

行政院原子能委員會
委託研究計畫期末研究報告

核電廠除役階段之輻射安全管理與規劃

技術研究(1/4)

**Research on the radiation safety management and planning
technology for decommissioning of nuclear power plants**

受委託機關(構)：原子能委員會核能研究所

計畫主持人：梁○京

聯絡電話：(03)4711400 ext.7681

主要工作項目負責人：黃○吉、許○霞、林○得

聯絡人：彭○琪

報告日期：108 年 12 月 25 日

目 錄

中文摘要	i
Abstract	ii
壹、前言(計畫緣起)	1
貳、研究目的	4
參、研究方法、過程、結果與產出	7
肆、結論與建議	30
伍、參考文獻	33
附件	35

中文摘要

由於除役期間各階段有大量的輻射作業進行，落實輻防管制工作、輻射防護作業、完備的防護措施與技術能力，是保障輻射工作人員之關鍵與重要的課題，故有必要加強精進輻射安全管制技術，包括防護措施的適用性分析、應用對策研擬、及核電廠除役之輻射潛在意外事件蒐集與分析，俾利精進提昇國內輻射防護與管制技術，增進完善管制核設施除役之輻射安全，提昇國內輻射防護與管制技術。針對此需求，本計畫擬執行工作包括：精進核電廠除役各階段輻防管制技術與輻安意外潛在分析、導入智慧科技以取代人力的輻射劑量合理抑低手段、以及除役中與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術。

關鍵字：潛在輻安意外分析、除役、智慧科技取代人力、輻射偵測
報告審查、輻射防護管制

Abstract

Since a large number of radiation operations are carried out at various stages during the decommissioning period, the implementation of radiation regulations, radiation protection operations, complete protective measures and technical capabilities are key and important issues for the protection of radiation workers, so it is necessary to strengthen the technique for radiation safety regulation. It includes the applicability analysis of protective measures, the research of countermeasures, and the collection and analysis of potential radiation accidents during the decommissioning of nuclear power plants to improve the technologies of domestic radiation protection and regulation.

In response to this demand, the proposed implementation of this project includes: improving the technology of radiation safety regulation and potential radiation accident analysis, introduction of smart technology to reduce the radiation dose for workers and review technology for the environmental radiation monitoring report for the decommissioned nuclear power plant.

Keywords: Potential radiation accident analysis, smart technology, review technology for radiation monitoring report, radiation safety regulation.

壹、前言(計畫緣起)

因應未來核電廠陸續除役，需發展核電廠除役相關安全管制技術，並吸收核電廠除役國際經驗，發展完整之大型核設施除役規劃及管理技術，其中尤以建立支援核電廠除役安全管制之研究團隊並培養實務人才，是為尚未進入實質除役階段的當下應優先執行的要務。在實務上則考量(一)核一廠除役主要分成四個階段，包括停機過渡階段8年、除役拆廠階段12年、廠址最終狀態偵測階段3年，以及廠址復原階段2年，共計長達25年。核電廠除役期間潛在輻射風險，運用機器人或遠端遙控技術輔助輻射調查作業，可避免人員直接曝露於輻射風險，相較一般工業機器人應用將更具人工替代效益。另外發展相關應用之機器人載具，透過人工智慧及原子能技術之跨領域整合，尚有助政府「智慧機械」創新產業之加值化，落實「發展工程跨域整合技術」策略目標之邊際效益。(二)核電廠除役計畫安全審查的關鍵要項，包括廠址輻射特性調查、除役作業安全分析、拆除與除污技術、除役放射性廢棄物管理、輻射劑量評估及環境輻射監測、廠址解除管制等範疇，蒐集並研析國外除役核電廠之管制法規、安全標準、技術規範及實際除役案例與技術，建立國內核電廠除役計畫安全審查相關之管制法規、技術規範及評估驗證技術。計畫內容所參考之目前環境需求與未來方向預測如下：

- 一、為使除役計畫中有關輻射劑量評估、拆除工法與除污技術選擇、廢棄物量估算及除役成本評估等，得以進行精確與縝密規劃，以及後續主管單位檢查、複查等管理機制之施行，針對設施現場高背景輻射區域可能投入之輻射工作人員所累積劑量，就輻射防護管理層面考量，具有輻射劑量

合理抑低的需求與相對應的施行方法備置，以利有效核實未來設施經營者於除役期間提報輻射分析資料之正確性及完整性，確保我國核設施除役階段輻射防護與管制之落實。

二、為有效確保環境、民眾與工作人員之輻射安全，進行核電廠停機後過渡階段之除役作業場所輻射分析技術相關文獻蒐集，以有效核實未來設施經營者於除役期間提報輻射分析資料之正確性及完整性，提升我國核設施除役輻射防護與管制技術。建構強化完整的精進除役作業、強化合理抑低除役作業人員接受輻射劑量之防護作業措施、放射性廢氣液體排放相關輻射防護作業程序及方法，落實輻防管制措施、確保核設施除役作業之工作人員個人劑量符合法規限值。重要參考文獻計有：U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, REGULATORY GUIDE 1.191, "FIRE PROTECTION PROGRAM FOR NUCLEAR POWER PLANTS DURING DECOMMISSIONING AND PERMANENT SHUTDOWN", (May 2001)、日本原子力規制委員会「発電用原子炉施設及び試験研究用等原子炉施設の廃止措置計画の審査基準」(2013年11月)、Carpenter, John, "WATCHDOGS: Zion's Nuclear Fallout; Still Reeling from '98 Closing", Chicago Sun-Times (2017) 、日本原子力発電株式会社，「敦賀発電所1号炉廃止措置計画認可申請書(2016)」等。

三、我國核能一廠與二廠分別於1978年和1981年開始商轉，核能一廠一號機已於2018年12月5日停止運轉。依據「核子反

應器設施管制法」第28條及「核子反應器設施管制法施行細則」第16條規定，核設施經營者應於主管機關核准除役後規範期限內完成除役作業，並由主管機關審查除役後之廠址環境輻射偵測報告。除役後廠址須確保土壤或建物中殘餘輻射量能符合法規劑量限值之要求，方可釋出進行他用，而廠址殘餘輻射之量測及驗證，則須於除役後廠址環境輻射偵測報告中有詳實之描述。本計畫將參考國際規範，針對除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術及重點，進行深入研究探討，以建立本土化除役審查技術能力，並定期提供管制人員審查技術教育訓練，以提升我國核設施除役之輻防管制能力

為落實除役期間各階段之輻防管制工作、輻射防護作業，並完備的防護措施與技術能力，保障輻射工作人員，必需精進加強輻射安全管制技術，包括防護措施的適用性分析、應用對策研擬、及核電廠除役之輻射潛在意外事件蒐集與分析，俾利精進提昇國內輻射防護與管制技術，增進完善管制核設施除役之輻射安全，提昇國內輻射防護與管制技術。針對此需求，本計畫擬執行工作包括：精進核電廠除役各階段輻防管制技術與輻安意外潛在分析、導入智慧科技以取代人力的輻射劑量合理抑低手段、以及除役中/除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術。

貳、研究目的

本計畫之具體內涵包括下列三個主題(子項工作項目)，係以核研所之技術為中心，依據原能會函文之指示與需求而訂定，報陳原能會審查同意後執行。

一、輻射劑量合理抑低技術開發與應用智慧科技之研究

依據「核子反應器設施除役許可申請審核辦法」中規定，核子反應器設施除役，應檢附除役計畫，而除役計畫中則明訂了廠址輻射特性調查的規範與規劃，特性調查結果則對後續拆除清理工作的規劃與執行有著重要的影響。然而在實際執行層面上，在反應器緊鄰的空間中，如乾井、抑壓池與其周邊房間，執行特性調查工作將造成極大的人員劑量累積，其衍生之議題亦將造成主管機關輻防管制上的困擾與疑慮。本項目計畫預計研究建立機械化、自動化偵測技術之解決方案與適用性，並與國內業者合作研究整合智慧地行機技術，建立以智慧機械取代高輻射區域人力調查工作之可行性與相關規範，達成輻射劑量合理抑低的目標。

二、精進除役期間輻射管制技術之研究

本子項計畫目標包含二部份：一是除役之輻射意外事件其影響之案例分析研究；建立除役之輻射意外事件影響潛勢與風險分析與檢討改善措施。並完成國內除役輻射意外事件源項之參考研究，提供主管相關單位審查參考。其二則是人員劑量與排放相關作業程序及準則研究；建立除役作業相關的放射性廢氣、液體排放偵/監測、影響評估技術，除役期間環境輻射監測技術研析，強化精進除役作業合理抑低除役作業人員接受之輻

射劑量及防護措施。

三、除役期間與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術建立及訓練

一般核電廠除役過程中，係以數據生命週期(Data Life Cycle)來進行輻射偵檢規劃與評估輻射偵檢結果。輻射偵檢規劃階段，一般利用數據品質目標(Data Quality Objective)程序發展偵檢設計(survey design)，以確保輻射偵檢結果之數量及品質，可用於支持最終之決策；此外，於輻射偵檢執行與評估階段，則使用數據品質評估(Data Quality Assessment)，以評估輻射偵檢結果、確認數據品質目標是否符合偵檢目標，以及詮釋用於決策之偵檢結果所代表之意義。本計畫將參考美國環保署相關導則，進行核電廠除役輻射偵檢數據品質目標(DQO)及數據品質評估(DQA)技術研究，以確保我國核電廠除役工作之規劃及執行，能符合預定法規規定及要求；此外，將參考國際核電廠除役輻射偵測規劃及審查技術文件，包括國際原子能總署(IAEA)Safety Guide No. WS-G-2.1 及 Safety Report No.45 等，針對除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術及重點，進行深入研究探討，以制定符合國情之除役審查導則文件，並定期提供管制人員審查技術教育訓練，以提升我國核設施除役之輻防管制能力。

圖 2-1 說明本(108)年度計畫架構。

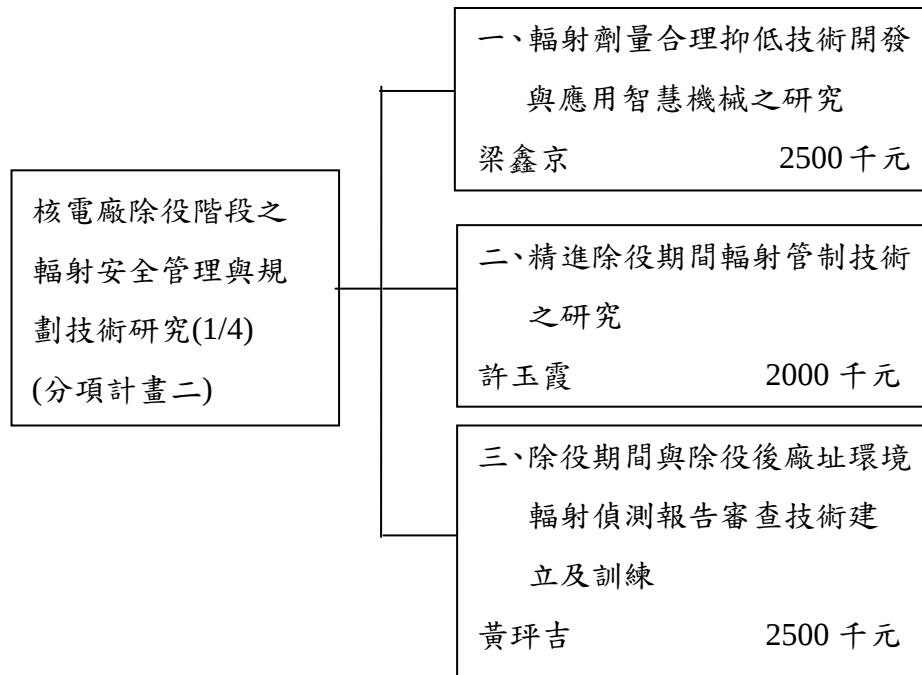


圖 2-1. 108 年度計畫架構

參、研究方法、過程、結果與產出

本(108)年度研究計畫工作項目依原能會核定版本計畫書執行，各項目研究過程與產出說明如後：

一、輻射劑量合理抑低技術開發與應用智慧科技之研究

本工作本年度研究方法、過程與產出詳述如下：

1. 遙控地行輻射偵測可行性與技術解決方案研究

研究國內外輻射與非輻射領域地行機應用實例，如福島電廠汙染區探測、消防用/反恐用爆裂物處理等，瞭解各應用例的技術施行方案，並連結國內產、學界技術資源，規劃符合本計畫應用標的之地行機解決方案及應用發展路徑。另外，考量地行機自走技術發展尚未成熟，本年度工作尚需整合、評估地行機的遠端遙控功能，以確保實際應用上的錯誤容忍特性。

核電廠內為複雜的結構環境，部分區域具高輻射、空間狹小及環境濕熱等特性，甚至有些區域人員根本無法抵達，不適合完全由人工直接進行日常巡檢與運轉維護作業。且為避免人員暴露於危險環境中，採用機器人進行遠端遙控作業，處理受污染區域的高風險任務，可以有效的讓作業人員遠離輻射曝露及降低勞動力，也可提高設備維護和事故處理的效率。因此，在核電廠使用機器人代替人力已漸漸成為業界的共識，國際原子能總署亦強烈贊成在核電廠中使用機器人。核電廠用機器人面臨的作業環境更加嚴苛，需要有良好的移動性能和安全餘裕設計，同時應具備有良好的環境感知及通訊能力，最重要的就是要具備

有一定程度的耐輻射性。

應用於核電廠的機器人其移動機構多為輪式、履帶式、多足式，其他還有真空吸盤式、複合式...等。整體完整架構由機器人與遠端控制器組合而成，機器人本體係以嵌入式控制系統為控制核心，依執行各式任務之需求，可搭載影像裝置、各式的感測器（如：輻射檢測設備、各式環境偵測器、各式氣體感測器...等），以及各種需求的機械手臂、切割工具、取樣工具、清潔工具...等。當在現場執行任務時，機器人可將現場所偵測到的資訊及影像回傳給遠端控制器，操控員再依需求，控制機器人執行各項任務。

核電廠的生命週期中，須全程進行廠區輻射偵檢，確保電廠運行安全。在除役期間，全廠區輻射偵檢亦同樣重要，當規劃進行核設施維護和除役時，首先就是要檢查是否具有放射性核種，特別是高活性核種。美國 Remotec 公司開發了名為 SURBOT 的輻射檢測機器人，如圖 3-1。該機器人透過底部的兩個馬達驅動輪和一個自由飛輪，使其可移動及靈活轉向，且其回轉半徑極小。另在機殼內的纜線卷軸，當機器人移動或轉向時，能夠自動的收放纜線使得機器人能在核電廠內往復移動，進行環境監測。



圖 3-1. SURBOT 機器人[1]

法國 CEA 和 Cyberia 公司共同合作開發了 RICA 機器人(如圖 3-2)。此款機器人可依據任務需求，選擇搭載 Romain 50 機械手臂或是輻射量測模組，該輻射量測模組涵蓋劑量率檢測器、伽馬光譜儀、伽瑪相機和激光遙測儀，具有完整的輻射調查工具，且可精準定位和測量場域輻射活度資訊。



圖 3-2. RICA 機器人[2]

印度巴巴核能研究中心(BARC)開發一種帶有輻射偵檢設備的機器人，如圖 3-3。用於核能電廠監測空氣過濾器 HEPA 輻射量。該機器人具有一伸縮裝置，並裝配 Geiger-muller counter 輻射偵檢器，其伸縮範圍 1~5 m，整個裝置可進行仰角和方位角旋轉，有效地增加了偵測範圍。

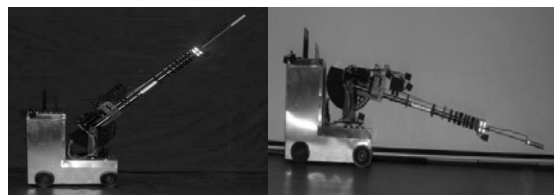


圖 3-3. 印度 BARC 開發的機器人[3]

彙整國內外偵檢機器人基本架構可參考圖 3-4，已可遠端遙控至移動載具為主體，可裝配各式偵檢裝備，影像裝置就如同機器人的眼睛，可勘察現場情況，即時回傳主控端。超聲波、雷達、紅外線等位置感測器，可提供多種方

式判斷場域周圍障礙物現況，及機器人相對位置感知能力。驅動系統主要受遠端控制，驅動載具位移，並根據位置感測器資訊，調整行進路徑，進而更可實現自動避障或自走等功能。功能控制模組主要是考量各種任務需求所外加之功能組件，如機械手臂及切割機具。同樣機器人可搭載輻射檢測設備，來獲取現場的輻射資訊，並將測量資料連同其他各感測資訊，以有線或無線傳輸方式轉送回遠端控制器，提供給操控者或決策者。

