初步篩檢→監測

³⁰ NRC, "Control of Radioactively Contaminated Material," HPPOS-071 PDR-9111210163, <https://www.nrc.gov/about-nrc/radiation/protects-you/hppos/hppos071>

³¹ NRC, "Guide on "How Hard You Have to Look" as Part of Radioactive Contamination Control Program," HPPOS-072 PDR-9111210170, <https://www.nrc.gov/about-nrc/radiation/protects-you/hppos/hppos072>

³² NRC, "Surveys of Wastes from Nuclear Reactor Facilities Before Disposal," HPPOS-073 PDR-9111210176, <https://www.nrc.gov/about-nrc/radiation/protects-you/hppos/hppos073>

區偵測→離廠最終合格確認，流程更細緻且具判斷節點。

表 3.24 Humboldt Bay 程序書與台電方案之作業流程比較

項目	Humboldt Bay 電廠	台電核一廠
初始評估	操作紀錄審查、視覺檢查、事件報告、哨兵量測。	加入流程知識分析、分類依據 $\mu\text{Sv/h}$ 劑量率 ($\geq 0.2\mu\text{Sv/h}$ 視為可能受污染)。
分類與分級	非受影響區/受影響區(Class 1-3)。	分類方式相同，但定義明確(如 $>2\mu\text{Sv/h}$ 為 Class 1)。 搭配除污、切割策略設計。
量測方式	掃描與靜態測量，(可)包含擦拭。 依據 MQO 計算 MDC 等指標。	加入箱型活度測量、手持儀器靜態點測(≥ 14 點)、掃描配警報閾值設置；更細緻規劃多儀器配用。
決策邏輯	經 DQA 後進行處理決策(如外釋、封存、掩埋)。	三階段流程：初步篩檢 → 監測區偵測 → 離廠最終合格確認。

5. 責任分工 (Organizational Responsibilities)

Humboldt Bay 電廠責任分工的主要部門是輻射防護(Radiation Protection, RP)，負責調查執行與紀錄維護，由 RP 技術員執行調查、分類、量測與記錄，由單一部門負責的權責集中，彈性高，但相當依賴相關人員的專業經驗。台電核一廠的責任分工下，包含許多不同單位，由廠長/副廠長總體監督，下設保健物理組、品質組、廢料處理組、供應組與稽查單位，明確界定除污單位、偵檢人員訓練要求、品質查驗與稽查機制。各部門權責分明，由多單位參與協調，可強化程序稽核性與文件一致性。

表 3.25 Humboldt Bay 程序書與台電方案之責任分工比較

項目	Humboldt Bay 電廠	台電核一廠
主要部門	Radiation Protection (RP)部門負責執行與紀錄維護。	廠長/副廠長總體監督，下設保健物理組、品質組、廢料處理組、供應組與稽查單位。
技術角色	由 RP 技術員執行調查、分類、量測與記錄。	明確界定除污單位、偵檢人員訓練要求、品質查驗與稽查機制。
特色	權責集中，彈性高但依賴專業經驗。	權責分明，多單位參與協調，可強化程序稽核性與文件一致性。

6. 特別注意事項 (Special Notes)

由於 Humboldt Bay 電廠程序書是屬於通則性質，並沒有依照區域特性或特定目標對象設計特化程序或規範，基於 MARSAME 方法論為核心精神，標榜彈性設計，強調 DQO/MQO 的定義需根據場址或不同偵檢包屬性調整，另有特別指出保存完整記錄的重要性。台電程序書有特別強調非固著性污染控制、天然核種干擾排除(使用 γ 能譜)、避免交叉污染、擦拭測試前後再確認等實務上需要重視的項目，明確設定國內背景輻射參考(0.2 $\mu\text{Sv/h}$)、針對特定儀器校準值設警報門檻，明訂抽樣布點與統計檢定要求。

表 3.26 Humboldt Bay 程序書與台電方案之特別注意事項比較

項目	Humboldt Bay 電廠	台電核一廠
強調事項	彈性設計與 DQO/MQO 的定義需根據場址調整；需保存完整記錄。	特別強調非固著性污染控制、天然核種干擾排除(使用 γ 能譜)、避免交叉污染、擦拭測試前後再確認等。
本地化調整	無本地化內容，文件屬於通則。	明確設定國內背景輻射參考(0.2 $\mu\text{Sv/h}$)、針對特定儀器校準值設警報門檻，明訂抽樣布點與統計檢定要求。

7. 調查外釋標準 (Release Criteria)

Humboldt Bay 程序書的外釋門檻，係根據 DQA 達成標準，並未明列數值，若達 DQO 則可外釋，不符者視為受影響，根據各偵檢包指定行動基準。台電程序書則針對汽機廠房主發電機相關設備明列 α/β 表面污染限值、比活度門檻、劑量率，量測結果若加上擴充不確定度後仍符合標準則可離廠，否則需除污再測、仍不合格則暫存，使用的每種儀器方法皆附最小偵測能力與範例公式，提升實務上的可操作性。

表 3.27 Humboldt Bay 程序書與台電方案之調查外釋標準比較

項目	Humboldt Bay 電廠	台電核一廠
外釋門檻	根據 DQA 達成標準(未明列數值)	明列 α/β 表面污染限值、比活度門檻、劑量率。
合格與否的決策	若達 DQO→可外釋，不符者視為受影響。	量測結果若加上擴充不確定度後仍符合標準→可離廠；否則需除污再測、仍不合格則暫存。
數值依據	根據各偵檢包指定行動基準，通則內未提供具體例值。	每種儀器方法皆附最小偵測能力與範例公式，提升可操作性。

3.6.1.2 分析討論

1. 程序層次與彈性 vs 在地化細節

Humboldt Bay 文件強調 MARSAME 架構與彈性實作，適合不同場址自行定義放行策略。台電方案將彈性制度具體化為三階段操作(初篩→符合監測區標準→離廠最終判定)，並加入對可再使用/回收/暫存的分類。

2. 量測與品質目標設定

Humboldt Bay 強調 DQO、MQO、DQA 等標準流程與統計評估，但較少具體儀器/方法說明。主因在於這是一份通則，具體儀器方法說明應該詳列在通則下方的各偵檢包(Survey Package)裡面。

台電具體列出：

- MDC、MDCR 最低可測值；
- 公式計算(如表面污染 Bq/cm^2)；

並且使用至少 14 點布點統計依據，參考 MARSSIM 的 Sign Test 設計。

3. 管理體系與審查

Humboldt Bay 文件簡化管理描述，主要由 Radiation Protection 負責，台電有完整管理架構：廠長、副廠長、保健物理組、品質組、稽核單位、供應組… 等，責任分明並明訂查核點(Hold Points)。

4. 後續處置決策分類

Humboldt Bay 結果分為「可外釋」、「不可外釋」、「暫存／掩埋」。

台電依結果決策為：

- 合格→再使用(Reuse)或回收(Recycle)；
- 不合格→簡單除污→複測；
- 仍不合格→暫存。

3.6.1.3 綜合比較結論

Humboldt Bay 文件適合做為制度設計藍本，提供完整 MARSAME 流程與彈性參數選擇，台電方案則著重直接實施與現場指導，具操作性與落地邏輯，強化可稽查性與合規透明度，所以就制度完整性來說，Humboldt Bay 文件結構簡潔，流程為通用模版，台電則化為細部可操作內容，二者本質上是屬於不同層級的文件，具有一定程度的互補性，我們建議可用 Humboldt Bay 為理論參考，作為制度設計的參照架構，而台電為實務範例，為執行層面 SOP 示範，建立結合理論與操作的最佳實務。此外，台電方案將 MARSAME 理論「在地化」，加上國內背景值、檢測環境與回收機制，利於審查與落地執行，使得主管機關進行審查時較為便利。

3.6.2 Zion 核電廠無條件外釋程序書與台電核一廠汽機廠房設備離廠偵檢作業

方案的比較

3.6.2.1 綜合比較

下面針對美國 Zion 電廠無條件外釋程序書與台電核一廠汽機廠房設備離廠偵檢作業方案兩份文件內容，進行分析比較，各項目的比較結果除文字說明外，亦製表呈現。

(註：Zion 電廠的程序書和前述 Humboldt Bay 電廠程序書相較之下，更接近於台電核一廠汽機廠房設備離廠偵檢作業方案，但其對象目標仍然不像台電那麼特定，但也並非像前述 Humboldt Bay 電廠程序書屬於通案規範，所以在比較分析的項

目會略有差異，但我們盡量比較項目一致化，從目的、適用範圍、標準與依據、作業流程、責任份工、特別注意事項、外釋標準等面向進行比較，之後再在後續章節做一個三者共同的比較分析。)

1. 目的 (Objective)

兩個電廠都是基於 MARSAME 方法論，設置此調查程序，Zion 電廠程序書的主要目的為避免放射性物質不當外釋，建立一套受控程序對非 RCA 區之材料、設備與次要建物執行無條件外釋調查，內容也包括場內再利用(reuse)與離廠掩埋之可行性分析。台電核一廠係針對汽機廠房的大型機電設備執行合格放行偵測，以符合一般廢棄物處理條件，從而協助除役工程減量放射性廢棄物，同步達成拆除準備、暫存、回收與再利用流程的整合目標。

表 3.28 Zion 程序書與台電方案之目的比較

項目	Zion 電廠	台電核一廠
目的	為避免放射性物質不當外釋，建立一套受控程序對非 RCA 區之材料、設備與次要建物執行無條件外釋調查。	協助除役工程減量放射性廢棄物，針對大型機電設備執行合格放行偵測，以符合一般廢棄物處理條件。
特點	包括場內再利用(reuse)與離廠掩埋之可行性分析	明確與減廢目標連結，目標導向強、具操作實效。

2. 適用範圍 (Scope)

Zion 電廠的適用區域為非輻射管制(non-RCA)區內的次要建物、系統、雜項材料與設備(Secondary Side Structures & M&E)，但排除與反應爐主系統直接相關的設備及受嚴重污染的項目，概念上來說，只適用於初步分類為威脅風險低的項目，無條件外釋本來就不必要針對高輻射物件進行調查，而其所謂 non-RCA 區，也應該指得是某個用來執行輻射調查的特定區域。台電核一廠的適用區域就限縮在汽機廠房中的針對汽機廠房中主發電機、變壓器、泵浦等拆除設備，特別是已確認僅具表面污染潛勢者，也排除內部有放射性積存或活化疑慮之設備，台電作業程序中有特定離廠偵檢中心進行相關調查。