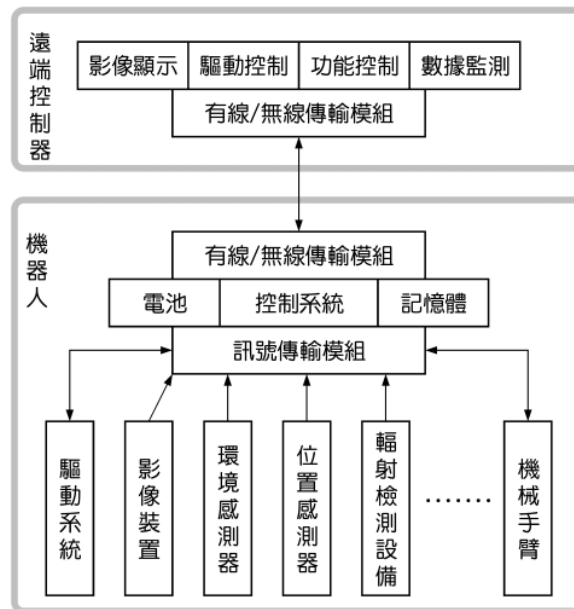


圖 3-4. 機器人基本架構圖

因應上述基本架構需求，為快速達成移動式輻射偵檢機具開發，擴展智慧機械應用入門，初期採用市面上商業產品 DASHGO E1 版載具為移動基礎平台(圖 3-5)，具 2D 光學雷達作為載具定位與距離判讀，額外搭載即時影像與本所自製塑膠閃爍體空間輻射偵檢器，作為智慧輻射偵測載具原型機開發版平台(圖 3-6)。導入機器人開源程式作為

主控系統，載具包括一主體運算核心架構，該架構連結外部裝置，如環境感測、環境建模及通訊整合等單元；透過外部光學雷達(Lidar)裝置及環境感測器連結至主系統，將光達裝置以及環境感測器所偵測到的訊號傳至該主體核心運算單元，藉由核心運算單元的處理建立環境空間資訊模型，並可透過通訊整合單元將機械視覺觀看到的影像即時傳輸到外部控制系統；而外部控制系統也可藉由通訊整合單元進行遠端控制。

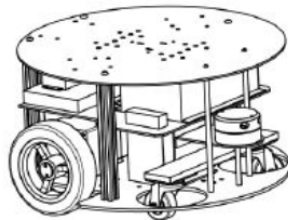


圖 3-5. DASHGO E1 平台



圖 3-6. 智慧輻射偵測載具原型機

智慧輻射偵測載具原型機機組特性與規格：

- 2D SLAM 建模
- 塑膠閃爍體輻射偵檢器
- 多角度即時影像監測模組
- 已知地圖點對點移動
- 電力線網路通訊模組

載具規格

- 最高移動速度：0.5 m/s。
- 最高越障高度：10 mm。
- 連續使用時間：3 hr。
- 自重：20 Kg、最大載重：50 Kg。
- 攝影機解析度：1280×720(影像串流)。
- 採用所內自製輻射偵檢器。
- 直徑 420 mm×高 250 mm

現有原型機功能架構僅至藍色區塊，紅色區塊部分需在後續擴增路徑規劃與定位模組單元後之產物(圖 3-7)。主體運算核心架構採用嵌入式系統，運用開源架構之機器人作業系統(Robot Operating System，簡稱 ROS)編輯移動載具操控模式，導入即時定位與地圖建構(Simultaneous localization and mapping，簡稱 SLAM)演算法。SLAM 經常使用許多不同類型的傳感器來獲得地圖數據，這些傳感器可以是光學的，比如 1D (單波束)、2D 的 (掃描)、3D LIDAR、聲納或多個 2D/3D 攝像頭傳感器。智慧輻射偵測載具原型機受限於經費與時程問題，採用 2D 光學雷達及人工操控模式遙控載具偵測盲區地圖，待完成偵測場域平面地圖建模作業後，即可在已知建模地圖中操控載具至地圖中的任意位置。

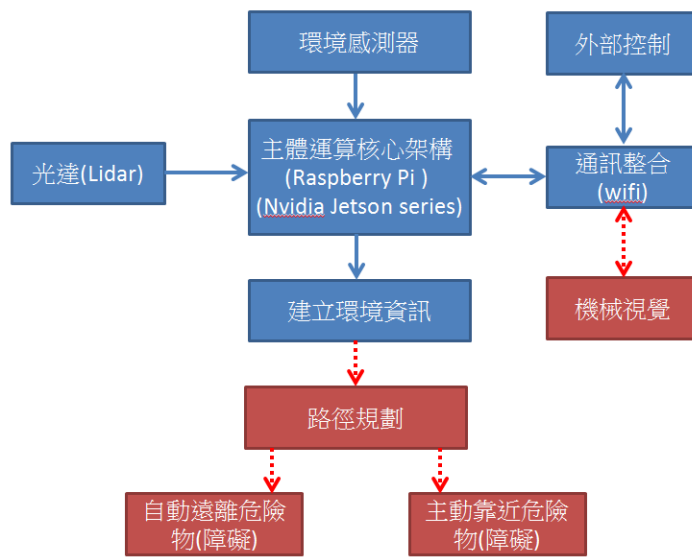


圖 3-7. 智慧輻射偵測載具架構圖

2. 核設施高輻射區域界定及機器行走需求研究

一般在核電廠溫和環境 40 年輻射累計劑量為 2×10^3 rad，且商業級馬達與電纜等組件在輻射場域的應用，也都平均可達 10^8 rad 累積劑量率。半導體元件通常僅能承受 10^4 rad 累積輻射照射劑量，且隨著太空科技腳步推展，及半導體元件製程技術提升，相關光電元件耐輻射可靠度將是重要議題。

在核能電廠除役計畫中，定義之高污染區輻射劑量率為 1 mSv/h。根據數位輻射監測系統測試經驗，核電廠定義事故環境 30 天內，需要能承受 10^5 rad 累積輻射劑量，數位輻射監測系統仍能正常運作。2011 年 3 月 11 日，日本東北部沿海發生了 9 級地震，地震引發的海嘯導致濱海的福島核電廠發生了核事故。由於事故現場為高溫與高輻射環境，日本救援當局不得不求助於機器人參與救援活動，世

界各國也盡力協助事故處置和救援行動，當下進入事故現場偵查的機器人，在此高溫及高輻射環境下都無法正常運轉超過 1 小時。

日本千葉工業大學、東北大學和 JAEA 共同開研發 Quince 機器人，該款機組原專為災害環境下的人員搜索及救援設計款式。在福島核事故發生 3 個月後交付 TEPCO 使用，執行探測任務。在初始機型設計並未考慮耐輻射特性，然在交付 TEPCO 前，特別針對高輻射環境探測任務需求，進行了重新設計和大量的環境可靠度測試。Quince 機器人之耐輻射能力超過了 100 mGy/h，可在這樣的輻射環境下工作 100 小時左右，機組亦考慮防水、防塵與耐震動機制。在福島事故處置期間(2011 年 6 月 20 至 2011 年 10 月 20 日)，共計執行了 6 次的任務，可參考表 3-1。[註：當 Quality Factor (Q=1)時，1 Gy=1 Sv=100 rad]

表 3-1. Quince 執行的任務清單(2011.6.20~2011.10.20)[4]

項次	任務	所用時間 [min]	行走距離 [m]	環境劑量 [mGy/h]
1	在 2 號機組反應爐底層的放射性污染水池安裝水位計(空間過小，未成功)	95	182	65
2	測量 2 號機組反應爐廠房底層以上的放射性劑量，對反應爐廠房內空氣中的固體顆粒進行取樣	195	230	50
3	查看 3 號機組反應爐爐芯噴霧系統的損壞情況，測量反應爐周圍的劑量水準	105	130	54
4	查看 2 號機組 1 樓的損害	80	100	N/A
5	查看 3 號機組 1 樓的損害	90	160	N/A
6	查看 2 號機組 3 樓的損害情況，5 樓的燃料水池(纜線卡住，未能返回)	138	408	250

輻射防護問題是輻射場域使用機器人的重要課題，機器人為機電整合系統，其運作於輻射環境中，若無任何輻射防護措施，容易導致機器人內部感測器、電子元件及信號傳輸等系統失靈，以輻射場域常被使用的影像監視器組件為例，其內部之光電感測元件受到光脈衝干擾和輻射干擾極易損壞，其絕緣材料、潤滑劑、粘合劑及密封部件等周邊附屬也容易老化。因此於高輻射之作業場所，機器人的輻射防護至關重要，不容忽視。核電廠用機器人的輻射防護需要先從受輻射影響較大的元件和材料方面開展研究，以提高部件的抗輻射水準。

一般而言，機器人上常用的輻射防護方式有傳統的屏蔽防護、元件塗覆防護及電路抗輻射加固等方式。針對移動式載具而言，受限於載具裝載空間與操控能力，無法全尺度採用屏蔽方式進行輻射防護，且現階段因應市場需求量不足原因，除非是不計成本考量進行新式抗輻射元件設計與生產。當下較為可行的方式是評估現有載具各式光電元件輻射耐受度，依現有空間，採用重點局部屏蔽，脆弱點採取可靠度分析，最佳化零組件定期更換作業，以維持輻射場域智慧機械應用之最佳化壽期效益。

遠端影像監測是遙控載具主控端即時展示場域現況的重要功能，然輻射會對影像裝置 CCD 或 CMOS 造成損傷，在輻射環境內使用的影像裝置需要進行專門的防輻射處理，一般環境可採用屏蔽防護方式(例如鉛玻璃視窗與金屬外殼屏蔽)，或反射鏡方式(利用潛望鏡原反射影像，搭配屏

蔽防護)，減少輻射直接傷害監視器的感光元件。然移動式載具受限於載重量與載貨空間需求，載具上方使用監視系統可能無法提供充足保護，現階段針對載具上重要核心元件，規劃採用局部屏蔽防護措施，而部分商業級量產低價位產品，則以元件耐輻射試驗為主，評估載具元件可靠度與使用壽期，以模組化系統整合設計，採取定時更換機制，用以提升輻射場域智慧機械應用可靠度與性價比。實驗室曾對內視鏡 CCD 於本所輻射照射廠進行耐輻射試驗，輻射照射平均劑量率 40 Gy/h，照射後接近 20 小時，CCD 影像開始有色差，此時機組大約承受 8×10^4 rad；在累積照射 31 小時之後，受測 CCD 裝置已無影像傳出，此時計約承受 1.2×10^5 rad。後續會針對其餘光學元件、動力模組進行耐輻射資訊評估。

3. 輻射區域即時數據傳輸技術可行性研究

核能電廠中應用的機器人除有耐輻射的特殊需求外，機器人系統與控制端的通訊可靠度是輻射場域應用重要關鍵問題。對於現場資訊的採集，如輻射量、影像及環境資訊等，是核電廠用機器人所應具備的重要功能，現場資訊有效傳回主控端，對於各項任務執行及決策判斷至關重要。目前常用的通訊系統為有線和無線兩種，而將機器人搭配這兩種系統應用於核電廠時，都衍生了對應的問題。採用有線通訊系統時，纜線除了會增加機器人的負載外，由於複雜的現場環境，極易引起通訊纜線纏繞現象，進而影響機器人運行。而採用無線通訊雖能免除傳輸纜線阻礙

問題，但由於核能電廠內，機器載具作業於圍阻體區域內，為阻隔輻射物質外洩，其牆體厚度為 1 公尺以上的混凝土，甚至是金屬礦砂混凝土牆面，這對於無線通訊信號有極強的屏蔽效應，讓機器移動載具無法與控制端建立可靠的無線通訊。因此如何設計開發一個良好且實用的通訊系統，而可供機器人應用於核電廠，為輻射場域使用機器移動載具控制重要課題。

為模擬輻射場域智慧機械載具遠端操控現況，以本所 067 館第 3 貯存庫為輻射場域測試場址，此廢料貯存區具有微量輻射劑量，但無輻射塵等污染物，主控室與廢料貯存區中間有 80 公分金屬礦砂混凝土牆隔間，出入門口有 10 公分厚鉛門隔離(參考圖 3-8)，當鉛門封閉時，廢料貯存區與控制室內之無線訊號將會被遮蔽，使得主控端與移動載具無法通訊連結。因應試驗場域建築牆面與鉛門屏蔽隔離，採用電力橋接方式連結試驗場域與監控室間的訊號傳輸(參考圖 3-9)，而移動載具與電力橋接後的基地台，採取 WIFI 無線傳輸方式連接，達到遠端遙控作業需求。載具原型機上搭載商用級 2D 光學雷達，乘載能力最大為 50 kgf，其移動機構，採用輪式，適合室內平整地面場域，並外掛影像監測模組。載具透過 WIFI 無線訊號由遠端操控運行與偵檢資料傳輸，可進行盲區地圖建模，完成後(參考圖 3-10)，可於主空段下達指令，讓移動載具自動避障，到達地圖上任意點執行空間輻射偵檢任務，並即時回傳蒐集資訊。此載具搭載本所自製塑膠閃爍體輻射偵檢器，因空間

輻射計量偵檢有效距離需離地 1 公尺高，故載具上之輻射偵檢探頭掛載於電動升降桿上方，當移動載具達到量測位置時，可遠端控制升降桿，以偵測空間輻射劑量。

圖 3-8. 智慧輻射偵測載具(原型機)測試場域配置

圖 3-9. 智慧輻射偵測載具遠端通訊介面架構圖



圖 3-10.原型機於輻射場域偵測任務之地圖建構圖

因應智慧輻射偵測載具原型機輻射場域實測資訊，提升智慧型輻射與環境監測載具系統系統功能，擴充 3D 光學達與 VO 視覺輔助定位機制，提升載具地圖建模速度與精確度。為適應一般平面道路運行操控，增加載具輪徑規格，並搭載全向輪組機構，提升載具運動操控性能。在施行遠端環境偵測任務，環境監測感測器除空間輻射計外，另搭載溫度、濕度、粉塵及二氧化碳感測模組，可即時回傳載具偵測資訊於主控端，後續可採用基礎內外差方式評估，即時展示於載具建模地圖，達到載具運行避障與路經規劃，此將有助於接續施行載具智慧自走應用設計規劃研究。

4. 論著產出

一篇研究報告「機器人於核電廠之應用與關鍵技術」，介紹機器人在核電廠中的研究和應用，包括正常情況下的日常監測、設備維護和福島事故的緊急救援等，並分析了核電廠用機器人的關鍵技術，亦投稿於台電工程月刊，於 108 年 11 月已通知審查核可。一篇技術報告「多功能履帶載台架設與操作報告」，說明多功能履帶載台裝置之操作程序與方法，內容包含載台架設、各組件規格與性能，藉由

搭載不同偵檢裝置，可於複雜地貌中執行多項工作任務，有助於後續多元地形移動載台基礎藍圖。

二、精進除役期間輻射管制技術之研究

本工作本年度研究方法、過程與產出詳述如下：

1. 研究方法

本子項工作主要著重核電廠運轉後過渡階段(永久停機至燃料自反應器壓力槽中永久移除前之階段)，相關放射性氣體廢棄物、液體排放之電廠視察程序與計畫審查。

電廠視察程序主要參考 NRC 視察手冊「Inspection Manual Chapter(IMC) 2515 G - Baseline Inspection Guidance For Power Reactors Preparing For Transition To Decommissioning Phase」(NRC，2016)，及其視察程序書「Inspection Procedure(IP) 71124.06 - Radioactive Gaseous And Liquid Effluent Treatment」(NRC，2018)架構與內容。

計畫審查主要參考 NRA「発電用原子炉施設及び試験研究用等原子炉施設の廃止措置計画の審査基準」(NRA，2013)，與「廃止措置段階の発電用原子炉施設における保安規定の審査基準」(NRA，2017)。

並補充相關放射性廢氣、液體排放評估，美國運轉中核電廠視察案例(因美國除役電廠適用 IP 71124.06 以來，尚未有違反案例)，與日本除役電廠計畫審查案例之探討及說明。

2. 研究過程

2.1 停機過渡期間放射性氣、液體廢棄物排放團隊視

察程序

首先釐清視察目的：維持放射性氣體廢棄物、液體處理系統合理抑低、監測與分析放射性廢棄物對民眾造成的輻射曝露。當流程輻射監測器故障時，異常的放射性氣體廢棄物、液體仍依可用之程序受到控制；確保放射性氣體廢棄物、液體取樣與分析已適當的量化分析所有外釋途徑的放射性廢棄物；確認因放射性氣體廢棄物、液體造成之民眾劑量。

依視察目的訂定視察要求，主要分為 5 類：巡視與觀察設施經營者時之要求、檢視設施經營者實施校正與測試(流程監測器)之要求、檢視設施經營者進行取樣與分析之要求、檢視設施經營者相關儀器與設備之要求、檢視設施經營者劑量計算報告之導則。

根據上述視察要求，建議準備團隊視察計畫應包含：

- a. 檢視放射性物質排放報告與環境輻射監測報告
確認自上次視察以來的文件，考慮在經營者申報環境輻射監測報告後安排視察，以便比較放射性物質排放報告與環境輻射監測報告。
- b. 檢視終期安全分析報告與環境輻射監測計畫
- c. 檢視程序書、特殊報告以及其他文件
- d. 檢視 Post-Accident High Range Effluent Monitors
包含設施經營者在緊急運轉程序書(Emergency Operating Procedures, EOPs)，或事件中防護行

動建議(protective action recommendations, PARs)

中所需之流程放射偵測儀器。

根據上述視察要求，參考美國核管會在 2013 年對 Grand Gulf 核電廠，以及 2015 年對 Palisades 核電廠之視察報告，擬定視察導則草案提供管制單位參考，內容如停機過渡階段放射性廢氣液體排放團隊視察導則草案。

2.2 除役各階段放射性氣、液體廢棄物排放計畫審查導則

審查基本考量在於確認除役階段發電用反應器設施排放至周圍限制區域外之放射性氣、液體廢棄物，對廠區、周圍環境及民眾造成之輻射影響，均符合「核能電廠放射性物質排放管理規範」之要求。

根據基本考量列出計畫審查基準，包含敘述反應器設施除役階段實施之放射性氣、液體廢棄物處置工程說明；計畫附件審查要求則參考 2016-2017 年日本原子力規制委員會對敦賀電廠除役計畫審查之公開文件說明，與敦賀電廠送交之報告書，建議包含除役期間各階段劑量管理、放射性氣、液體廢棄物產生量評估、平時民眾劑量評估說明與數據報告，擬定計畫審查導則草案提供管制單位參考，內容如停除役各階段放射性廢氣液體排放計畫審查導則草案。

3. 論著產出

一篇研究報告「停機過渡階段放射性廢氣液體排放計

畫審查與視察程序研究」，與兩篇導則草案「停機過渡階段放射性廢氣液體排放團隊視察導則草案」、「停除役各階段放射性廢氣液體排放計畫審查導則草案」。

三、除役期間與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術建立及訓練

1. 核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則研究

我國核電廠除役計畫主要參考由美國環保署(EPA)、核管會(NRC)、能源部(DOE)及國防部(DOD)針對潛在放射性污染場址釋出，所提出的多部會輻射偵測與場址調查手冊(Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, MARSSIM)之建議，進行國內核電廠除役的調查程序及評估。本研究參考美國環保署相關導則，協助主管機關撰擬「核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則與審查導則」(如圖 3-10 及圖 3-11)，以利主管機關後續審查作業之推行。

「核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則」為提供核子反應設施經營者規劃輻射特性調查計畫之參考依據，主要內容分為六個章節，如圖 3-12 所示。由綜合概述描述核子反應器設施執行輻射特性調查計畫之始末和目的，在輻射特性調查偵檢設計面上，依據數據品質目標 DQO 程序進行偵檢規劃並執行，以確保核子反應器設施除役期間所得到之數據及資料滿足品質標準，並以數據品質評估 DQA 程序，評估輻射特性調查偵檢結果之數據品質是否滿足偵測目標以提供最終決策。其中數據品質目標 DQO 程序

及數據品質評估 DQA 程序，分別參考美國環保署 DQO(7 步驟)及 DQA 程序(5 步驟)，運用於「核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則」中，如圖 3-13 及圖 3-14 所示。本研究完成「核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則研究」研究報告 1 篇(INER-14776)，可作為主管機關未來審查輻射特性調查偵檢計畫之參考。

核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則 行政院原子能委員會 一〇八年一月二十三日	第一章、綜合概述 一、緣由及目的 說明輻射特性調查計畫需求與目的，並簡要說明除役計畫書中廠址歷史評估及初步輻射偵檢結果。 二、調查範圍 說明輻射特性調查的範圍，包括廠址內環境(如土壤、地表水及地下水等)及設施(如建築物結構表面、系統、設備與重要組件等)。 三、專有名詞 使用政府主管機關所頒訂之專有名詞，若非常用或自行編譯之專有名詞，需明確定義並加註原文，以利對照。 四、引用之法規及準則 (一)撰寫計畫時所採用之各種資料、其調查、分析、評估之方法，凡於現行國內法規中有規定者，須從其規定。 (二)詳列撰寫計畫時所引用的國內外法規、準則及技術規範，並註明其名稱、公(發)布單位、日期及版本。
---	---

圖 3-10. 「核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則」

核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫 審查導則 行政院原子能委員會 一〇八年三月三十一日	第一章、綜合概述 一、審查範圍 審查人員參考核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則(以下簡稱：特性調查計畫導則)，審查本章的範圍包括：一、緣由及目的；二、調查範圍；三、專有名詞；四、引用之法規及準則。 二、程序審查 審查人員應查申請者提出之「核子反應器設施除役輻射特性調查計畫」(以下簡稱本計畫)本章內容是否符合上述審查範圍所規定之要求內容，並決定所提供資料的詳細程度是否足以讓審查人員進行審查。審查人員應確認本章之內容至少須包含以下資訊： (一)申請案提出本計畫的需求與目的，以及簡要說明除役計畫書中有關廠址歷史評估及初步輻射偵檢的評整結果。 (二)本計畫廠址內環境(如土壤、地表水及地下水等)及設施(如建築物結構表面、系統、設備與重要組件等)的輻射特性調查範圍。 (三)本計畫中所引用的專有名詞定義。 (四)本計畫中所引用的法規及準則。 三、審查重點與接受基準 本計畫中本章的內容應符合以下要求，方能被審查同意： (一)緣由及目的
--	---

圖 3-11. 「核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫審查導則」



圖 3-12. 核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則內容



圖 3-13. 輻射特性調查偵檢規劃對應 DQO 7 步驟

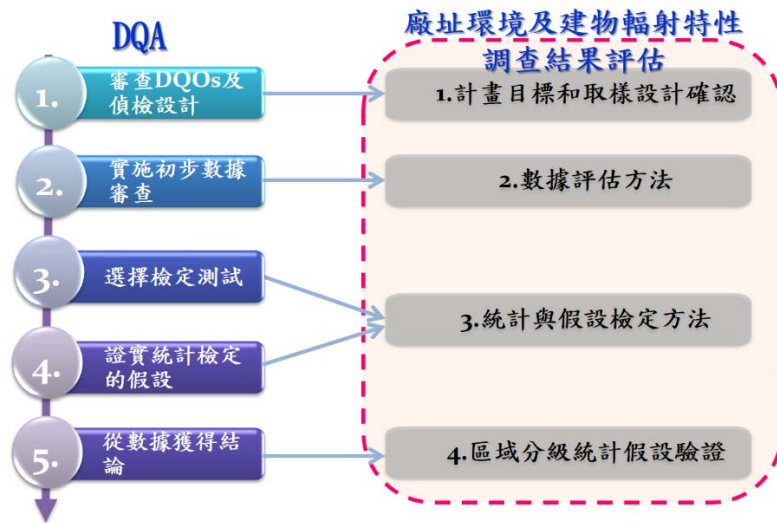


圖 3-14. 廠址環境及建物輻射特性調查結果評估對應 DQA 5 步驟

2. 應用於核電廠除役輻射偵測數據品質目標(DQO)技術研究

核設施除役過程中，需藉由輻射偵檢評估偵檢單元 (survey unit) 之殘餘放射性水平是否符合除役廠址釋出再利用之預定標準，但由於輻射偵檢結果具不確定度存在，因此必須採取相關行動處理輻射偵檢結果中所含的不確定度，以做出正確之決策。此類行動被整合於資料生命週期 (Data Life Cycle) 中，其分為四個階段，分別為規劃階段、執行階段、評估階段與決定階段，用以說明各類輻射偵檢數據之流向，如圖 3-15 所示。其中，規劃階段中之數據品質目標程序 (Data Quality Objective, DQO) 為美國環保署所發展用於數據蒐集之系統化規劃程序，使用 DQO 程序來規劃輻射偵檢計畫，可提升輻射偵檢之有效性 (effectiveness) 及效率 (efficiency)，使最終得以做出正確及有效的決策。

美國多部會輻射偵檢與廠址特性調查手冊

(Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, MARSSIM)亦建議各除役偵檢階段均應導入 DQO 程序，如圖 3-16 所示，DQO 為一迭代之程序，分為 7 個步驟，依序為：(1)陳述問題：在此步驟中首要目標為組成規劃團隊並對欲解決問題進行簡要描述；(2)陳述需做出之決策：此步驟主要目的為針對嘗試解決問題進行定義；(3)陳述決策之輸入資料：確認處理決策聲明所需的輸入資訊，以及確認將要蒐集數據之資料來源；(4)陳述決策之邊界：縮小欲解決問題之範圍，定義問題之空間、時間與邊界，將有助於確定需要蒐集之數據；(5)陳述決策規則：此步驟之目的為將步驟 1~4 討論之問題量化，指定感興趣之參數，並決定行動基準，以提出決策規則；(6)陳述可接受之錯誤容忍限值：鑒於取樣點數量及偵檢儀器具不確定度，因此須訂定錯誤容忍限值，此值需要由 DQO 程序中所涉及的利益相關者來進行談判和決定，某些情況下，可能由主管機關決定；(7)優化偵檢設計：此步驟之目的為使用步驟 1~6 中所提供之所有資訊提出偵檢設計。上述任一步驟之產出可能會導致須重新考慮先前之步驟，其可確保最後之偵檢設計更為有效，並減少錯誤之產生。

除探討 DQO 之基本原則外，本研究研析 ANSI N13.59 報告中，所提供 3 個應用 DQO 程序進行特性輻射偵檢設計案例，分別為：(1)利用 DQO 程序設計特性輻射偵檢階段之取樣數目；(2)利用 DQO 程序設計建築物取樣點數並計算成本；以及(3)利用 DQO 程序設計土壤取樣數目並決定處置方法。此外，本研究分析美國環保署於 EPA QA/G-4HW 報告

中，利用 DQO 程序進行非輻射類有害廢棄物之整治設計案例。經由研析上述案例，除可了解 DQO 程序之實際應用外，亦可發現使用 DQO 程序進行偵檢設計時，其所產出之數據型態、質與量，可符合決策之需求，並降低成本及減少不可接受之決策錯誤發生。

3. 論著產出

本工作項目完成「核子反應器設施除役輻射特性調查計畫導則研究」及「核設施除役輻射偵測數據品質目標技術研究」兩篇研究報告。

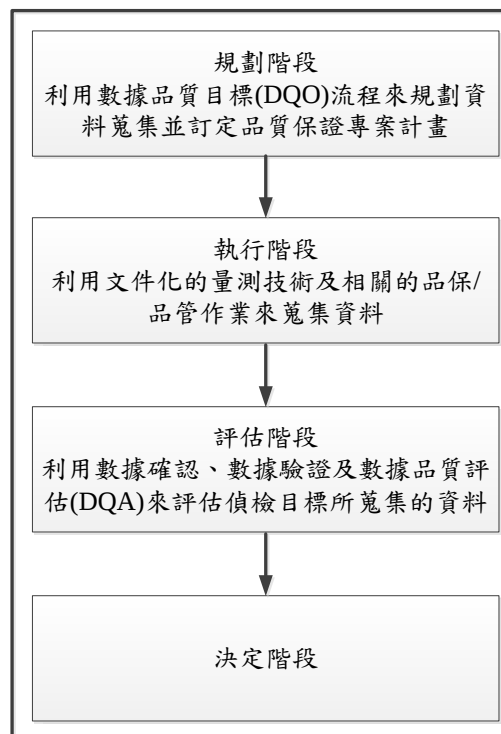


圖 3-15. 資料生命週期(Data Life Cycle)

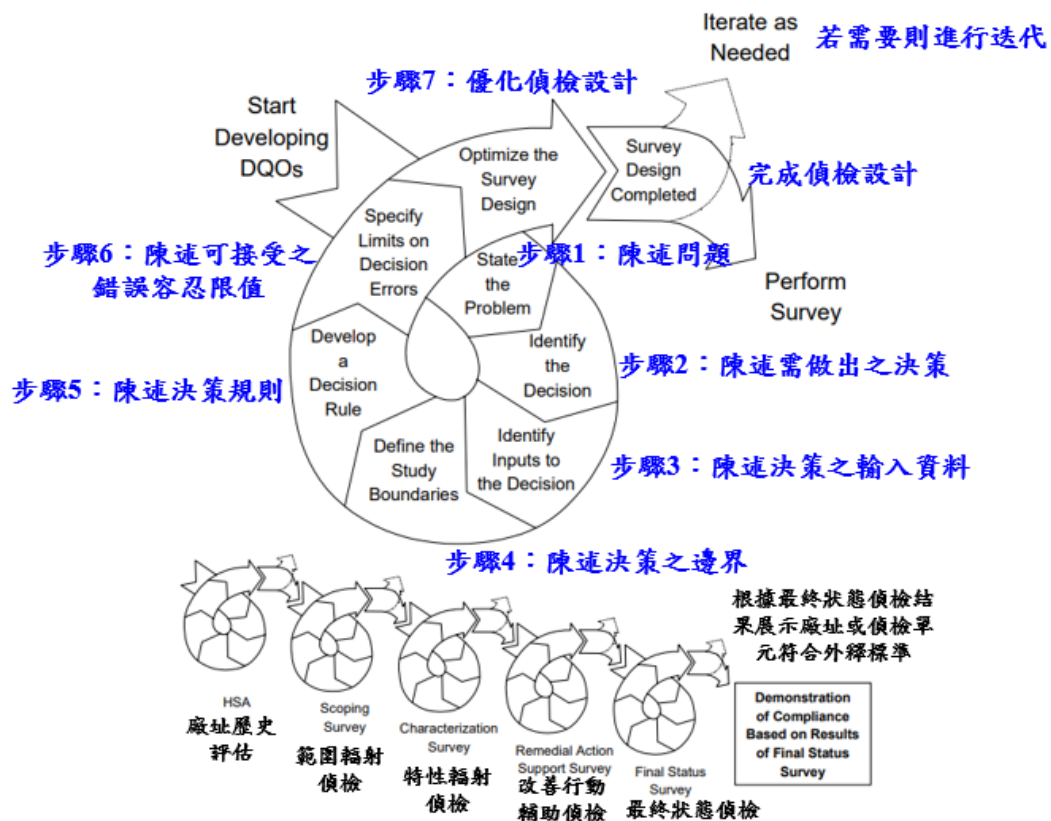


圖 3-16. DQO 程序於 MARSSIM 輻射偵檢與調查程序之應用

肆、結論與建議

本計畫之執行內容，係考量目前因科技之進步、民眾生活品質之提高，游離輻射於民生應用之發展較過去更為快速增長。主管機關本於管制之立場，亟需針對未來游離輻射於民生應用之發展潮流，及參考國際趨勢，預先進行研究、調查，以為日後建立合宜之管制規範、審查及評估之技術，建立基礎。相關結論與建議依各子項工作具體說明如下：

一、輻射劑量合理抑低技術開發與應用智慧科技之研究

蒐集國際核能電廠遙控機器人應用資訊，應用現有商業級組件(載具平台、儲電、通訊等模組)，以符合國際機電介面公規為基礎條件，完成遙控偵測載具原型機建置與初始功能測試，以本所第 3 貯存庫為輻射場域測試標的，施行通訊連結、遠端遙控操作、空間輻射劑量、盲區場域偵測與地圖資訊建模等功能測試，確認遠端遙控移動平台設計構想可行性。另因應現場實測資訊，提升智慧型輻射與環境監測載具系統系統功能，擴充 3D 光學達與 VO 視覺輔助定位機制，提升載具地圖建模速度與精確度。另增加載具輪徑規格，搭載全向輪組機構，提升載具運動操控性能。環境監測感測器除空間輻射計外，另可搭載溫度、濕度、粉塵及二氧化碳等感測模組，可即時回傳載具偵測資訊於主控端。