表 3.29 Zion 程序書與台電方案之適用範圍比較

項目	Zion 電廠	台電核一廠
適用區域	Non-RCA 區之次要建物、系統、雜項材料與設備(Secondary Side Structures & M&E)。	針對汽機廠房中主發電機、變壓器、泵浦等拆除設備，特別是已確認僅具表面污染潛勢者。
排除對象	與反應爐主系統直接相關之設備、受嚴重污染項目。	內部有放射性積存或活化疑慮之設備。

3. 標準與依據 (Standards and References)

Humboldt Bay 電廠的通則程序書內並未指明放行標準，而 Zion 電廠係針對特定目標區域與物件，所以有指出放行標準採用採用 NRC Circular 81-07 建議值(例如： β 掃描 5,000 dpm/100cm²)與自定 MDC 門檻，核心依據仍是採用 MARSAME 方法論。台電則是納入了 IAEA 及國內核安會與環保相關法規，對於汽機廠房相關設備明訂 α/β 表面污染、 $\mu\text{Sv/h}$ 劑量率、最小可偵測活度(MDC)，清楚界定偵檢合格的標準。

表 3.30 Zion 程序書與台電方案之標準與依據比較

項目	Zion 電廠	台電核一廠
核心依據	NUREG-1575 Supplement 1 (MARSAME)、NUREG-1575 (MARSSIM)。	以 MARSAME 為核心，結合 IAEA 安全準則(如 RS-G-1.7/GSG-18)、NRC 文件(如 HPPOS-071, 072, 073)、以及台灣核安會與環保法規。
完整性	僅美國標準。	除美國標準外，尚有 IAEA 及國內相關法規、技術規範等。
放行標準	採用 NRC Circular 81-07 建議值(例如： β 掃描 5,000 dpm/100cm ²)與自定 MDC 門檻。	明列 α/β 表面污染、 $\mu\text{Sv/h}$ 劑量率、最小可偵測活度(MDC)，清楚界定偵檢合格標準。

4. 作業流程重點 (Key Operational Process)

Zion 電廠依循標準的 MARSAME 作業流程，依據初始評估的結果，將目標物件進行分類與分級，在調查設計中包含了詳細的任務風險分析、調查計畫(attachment 12)及布點統計邏輯，使用經核准之之儀器與方法，實施 5% QC 抽樣；

每日背景測量、掃描與靜態點測。台電的作業流程基本也是涵蓋 MARSAME 的基本精神，但多了一個劑量率 $\geq 0.2 \mu\text{Sv/h}$ 的先決判定條件，這個初步偵測篩檢標準係參考全國環境輻射監測網站公告說明「0.2 微西弗/時以下:一般背景輻射範圍」訂定，主要目的是確認拆除的物質確屬 class 3，才可進入離廠再確認中心進行梨廠量測，對於受影響物件的分級管理，也有著與 MARSAME 定義不同的分級條件($\geq 0.2 \mu\text{Sv/h}$ 、 $2 \mu\text{Sv/h}$)，在 MARSAME 裡面的分級係以是否可能超過行動基準為評估條件，但這裡台電用的是劑量率作為分級條件，而後續外釋條件卻是另有設定(表面污染活度限值)，g 在偵檢流程中變化為三層級的偵檢流程(初篩→偵測區→最終合格放行)，對於儀器組合與拭跡測試均有明確的作業規範。

表 3.31 Zion 程序書與台電方案之作業流程比較

項目	Zion 電廠	台電核一廠
初始評估	視覺檢查、照片、流程知識、必要時前哨量測。	加入流程知識分析、分類依據 $\mu\text{Sv/h}$ 劑量率($\geq 0.2 \mu\text{Sv/h}$ 視為可能受污染)。
分類與分級	非受影響區/受影響區(Class 1-3)。	分類方式相同,但定義明確(如 $>2\mu\text{Sv/h}$ 為 Class 1)。 搭配除污、切割策略設計。
調查設計	包括詳細的任務風險分析、調查計畫及布點統計邏輯。	根據分級結果、污染潛勢、外部結構與內部可接近性設計調查單元。
測量與品質控制	統一使用經核准之儀器與方法，實施 5% QC 抽樣；每日背景測量、掃描與靜態點測。	建立三層級偵檢流程(初篩→偵測區→最終合格放行)，儀器組合與拭跡測試均有明確作業規範。

5. 責任分工 (Organizational Responsibilities)

在責任分工方面，Zion 電廠的的權責單位明顯比 Humboldt Bay 電廠(僅輻射防護單位轄下的各組工作人員)詳細許多，整個作業由 D&D 副廠長審查區域交接，完成區域準備與清理，由 Cold and Dark 經理啟動交接流程，將場域移交給 C/LT 經理，由 MARSAME 經理主導調查執行並確保調查品質，以輻射防護技術員按照程序進行量測與紀錄，程序書中也詳細付上應填具的表格資料，作業結構化清晰。台電則是依照現有組織結構的權責分配，廠長/副廠長總體監督，下設保健物

理組、品質組、廢料處理組、供應組與稽查單位，各自負責不同的工作項目，在實務執行上，依分工設置偵檢技術員並接受訓練與技術審查，品保組實施抽查，以專案控管資料，全程建立偵檢單元與隨行卡追蹤制，配合稽核設定停留點(Hold Points)。

表 3.32 Zion 程序書與台電方案之責任分工比較

項目	Zion 電廠	台電核一廠
主要單位/部門	C/LT Manager、MARSAME Manager、Radiological Engineer	廠長/副廠長總體監督，下設保健物理組、品質組、廢料處理組、供應組與稽查單位。
實務執行人員	輻射防護技術員(RPT)進行量測與記錄。	依分工設置偵檢技術員並接受訓練與技術審查，品保組實施抽查。
文件與審核流程	附件作業結構化清晰，如 Survey Package、Attachment 6、Attachment 12。	以專案控管資料，全程建立偵檢單元與隨行卡追蹤制，配合稽核設定停留點(Hold Points)

6. 特別注意事項 (Special Notes)

Zion 電廠有強調調查前後應避免交叉污染，須有物理隔離與標示控制，這基本上也是放射性廢棄物管理的重要工作，若物件檢測不符，可除污重測，偵檢儀器僅允許使用通過 MARSAME 經理審核的設備，所有掃描、拭跡有設定 MDC 上限，確保儀器有足夠的偵測能力。台電則強調簡單除污、區隔可再利用與需暫存項目，並避開天然核種干擾，對實務執行所用的偵檢儀器也有特定要求。

表 3.33 Zion 程序書與台電方案之特別注意事項比較

項目	Zion 電廠	台電核一廠
設備控制	調查前後禁止交叉污染，須有物理隔離與標示控制；檢測不符可除污重測。	強調簡單除污、區隔可再利用與需暫存項目，並避開天然核種干擾。
儀器使用	僅允許使用通過 MARSAME 經理審核的設備，所有掃描、拭跡有 MDC 上限。	訂定儀器選型依據與操作門檻。

7. 調查外釋標準 (Release Criteria)

Zion 電廠的外釋標準即明確引用 NRC 81-07 掃描與拭跡限值，經 MQO 計算

與 DQA 驗證後可外釋，如果量測結果超標，需除污或分解處置。台電也明確訂有偵檢標準(拭跡、劑量率、總加馬活度)，符合標準者再使用/標售，不合格者暫存或再測，台電另設有拭跡值 $<0.005 \text{ Bq/cm}^2$ 、劑量率 $<0.2 \mu\text{Sv/h}$ 為初步判定基準。

表 3.34 Zion 程序書與台電方案之調查外釋標準比較

項目	Zion 電廠	台電核一廠
合格與否的決策	經 MQO 計算與 DQA 驗證後可外釋；超標需除污或分解處置。	明確偵檢標準(拭跡、劑量率、總加馬活度)，符合標準者再使用/標售；不合格者暫存或再測。
數值標準	引用 NRC 81-07 掃描與拭跡限值。	拭跡值 $<0.005 \text{ Bq/cm}^2$ 、背景劑量率 $<0.2 \mu\text{Sv/h}$ 為初步判定基準。

3.6.2.2 綜合分析與結論

整體比較來看，Zion 方案的架構完整，附件豐富，該有的表格和確認清單 (checklists) 都以制式呈現，有助於標準化作業規範與紀錄，調查計畫的執行人員可以很輕易地依照計畫和表格進行量測，而台電的程序書為我國環境量身訂制標準與流程，將理論轉化為標準作業流程(SOP)，也很適合實務執行。就執行程序的細節來說，Zion 偏重於程序和彈性設計，台電則設定了明確門檻、分級與追蹤管理，並且強化實地可操作性與可審查性。二者也具有一定程度的互補性，若要為台電後續相關程序進行建置或優化，Zion 的附件結構與 QC 模組設計，可以有助於提升離廠調查作業的完整性與調查流程的可重覆性。

3.6.3 三方程序書的綜合比較分析討論

表 3.35 Humboldt Bay、Zion 程序書與台電方案之綜合比較

比較項目	Humboldt Bay 電廠	Zion 電廠	台電核一廠
目的	制定 MARSAME 程序以評估與放行潛在受污染的材料與設備	避免放射性物質無意間釋出，針對 non-RCA 區次要結構與設備進行無條件外釋	達成除役減量目標，藉偵檢確保設備可轉為一般廢棄物處理
適用範圍	含潛在受污染之 RCA	僅限 Zion Site non-RCA	汽機廠房特定大型機電

	與非 RCA 設備(範圍最廣)	的次要結構、系統與雜項設備	設備，僅具外部微污染潛勢者
標準與依據	NUREG-1575 Supplement 1 (MARSAME)為主	MARSAME + NRC 81-07 + 內部控制程序(細節最多)	MARSAME 為基礎，綜合 IAEA、NRC 指引與台灣背景值設標準
流程重點	結構鬆散但完整，強調 DQO/MQO 設計原則與決策邏輯	全流程作業文件化、附加 QC 控制、現場判斷指引完善	三階段程序(初篩→分級→離廠)精緻化，流程對接實際拆除與包裝作業
責任分工	RP 部門主責執行與記錄；結構簡單	多部門明確(如 MARSAME Manager、RE、FRS 技術員、Waste Ops 等)	廠級組織明確，劃分 8 大角色並設置查核點，重視內部自主管控與外部稽查
注意事項	彈性大，但倚重專業判斷，較缺現場細節規範	明訂除污、背景控制、內部污染檢查、交叉污染預防、標示清除等措施	重視現地可操作性，避免天然核種干擾、規劃便於量測之拆解方式與追蹤機制
結果標準	採統計參數法(如 DQA 合格即放行)，未給數值實例	明訂表面污染、拭跡值、MDC 等(如 β 掃描 5000 dpm/100cm ²)	明訂 $\mu\text{Sv/h}$ 劑量率、拭跡污染值、箱型偵測活度濃度等，多種放行情境條件明確規範

表 3.35 將前二節兩兩分析比較的結果彙整成一個三方綜合比較表，表中摘錄的比較項目為：目的、適用範圍、標準與依據、流程重點、責任分工、注意事項、結果標準等項目。

就理論和實務面來看，Humboldt Bay 核電廠更偏向「制度建立原型」，以 MARSAME 為理論核心，重視流程一致性與靈活設計。而 Zion 核電廠將 MARSAME 制度落實為可執行之 SOP(含附件、表單、審查程序)，代表美國民營除役項目之實務演進。台電核一廠則在吸收 MARSAME 精神後，做出本地化調整，更符合台灣法規、實際操作與審查需求，並以 IAEA GSG-18 為核心準則，不硬性套用 MARSAME 的美國專屬標準，更具泛用性。

表 3.36 Humboldt Bay、Zion 程序書與台電方案之作業流程差異

項目	Humboldt Bay 電廠	Zion 核電廠	台電核一廠
分類分級	IA 後分類為 Impact/Non-Impact，再細分 Class 1~3	同樣架構，並搭配現場哨兵測量與照片資料支持	增加劑量率數值門檻，融合初步與篩檢資料綜合判定等級
除污與重測策略	可除污與重測，未詳述細節	附帶除污計畫(附件納入)、必要時局部切割、內部打開檢查	明確操作指導，除污以擦拭法為主，要求逐項追蹤與記錄
QC 與儀器控制	一般提及	強制 5% QA 抽測與異人員操作審查	建立 QA 抽查與 Hold Point 機制，儀器定期校驗與操作人員培訓

表 3.36 簡要摘述三方程序書在作業流程方面的主要差異性比較，在分類分級方面，Humboldt Bay 和 Zion 核電廠持同樣的 MARSAME 標準架構，IA 後分類為 Impact/Non-Impact，再細分 Class 1~3，並搭配現場哨兵測量與照片資料支持，台電則比較特殊地增加劑量率數值門檻，融合初步與篩檢資料綜合判定等級，在分級與分類上並非 MARSAME 標準模式。

在除污與重測策略方面，Humboldt Bay 電廠的程序書相對精簡，雖有提及可除污與重測，但未詳述細節，Zion 核電廠則詳細很多，程序書附帶除污計畫(附件納入)、必要時局部切割、內部打開檢查等細節步驟，台電則有明確操作指導，言明除污以擦拭法為主，並要求逐項追蹤與記錄。

關於 QC 與儀器控制，Humboldt Bay 電廠程序書僅一般提及，並未深入說明，Zion 電廠除明確指定儀器性能與相關要求，更強制 5% QA 抽測與人員操作審查，台電程序書也對此點進行規範，並要求建立 QA 抽查與 Hold Point 機制、儀器定期校驗與操作人員培訓。

Humboldt Bay 程序書因其屬於總則特性，具有最大的適用彈性，細節操作由各偵檢包決定，Zion 核電廠次之，台電規範較具體，由於是針對特定項目的離廠作業方案，彈性空間較低，但其明確的規範使其可控性/可稽核性最佳，程序書設

有明確數值、作業節點與文件追蹤，較適合審查及跨部門協同審閱，Humboldt Bay 電廠則較難以管控，雖提供了彈性，但若無專業 RP 支援，較難落地執行。Zion 核電廠則介於二者之間。總結來說，三個程序書或許規模、對象、調查程序略有不同，但綜合來說，各有其優點，Humboldt Bay 程序書雖精簡卻充分反映了 MARSAME 的理論核心，而 Zion 程序書進一步將 MARSAME 方法論落實為可以據以執行的標準作業程序，含有具體的附件、表單及審查程序，台電程序書更著重於實際操作與具體的外釋限值，並且納入我國相關法規，符合在地化的需求。如需以制定新的作業程序為主要目的，可以基於 Humboldt Bay 電廠為制度設計基礎，Zion 電廠為附件與格式參考，台電離廠程序為流程與落地執行的框架。如僅為現有程序優化的目的，可將台電具體的測量條件、除污程序與分工方式加入 Zion 的制式文件中，從而提升系統完整度與現場對接能力。

第四章 結論與建議

4.1 結論

在本計畫中，我們蒐集並研析了美國 Humboldt Bay 電廠與 Zion 核電廠運用 MARSAME 手冊對拆除物質與設備進行偵檢設計、評估及處置方式的實務經驗與相關程序書，就美國除役核電廠的作法，與國內除役中核一廠執行拆除物質與設備的偵檢設計、評估及處置方式作業進行分析比較，提出研究團隊的意見(詳見第三章)與管制建議(詳見後面 4.2 節)。

並且於 114 年 9 月 4 日辦理完成一項除役核電廠拆除物質與設備之偵檢設計、評估及處置方式決策的教育訓練，共 3 小時，其中包含「核電廠除役拆除物質離廠作業輻射偵檢之評估與管制」(2 小時)與「游離輻射防護與度量簡介與清大生科館外釋經驗分享」(1 小時)，教育訓練計畫可參閱本報告附件。

本計畫亦委託景文科技大學視覺傳達設計系的楊文灝教授研究團隊，參考美國 GE 公司 BWR-4 型式，設計製作核一廠反應爐及其內部組件等相關設備立體模型 1 個，模型高度約 45 公分，內部組件包括蒸汽乾燥器、汽水分離器、噴射泵及燃料棒等結構，模型已製作完成並移轉為核安會所有，教具模型的相關資料可參閱本研究報告附件。

4.2 在外釋調查計畫方面，給主管機關的建議

根據美國 Humboldt Bay 核電廠和 Zion 核電廠的除役經驗，兩者在進行核電廠場址外釋(無條件外釋)調查與偵檢方面都有豐富的實務操作與監管經驗，尤其在 Zion 電廠的第一階段最終狀態調查報告中³³，開宗明義地囊括了核電廠除役輻射調查作業中最重要項目，從廠址狀態分析、調查計畫設計、資料品質目標、儀器相關規範、取樣與樣品掃描、調查結果分析等，並且提供眾多參考資料及技

³³ Zion FSS phase 1, rev. 1, NRC ADAMS ML19178A108

術文件(含檔號)，無論是實務執行或管制層面上都十分值得參考。

根據前述美國電廠除役的經驗，就「管制」與「查驗」面向來說，研究團隊提出具體建議如下：

4.2.1 管制面向的建議 (Regulatory Oversight)

1. 確認放行條件的適法性 (依據何種標準, DCGL/AL 的制定)

依據 MARSSIM/MARSAME，外釋程序須依據合理的外釋標準，制定 DCGL 或 AL 作為放行條件(或其他處理選項)，並經主管機關審查核准。我國對放射性廢棄物的外釋訂有法定標準，主管機關可對 DCGL/AL 的設定程序、參數選定、曝露情境模擬方法進行審查(可自行審查或委請第三方公正單位，或請業主說明)，確認程序書所載放行條件的適法性。

2. 確保調查計畫的完整性 (調查計畫的設計邏輯和程序、偵檢設備規格和效率要求、QA/QC、背景值調查方式、獨立確認調查的執行)

在 Zion 電廠案中，最終狀態調查計畫(Final Status Survey Plan, FSSP)是主管機關審查的核心文件³⁴，由於 FSSP 是依據 MARSSIM 所規劃的，目的是要證明場址經清除後，其剩餘放射性已符合主管機關設定的外釋標準(如 25 mrem/yr)，它具體列出：分區分類(Class 1, 2, 3)、採樣與分析設計(含統計檢定方法)、檢測儀器與敏感度、品質保證程序(QA/QC)評估未檢區域的推估假設與不確定性控制方法，這些資訊是 NRC 進行技術審查與放行決策不可或缺的依據，而美國除役審查的制度上是採用 License Termination Plan (LTP)架構。依據 10 CFR 50.82(a)(9)，LTP 必須經 NRC 核准才能進行最終狀態調查與放行。而 FSSP 正是 LTP 中針對「調查設計與外釋依據」的具體落實，因此 NRC 審查 LTP 時，FSSP 是最具技術深度的核心模組之一，NRC 也會針對 FSSP 中描述的方法，來執行獨立確認調查

³⁴ ZionSolutions, LLC – Final Status Survey Plan, Rev. 3, NRC ADAMS ML13029A829

(confirmatory surveys)，以驗證業者報告的真實性³⁵。

未來在檢視調查計畫時，如果發現執行上可能有疑義時，可以要求營運方具體提交調查計畫相關的進一步資訊，內容可能為：

- (1) 調查設計的邏輯或程序書(如分區法、統計方法)
- (2) 具體的偵檢設備規格與效率
- (3) 品保/品管(QA/QC)程序
- (4) 背景值調查方式
- (5) 要求營運方執行獨立確認調查

3. 執行多層次品質保證與稽核 (除役安全分析報告 Defueled SAR、品保計畫 QA Plan、定期視察頻次與方案)

Humboldt Bay 電廠的除役與放射性物料外釋過程中，NRC 與加州政府共同參與了抽查、要求定期提交報告，並進行了實地核查。這些措施包括：要求提交年度放射性排放與環境監測報告、更新並審查品質保證計畫與安全分析報告、進行突擊性實地核查，並對違規行為採取執法行動、設立社區諮詢委員會，促進公眾參與與資訊透明。

根據 NRC 的規定，負責除役的 PG&E 公司需定期更新除役安全分析報告 (Defueled Safety Analysis Report, DSAR)，並提交給 NRC 審查，而根據 10 CFR 50.71(e)(4)條款，除役核電廠的持證人必須至少每 24 個月修訂一次其最終安全分析報告(Final Safety Analysis Report, FSAR)，以反映最新的設計和營運資訊，這個要求同樣適用於除役狀態下的 DSAR，以反映除役進展和相關變更。

至於品質保證計畫(Quality Assurance Plan, QAP)，NRC 允許持證人在不降低承諾的前提下對 QAP 進行變更而無需事先獲得 NRC 的批准，若變更可能影響到承諾的實質內容，則需提交 NRC 審查。例如，PG&E 在 2014 年對其 Humboldt Bay QAP 進行了修訂，以簡化計畫內容，並反映除役狀態下的實際情況，這個部