因輻射偵檢與表面活度偵測具有方位指向性，後續考量搭載鉛屏蔽導直管，固定於載具正向方位，以載具運行方向為基礎，配合精準定位裝置系統整合，建構輻射場域分佈圖。當下智慧輻射偵測載具機組試驗輻射場域標的屬於室內乾淨場域，

並無粉塵等汙染物質，後續智慧機械載台，將考量 IP 防塵防水結構設計，用以運行於汙染區環境偵檢任務施行。

二、精進除役期間輻射管制技術之研究

關於永久停機至燃料自反應器壓力槽中永久移除前階段之電廠視察，可參考美國核管會觀點，將其視為運轉後過渡階段，對於放射性氣、液體廢棄物排放視察，美國核管會與日本原子力規制委員會均參考視察程序編號 71124.06 文件，因此，本研究建議之視察導則草案根據該程序與相關視察案例探討，建議管制單位納入參考。

美國核管會對持照者之除役計畫並未進行實質審查，因此本研究關於計畫審查參考日本原子力規制委員會相關之審查導則與案例研析後，提出計畫審查導則草案。

我國目前核一廠除役計畫中，考量除役期間與例行運轉期間之放射性氣體排放來源之差異，依據 NUREG-0586 Supplement 1 報告 Table G-15，大部分除役中電廠，其放射性液體或氣體之排放，皆較例行運轉中的電廠少，故保守以近 5 年 (99~103 年)例行運轉期間放射性氣體與液體排放量平均值作為除役作業之各核種初始活度。建議未來在電廠除役各階段拆除或除污工程之工法漸趨明朗後，可參考計畫審查導則草案，請電廠細部評估除役各階段產生之放射性氣、液體廢棄物之排放量與核種組成，再進行民眾劑量評估，據以訂立各階段排放管理目標，合理抑低設施周圍民眾遭受之劑量。

三、除役期間與除役後廠址環境輻射偵測報告審查技術建立及訓練

在核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則研究方

面，本研究藉由參考美國 MARSSIM 手冊、美國環保署 DQO(7 步驟)及 DQA 程序(5 步驟)，以及我國制定之「核子反應器設施除役計畫導則」，說明「核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則」之撰擬依據，透過參考國外相關文獻及除役經驗報告，擬訂輻射特性調查計畫規劃時應說明之必要內容，藉由統計方法以檢定相關計算與評估結果，做出最終輻射特性調查結果及地區分級之決策，以助主管機關後續審查作業。

另外，在應用於核電廠除役輻射偵測數據品質目標(DQO)技術研究方面，輻射偵檢為核設施除役過程中重要之一環，然而輻射偵檢過程具不確定度，可能會影響決策結果。DQO 為美國環保署提出之流程規劃方法，其考慮取樣點數量及偵檢儀器等之不確定度，定義可接受之錯誤容忍限值，以減少不必要、重複或過度精確的數據蒐集，減少相關花費之支出。本研究以 ANSI N13.59 及 EPA QA/G-4HW 報告中所提供案例，說明如何利用 DQO 程序進行輻射偵檢或取樣規劃，以提升偵檢之有效性及效率，使最終得以做出正確且有效之決策，並供做主管機關未來審查核設施除役輻射偵檢規劃設計之參考。

伍、参考文献

- [1]. White, J. Harvey, and H. Farnstrom, K., “Testing of Mobile Surveillance Robot at A Nuclear Power Plant,” Robotics and Automation, IEEE International Conference on Proceedings, vol.5, pp.7–14, 1987.
- [2]. Ducros, C., and Hauser, G., “RICA: a tracked robot for sampling and radiological characterization in the nuclear field,” J. Field Robot, 34, pp. 583–599, 2017.
- [3]. Sarkar, U., Saini, S.S., Swaroop, T.T., Sreejith, P., Kumar, R., and Ray, D.D., “Development of a mobile robot for remote radiation measurement,” In book: Advancements in Automation, Robotics and Sensing, pp. 65–73, 2016.
- [4]. Nagatani K, Kiribayashi S, and Okada Y, et al., “Emergency Response to the Nuclear Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants using Mobile Rescue Robots,” Journal of Field Robotics. Journal of Field Robotics, 30(1), pp. 44–63, 2013.
- [5]. U.S. Nuclear Regulatory Commission Guidance, NRC Inspection Manual, Manual Chapter 2515 Appendix G, “Baseline Inspection Guidance For Power Reactors Preparing For Transition To Decommissioning Phase”, 2016.
- [6]. U.S. Nuclear Regulatory Commission Guidance, NRC Inspection Manual, Manual Chapter 2561, “Decommissioning Power Reactor Inspection Program”, 2018.
- [7]. U.S. Nuclear Regulatory Commission Guidance, NRC Inspection Procedure 71124 Attachment 06, “Radioactive Gaseous and Liquid Effluent Treatment”, 2018.
- [8]. U.S. Nuclear Regulatory Commission Guidance, NRC Regulatory Guide 1.184, “Decommissioning Of Nuclear Power Reactors”, 2013.
- [9]. U.S. Nuclear Regulatory Commission Guidance, NRC Regulatory Guide 1.109, “Calculation of Annual Doses to Man from Routine Releases of Reactor Effluents for the Purpose of Evaluating Compliance With 10 CFR Part 50, Appendix I”, 2013.
- [10]. U.S. Nuclear Regulatory Commission Guidance, Grand Gulf Nuclear Station – NRC Integrated Inspection Report 05000416/2013004, 2013.
- [11]. U.S. Nuclear Regulatory Commission Guidance, Palisades Nuclear Plant NRC Integrated Inspection Report 05000255/2015003, 2015.
- [12]. 実用炉規則第 119 条，2017。
- [13]. 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律，2017。
- [14]. 原子力規制委員会，「検査ガイド試運用版一覧」，<http://www.nsr.go.jp/data/000244873.pdf>，2018。

- [15].原子力規制委員会,「廃止措置段階の発電用原子炉施設における保安規定の審査基準」, 2017。
- [16].原子力規制委員会,「発電用原子炉施設及び試験研究用等原子炉施設の廃止措置計画の審査基準」, 2013。
- [17].日本原子力発電(株),「敦賀発電所1号炉廃止措置計画認可補正申請書」, 2017。
- [18].日本原子力発電(株),「敦賀発電所1号炉周辺公衆の被ばくに関する説明書」, 2016。
- [19].日本原子力発電(株),「敦賀発電所1号炉の放出管理目標値の変更」, 2016。
- [20].日本原子力発電(株),「敦賀発電所1号炉放出管理目標値に関する説明書」, 2016。
- [21].陳建源,「美國核管會除役反應器視察方案介紹」, 台電核能月刊, 413期/2017年5月號。
- [22].台灣電力公司,「核一廠除役計畫第十章輻射劑量評估及輻射防護措施」, 2019。
- [23].核子反應器設施除役計畫導則, 中華民國103年9月19日行政院原子能委員會會物字第1030016959號令修正發布。
- [24].United States Environmental Protection Agency, “Guidance on Systematic Planning Using the Data Quality Objectives Process,” EPA QA/G-4, 2006.
- [25].United States Environmental Protection Agency, “Data Quality Assessment Statistical Methods for Practitioners,” EPA QA/G-9S, 2006.
- [26].United States Nuclear Regulatory Commission, “Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station,” NUREG/CR-0672, 1983.
- [27].United States Environmental Protection Agency, “Data Quality Objectives Process for Hazardous Waste Site Investigations,” EPA QA/G-4HW, 2000.
- [28].United States Environmental Protection Agency, “Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM),” 402-R-97-016, Rev.1, 2000.
- [29].American National Standards Institute, “Characterization in Support of Decommissioning Using the Data Quality Objectives Process,” ANSI/HPS N13.59-2008, 2014.
- [30].Walpole RE, Myers RH, “Probability and statistics for engineers and scientists,” New York: Macmillan Publishing Company, 3rd ed, 1985.

附件

附件一、機器人於核電廠之應用與關鍵技術

機器人於核電廠之應用與關鍵技術

機器人於核電廠之應用與關鍵技術

Applications and Key Technologies of Robot in Nuclear Power Plants

許怡儒*
Hsu, Yi-Ru

林聰得**
Lin, Tsung-Te

摘要

輻射對人體是有害的，然而人類對能源的需求又不得不依靠核能發電來滿足。隨著核電廠的發展和大眾對核能安全的重視，利用機器人代替人在核環境中工作，以減少核電廠現場工作人員的輻射劑量，解決了人員無法直接操作核電廠設施衝突的關鍵，已成為世界各國的共識。本文介紹了機器人在核電廠中的研究和應用，包括正常情況下的日常監測、設備維護和福島事故的緊急救援等，並分析了核電廠用機器人的關鍵技術。

Abstract

Nuclear radiation is harmful to human health, but we have to depend on nuclear energy to generate electricity to meet the enormous requirement for energy sources. With the development of nuclear power station and the great public attention to nuclear safety, using robots instead of people to work in the nuclear environment. To reduce the radiation dose of nuclear power operator, it is the key to resolve the conflict that the people can't directly operate the facilities in the nuclear power plants. It has become a consensus among all countries. This paper introduces the research and application of robot in the nuclear power plant, including daily monitoring and the equipment maintenance under normal conditions, and the emergency rescue in the Fukushima Daiichi accident. And then analyses the key technologies.

*瀚峰企業有限公司

**核能研究所

關鍵詞(Key Words)： 機器人(Robot)、核能電廠(Nuclear Power Plant)、輻射防護(Radioprotection)。

壹、前言

自 1954 年前蘇聯建造了全球第一座核能發電機組，使核能進入和平使用的年代。由於核能發電所使用的燃料，因其能量密度高、體積小而受到世界各國的重視，但是一旦發生事故，就可能嚴重危害公眾安全，影響深遠。因

此，在核能發電獲得廣泛應用的同時，核電安全問題也一直牽動著世界各國的神經。從上個世紀的美國三哩島事故、前蘇聯車諾比事故，到本世紀的日本福島事故，這些事故無時無刻都在提醒著我們，核能安全為核能發展的首要前題。

由於核電廠內為複雜的結構環境，且部分區域具有高輻射、作業空間狹小、環境濕熱等

特性，甚至有些區域人員根本無法抵達，因此不適合全部都由人工直接進行日常的巡檢、運轉維護、核廢料處理或是停止運轉後的除役作業。而為避免人員暴露於危險環境中，利用機器人進行遠端遙控作業，來處理受污染區域的高風險任務，成為核電廠中應用機器人的關鍵理由。在這樣的特殊環境中，使用機器人來代替現場作業人員，不但可以有效的讓作業人員遠離輻射曝露及降低勞動力，也可提高設備維護和事故處理的效率。因此，在核電廠使用機器人代替人力已漸漸成為業界的共識，國際原子能總署亦強烈贊成在核電廠中使用機器人^[1]。

另有研究指出^[2]，一座正常運轉 250 天的沸水式反應爐，作業人員每天於輻射環境和控制室的平均工時，如圖 1，圖中顯示大部分人員的輻射暴露都是在從事常規的檢查工作。作者認為檢查蒸汽/水洩漏、閥門開關、儀器讀值、設備振動、溫度過熱，以及零件鬆動等任務都取決於人的感官，因此同樣也建議透過建置具有相關傳感功能的遙控移動機器人，來執行相同的任務。如此除可降低人員的暴露外，因核電廠作業人員工作繁重，亦可避免人為的錯誤操作。

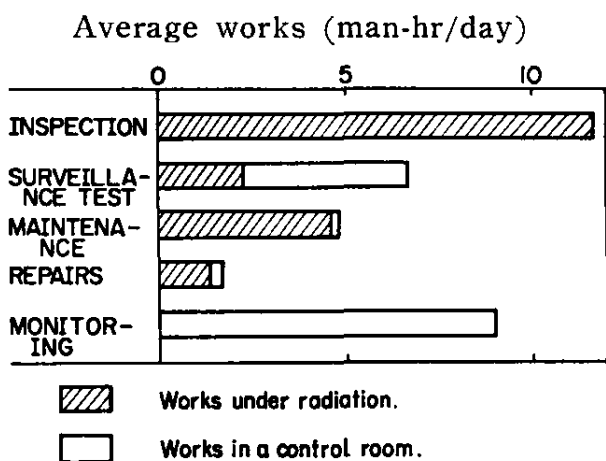


圖 1 核電廠輻射環境和控制室的每天平均工時

基於避免人員暴露於輻射環境中之因素，在具有輻射環境區域現場最好能夠無人作業，所以只能遠端控制，因此遠端控制成為核電廠

用機器人不可缺少的技術，使機器人操控員遠離輻射作業區域。而核電廠用機器人與一般工業用機器人看似沒甚麼不同，但如前面所述，其可能面臨的作業環境更加嚴苛，因此用於核電廠的機器人不僅需要有良好的移動性能和安全冗餘設計，同時應具備有良好的環境感知及通訊能力，最重要的就是要具備有一定程度的耐輻射性，而增加了開發的難度。

貳、機器人基本架構

除了特殊作業用途外，應用於核電廠的機器人其移動機構多為輪式、履帶式、多足式，其他還有真空吸盤式、複合式...等。整體完整架構由機器人與遠端控制器組合而成，機器人本體係以嵌入式控制系統為控制核心，依執行各式任務之需求，可搭載影像裝置、各式的感測器（如：輻射檢測設備、各式環境偵測器、各式氣體感測器...等），以及各種需求的機械手臂、切割工具、取樣工具、清潔工具...等。當在現場執行任務時，機器人可將現場所偵測到的資訊及影像回傳給遠端控制器，操控員再依需求，控制機器人執行各項任務。

機器人基本架構如圖 2 所示，機器人主體就是一個載具，可裝配各式裝備；而影像裝置就像是機器人的眼睛，可勘察現場情況；位置感測器，如：超聲波、雷達、紅外線等，提供多種方式判斷周圍障礙物情況，以提高機器人自身環境及位置感知能力；驅動系統主要受遠端控制，使機器人移動，同時也可根據位置感測器的資訊，調整行進路徑，進而更可實現自動避障或自走之功能；功能控制模組主要在控制所需要之各式功能模組，如機械手臂，來完成所需之操作。同樣機器人可搭載輻射檢測設備，來獲取現場的輻射資訊，並將測量資料連同其他各感測資訊，以有線或無線傳輸方式轉送回遠端控制器，提供給操控者或決策者。

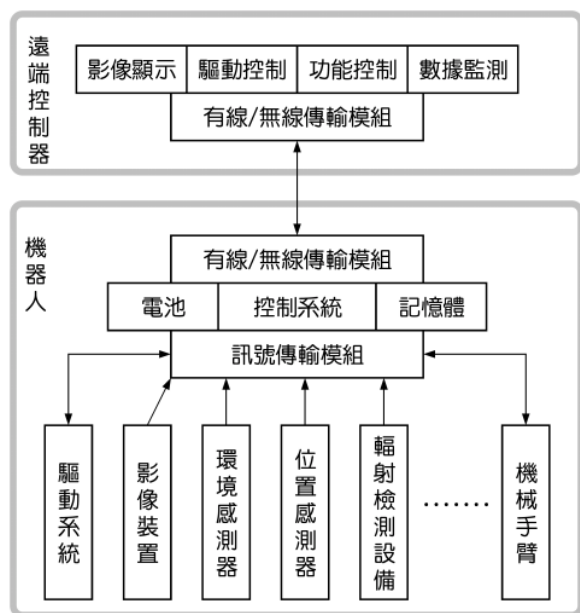


圖2 機器人基本架構圖

參、機器人於核電廠的應用

早期機器人技術用於核電廠大多為起重機和機械手臂相關設備，這兩者可算是當今核電廠用機器人技術的先驅，後來開發了移動機器人和基於機械手臂的機器人，這兩種技術組合的應用，在現今的核電廠中很常見。美國於 1958 年由 Hughes Aircraft 公司所開發的機器人，用於處理放射性物質，為機器人技術於核電廠最重要的典型應用之一，主要就是在降低於受污染環境區域作業人員的風險^[3]。在當時，核電廠用機器人技術屬於新的研究領域。到了 1980 年代，機器人技術的進步和新一代控制系統的出現，使得機器人於核電廠的應用成為可能。核電廠用機器人技術發展至今，其主要有下列的應用^[4~10]：

- 關鍵核設施的維護、除役及放射性廢棄物處理，如：對蒸汽產生器、反應爐壓力容器等的檢查、保養、維修，以及除役反應爐的封存、掩埋或拆卸，輻射廢棄物處理等作業。
- 核事故處理與救援，即利用移動式機器人，攜帶各式設備，進入事故現場，開展事故處理、調查與救援相關工作。
- 核電站安全性的全面監測，即利用機器人，