³⁵ ORISE, NRC ADAMS ML23310A108

分未經(無須)NRC 核准，而根據 2022 年 12 月 14 日的聯邦公報(Federal Register, vol. 87, No. 239)，NRC 批准了一項 Humboldt Bay ISFSI 品質保證計畫的行政變更，這裡就有經過 NRC 審查並核准。

總結而言，PG&E 需每 24 個月更新一次 DSAR，並提交給 NRC 審查；而 QAP 的更新則根據變更的性質，可能需要(或不需要)NRC 的事先批准。

NRC 也會定期對 HBPP 進行現場核查，以評估除役活動是否符合安全與法規要求，視察頻次可能從每季到每三年不等，取決於除役活動的複雜性和潛在風險，查核內容包括對除役活動的觀察、文件審查以及與現場人員的訪談，每次現場查核後，NRC 會撰寫一份詳細的查核報告，記錄發現的事項、建議的改進措施以及對合規性的評估，這些報告通常在核查後的幾週內完成，並公開發布，以促進透明度和公眾信任，詳細視察項目可參考任一份 inspection report (例：ML20336A192)，

而隨著 Humboldt Bay 電廠在 2021 年 11 月完成除役，NRC 於 2022 年 10 月 11 日發布命令解除對該廠獨立用過燃料儲存設施(ISFSI)的一些環境品質保證要求，包括不再要求提交年度液體廢物排放報告，這就表示隨著除役工作的完成，NRC 對該設施的監管要求有所減少。

對於我國核設施除役的管制方面來說，也可以要求除役計畫中設立 QA/QC 管理架構，並且仿效 NRC 的執行經驗，制定抽查與查核頻率標準。

4.2.2 查驗面向的建議 (Verification & Field Audit)

1. 進行關鍵點抽查

對於調查過程中的「關鍵點」(例如：區域交接處、管線轉折處、地下構造物周邊等)，主管機關可要求對部分樣本進行抽查以確保安全，在 Zion 案中，NRC 便要求營運者提交部分關鍵點樣本至 NRC 或第三方指定實驗室進行比對分析，以驗證業者報告的真實性，這些確認調查(confirmatory surveys)是 NRC 監督除役

活動的重要手段，旨在確保場址的放射性活度符合安全與法規要求。

此外，對於特定有疑慮的狀況，也可能需要列為抽查項目，或請業主澄清回應。例如，在 Zion 案的調查單元 10223(Power Block Beach Area)中，某樣本中檢測到的 Sr-90 濃度超出預期(ML19136A045, NRC Issue 2)，而且根據 Zion 除役計畫(License Termination Plan, LTP)第 5.1 節的規定，當使用特定調查單元的放射性數據和推導的替代比率(surrogate ratios)時，必須提交給 NRC 以獲得批准，這些要求確保了放射性外釋標準的符合性，並提供了必要的技術審查依據，但 ZionSolutions 並未提交審查，在雙重疑慮(Sr-90 濃度偏高、替代比率未經審查)的狀況下，ZionSolutions 被要求提供額外樣本分析，而後續 ZionSolutions 也作了詳細的回應，進行額外樣本分析驗證該結果是否為真實值或偽陽性，這些比對分析的結果被納入最終狀態調查報告中，作為場址是否符合無限制使用外釋標準的依據。

2. 設備效能與操作人員程序查核

在 Zion 核電廠除役過程中，NRC 實施現場查驗策略，以驗證監測設備的效能並確保操作人員遵循標準程序。這些措施包括：

(1) 監測設備的查核與效能驗證

NRC 會檢查營運者使用的放射性儀器，確認這些儀器已校準並適用於檢測特定的放射性核種，並且進行獨立確認調查和樣本分析，以驗證營運者的最終狀態調查(Final Status Survey, FSS)。

依據 10 CFR § 34.25 Radiation survey instruments：

- 數量和性能：配備足夠的經校準且可操作的輻射偵測儀器，每個放射性物質存在的地點都需配備，儀器應能測量從 0.02 mSv (2 mrems)/小時到 0.01Sv (1 rem)/小時的範圍。
- 定期校準：每 6 個月進行一次校準，以及在儀器維修後(更換電池除外)也需校準。

- 校準方法：對於線性刻度儀器，需在每個刻度的大約三分之一和三分之二處進行校準。對於對數刻度儀器，需在每個十進位的中間範圍以及至少一個十進位的兩個點進行校準。對於數位儀器，需在 0.02 至 10 mSv (2 至 1000 mrems)/小時之間的三個點進行校準。
- 校準精度：在每個檢查點，儀器的準確度應在校準源的 $\pm 20\%$ 以內。
- 校準記錄保存：根據 § 34.65，持證者需保存儀器校準結果的記錄。

視察手冊(NRC Inspection Manual-MI23214A382)也中明確指出，檢查人員在視察中會驗證持證者是否進行了必要的調查，以確保符合輻射防護法規，並評估輻射程度、污染程度、空氣中活度、殘留放射性物質的數量以及潛在的放射性危害的程度和範圍，這些視察還包括驗證用於調查和監測的設備(例如臨界和事故後監測器、區域輻射監測器、連續空氣監測器、可攜式調查設備、人員劑量計、全身計數設備以及其他用於劑量評估和監測的設備)的正確操作，視查員會確認這些設備是否根據製造商的建議和持證者的程序進行了校準和操作，不僅審查文件，還會直接觀察工作現場、與工作人員進行面談、要求工作人員展示其執行 NRC 規定任務的能力，並在必要時進行獨立的輻射條件測量，足見 NRC 對放射性儀器的性能有嚴格的管制要求，並在視察時特別檢查這些儀器的性能，以確保除役活動的安全性和合規性。

(2) 操作人員程序的一致性確認

NRC 評估了營運者的輻射防護程序，確保操作人員遵循標準操作程序進行測量和樣本採集，這些評估有助於確保操作人員的行為與批准的除役計劃(License Termination Plan, LTP)一致，而在每次的 inspection report 中，也有註明職業輻射曝露(Occupational Radiation Exposure)的項目(例：ML23024A208)，如果沒有問題，一般會有這樣的說明：

“Adequate protection of worker health and safety from exposure to radiation and radioactive material was provided. Radiation surveys were performed adequately to identify the hazards present.”

表示視察員有看到輻射防護相關資訊，工作人員的健康和安全提供充分的保護，避免其受到輻射和放射性物質的侵害，並進行了充分的輻射調查以確定存在的危害。

關於這部分建議的監督策略，主管機關可定期進行現場查核，檢查監測設備的校準狀態和操作人員的程序遵循情況，並且要求業者提供所使用儀器的定期校驗報告(如 HPGe、NaI 探測器、表面污染儀等)，並於現場隨機選點測試其偵測極限與反應時間是否符合調查計畫。

3. 異常樣本處理機制 (發現超標樣本應如何處理)

根據 NRC 發布的 Zion 電廠 FSS Final Report, Phase 3, Rev. 1 (ML22279A985)，Zion 電廠在執行 MARSAME 調查中，一旦發現超標樣本，立即暫停該模組作業、調整調查設計、重新調查，相關內容亦載於一封 NRC 核物料保安辦公室除役鈾回復與廢物程序部門(Division of Decommissioning, Uranium Recovery, and Waste Programs, Office of Nuclear Material Safety and Safeguards)主任寫給美國 EPA 超級基金整治與技術創新辦公室(Assessment and Remediation Division, Office of Superfund Remediation and Technology Innovation (OSRTI))的評估與整治部門主任的一封信中³⁶，信函內容是有關於 Zion 場址內 ISFSI 邊界外區域的除役完成通知。

在執行 MARSAME 調查時，若發現某個模組的樣本超過 DCGL，後續的處理方式應有謹慎且系統化的流程，需明訂發現異常結果時的應變程序與主管機關通報機制，以及異常處理與重新調查的標準作業程序，而在發現異常數據時，營運者可能被要求提交額外樣本進行再分析，以確認結果的準確性。

4. 結合資料庫與 GIS 系統 (可大幅降低資料查核和監管的複雜度)

地理資訊系統(Geographic Information System, GIS)具有空間定位精準的特性，將所有偵檢位置以圖層方式對應建築/區域配置圖，確保資料來源與空間位置一一對應，可將不同放射性測量值(如 dpm/100 cm²、Bq/g)以顏色等級或符號標註，能

³⁶ <https://semspub.epa.gov/work/HQ/100003375.pdf>

即時看出污染分布趨勢，多圖層的應用也可強化歷史資料比對，可將「除役前的污染情況」與「除污後的 FSS 結果」做空間層比對，一眼看出追蹤污染是否完全清除，當主管機關或公眾對某區域有疑慮，可立即回查該位置的過往偵測記錄、抽樣結果、照片與 FSS 報告，數據檔案可長期保存作為除役最終報告與場址外釋審查的永久記錄，有助後續土地再利用決策。

Humboldt Bay 除役案中將調查單元與量測結果整合進 GIS 系統(地理資訊系統)，是一種非常進步、透明、且便於監管的做法，雖然在其偵檢程序(結構鋼和變壓器)中未明示 GIS 系統字樣，但整份計畫與量測作業設計清楚反映了 GIS 系統的應用需求與結構整合邏輯，不僅提升了作業科學性，有助於查閱、疑點回查與歷史資料比對，也強化了除役成果的信任與可查證性。

在結構鋼案例中，所有偏重點(biased scan)、固定點(fixed-point)與擦拭(smear)量測地點都記錄在文件中的調查地圖(survey map)上，文內附有多張結構配置圖(1 號機與 2 號機各個立面、高度、構件標示)，對應每個測點結果與位置顯示，明顯是為了支援後續進入數位 GIS 系統，若掃描結果超過限值，也需將該點位置標示並記錄於對應圖層中，供後續除污、複測與報告追溯使用，所有量測結果統一填入結構化表格(如 Humboldt Bay 電廠結構鋼偵檢程序 Figure 14)，內容含：偵測點位編號、掃描與背景數據、對應圖面註記、及測量者與審查人員簽名，這些結構化資料即為輸入 GIS 系統的基本格式來源。