依任務需求，攜帶各種先進感測器，對核電站內的核輻射強度、氫氣濃度、煙霧濃度、關鍵設備及管道的破損情況等進行監測，以即時發現問題。

下面將綜述世界各國開發的機器人於核電廠的應用：

一、運轉期間的應用

核電廠中的關鍵設備，如：反應爐壓力容器、蒸汽產生器...等，需要進行定期檢查與維修保養，以確保其結構的完整性。由於設備處於輻射環境中，可借助遠端操控的機器人來完成此一任務。而這類的機器人因為其任務特性，一般需要重量相對較輕，以便於現場操作管理，同時又要可提供較佳的定位精度。

英國核電公司於 Magnox 核電廠反應爐壓力容器上使用了兩種類型的遠距離爬行小車 NERO^[11]和 SADIE^[12]。NERO 是一種具有真空吸盤的機器人，該機器人除能跨越約 25 mm 高的障礙物外，並能活動於空間高度只有 250 mm 區域。NERO 機器人如圖 3。

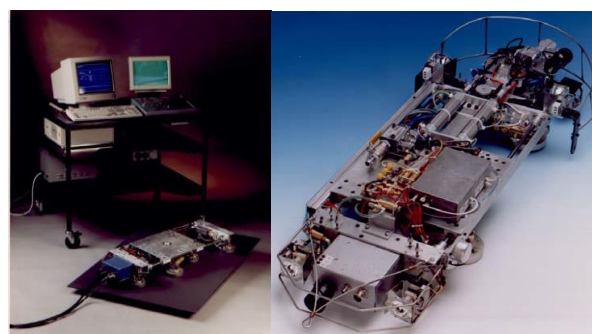


圖3 NERO 機器人

蒸汽產生器的熱交換器是核電廠一次側水路壓力邊界最薄的部分，管束一旦破裂，將導致具有放射性冷卻劑進入二次側水路，而造成冷卻劑洩漏事故。早期蒸汽產生器檢查，採用的技術是將機器人在蒸汽產生器外進行組裝，直接安裝在人孔上，如美國西屋電氣公司開發的 ROSA 系列機器人，用於蒸汽產生器的維護和檢查，還具有小區域洩漏修復及測試功能^[13~15]，如圖 4，還可額外提供高輻射區域的長距

離維護檢查，具六個自由度，有效負載約80磅。



圖4 ROSA 機器人

還有韓國原子能研究所(KAERI)的ADAM系統^[16,17]均屬於這種類型。這些重型機械手臂成本高，而且設備沉重不易操作。為此，美國西屋電氣公司和Zetec公司均研發了管板爬行機器人。以西屋為例，如圖5，Pegasys是一個簡化的管板爬行機器人，進行蒸汽產生器管束的檢查和塞管操作^[18]。Pegasys機器人主要特性包括：快速定位、重量輕(約12.7 kg)、控制系統簡單、易於維護，以及可多個機器人同時操作，以減少作業時間等。Zetec公司ZR-100機器人，如圖6^[19]。



圖5 Pegasys機器人

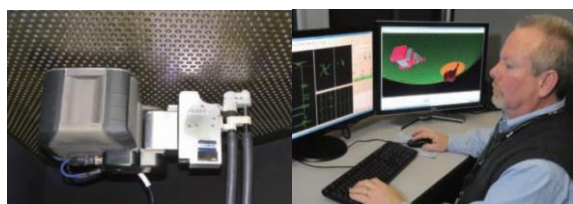


圖6 ZR-100機器人

韓國KAERI開發了一系列移動機器人，用於燃料更換停機期間維護反應爐冷卻系統^[20]，KAEROT m1(圖7-a)為一個輪式機器人，具有零轉彎半徑和爬樓梯能力。機器人配有機械手臂，用於檢查和維護。KAEROT m2(圖7-b)為增強版，其移動機構為行星式全向輪，並配有6自由度機械手臂。KAEROT m3(圖7-c)設計有更大

的輪子和4個履帶，以紅外線視覺進行管件檢測。KAERI開發的另一種遠端遙控機器人主要用於清潔和淨化高輻射區域^[21]。

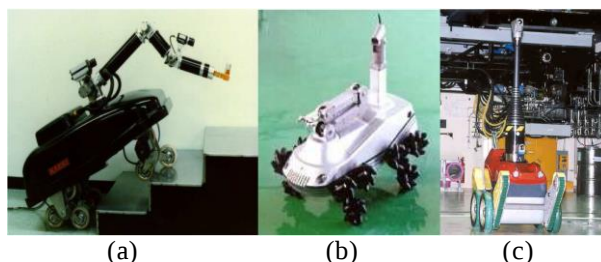


圖7 KAEROT 機器人(a)m1 (b)m2 (c)m3

另外，在核電廠的整個生命週期中，輻射偵檢至關重要，用以掌控核電廠中設備的輻射狀態以確保其運行安全。在除役期間，輻射偵檢亦同樣重要，當規劃進行核設施維護和除役時，首先就是要檢查是否具有放射性核種，特別是高活性核種。因此，上世紀80年代，美國Remotec公司開發了名為SURBOT的輻射檢測機器人，如圖8。該機器人透過底部的兩個馬達驅動輪和一個自由飛輪，使其可移動及靈活轉向，且其回轉半徑極小。另在機殼內的纜線卷軸，當機器人移動或轉向時，能夠自動的收放纜線使得機器人能在核電廠內往復移動，進行環境監測^[22]。



圖8 SURBOT機器人

法國CEA和Cyberia公司共同合作開發了RICA機器人^[23]，如圖9。此款機器人可依據任務需求，選擇搭載Romain 50機械手或是輻射量測模組，該輻射量測模組由劑量率檢測器、伽馬光譜儀、基於三項專利^[24~26]的伽瑪相機和激光遙測儀整合而成，具有完整的輻射調查工

具，且可以定位和測量輻射活度。



圖9 RICA機器人

印度巴巴核能研究中心(BARC)開發一種帶有輻射偵檢設備的機器人，如圖 10。用於核電廠監測空氣過濾器 HEPA 輻射量^[27]。該機器人具有一伸縮裝置，並裝配 GM 管，伸縮範圍 1~5 m，整個裝置可進行仰角和方位角旋轉，有效地增加了偵測範圍。

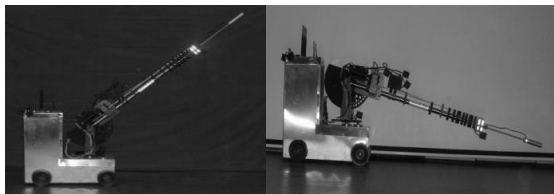


圖10 印度BARC開發的機器人

加拿大Kinectrics公司開發了一系列的機器人^[28]，用於移除熱交換系統中高放射性碎片。這一系列的機器人包括：伽馬偵檢和影像機器人(圖11-a)、絕緣層去除機器人(圖11-b)、管道移除機器人(圖11-c)和應急機器人(圖11-d)。

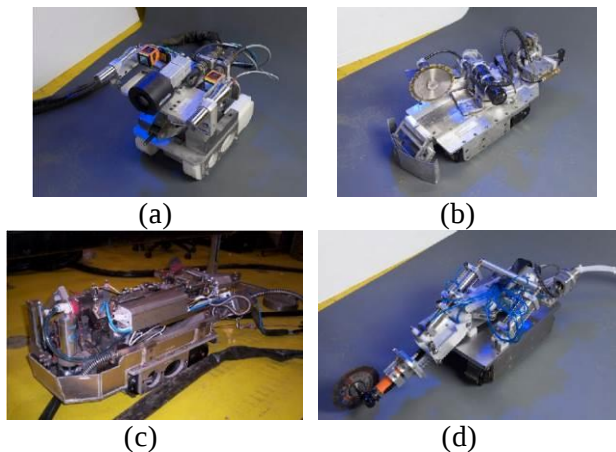


圖 11 (a)伽馬探測和影像機器人 (b)絕緣層去除機器人 (c)管道移除機器人 (d)應變機器人

二、福島事故的應用

2011年3月11日，日本東北部沿海發生了9級地震，地震引發的海嘯導致濱海的福島核電廠發生了核事故。由於事故現場為高溫、高輻射環境，日本救援當局不得不求助於機器人參與救援活動，世界各國也盡力協助事故處置和救援行動，連同日本自身，在福島核事故中所使用的機器人包括^[29]：T-Hawk無人機；PackBot、Warrior、TALON、BROKK、JAEA-3、Quince...等。

(一)T-Hawk無人機

T-Hawk是一種小型迷你監視無人機，由Honeywell公司研製而成。在福島事故發生後，因燃料池中的燃料棒已經暴露於空氣中，東京電力公司(TEPCO)注入大量海水，以冷卻燃料棒。這些海水被放射性物質污染，可能流出水池，用於冷卻的循環水也必須儘快恢復，但是工作人員無法接近水池。於是使用T-Hawk進行燃料池附近的輻射監測和檢查。

(二)PackBot機器人

iRobot公司PackBot機器人(相關部門現已被FLIR Systems收購)，可拍攝影像，紀錄輻射劑量、溫/濕度、氧氣濃度等^[30]，如圖12，用於初步觀測反應爐廠房內部情況。進入事故現場前，PackBot先在和發生事故的1~4號機組一樣的5號機組內進行模擬測試演練。最後成功進入事故的反應爐廠房內，並獲得了第一張內部照片。PackBot外型尺寸為700 mm x 530 mm x 180 mm，重量約35 kg，最大速度9.3 km/h，電力可延長至8小時。



圖12 Packbot 510機器人及卷軸器

(三)Quince機器人

Quince機器人為日本千葉工業大學、東北

大學和JAEA共同開研發，原是專為災害環境下的人員搜索及救援設計的。在福島核事故發生3個月後交付TEPCO使用，執行探測任務。原有設計並沒有充分考慮耐輻射性，故在交付TEPCO之前，針對高輻射環境和探測任務的需求，進行了重新設計和大量的測試^[29]。Quince耐輻射能力超過了100 mGy/h，可在這樣的輻射環境下工作100小時左右，並且整機防水、防震。在福島事故處置期間(2011年6月20~2011年10月20日)，共計執行了6次的任務，請參考表1。

表 1 Quince 執行的任務清單
(2011 年 6 月 24 日~2011 年 10 月 20 日)

項次	任務	所用時間 min	行走距離 m	環境劑量 mGy/h
1	在 2 號機組反應爐底層的放射性污染水池安裝水位計(空間過小，未成功)	95	182	65
2	測量 2 號機組反應爐廠房底層以上的放射性劑量，對反應爐廠房內空氣中的固體顆粒進行取樣	195	230	50
3	查看 3 號機組反應爐爐芯噴霧系統的損壞情況，測量反應爐周圍的劑量水準	105	130	54
4	查看 2 號機組 1 樓的損害	80	100	N/A
5	查看 3 號機組 1 樓的損害	90	160	N/A
6	查看 2 號機組 3 樓的損害情況，5 樓的燃料水池(纜線卡住，未能返回)	138	408	250

肆、關鍵技術與需求

一、輻射防護

輻射防護問題是核電廠用機器人的重要特徵之一。機器人為機電整合之系統，運作於輻射環境中，若無任何輻射防護措施，容易導致機器人感測器、電子元件、信號傳輸系統等瞬間失靈，例如：受輻射影響大的影像元件，由於使用了光電感測器，內部元件同時受到光脈衝干擾和輻射干擾，極易損壞。也會加速絕緣材料、潤滑劑、粘合劑及密封部件等的老化，

或是對其他對輻射敏感的零件，可能造成損傷，而影響到機器人的正常運作，嚴重的話，將導致機器人無法運行。因此於高輻射之作業場所，機器人的輻射防護至關重要，不容忽視。若解決了輻射防護問題，就等於解決了核電廠用機器人在輻射環境中的生存問題，這也一直是世界性的難題。核電廠用機器人的輻射防護需要先從受輻射影響較大的元件和材料方面開展研究，以提高部件的抗輻射水準^[13,14,31~34]。

機器人上常用的輻射防護方式有下列幾種：

- 屏蔽防護：為傳統的防護方式，即在輻射源和關鍵部件之間以可隔離輻射之材料將輻射隔離，這類常用屏蔽材料有不銹鋼、鉛合金、鎢合金、鑄鐵、混凝土、水等。鉛屏材料類型、形狀和用量取決於輻射類型、輻射源強度以及可容許的劑量率。通常採用的為鉛屏蔽方式。
- 塗覆防護：其原理與屏蔽防護一樣，即在機器人中的電子器件、感測器、信號通訊單元等對輻射敏感的元件或部位的表面塗覆或包覆一層防護材料。
- 電路抗輻射加固：電路抗輻射加固方式有多種，其中一種方式為硬體冗餘設計。是指在設計機器人硬體電路時，針對易被損壞的電路採用多通道冗餘設計，當某一通道受到輻射粒子擊壞後，其他通道能夠代替被擊壞的通道，確保硬體系統仍能正常工作。此種方式在不增加機器人重量的前提之下，提高了耐輻射能力，但在高輻射環境下，其抗輻射能力仍不夠。

機器人主要的輻射防護關鍵技術有：影像感測器耐輻射技術、耐輻射能力的材料、適合輻射環境的機械結構設計、電子元件的輻射防護、關鍵部件的輻射防護加固。以下就幾個方面來論述。

(一)影像裝置

輻射會對影像裝置 CCD 或 CMOS 產生快

速的損壞，所以在輻射環境內使用的影像裝置需要進行專門的防輻射處理。可選擇的解決方式有下：

1. 採用前面所述的屏蔽防護方式，影像裝置外殼用高比重金屬材料，來屏蔽輻射，但要注意高比重材料，密度高，重量重，將會影響到機器人的性能。另在影像裝置的透光材料使用含鉛玻璃來降低和可見光一起穿透的射線，此種方式的不足之處是，鉛玻璃無法完全阻隔伽馬射線等常見射線，另外鉛玻璃呈綠色，如果過厚會阻擋大部分可見光，影響成像品質。
2. 利用普通影像裝置，以增加反射鏡的方式來防護。此影像裝置由普通影像裝置、反射鏡、輻射防護外殼等組成。利用伽馬射線不會被反射鏡反射，而可見光可被反射的原理，使可見光與伽馬射線分離，使可見光進入成像元件成像，而伽馬射線不會進入損壞成像元件。

(二)有機材料

一般機器人移動機構所使用的輪胎或是履帶大都由橡膠所構成，此外其他絕緣材料、密封劑、潤滑劑、粘合劑等都會涉及到有機聚合材料。這些材料，在受到一定輻射劑量後，容易產生分子鏈斷裂、降解和重新交聯，進而改變聚合材料的化學結構，使材料老化。這通常除了導致機械性能的降低，亦會造成絕緣性等電性發生改變。根據歐洲核子研究中心(CERN)和美國橡樹嶺國家實驗室(ORNL)之研究^[35,36]，以材料機械性能的變化作為輻射損傷劑量的評價指標，在常用的有機材料中：聚四氟乙烯和聚醯胺等材料的輻射損傷劑量在 $10^2 \sim 10^3$ Gy，密封用人造橡膠和聚丙烯等的在 10^4 Gy 以上，矽酮、礦物油和聚苯材料等潤滑油的在 $10^4 \sim 10^8$ Gy，氯丁酚醛等粘合劑的在 $5 \times 10^5 \sim 10^7$ Gy 之間。

(三)結構設計

1. 集中式機殼設計：由於機器人在輻射環境下運行，整體機具應具有某種程度的耐輻射能

力，因此機器人的電路系統結構設計上建議採用集中式機殼設計方式，盡可能將所有電路系統或是對輻射敏感的關鍵元件，集中包覆於機殼內，而機殼則可使用屏蔽材料，或在外側塗覆防護材料，來防止輻射損壞電路系統。

2. 防水、防塵：由於機器人在執行任務過程中，難免會遭受到粉塵污染，因此對於粉塵之防護也相當重要。最好能將電氣元件密封在機殼殼體內，使其具有防水、防塵之功效，轉動軸可採用雙密封圈密封。如此當機器人本體表面受到粉塵污染時，即可輕易的使用表面沖洗方式來去除污染物。

(四)電子元器件的輻射防護

電子元器件，特別是積體電路極易受電磁波或突波的干擾，為保證機器人能在輻射或複雜的環境下正常運作，必須進行就輻射加固設計。可採取的手段有：在探測儀器上塗特殊防輻材料，增強抗干擾能力；設計中選取抗干擾能力強的晶片，從而保證電路抗干擾能力；在電路設計中，設計適當的抗干擾電路，如冗餘設計，保證電路在輻射環境中正常工作；對系統電路板整體進行適當輻射防護，如塗抹抗輻射材料等，增強系統可靠性與穩定性。

總而言之，機器人系統的輻射防護需要在耐輻射材料的選擇、輻射加固和結構設計等多個方面進行綜合考慮，才能增加機器人的耐輻射能力。

二、多感測器資訊融合技術

機器人為獲取現場實際資訊，都會裝配有感測器，而單一感測器只能獲取單方面的資訊，無法全面性的反映現場實際狀態，且單一感測器的偵測值，亦可能存在不確定性或者是偶發的異常情況。為使機器人有充分的感知能力，一般都會裝配有多種感測器，如影像裝置、輻射偵檢器、溫/濕度感測器、氫氣濃度感測器、測距裝置...等等。因此，可採用多感測器資訊融合(Multi-sensor Information Fusion, MSIF)技

術，利用多元資訊的互補性來提高資訊的正確性，來解決單一感測器對複雜環境描述能力的不足。所謂多感測器資訊融合，就是利用計算機技術，將來自多感測器或多源的資訊和資料，在一定的準則下加以自動分析和整合，以完成所需要的決策和估計而進行的資訊處理過程。

多感測器資訊融合技術的基本原理就像人的大腦綜合處理信息的過程一樣，將各種感測器進行多層次、多空間的信息互補和優化組合處理，最終產生對觀測環境的一致性描述。在這個過程中要充分地利利用多源數據進行合理支配與使用，而資訊融合的最終目標則是基於各感測器所獲得的分離觀測資料，導出更多有用資訊。這不僅是利用了多個感測器相互協同操作的優勢，而且也綜合處理了其它資訊源的數據來提高整體感測器系統的智慧化。其結果，可對核電廠安全性作出全面評估，提供給決策者下達指令之參考，或是制定各層級的預警策略，根據事件層級與緊急程度直接下達指令，實施相應級別的緊急應變方案，以對危機事件即時進行有效的阻斷性干預，如圖13。

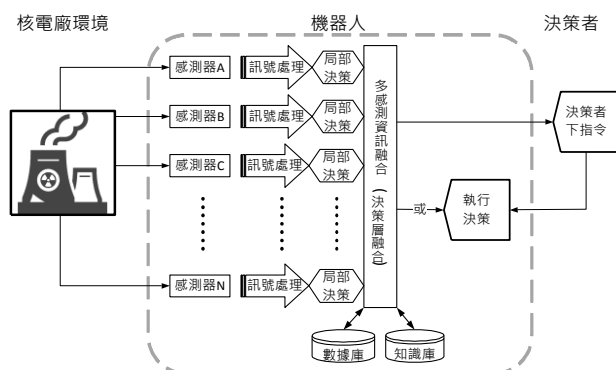


圖13 多感測器資訊融合示意圖

三、通訊系統

於核電廠中應用的機器人除有耐輻射的特殊需求之外，機器人系統與控制端的通訊可靠度也是機器人於核電廠應用中，所要面臨的重要關鍵問題。對於現場資訊的採集，如輻射量、影像、環境資訊等，是核電廠用機器人所應具

備的重要功能之一，而現場資訊可有效傳回到控制端，對於各項任務的執行及決策判斷至關重要。目前常用的通訊系統為有線和無線兩種，而將機器人搭配這兩種系統應用於核電廠時，都產生了問題。採用有線通訊系統時，纜線除了會增加機器人的負載外，由於複雜的現場環境，極易引起通訊纜線纏繞的問題，而影響機器人行進和任務的執行。而採用無線通訊雖能解決上述問題，但由於核電廠中機器人作業於圍阻體區域內，其牆體厚度為1~2 m的混凝土，對於無線通訊信號有極強的屏蔽，機器人無法與控制端建立可靠的無線通訊^[13]，且無線通訊的電磁波對於核電廠內的重要設備是否會產生不良影響。因此如何設計開發一個良好且實用的通訊系統，而可供機器人應用於核電廠，為核電廠用機器人必須解決的問題之一。這些問題，目前已有有人開發：針對通信纜線進行防纏繞設計；發展高頻無線通信；機器人系統與控制端間增加中繼通信裝置等3種方式。

在福島事故救援中，美國的PackBot機器人採用有線加無線的混合通訊方式，使無線通訊距離可達約1000 m，同時機器人配備250 m光纖通信纜線，在無線通訊不可用情況下，使用有線通信。其通信單元設計的纜線卷軸器是防止纜線纏繞的關鍵，卷軸器控制系統能夠根據機器人的行徑需求自動出線或收線，盡可能降低纜線纏繞，並防止纜線過度拉緊而造成通信故障^[37]，如圖12。另外，PackBot可根據應用需要，配備2.4或4.9 GHz頻段全向天線，增強信號的穿透能力。

同樣參與福島事故的日本 Quince 機器人，也使用有線/無線混合通訊系統，如圖 14。利用兩台機器人，一台用以現場環境偵測，另一台用以鋪設通訊電纜。機器人的控制器置於建築物外，用 200 m 雙絞電纜和超高速數位用戶迴路 (Very High Data Rate Digital Subscriber Line, VDSL) 來建立控制器和偵測區域門外無線設備之間的通訊。在偵測區域門內無線設備跟鋪設電纜機器人之間，同樣也使用了 500 m 的

雙絞線電纜和 VDSL 設備來建立通訊。門的內外，使用 2.4 GHz 無線通信設備建立通訊。^[29]

當鋪設電纜機器人向前移動時，機器人上的電纜可捲出。當返回移動時，可以由操控員的控制繞回。圖 15 顯示了安裝在電纜機器人上的電纜卷出/回捲機構。在鋪設電纜機器人和偵測機器人間，亦使用 2.4 GHz 無線通信。如此使得機器人能實現 2 km 的遠程操作。

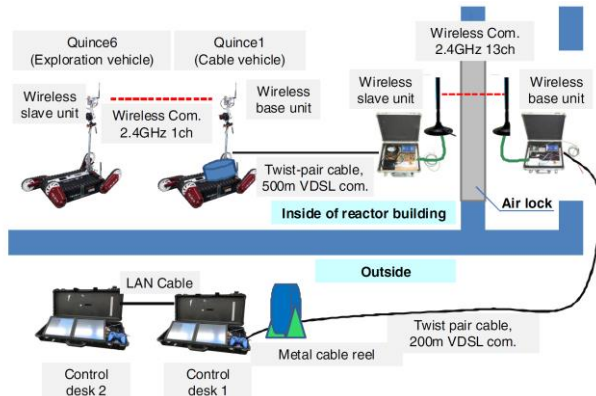


圖 14 雙機器人—有線/無線混合通訊系統

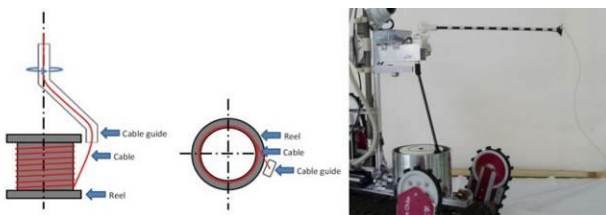


圖 15 Quince 機器人電纜卷軸裝置

四、移動機構

移動機構為機器人的重要部件之一，其優劣直接決定了機器人的性能，其作用除了為做為整體機身的支撐外，另一作用就是依據控制指令驅動機器人於作業場域移動。常見之移動機構有輪式、履帶式、足式等 3 種，其他還有蛇行式、複合式等。其中履帶式因與地面接觸面積大，故對地面的壓力小，乘載能力較大，有較強的路況適應能力、爬梯能力、越障平穩性高等特點。但是履帶式移動平臺的功耗較大、轉向時對地面破壞程度大。足式機器人雖在特殊的環境下具有優於輪式與履帶式移動能力。但由於其結構自由度太多、機構複雜，導致難於控制、移動速度慢、功耗大。其他如蛇

行式和跳躍式雖然在某些方面，如複雜環境、特殊環境、機動性等具有其獨特的優越性，但也存在一些致命的缺陷，如承載能力、移動平穩性等。複合式機器人雖能適應複雜環境或某些特殊環境，如管道，有的甚至還可以變形，但其結構及控制都比較複雜。相比之下，輪式移動機器人雖然具有移動穩定性，但這與路況有很大關係，存在複雜地形如何實現精確的軌跡控制等問題。但是由於其具有自重輕、承載力大、機構簡單、驅動和控制相對方便、行走速度快、機動靈活、工作效率高等優點，而被大量應用。

五、虛擬模擬與訓練系統

在 Quince 用於福島核事故之前，TEPCO 的工作人員花費了很長的時間進行學習和訓練，才掌握了該機器人的操作，而耽誤了寶貴的救援機會。前期由於開發者對現場作業環境、核電廠特殊操作規範、以及需求方的具體需求不甚瞭解，導致開發過程中遭遇了很大困難，所設計的產品一度無法使用，不然就是花太多時間在多餘的功能設計，直到重新進行設計。因此需要開發虛擬模擬與訓練系統，讓開發者和需求方都對機器人的工作情況有直觀及全面性的認識，避免雙方嚴重脫節。如此一來，可大幅縮短產品開發與操控員訓練週期，使開發者和需求方之間可無縫結合。

伍、未來趨勢

從各國機器人於核電廠的研究與應用，可看出機器人於核電廠的應用極其廣泛，並在實際應用中發揮了功效。自福島核事故發生後，近幾年應用於核電廠的機器人，對其功能需求也呈現出了新的發展趨勢：

一、機器人智慧化

希望機器人能夠在複雜環境下能夠智慧避障、自主搜索，在無人干預的情況下，實現智

慧控制。進一步利用多機器人訊息共享，整合出更貼近實際現場之訊息，以提高控制精度和效率。

二、高可靠性

由於輻射環境的特殊性，對機器人的可靠性要求很高，決不允許發生事故，而造成二次輻射污染。

三、惡劣環境的適應能力

正常狀態下，雖然核電廠用機器人的作業環境並不都是特別苛刻，但是對於突發事故等情況，核電廠用機器人在設計之初就必須具納入考量，使其於異常事故發生之時，有良好的耐衝擊能力，而仍可正常運作。

四、模組化、標準化

核電廠和核廢料儲存場的巡檢監測、核廢料處置、通風管道檢測、過濾網更換等，需要具有各種不同功能的機器人完成相關作業。因此需要開發各種模組化、標準化的功能組件，可快速組裝出滿足各任務需求的機器人。這類組件研製中需要解決如下關鍵問題：定義技術介面標準、模組化設計、軟硬體模組隨插即用，還有輻射加固技術。

陸、結論與建議

機器人為多門學科的綜合開發成果，其在各領域的應用，世界各國都持續發展中，核電廠的應用亦是如此。本文綜述了世界各國機器人於核電廠的各種應用，並分析了核電廠用機器人的關鍵技術與未來發展趨勢，可知機器人於核電廠已有廣泛的應用與各種需求。但對於一台具體的機器人，很難同時可具備各任務需求的所有功能，因此專研於各關鍵技術突破的同時，別忽略考量需求、壽命、實用性、安全性、可靠性及升級替換延續性、成本等諸多基本因素。

故核電廠用機器人依據任務需求，應盡可能使其功能簡單，以確保機器人具有較小的體積、較輕的重量、靈巧的移動能力。儘管一般都期望所開發的機器人能夠承擔多種多樣的任務，除能輻射監測外，還希望能夠進行環境、各種氣體及輻射熱的探測，以及視頻、音訊乃至紅外影像資訊的擷取，還有各種關鍵設備的維護。但是光靠一台機器人要綜合所有功能的實現，往往會增加機器人的體積、重量、成本和開發時程，同時，也會降低機器人的可靠性和可維修性，因此，在開發時，應根據機器人使用要求和可能承擔的任務，合理地選擇所應具備的功能。

其次，核電廠用的機器人結構一般較為緊密，具有防塵、防水，甚至需要防爆結構，拆裝維修都較為不便，因此在設計機器人時，應盡可能採用成熟、可靠的技術，並使用安全、維護和額定壽命較長，或免維護的感測器及相關儀器設備，以確保機器人的可靠性並降低使用成本。

再者，精確、快捷的資料處理和通暢的資訊傳輸是機器人完成各種任務的基本保證，設計機器人的通訊和自動控制系統時，應能確保機器人與後方控制台之間始終保持最基本的通信聯系，保證機器人在遠距的情況下不被丟失。

此外，視需求可設計和配備運載機器人的專用運載車，其結構應方便、快捷，除具有運載功能外，運載車還可以配備控制台、儀器設備附件和專用維修工具等。

柒、參考文獻

- [1] IAEA technical report, "Nuclear power plant outage optimization strategy," Report no. IAEA-TECDOC-1315.
- [2] Fujii, M., Kimura, T., Sadakane, K., "A robotic approach to reduction of personnel radiation exposure in nuclear power plants," *J. Nucl. Sci. Techno*, 13, pp. 462–464, 1976.
- [3] T. Moore, "Robots for nuclear power plants,"

- IAEA Bulletin, Autumn 1985.
- [4] Humphrey C M, and Adams J A. "Robotic tasks for chemical, biological, radiological, nuclear and explosive incident response," *Advanced Robotics*, 23(9), pp.1217–1232, 2009.
 - [5] Wang K D, Yan G Z, and Yan B. "Passive compliance control of a weld inspection manipulator for intersecting pipes," *Advanced Robotics*, 23(12/13), pp.1579–1599, 2009.
 - [6] Iborra A, Pastor J A, and Alvarez B, et al. "Robots in radioactive environments," *IEEE Robotics & Automation Magazine*, 10(4), pp. 12–22, 2003.
 - [7] Bogue R. "Robots in the nuclear industry: A review of technologies and applications," *Industrial Robot*, 38(2), pp. 113–118, 2011.
 - [8] Wang L Q, Wu J R, and Liu Y L, et al. "Design and kinematics analysis of a robot for nuclear steam generator servicing," *Robot*, 31(1), pp 61–66, 2009.
 - [9] Liu C A, Xu S, and Liu C Y, et al. "Research on kinematics simulation of maintenance and inspection robot in nuclear power plants," *Journal of Huazhong University of Science and Technology: Nature Science Edition*, 36(z1), pp. 23–26, 2008.
 - [10] Zhang B, and Zhao M Y. "Analysis of a master-slave radioactivewaste disposing robot," *Machinery Design & Manufacture* (4), pp. 76–77, 2003.
 - [11] Luk B L, Collie A A, and White T. "NERO: A Teloperated Wall Climbing Vehicle for Assisting Inspection of a Nuclear Reactor Pressure Vessel," *ASME International Computers Engineering Conference*, 1993.
 - [12] Luk B L, Collie A A, Cooke D S, and Chen S. "Walking and Climbing Service Robots for Safety Inspection of Nuclear Reactor Pressure Vessels," *Asia Pacific Conference on Risk Management and Safety*, Hong Kong, China, 2005, pp. 432–438.
 - [13] W.F. Xu and Z.G. Mao, "Research status and development trend of nuclear power plant robots. Robot," Vol. 33, pp. 758–767, 2011.
 - [14] Q.S. Liu and Y.X. Zhang, et al, "Application and development trend of robot technology in nuclear power plant," *Robot Technology and Application*, pp. 12–16, 2011.
 - [15] R. Bogue, "Robots in the nuclear industry: A review of technologies and applications," *Industrial Robot*, 38(2), pp. 113–118, 2011.
 - [16] Jeong K, Choi Y, and Lee S. "Tele-operated robotic systems for nuclear power plants in south korea," *1st Joint Emergency Preparedness and Response/Robotic and Remote Systems Topical Meeting*, La Grange Park, IL, USA, pp.497-502, 2006
 - [17] Kim, S, Jung, S.H., and Kim, C.H. "Preventive Maintenance and Remote Inspection of Nuclear Power Plants Using Telerobotics," *Proceeding of the 1999 IEEE/RSJ International Conference on Intelligent Robots and Systems*, pp.603–608, 1999.
 - [18] Lyman J. Pestrosky, "Innovative Robot for Inspection of Nuclear Steam Generalors," *1st Joint Emergency Preparedness and Response/Robotic and Remote Svstems Topical Meeting*, pp.462–465, 2006.
 - [19] Fei Zhao, Yonggang Ma, and Yuansong Sun, "Application and Standardization Trend of Maintenance and Inspection Robot(MIR) in Nuclear Power Station," *Proceedings of The 2017 3rd International Symposium on Mechatronics and Industrial Informatics*, 2017.
 - [20] S. Kim, S. H. Jung, S. U. Lee, C. H. Kim, H. C. Shin, Y. C. Seo, N. H. Lee and K. M. Jung, "Application of Robotics for the Nuclear Power Plants in Korea," *1st International Conference on Applied Robotics for the Power Industry (CARPI)*, Canada, 2010.
 - [21] K.K.J. Park, H. Lee and K. Song, "Teleoperated cleaning robots for use in a highly radioactive environment of the DFDF," *SICE-ICASE International Joint Conference*, Korea, 2006.
 - [22] White, J. Harvey, and H. Farnstrom, K., "Testing of Mobile Surveillance Robot at A Nuclear Power Plant," *Robotics and Automation, IEEE International Conference on Proceedings*, vol.5, pp.7–14, 1987.
 - [23] Ducros, C., and Hauser, G., "RICA: a tracked robot for sampling and radiological characterization in the nuclear field," *J. Field Robot*, 34, pp. 583–599, 2017.
 - [24] Lamadie, F., Brenneis, C., Girones, P., and