至於 Zion 電廠除役過程是否應用 GIS 資訊，公開資料中並未明確提及，然而，考慮到該計畫的規模與複雜性，以及業界在類似除役項目中廣泛使用 GIS 技術的趨勢，就其 FSS 記載的輻射調查結果來看，Zion 除役計畫中應該也是採用了 GIS 系統來支援輻射特性調查與監控，整合掃描點位，如表面污染測量、擦拭樣本、土壤與建材樣本與其測量結果，建立空間資料庫，並且透過 GIS 系統標示需進行除污的區域，並追蹤除污進度與效果，並且將相關 GIS 資料提供給核能管制機關，作為審查場址是否符合外釋標準的佐證資料。

對主管機關來說，透過 GIS 資訊系統可讓審查更快速，不需閱讀上百頁紙本報告，只需查看互動地圖與附屬資料，如果資料庫層次設計得當，能從偵測點→數值→程序文件→分析報告一路回查，若有爭議(如場址再利用時土壤再度出現污染)，基於 GIS 的資料庫系統可立即提供該區當年量測紀錄。如屬公開資訊，可提供場址透明開放平台供民眾檢視，使資料透明化、可速查、易比對。

依照 Humboldt Bay 電廠的除役實作經驗，GIS 應整合的多圖層設計可包含：

- 建築結構圖層：反應爐建築、汽機廠房、輔助建物、地下結構等硬體結構。
- 偵測點位圖層：每個掃描點、擦拭樣本點、固體樣本採集點，以點位標記並附帶點位編號。
- 量測結果屬性圖層：每一點記錄其核種、數值、掃描方式(表面掃描、擦拭、或 PGS 結果)、檢測時間、檢測人員等。
- 管制分區圖層：可呈現調查單元的邊界與外釋/限制使用/需補充調查的分類。
- 圖層間比對分析功能：可疊加污染前後圖層進行污染殘留評估或清除效果確認。

5. 爭議區域強化管制 (潛在熱點區域進行強化管制的作為，除加強審查外，也可設定調查後管制，進行持續監測)

Humboldt Bay 電廠在除役過程中，針對潛在的地下放射性熱點和歷史放流點，採取了進一步的措施³⁷，原本計劃保留的地下結構(如反應器底座)被完全移除以消除潛在的放射性污染源；而對於檢測到的地下放射性污染區域，進行了挖掘和修復工作，確保污染物被有效移除；對於過去可能的放射性物質排放點，進行了詳細的歷史資料審查和現場調查，確保這些區域的放射性水平符合外釋標準。後

³⁷ Nuclear Power Decommissioning Practices: Case Studies and Recommendations for the Great Lakes Basin, Final Report, Sep. 19, 2019. https://www.ijc.org/sites/default/files/WQB_GLNucDecomRpt_PHE-LimnoTechContractorRpt_201910.pdf

續並持續對場址進行輻射監測，並向 NRC 提交相關報告³⁸，以確保除役工作的透明度和合規性。

Zion 電廠在除役過程中，針對可能的放射性污染區域，實施區域隔離與控制³⁹，尤其在完成放射性修復活動後，對開放土地區域、通道和邊界設置限制進入的標誌，以防止人員或設備進入可能重新污染的區域，相關的措施透過經 NRC 核准的工廠程序實施，並在最終調查活動期間持續有效，直到該區域不再有重新污染的風險或已被許可外釋。在除役過程中，持續對場址進行輻射監測，並確保安全系統的運作，以防止任何潛在的放射性物質洩漏。

就上述二例來看，NRC 要求對可能存在爭議性的區域採取嚴格的管制作為，包括地下結構的清除、污染區域的修復、歷史放流點的調查，以及區域的隔離與控制，並持續進行監測與報告，以確保除役工作的安全性和合規性。

因此，若具備可能爭議性區域(如地下放射性熱點、歷史放流點)，可設定「調查後管制期」，先限制該區域使用直到進一步確認，而對於地下構造物、設備基礎、穿牆管線通道等難以接觸或取樣區域，可能要求提供：非破壞探測紀錄(如地質雷達)或清拆後之現場攝影/紀錄資料，若有遺留結構，可進行殘留活度模擬並要求補充調查。

6. 調查/外釋導則與查核技術指南的參考資訊

目前我國除役作業仍偏向逐案設計與審查核備模式，技術上大多參考美國作法，美國 NRC 已有一系列「調查/外釋查核技術指南」，針對核電廠除役後無條件外釋調查所需之標準、方法與查驗機制做出說明。表 4.1 整理 NRC 出版、具有外釋調查技術層面指引的關鍵文件，可以依功能需求做為參考。

³⁸ Humboldt Bay officially decommissioned, site released for unrestricted use,” Nuclear Newswire, 美國核能學會, Nov. 23, 2021, <https://www.ans.org/news/tag-decommissioning/step-1638910801>

³⁹ Zion Station Restoration Project License Termination Plan, Chapter 8, Revision 2, Supplement to the Environmental Report, ML18052A963

表 4.1 NRC 具有外釋調查技術層面指引的文件列表

文件	文件標題與更新時間	功能
NUREG-1400	Air Sampling in the Workplace (1993)	針對空氣中放射性污染採樣的技術指引。
NUREG-1507	Minimum Detectable Concentrations with Typical Radiation Survey for Instruments for Various Contaminants and Field Conditions (1998)	針對背景值測量與確認的重要依據。
NUREG-1575	MARSSIM / MARSAME (Rev. 1. 2000/2009/Rev.2 2020)	系統化規劃與設計放射性調查。
NUREG-1757	Vol.1. Decommissioning Process for Materials Licensees (Revision 2) (2006) Vol. 2. Consolidated Decommissioning Guidance (2022)	審查程序、報告格式、結果驗證方式。
NUREG/CR-5849	Manual for Conducting Radiological Surveys in Support of License Termination (1992)	針對核設施使用者終止許可的調查標準。
IMC-2602	Decommissioning Fuel Cycle, Uranium Recovery, and Materials Inspection Program (effective date: 12/30/2022)	提供主管機關進行實地驗證的標準流程。

表 4.2 依照不同的功能和領域，列出 NRC 調查與外釋技術指引的相關文件，在實務應用上、進行相關審查或管制作業時，可以 NRC 的指引文件或相關經驗作為輔助參考資料，使核設施除役物料外釋作業的流程更加完備。

表 4.2 NRC 調查與外釋功能領域與指引文件

功能領域	NRC 技術指引文件	備註
場址輻射特性調查	MARSSIM	土壤、建築結構等無法移動項目之調查程序
設備與材料外釋調查	MARSAME	用於結構鋼、變壓器、廢棄容器等可拆卸項目
背景輻射確認	NUREG-1507	提供判別污染與自然背景之依據

調查設計與統計判定	MARSSIM Chapter 5-8	含 DQO、DQA、Sc 判定、統計假設測試
量測靈敏度設定(MDC)	MARSSIM/MARSAME 附錄 B	MDC 用於掃描與固定點判定
調查資料表與格式	MARSSIM 附錄 C & D	提供樣本記錄、點位圖與稽核紀錄表
除役外釋總體審查指南	NUREG-1757 Vol.1-3	涵蓋除役申請、FSS 設計、執行與審查作業
空氣中污染物採樣	NUREG-1400	適用於風險熱點(如換氣、排風等)
最終外釋程序審查標準	NUREG-1757 Vol.2	NRC 提供核設施最終外釋標準化審查流程

4.2.3 量測過程的實務查驗建議

根據美國 Zion 與 Humboldt Bay 的除役經驗，主管機關與營運單位都相當重視「實務可行性、量測可信度與管制清晰度」，以下整理一些實務操作與監管建議，供主管機關在審查或制定指引時參考。

1. 實務量測作業的執行 (分級分類、特徵核種、廢棄物追蹤與驗證、...)

(1) 分級分類量測策略 (Strategy for Rad-waste Category)

根據廢棄物的放射性強度與物理形態，應區分不同測量策略：

➤ 一般的低放射性廢棄物

進行 γ 掃描並建立核種比例因子(Scaling Factor)估算難測核種(如 Sr-90、H-3、C-14)。在這裡美國是針對低放射性廢棄物中的 Class A/B/C 類，但因美國放射性廢棄物分類(NRC, 10 CFR 61)和我國放射性物料管理法、國原院及核安會相關規範略有不同，美國的分類是以活度和半衰期來分類，而我國是將放射性廢棄物分類為高放射性廢棄物與低放射性廢棄物兩類(依據「放射性物料管理法施行細則」第四條規定)，另依「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」，將低放射性廢棄物依核種濃度分為 A、B、C 及超 C，大抵概念一致。

美國依據 10 CFR 61，基於量測的活度，進行 Waste Inventory Evaluation (WIE)，

進行廢棄物分類，例如針對蒸汽產生器內部結構，可按照下列程序進行 WIE 分析：

- 樣本抽取並且測量：擦拭或切割取樣，使用 HPGe 偵測器測量 gamma 核種 Co-60、Cs-137
- 推估難測核種；依據歷史經驗與同類設備分析資料，以比例因子推估難測核種(例如：Ni-63、Sr-90)。
- 與 10 CFR 61.55 附表 A 比對：將該批廢棄物進行分類。
- 處置準備與記錄：依照廢棄物種類進行打包或處置，於容器上標示核種含量，建立電子與紙本記錄保存，提交報告給 NRC 或接收設施進行合規確認。

➤ **表面受污染金屬或建材**

就像 Humboldt Bay 電廠結構鋼案例一樣，進行表面污染量測。在實務執行面上，依照背景值決定對應的 S_C 、 S_D 、Scan MDC，然後再仿照 Humboldt Bay 電廠的調查程序進行污染判定和外釋決策，配合統計鑑定，以達成安全外釋的最終目標。

➤ **非均勻廢棄物(如混合廢材、填埋底渣)**

關於非均勻廢棄物的部分，建議採大容器總體掃描，配合取樣混樣再送分析。

在 Zion 核電廠除役過程中，採用了被動式 Gamma 掃描(Passive Gamma Scanning, PGS)技術，並結合預先建立的比例因子(Scaling Factors)來估算放射性廢棄物的整體活性，這種方法主要應用於大型容器(如 B-25 標準廢物箱(46(W) × 72(L) × 47(H) in inch, payload: 6000 pounds, empty weight: 776 pounds)和大型金屬容器)的非破壞性放射性鑑定，在 NRC 的安全評估報告中⁴⁰，就詳細描述了 ZionSolutions 如何使用 PGS 技術進行廢棄物的放射性鑑定，並結合比例因子來估算整體活度，報告指出，PGS 技術主要用於測量 γ 核種，然後透過比例因子推估

⁴⁰ NRC ADAMS ML23286A306

難以直接測量的 α 和 β 核種的活性，這些比例因子是根據代表性樣本的實驗室分析結果建立的，並定期進行驗證和更新。另在 ZionSolutions 提交給 NRC 的 FSS 報告中⁴¹，也詳細說明了使用 PGS 技術和比例因子來估算廢棄物活性的程序和方法，報告中提到，PGS 技術提供了一種非破壞性的方法來快速評估大型容器內的放射性物質，並透過比例因子將 γ 射線測量結果轉換為總活度估算值。

而取樣混樣再送分析是處理非均勻廢棄物(如混合建築拆除廢材、焚化底渣、拆除混凝土塊等)時，常用的一種代表性活度分析方法。這類廢棄物因放射性分布不均，無法直接用掃描某一面積或單點來推估整體活性，因此需依據統計與代表性原則進行處理。Zion 電廠的除役中，將這個方式應用於固體建材與混凝土塊的表面污染推估，而我國國原院與核電廠在中放建材除污驗證時，也使用類似程序，其具體作法就是從大批廢棄物中選擇若干小體積區域(稱為子樣或 subsamples)，然後將這些子樣充分混合成一個「混合樣品(composite sample)」，作為整體性質的代表，再將混合樣品送實驗室進行放射性核種定量分析(如 γ 能譜分析、液體閃爍偵檢、 α/β 計數等)。這種方法可搭配 PGS 做雙重判定(核種識別+核種量化)，是處理非均勻固體廢棄物的常見策略。

(2)核種特徵化 (Radionuclide Characterization)

建議在除役初期展開針對不同來源廢棄物的核種特徵化調查，例如：

- 汽機廠房：Co-60、Fe-55、Ni-63 等中子活化核種

這些核種的來源是結構材質受中子照射活化，分布位置在汽機廠房鋼結構(地板、牆面、支架等)表面、熱區外圍，通常可以表面掃描配合中子活化計算而得，其中只有 Co-60 容易測量，其餘需靠實驗室分析。

- 管線沉積物：Cs-137、Sr-90 等分裂產物核種

這些核種的來源是核燃料分裂過程中逸散或洩漏，取樣測量方式可用擦拭、切片等，其中 Cs-137 易測，通常分布在管線表面沉積物、濾心、或混凝土滲入

⁴¹ NRC ADAMS ML19178A108

層，而 Sr-90 是純 β 發射體，需要化學分離後測量，屬於難測核種，常分布於 CRUD (Chalk River Unidentified Deposits，泛指在金屬管壁上的沉積層)、濾心、沉積層底部。

進行核種特徵化調查有助於後續核種比例因子的建立，避免過度保守或錯誤估算。Humboldt Bay 電廠除了建立比例因子之外，也特別強調從不同系統取樣建立「Site-specific Scaling Factors」而非通用數值，提升估算準確度，它們的具體作法如下：

- 系統取樣 (System-Based Sampling)：

從不同的放射性系統中(例如冷卻系統、液體處理系統、汽機系統)抽取實體樣本(如 CRUD、管線沉積物、泥渣等)。

- 實驗室分析 (Laboratory Analysis)：

樣本送至實驗室進行核種分析，可分析 γ 核種(如 Co-60)和 β/α 核種(如 Sr-90、Fe-55、Ni-63)活度(難測核種配合實驗室分析方法)，知道活度後，據以計算核種比例。

- 計算核種比例 (Surrogate Ratio Calculation)：

為難測核種計算核種比例，以簡化量測。例如：若某沉積物樣本中測得：Co-60：1000 Bq/g、Sr-90：200 Bq/g，則 Sr-90 對 Co-60 的比例因子 = 0.2。需要注意的是可能要先區別核種來源，再使用對應的易測核種作為其比例因子的對象核種，例如：中子活化核種以 Co-60 為比例對象、分裂產物核種以 Cs-137 為比例對象。

- 依系統建立不同因子集 (Site-specific Scaling Factors)：

每個系統或材料類型可能有不同比例因子組(反映污染歷史、系統功能等個別因素造成)，這些比值資料會記錄在核種比對表中，用於大宗廢棄物估算(如 PGS 掃描結合推估)

(3) 廢棄物追蹤與驗證系統 (Waste Tracking and Verification)

根據國際核能工程(Nuclear Engineering International)的報導⁴²，Zion 電廠估計產生了約 4 百萬立方英尺的 Class A 低階放射性廢棄物、3200 立方英尺的 Class B/C 廢棄物，以及 700 立方英尺的 GTCC 級的廢棄物，這些數據顯示該廠在廢棄物管理方面進行了詳細的分類、記錄與管理才做出的精密統計。

而 Humboldt Bay 結構鋼文件中描述每個鋼構件之量測、分類與去向紀錄，並且根據 2016 年的年度環境輻射監測報告，該廠在除役過程中也進行了相關的廢棄物管理和監測工作。

而 EPA CLU-IN (Contaminated Site Clean-Up Information 污染場地清理資訊網)/OSRTI 亦提倡追蹤與可審計性為放射性廢棄物管理的核心(EPA 於 2017 年 4 月辦理的研討會中，討論制度性控制(Institutional Controls, ICs)等相關議題⁴³。

所以在除役廢棄物的管理上，應有廢棄物追蹤與驗證系統，負責整合法規符合性(是否超過放射性活度、適用哪類掩埋場(ClassA/B/C))、安全運輸(包裝是否合格、標籤與運送記錄是否完整)、最終去向可追蹤(被掩埋、回收、或是再利用)。每批廢棄物單元都應有一筆獨立紀錄，包含識別碼、來源區域、物理性質、活度測量值(或實驗室核種分析結果)、拆除日期、處理方式等，配合條碼化追蹤或 RFID 系統，可將每筆廢棄物對應產生的區域與掃描點可回溯至 GIS 調查圖面(掃描單元圖層)，並且對應相關的輻射防護記錄、作業運送單據、廠內簽核與第三方驗證文件等識別紀錄，便於歷程稽核與主管機關抽查。

2. 量測程序的管制 (審核與驗證、離廠前查驗、資訊共享)

(1) 量測程序審核與驗證

在量測程序方面，要求營運單位提交完整的輻射鑑別方法(含核種比例推估方法)、量測設備校正計畫與效能測試結果、儀器與調查計畫的 QA/QC 程序(含偵測極限、背景扣除、交叉比對)，主管機關或可要求某些代表性樣品進行重測驗證或

⁴² <https://www.neimagazine.com/analysis/zion-marks-a-new-start>

⁴³ https://clu-in.org/conf/tio/ICsandLTS3_041917/

委外分析。

(2) 建立「離廠前查驗」制度

參考 Zion 案，NRC 會針對「第一批」、「隨機抽樣批次」及「量測值接近限值者」進行抽查，包含：重測重要核種、現場觀察掃描程序、測試作業人員是否依 SOP 操作等項目。具體的抽查與確認工作可以參閱 Zion 電廠部分廠址外釋安全分析報告(ML23286A306)，其中揭露 NRC 的抽查策略包括：

- 初始批次 (First Batch)：NRC 於 FSS 初期階段進行現場檢查，確保調查活動符合核准的許可終止計畫(License Termination Plan, LTP)的承諾與方法。這些檢查涵蓋了調查程序、方法論、設備、調查人員的培訓與資格、文件品質控制，以及支持 FSS 報告的調查數據。
- 隨機抽樣 (Random Sampling)：NRC 委託 ORISE 進行獨立確認性調查，以驗證 ZionSolutions 提供的 FSS 結果。這些確認調查包括對 β 和 α 輻射的表面掃描、總 β 活度的直接測量，以及可擦除放射性水平的擦拭樣本收集。
- 接近限值的測量結果 (Near-Limit Measurements)：對於測量值接近外釋標準的情況，NRC 進行了更深入的審查和確認，以確保這些區域符合無限制外釋的標準。此外，NRC 也針對在調查過程中發現的離散放射性粒子(Discrete Radioactive Particles, DRPs)進行了額外的掃描和樣本收集，以評估其對場址外釋的影響。

(3) 跨單位合作機制與資訊共享

MARSAME 本身就是多機關(EPA、NRC、DOE、DOD)合作制定的，而在實務執行時，也充分運用各單位的專業分工，未來可對除役解除管制標準、監測結果認可、放行程序等議題進行資訊共享，與相關單位(例如：環境部、運輸主管機關、學術機構或第三方實驗室)建立合作機制或資訊共享平台，掌握廢棄物流向與數據透明性。

參考資料

1. DOT's Office of Hazardous Material Safety (OHM), Title 49, transportation, Parts 100 to 177, Code of Federal Regulation.
2. 行政院原子能委員會 2004 年報，
https://www.nusc.gov.tw/share/file/e_law/DHV3BxBZLujxwzZbrMcWqQ_.pdf
3. IAEA-TECDOC-855, https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_855_web.pdf
4. Radioactivity Measurements at Regulatory Release Levels, OECD/NEA 2006，
<https://www.oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2021-02/nea6186-release.pdf>
5. 參照 IAEA DS500/GSG-18, “Application of the Concept of Clearance”
6. NUREG-1640, Vol. 2, USNRC, <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1640/v2/sr1640v2.pdf>
7. NRC ADAMS ML110490419
8. NRC ADAMS ML13144A840
9. NRC ADAMS ML13140A038
10. NRC ADAMS ML032530405
11. Federal Register / Vol. 83, No. 152 / Tuesday, August 7, 2018 / Notices, page 38729
12. NRC ADAMS ML19256C219
13. https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1578_web-57265295.pdf
14. https://nucleus-apps.iaea.org/nss-oui/Content/Index?CollectionId=m_dcff71f5-ff97-4d11-8e04-dce6bb144cf8&type=PublishedCollection
15. https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/PUB2058_web.pdf
16. https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/PUB2060_web.pdf
17. IAEA Safety Reports Series No. 44, “Derivation of Activity Concentration Values for Exclusion, Exemption and Clearance,” 2005, <https://www->

pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1213_web.pdf

18. IAEA TECDOC-855, “Clearance levels for radionuclides in solid materials, Application of exemption principles Interim report for comment,” 1996,
https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_855_web.pdf
19. IAEA assistance to the Ministry of the Environment, Japan on ‘volume reduction and recycling of removed soil arising from decontamination activities after the Accident of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station’ (2024)
https://www.iaea.org/sites/default/files/24/09/24-03514e_nsrw_report.pdf
20. Additional Report of Japanese Government to IAEA - Accident at TEPCO's Fukushima Nuclear Power Stations, Second Report (2011).
<https://www.iaea.org/sites/default/files/japanreport120911.pdf>,
<https://www.iaea.org/sites/default/files/ajr-attachments.pdf>
21. <https://datatab.net/tutorial/z-distribution>
22. Eq. D.2, page D-6, MARSSIM Rev.1, Appendix D.2 “Estimation of the Required Number of Samples”
23. Zion 核電廠「ZS-LT-400-001-001」程序書
24. NRC News No. 23-073, Office of Public Affairs, U.S. Nuclear Regulatory Commission (2023)
25. https://www.energysolutions.com/zion_nuclear_powerstation_decommissioning_successfully_completed/, EnergySolutions (2023)
26. Unconditional Release of Material, Equipment and Secondary Structures, Procedure No. ZS-LT-400-001-001 Revision 3, ZionSolutions (2015)
27. Zion Nuclear Power Station (ZNPS) License Amendment Request, ZionSolutions (2014)
28. NRC, “Control of Radioactively Contaminated Material”, IE Circular No. 81-07 (1981)
29. International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, Safety Series No.115 (1996),
https://gnsn.iaea.org/Superseded%20Safety%20Standards/Safety_Series_115_199