- Barras, S. "Dispositif limitant l'apparition d'artefacts de d'ecodage pour gamma cam'era `a masque code," French Patent WO2006111678, October, 26, 2006.
- [25] Le Goaller, C., "Dispositif d'imagerie gamma am'elior'e" French Patent WO2006090035, August, 31, 2006.
- [26] Le Goaller, C., and Mahe, C. "Dispositif d'imagerie gamma am'elior'e permettant la localisation de sources irradiantes dans l'espace" French, Patent WO2009153229, December, 23, 2009.
- [27] Sarkar, U., Saini, S.S., Swaroop, T.T., Sreejith, P., Kumar, R., and Ray, D.D., "Development of a mobile robot for remote radiation measurement," In book: *Advancements in Automation, Robotics and Sensing*, pp. 65–73, 2016.
- [28] A. Hamilton, S. J. Burany, S. B. Peralta and L. Greenland, "Robotic removal of high-activity debris from a nuclear primary heat transfer system", *1st International Conference on Applied Robotics for the Power Industry (CARPI), Canada*, 2010.
- [29] Nagatani K, Kiribayashi S, and Okada Y, et al., "Emergency Response to the Nuclear Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants using Mobile Rescue Robots," *Journal of Field Robotics. Journal of Field Robotics*, 30(1), pp. 44–63, 2013.
- [30] C. Z. Liu, Z. Yan, and J. S. Deng, et al, "Study on accident response robot for nuclear power plant and analysis of key technologies," *J. Nuclear Science and Engineering*, vol. 33 (01), pp. 97–105, 2013
- [31] X. Q. Yang, M. Z. Luo, and T. Mei, "Research status and development trend of the nuclear robot," *Robot Technique and Application*, vol. (1), pp. 31-39, 2008.
- [32] Giraud A, Joffre F, and Marceau M, et al., "Rad-hard embedded computers for nuclear robotics," *2nd European Conference on Radiation and Its Effects on Components and Systems*, Piscataway, NJ, USA, pp. 43-47, 1994.
- [33] Perret J., "Service robots for nuclear safety: New developments by Cybernetix" *IEEE International Conference on Robotics and Automation. Piscataway, NJ, USA*, pp. 2106-2109, 1998.
- [34] Youk G U, Lee N H, and Kim B S, et al., "Technology development or the radiation hardening of robots," *IEEE/RSJ International onference on Intelligent Robots and Systems*, Piscataway, NJ, USA, pp. 1715-1720, 1999.
- [35] Marc Tavlet and Sorin Ilie, "Behaviour of Organic Materials in Radiation Environment," *5th European Conference on RADtion and its Effects on Components and Systems*, pp.210–214, 1999.
- [36] Laurent P. Houssay, "Robotics and radiation hardening in the nuclear industry." University of Florida, 2000.
- [37] S.B. Du and W.W. Jiang, et al, "Status and key technologies analysis for robot in nuclear applications" *Journal of Weapon Equipment Engineering* , 2016, pp. 93-97, 103.

附件二、多功能履帶載台架設與操作報告

INER-OM-2426R

限閱報告
不准複印

INER-OM-2426R

多功能履帶載台架設與操作報告

限
閱
一

李耀民 林聰得

核能研究所
中華民國一〇八年十月

Setup and Operation Report of Multi-Function Track Vehicle

By

Yao-Min Li*

Tsung-Te Lin

Abstract

The purpose of this report is to establish operating procedures and methods for the multi-function track vehicle, including the introduction of vehicle setup, specifications and performance of each component, and a series of performance tests of vehicle are performed in this work. In order to ensuring the best performance and extend the service life of the vehicle, this report indicated the daily maintenance method of the vehicle, especially for precautions. Also, the introduction of this vehicle can be used to perform a variety of tasks by carrying various equipment in the future.

Keywords: Multi-Function, Track Vehicle, Operation.

Mechanical and System Engineering Program

Institute of Nuclear Energy Research

* Han-Feng Enterprise Co., Ltd.

多功能履帶載台架設與操作報告

李耀民* 林聰得

摘 要

本報告之目的在說明多功能履帶載台裝置之操作程序與方法，內容包含載台架設、各組件規格與性能之介紹，以及載台建置完成後各項性能測試之結果。為使載台裝置保有最佳性能及延長其使用壽命，除日常之維護與保養，報告內容加強說明使用載台須注意之事項。最後，介紹本載台可藉由搭載不同設備，用以執行多項工作任務。

關鍵字：多功能、履帶載台、操作。

核能研究所 機械及系統工程專案計畫

*瀚峰企業有限公司

目 錄

<u>章節</u>	<u>頁次</u>
1. 目的	1
2. 重要安全說明	2
3. 多功能履帶載台規格及性能介紹	6
4. 多功能履帶載台操作說明	10
5. 測試結果與說明	22
6. 載台維護與保養	31
7. 結論	33
8. 參考文獻	35

圖 目 錄

<u>圖號</u>	<u>頁次</u>
圖 3-1 載台裝置之側視圖	6
圖 3-2 控制盒操作面板介紹	8
圖 3-3 控制盒螢幕介紹	8
圖 4-1 車體電源開關	10
圖 4-2 控制箱的電源開關	11
圖 4-3 待命模式	11
圖 4-4 運動模式	12
圖 4-5 手臂模式	12
圖 4-6 手部模式	12
圖 4-7 控制箱之光纖連接處	13
圖 4-8 履帶載台之光纖連接處	14
圖 4-9 光纖控制模組	14
圖 4-10 光纖佈纜器置架	15
圖 4-11 前鏡頭	16
圖 4-12 後鏡頭	16
圖 4-13 夾爪鏡頭	16
圖 4-14 手臂鏡頭	16
圖 4-15 影像儲存裝置(控制盒端)	16
圖 4-16 控制盒充電插座孔	18
圖 4-17 車體充電插座孔	19
圖 4-18 備用鋰電池及載台專用充電器	19
圖 4-19 大小安德生接頭	20

圖 5-1 沙袋總重 102.6 公斤	22
圖 5-2 載台乘載沙袋實測照	23
圖 5-3 量測 20 公尺距離	23
圖 5-4 移動速度測試實照	23
圖 5-5 碼表紀錄	23
圖 5-6 坡度百分比示意圖	24
圖 5-7 樓梯第一階高度 25.2 公分	25
圖 5-8 樓梯坡度之垂直高度離量測	25
圖 5-9 樓梯坡度之垂直高度 68.1 公分	26
圖 5-10 樓梯坡度之水平距離量測	26
圖 5-11 樓梯坡度之水平距離 140 公分	27
圖 5-12 載台爬坡能力測試實照	27
圖 5-13 載台成功爬梯實照	28
圖 5-14 砝碼實測 4.16 公斤	29
圖 5-15 機械手臂抓取砝碼實測照	29
圖 5-16 機械手臂抓取砝碼實測照。	30
圖 7-1 環境與狀況探查模組示意圖	33
圖 7-2 偵測採樣與危物移除模組示意圖	34
圖 7-3 消防救援與環境清除模組示意圖	34
圖 7-4 游離輻射偵測與氣體偵測模組示意圖	34

1. 目的

為執行危險、骯髒、辛苦之工作任務，發展新式工程輔具，故架設多功能履帶載台裝置，替代人力進行高危險、高污染環境惡劣的工作，如輻射場域偵測、輻射廢棄物清運、高汙染物品搬運、危險物品移除等工程項目。遠端運作或機器人系統可減少人員風險、保護人員的安全，或降低人員輻射劑量。

本報告重點在說明多功能履帶載台裝置之操作程序與方法，內容包含載台架設、各組件規格與性能之介紹，以及載台建置完成後各項性能測試之結果。為使載台裝置保有最佳性能及延長其使用壽命，除日常之維護與保養，報告內容加強說明使用載台須注意之事項。

2. 重要安全說明

使用多功能履帶載台前，務必遵守以下各項規則，非合格操作工作人員或沒有相關經驗知識的人在操作本載台裝置前，須先接受教育訓練，在監督或指導下以安全方式使用，並瞭解相關危險。本多功能履帶載台裝置不應用於玩耍、飆車以及進行非法之應用。

本載台若需維修，請通知合格的維修人員維修該電器。使用者請勿擅自維護產品內部組件，如電子元件、電池或充電器等。載具或控制箱充電時，請確保充電器的電源額定電壓符合標準插座電壓。

多功能履帶載台裝置包含軟體界面，使用上如有任何適合使用者的更新，請通知製造商進行相關更新。嚴禁存取、檢索、複製、修改、分發機器軟體或將其用於其他用途。

為減少載台裝置受傷或損壞的風險，設置、使用 and 維護多功能履帶載台裝置時，請牢記以下所述之注意事項：

2.1 安全須知總則

- (1)操作多功能履帶載台裝置之前，請詳細閱讀安全須知和操作說明的全部內容。
- (2)請保存好安全須知及操作說明，以供您日後參考。
- (3)請注意多功能履帶載台裝置、電池、充電座以及使用手冊上的所有警告。
- (4)請遵循所有操作和使用說明。
- (5)請注意讓合格的維修人員負責所有非例行維修。

2.2 載台裝置使用限制

- (1)多功能履帶載台裝置盡可能於室內使用，可延長期使用壽命。

- (2) 多功能履帶載台裝置並非玩具，請勿坐在或站在此裝置上。當多功能履帶載台裝置工作時，請多注意載台周圍的工作人員。
- (3) 僅在指定的環境中存放多功能履帶載台裝置。
- (4) 僅能使用沾水的布清潔多功能遙控履帶載台裝置。
- (5) 請勿針對正在燃燒或冒煙的物體，進行採樣工作。
- (6) 若於高輻射污染區域環境，請勿執行長時間的採樣工作。
- (7) 使用此裝置前，請先確認工作場域環境，是否有無線材和任何易捲入物品。如裝置經過電源線並將其拖著走，則可能會影響履帶運行。
- (8) 此多功能履帶載台裝置不適用於由身體、感官或心智功能減退的人（包括兒童），或沒有相關經驗知識的人使用，除非他們在負責其安全的人的監督或指導下使用該裝置。
- (9) 請勿將任何物品放在多功能履帶載台裝置上面。
- (10) 請注意載台裝置進行工作時，於該區域的人員務必小心行走，避免發生意外。
- (11) 僅在乾燥環境中使用多功能履帶載台裝置。
- (12) 請勿讓液體噴濺或倒在多功能履帶載台裝置上。

2.3 啟動和關閉載台裝置

- (1) 要啟動多功能履帶載台裝置前，先開啟履帶載台開關，再開啟控制盒電源開關。按鈕周圍LED燈亮，即可操作車體。
- (2) 要關閉多功能履帶載台裝置，請先將多功能履帶載台裝置遙控至指定的地點後，請先按控制盒電源按鈕，按鈕周圍LED燈熄滅，再關閉多功能履帶載台裝置開關。

2.4 鋰電池使用須知

- (1)僅可使用製造商提供的充電器對本裝置進行充電。請勿將多功能履帶載台裝置與任何類型的電源轉換器一同使用。若您使用電源轉換器，您的產品保固/保養將立即失效。
- (2)若電源線或插頭損壞，請勿使用充電器。若電源線或插頭損壞，必須由製造商或具維修資格的人員進行維修。
- (3)僅可使用多功能履帶載台製造商所提供且的電池組，或使用獲得批准且規格正確的可充電電池組。
- (4)長期存放或運輸前，請始終確保多功能履帶載台裝置的電池充滿電，並將其和配件拆除。
- (5)僅在開放式區域進行充電。
- (6)您的多功能履帶載台裝置的電池配備電路保護器，防止雷暴侵襲時損壞裝置。
- (7)切勿用濕手操作充電器。
- (8)清潔或維護多功能履帶載台裝置電路之前，務必斷開裝置與充電器的連接。
- (9)請確保封閉式充電器的電源額定電壓符合標準插座電壓。
- (10)使用過的電池組應放入密封塑料袋中，並依據當地環境法規安全處置。
- (11)每次使用前，請檢查電池組是否有任何損壞或洩漏跡象。請勿對損壞或洩漏的電池組充電。
- (12)如電池組發生洩漏，請將其送回製造商進行處理。
- (13)處理前，請務必從多功能遙控移動載台裝置上拆下電池組。
- (14)請勿擠壓或拆卸電池組。特別注意嚴禁加熱、焚燒或將電池組放

在任何熱源附近。

(15)請勿將電池組浸入任何液體中，導致電池組發生短路。

2.4 載台裝置報廢須知

載台裝置若要報廢，請將多功能履帶載台裝置使用獨立的回收設施，不得作未分類或一般的垃圾處置。相關的回收系統資訊，請依輻射污染處理規定辦理。如果採用垃圾堆填或垃圾傾倒方式處置多功能履帶載台裝置，有害物質可能會滲透到地下水中，並進入食物鏈，進而損害人類健康。