6_Pub996_EN.pdf

- 30.NRC, “Control of Radioactively Contaminated Material, “ HPPOS-071 PDR-9111210163, <https://www.nrc.gov/about-nrc/radiation/protects-you/hppos/hppos071>
- 31.NRC, “Guide on "How Hard You Have to Look" as Part of Radioactive Contamination Control Program,” HPPOS-072 PDR-9111210170, <https://www.nrc.gov/about-nrc/radiation/protects-you/hppos/hppos072>
- 32.NRC, “Surveys of Wastes from Nuclear Reactor Facilities Before Disposal,” HPPOS-073 PDR-9111210176, <https://www.nrc.gov/about-nrc/radiation/protects-you/hppos/hppos073>
- 33.Zion FSS phase 1, rev. 1, NRC ADAMS ML19178A108
- 34.ZionSolutions, LLC – Final Status Survey Plan, Rev. 3, NRC ADAMS ML13029A829
- 35.ORISE, NRC ADAMS ML23310A108
- 36.<https://semspub.epa.gov/work/HQ/100003375.pdf>
- 37.Nuclear Power Decommissioning Practices: Case Studies and Recommendations for the Great Lakes Basin, Final Report, Sep. 19, 2019. https://www.ijc.org/sites/default/files/WQB_GLNucDecomRpt_PHE-LimnoTechContractorRpt_201910.pdf
- 38.Humboldt Bay officially decommissioned, site released for unrestricted use,” Nuclear Newswire, 美國核能學會, Nov. 23, 2021, <https://www.ans.org/news/tag-decommissioning/step-1638910801>
- 39.Zion Station Restoration Project License Termination Plan, Chapter 8, Revision 2, Supplement to the Environmental Report, NRC ADAMS ML18052A963
- 40.NRC ADAMS ML23286A306
- 41.NRC ADAMS ML19178A108
- 42.<https://www.neimagazine.com/analysis/zion-marks-a-new-start>
- 43.https://clu-in.org/conf/tio/ICsandLTS3_041917/

附件

A. 教育訓練計畫

B. 核一廠反應器教具模型 (組合、分件、完成圖、分件功能說明)

2025 核電廠除役拆除物質離廠作業輻射偵檢之評估與管制教育訓練

一、課程總覽

課程時間：114 年 9 月 4 日(四)

課程講師：

國立清華大學 原科中心 蔣安忠 博士/一等核能技術師 (第一、二小時)

國立清華大學 原科中心 劉千田 技士/輻防師 (第三小時)

總時數：3 小時

課程對象：

核安監管人員、除役/外釋作業人員或相關承包商工作人員、輻射防護人員、實驗室分析與審查相關人員。

學習目標：

1. 建立學員對除役與外釋架構(MARSAME/MARSSIM)的理解與運用邏輯。
2. 掌握核設施離場調查設計與統計判定方法的關鍵知識。
3. 從實例分析中歸納台灣實務與國際標準的異同與建議方向。
4. 熟悉輻射偵測儀器之應用範圍、性能限制與實務部署。

二、課程內容

第一小時

1. MARAME 原理與簡介
 - MARSSIM(土壤與建築物) vs MARSAME(物質與設備)。
 - 外釋調查的資料品質目標(DQO)、行動基準(AL)/(導出濃度指引水平(DCGL)與外釋/離廠標準的規範。
 - 放射性物質的分類與處理模式。
2. Sign/WRS Test 統計測試
 - Sign Test 與 Wilcoxon Rank Sum Test 比較。
 - H_0/H_1 假設與結果詮釋。
 - 統計測試的實例與實務情境。
3. S_c 、 S_D 、MDC 與 MQC 的設定 (含 Scenario A/B 簡介)
 - 儀器偵測能力(MDC)定義與計算。
 - S_D (儀器最小可測信號)與 S_c (決策準則)關係。

- 量測量化能利(MQC)的意義。

第二小時

1. Humboldt Bay 電廠實例之離廠作業輻射調查計畫配置與統計邏輯
2. Zion / 台電 / HBPP 比較案例
 - 三者作業設計差異與長處分析。
3. 監管與查驗建議
 - 管制面向的建議。
 - 查驗面向的建議。
 - 量測過程上的建議。

第三小時

1. 常見偵測儀器應用
2. 輻射防護與實務應對
3. 清大生科館外釋經驗分享

三、課程教材

1. 第一小時與第二小時教學簡報檔約 60 頁

內容取自委託研究計畫「精進核電廠除役拆除物質輻射偵檢與評估之管制資訊研析」(NSC11310053L)，依照該研究計畫的研究報告內容進行編寫，從 MARSAME 基本內容開始，進入 MARSAME 的統計基礎與實務應用介紹，再以美國 Humboldt Bay 電廠和 Zion 電廠的離廠作業實務進行分析，並與台電離廠作業程序進行比較，最後對主管機關監管與查驗方面的建議。

2. 第三小時教學簡報檔約 30 頁

簡介核設施除役拆廠作業所使用的輻射偵測儀器與其應用範圍，內容取材自清大水池式反應器內部教育訓練「游離輻射防護與度量簡介」、「國立清華大學生物科技館南館清理計畫輻射安全管制總結報告(106 年 7 月，原能會輻防處(現核安會輻防組)核定)」、「國立清華大學生物科技館拆除產生之混凝土塊外釋計畫」(105 年 8 月 5 日，103 年 2 月 26 日物一字第 1030000519 號函核定後第 1 次修訂版)。

3. 完整教材簡報檔案將於教育訓練實施日 7 日前提供。

附件：課程簡報

核一廠反應器教具模型



組合圖



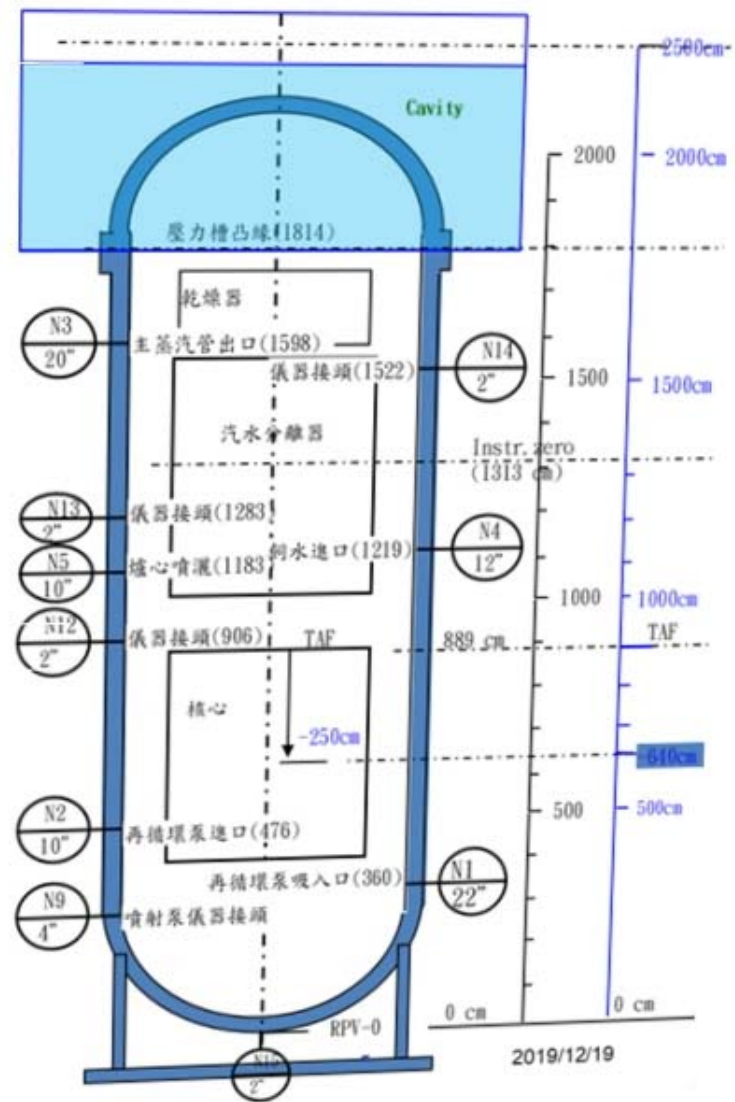
分件圖

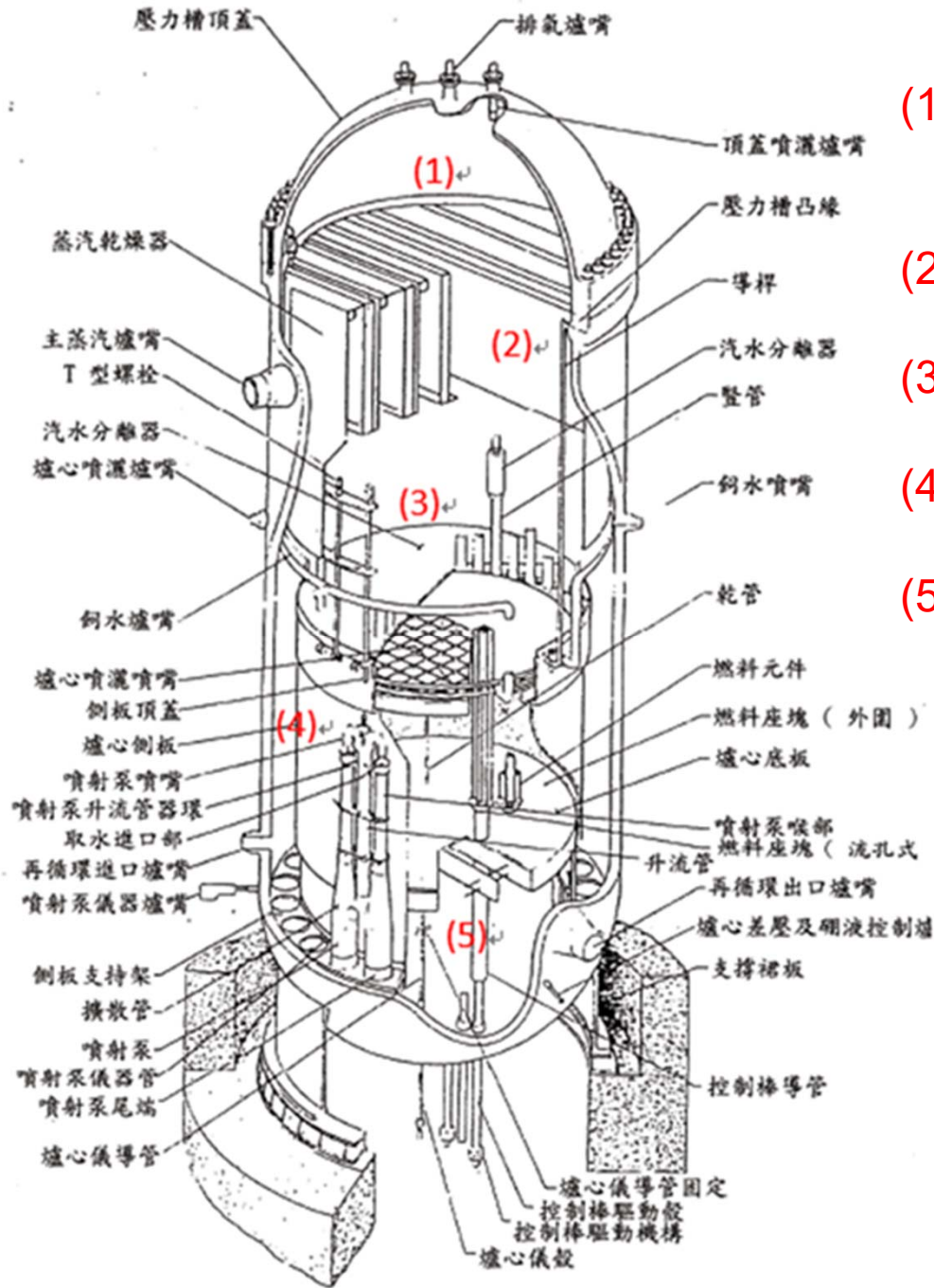
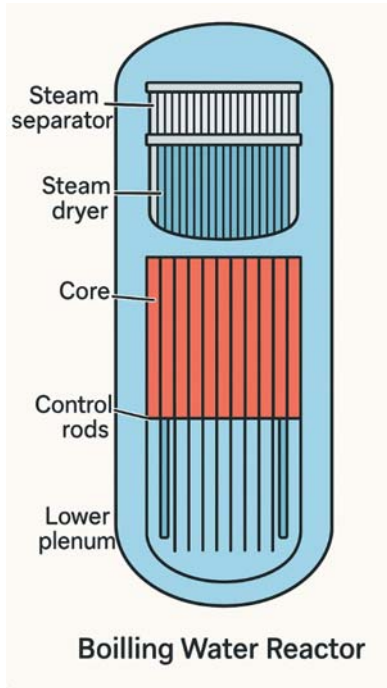
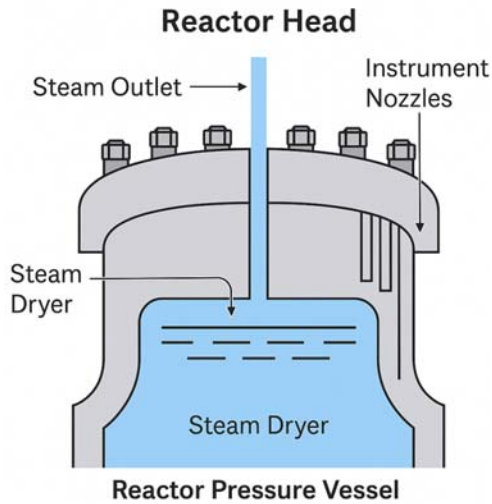


上色完成圖 (含保護罩)



燈光控制電路版





(1) 反應爐爐蓋
(含壓力槽凸緣)

(2) 蒸汽乾燥器

(3) 汽水分离器

(4) 爐心

(5) 控制棒與爐底區域

反應爐爐蓋
含壓力槽凸緣高度



蒸汽乾燥器

內部為片狀結構平均
分布於該區域



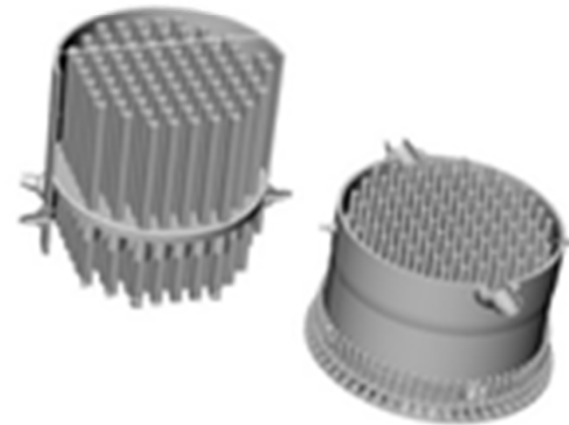
爐心

燃料棒為柱狀結構
平均分布於該區域



汽水分離器

內部為柱狀結構平均
分布於該區域



控制棒與爐底區域

延伸柱狀結構平均分
布於該區域

- 縮小比例約1:50 (原爐高約2070cm, 縮小至45cm)
- 圖中片狀、柱狀、延伸狀結構依實際狀況動態調整數量，以符合實務需求。

[反應爐爐蓋 (密封RPV、蒸氣與儀控通道、支撐、燃料裝載與檢修通道)]



[蒸氣乾燥器 (進一步去除蒸氣中的水滴)]



[汽水分離器 (初步分離水與蒸氣)]



蒸氣



燃料棒

[爐心 (核分裂產生熱)]



← 水 / 蒸氣混合物

[控制棒 (調控核分裂)]



[爐底區域 (冷卻水進入、支撐、驅動控制棒)]

反應爐爐蓋 (Reactor Pressure Vessel Head)

位置: 位於壓力槽最上方，具有關鍵性的結構與功能角色。

功能:

1. 密封壓力槽

- 反應爐爐蓋是反應器壓力槽(reactor pressure vessel, RPV)的一部份，承受高壓與高溫環境(通常壓力約7MPa，溫度約280~300°C)
- 透過螺栓和密封墊圈(O-rings)與壓力槽主體連接，確保密封性，防止蒸氣與放射性物質洩漏。

2. 提供蒸氣與儀控通道

- 在爐蓋區域設有通道，使乾淨蒸氣從蒸氣乾燥器與汽水分離器上方流出，進入主蒸氣管線(導向汽輪機)。
- 也包含各類儀控接口(例如壓力、溫度、中子通量偵測器)與通訊線路的穿越孔。

3. 支撐上部內構件 (Upper Internals)

BWR雖然不像PWR有壓力槽內的複雜上蓋支架，但爐蓋仍需支撐一些上部結構(例如導向構架、固定件等結構)，協助穩定蒸氣乾燥器、汽水分離器等設備的位置。

4. 便於檢修與更換燃料

設計上可拆卸與吊掛，在大修或換料期間移除爐蓋後，可從上方取出燃料棒，並且維修內部結構與檢查壓力槽。

通常搭配爐頂吊車進行操作。

蒸氣乾燥器 (Stream Dryer)

位置: 位於汽水分離器上方，反應器壓力槽內。

功能:

- 對從汽水分離器豬來的濕蒸氣進行進一步脫水。
- 去除蒸氣中殘留的小水滴，使蒸氣達到高乾度(通常超過99.9%)。
- 高乾度蒸氣可以提高汽輪機效率並減少機械磨損與腐蝕。

汽水分離器 (Steam Separator)

位置: 位於爐心上方的反應器壓力槽內。

功能:

- 將來自爐心的水-蒸氣混合物進行初步分離。
- 利用離心力或改變流向的方式，讓蒸汽與水分離。
- 大部分的水會回到爐心循環，蒸氣則向上進入下一階段處理。

項目	汽水分離器	蒸氣乾燥器
功能	初步分離水與蒸氣	進一步去除蒸氣中的水滴
處理對象	水-蒸氣 混合物	濕蒸氣
脫水程度	中等 (多數液水已分離)	高 (使蒸氣達到極高乾度)
技術方式	離心力或重力分離	多層轉向或撞擊脫水設計

爐心 (Core)

位置: 位於壓力槽中部偏下，由燃料棒組成的燃料組件(Fuel Assemblies)排列而成。

功能:

是核分裂反應的主要場所，鈾-235燃料在此發生核分裂反應，釋放大量熱能。

產生的熱量使得冷卻水(反應器中的水)沸騰，產生蒸氣。

爐心中子須確保中子能有效增殖，同時控制功率分佈與熱輸出。

控制棒 (Control Rods)

位置: 由爐底下方插入爐心 (沸水式反應器特有設計，不同於壓水式反應器的上方插入)

材質: 通常由吸收中子的材料如硼化物、不銹鋼與銀-鈾-鎳合金等構成。

功能:

調節或快速終止核分裂反應(控制反應度)。

吸收中子，降低連鎖反應速率。

用於功率調節、負載跟隨(load-following)與緊急停機(SCRAM)

爐底區域 (Lower Plenum / Bottom Head)

位置: 位於爐心下方，是壓力槽的最低區域。

功能:

支撐燃料組件與控制棒驅動機構(control rod driving mechanism, CRDM)。

提供冷卻水均勻分配至燃料棒下端通道，確保有效冷卻與熱交換。

控制棒驅動機構設置於此，用以驅動控制棒進出爐心。

通常也是爐內結構監測、儀器(如中子通量偵測器)安裝的位置之一。