3. 多功能履帶載台規格及性能介紹

多功能履帶載台裝置之側視圖與各部位組件名稱如圖3-1所示。

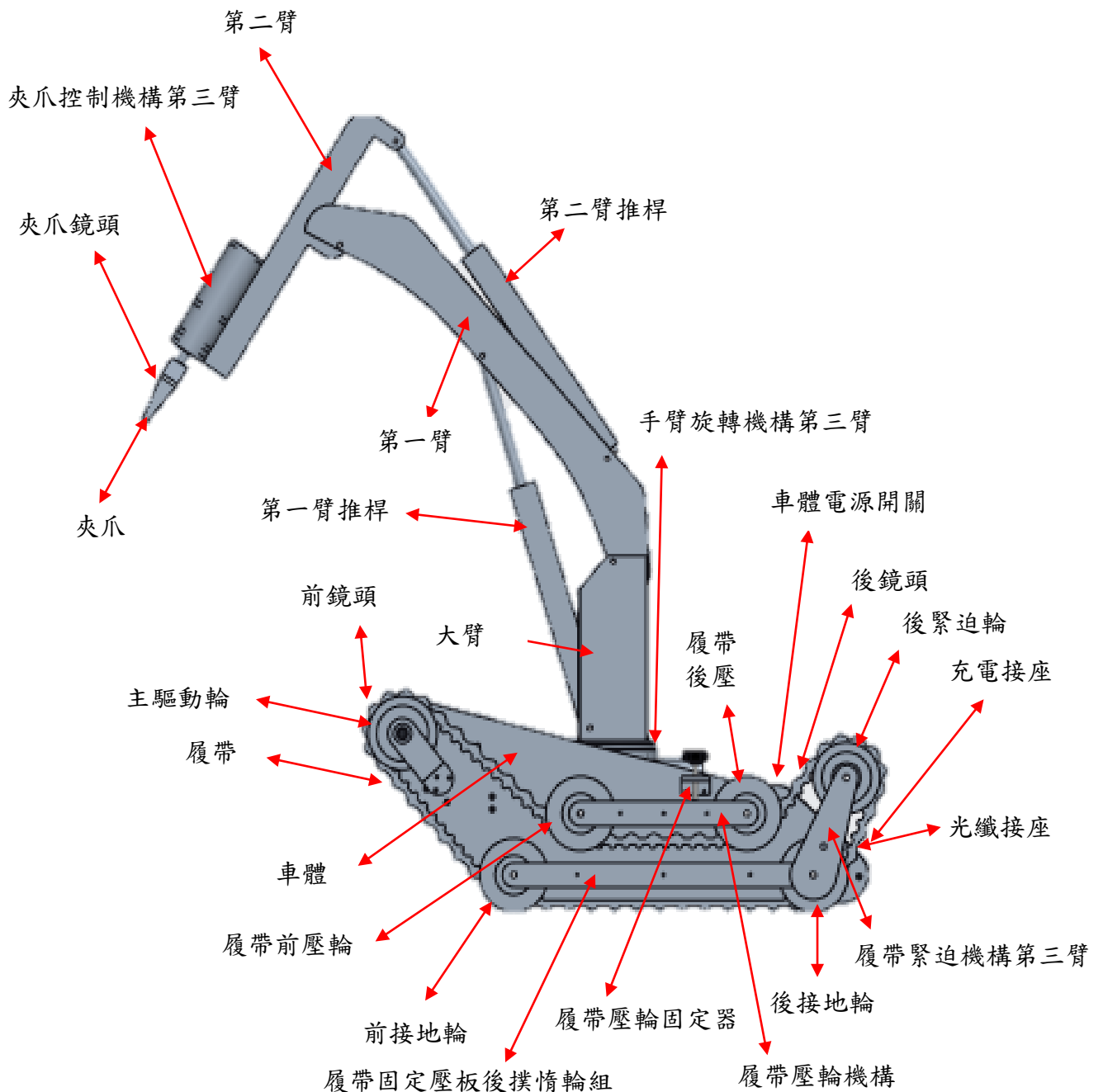


圖3-1 載台裝置之側視圖

3.1 載台裝置規格及性能

- 1.載台實測長89.3公分/寬61.2公分/高37.3公分(不含手臂)。
- 2.空載實測重量78.94公斤。
- 3.承載荷重可達100公斤。
- 4.直流無刷馬達驅動，以PID差速模式控制。
- 5.運動速度5 km/hr以上，無級調速。
- 6.垂直越障能力達25公分，爬坡能力達45°，能於寬度100公分內樓梯活動
- 7.具備可拆換不同型式遙控模組，附可拆卸遙控機械手臂模組，抓取重量達3公斤，具有5個自猶度可伸縮，夾具可離地達1公尺高以上。
- 8.採用鋰電池儲能模組，48V 58AH、具備可快速更換設計，鋰電池模組內建充電保護裝備(附專用充電器)，另附備用電池一組(附專用充電器)。
- 9.採用橡膠履帶設計、可原地旋轉，並具爬梯可變型式。
- 10.空載電池續航力4小時，具可擴充無線充電。
- 11.防塵/防水 IP65以上，附TAF認可實驗室測試報告。
- 12.防震能力(水平/垂直) 100 kg-2 m/s。
- 13.具無線遙控及光纖線控兩種操控模式；無線遙控範圍可達200公尺(無遮蔽環境)，光纖線控距離300公尺。可即時回傳現況影像及車台電力。
- 14.具遠端監視車台偵測影像，解析度648×488以上，幀數30FPS以上，並可回傳影像資料，並可儲存於操控端內建硬碟，附USB插孔可供下載。
- 15.載台可擴充磁條定位功能，提供無人自主巡航。
- 16.另可擴充電梯呼叫功能模組，可達特殊場域自主運作能力。

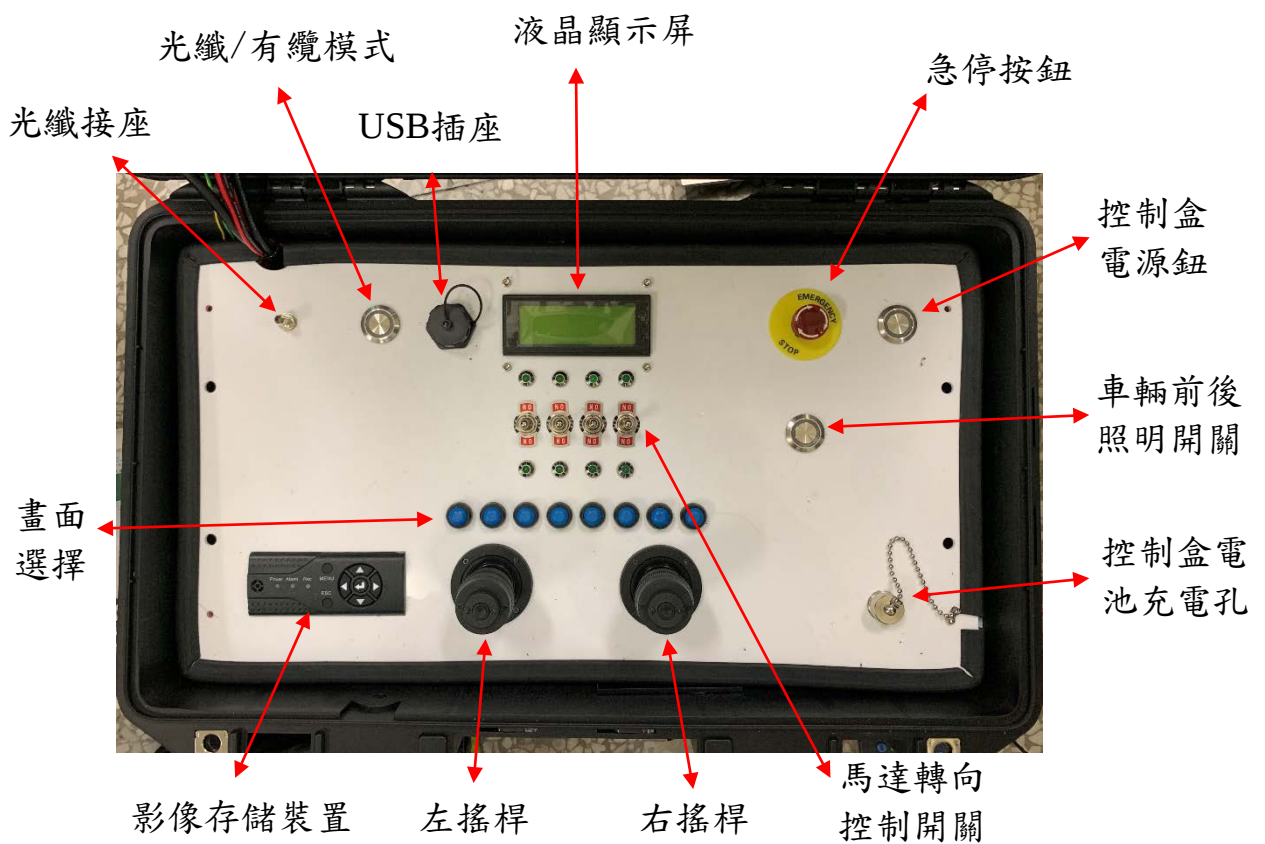


圖3-2 控制盒操作面板介紹



圖3-3 控制盒螢幕介紹

3.2 控制盒板面功能介紹

1. 光纖接入口。
2. 按下時按鈕LED亮起，為光纖有纜控制模式，反之LED滅，則為RoLa無線控制模式。
3. 此為工程人員更新程式所需使用之程式下載接口，操作人員請勿使用。
4. 4 × 20液晶顯示屏，顯示操作模式，車輛電量訊息以及操作盒電量訊息
5. 急停按鈕，危急狀況時，按下此按鈕即可令遠端車輛停止動作。
6. 按下時按鈕LED亮起，控制盒電源開啟，當控制盒電源關閉時，車輛亦會停止作動。
7. 四組三段式開關，可擴充作為24V 100W直流馬達正反轉以及停止，正反轉有對應LED亮起。
8. 按下時按鈕LED亮起，車輛的照明LED大燈亮起，反之按鈕LED滅，車輛照明LED大燈滅(預留)。
9. 8分割設備控制鈕，請參閱8分割設備章節說明。
10. 錄像硬碟存儲裝置，請參閱硬碟存儲裝置章節說明。
11. 左右搖桿，分別可於X、Y方向操作，搖桿頭左右扭轉操作，以及搖桿頂端按鈕操作。
12. 控制盒電池充電孔。
13. LoRa通訊模組。
14. 900MHz影像接收模組。
15. 影像顯示器

4. 多功能履帶載台操作說明

4.1 載台裝置操作與方法

本章節將介紹多功能履帶載台的操作方法，內容包含開機、控制台操作、光纖連接使用、鏡頭及影像儲存裝置、載台裝置充電

4.1.1 開機

電源啟動需開啟載台車體與控制箱的電源開關，車體的電源開關位於車體左側後方(如圖4-1所示位置)，向前撥動後即可接通電池電源，向後撥動後即關閉電源。控制箱的電源開關位於操作平台的右上方(如圖4-2所示位置)，開啟電源後此按鈕會有亮燈顯示，關閉電源時該燈光會消失。

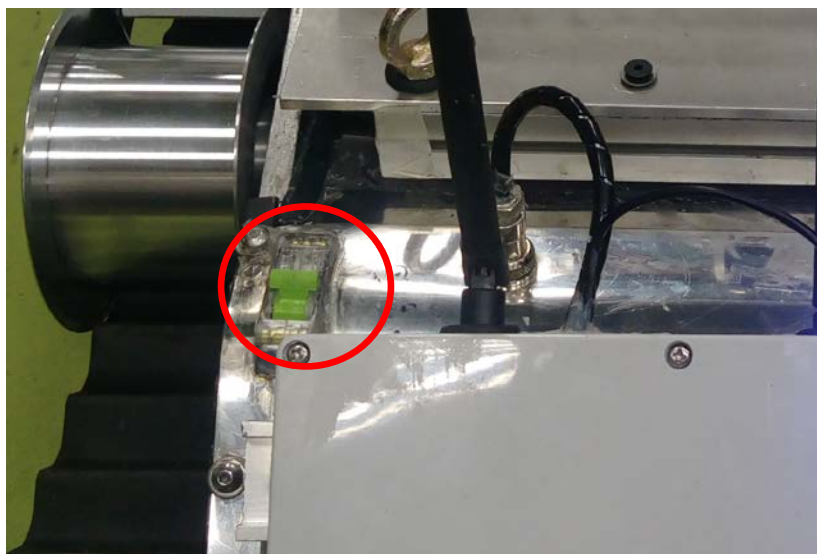


圖4-1 車體電源開關



圖4-2 控制箱的電源開關

4.1.2 控制台操作

使用二隻搖桿即可進行車體運動，PTZ操作以及5個DOF手臂操作，操作方式說明如下，操作時請檢視4×20液晶顯示屏上方二行的訊息。

1. 開機後為待命模式，無功能。左下方為控制盒電量百分比，右下方為車輛電量百分比。



圖4-3 待命模式

2. 同時按二個搖桿頂端按鈕進入運動模式。系統會檢查搖桿在中心位置，才允許開始運動控制功能，避免起動誤操作。進入運動模式時，顯示如下。運動模式時，右邊搖桿Y方向控制前進後退與速度，X方向控制左右方向。當右搖桿位在原點時，直接操作Z方向控制原地旋轉與旋轉速度。行進模式與旋轉模式須在原點的條件下才能互相切換。

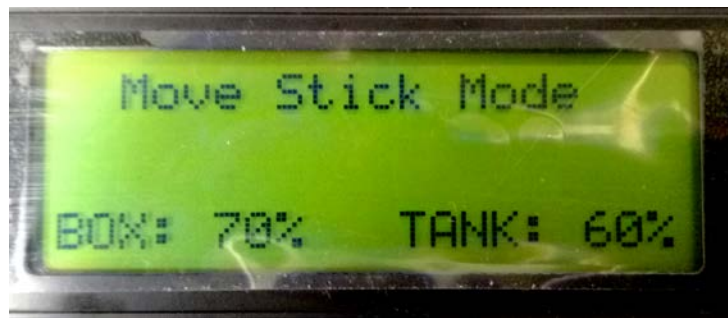


圖4-4 運動模式

3. 在運動模式時，按右搖桿頂端按鈕進入手臂模式，顯示如下：此時右搖桿控制大臂上下(Y方向)與基座轉動(X方向)控制。左搖桿控制小臂上下(Y方向)，X方向未使用。

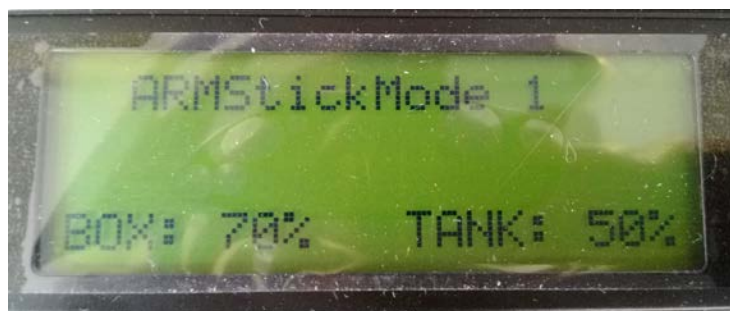


圖4-5 手臂模式

4. 在手臂模式時，再按右搖桿頂端按鈕進入手部模式。右搖桿控制手腕上下(Y方向)與腕關節轉動(X方向)控制，左搖桿(Y方向)控制手指開合與速度，X方向未使用。在手部模式時，再按右搖桿頂端按鈕，又回到手臂模式。

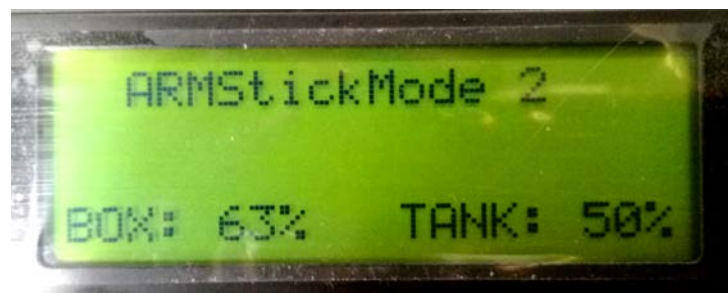


圖4-6 手部模式

5. 在手部模式或手臂模式時，按左搖桿頂端按鈕，則退回到運動模式，此時再按左搖桿頂端按鈕，仍會維持在運動模式，任何時候同時按二個頂端按鈕，則退出回到待命模式。

4.1.3 光纖連接使用

本系統提供LoRa無線遙控，以及光纖有線控制。當多功能履帶載具處在頻率干擾嚴重或無線訊號無法傳輸的狀況下，則需採用有線傳輸，有線傳輸又以光纖搭載訊號的能力遠大於電纜線傳輸與控制，且可同時傳播不同的訊號且互相干擾低，加上光纖通訊不易被外來電訊干擾，因此可確保號傳輸的正確性與要求，達到抗電磁干擾與隔絕電磁波外洩的問題。當使用光纖線控時，光纖一端接於控制盒光纖接頭(圖4-7)，另一端接於車體光纖傳輸盒接頭上(圖4-8)。圖4-9為光纖控制模組，光纖線控距離為300公尺，放置於光纖佈纜器置架中(如圖4-10)

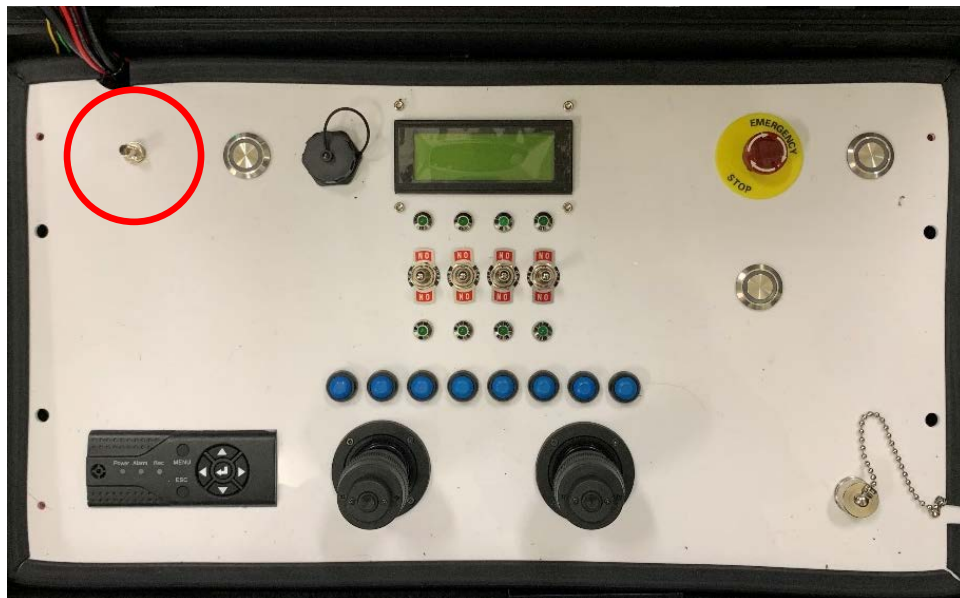


圖4-7 控制箱之光纖連接處

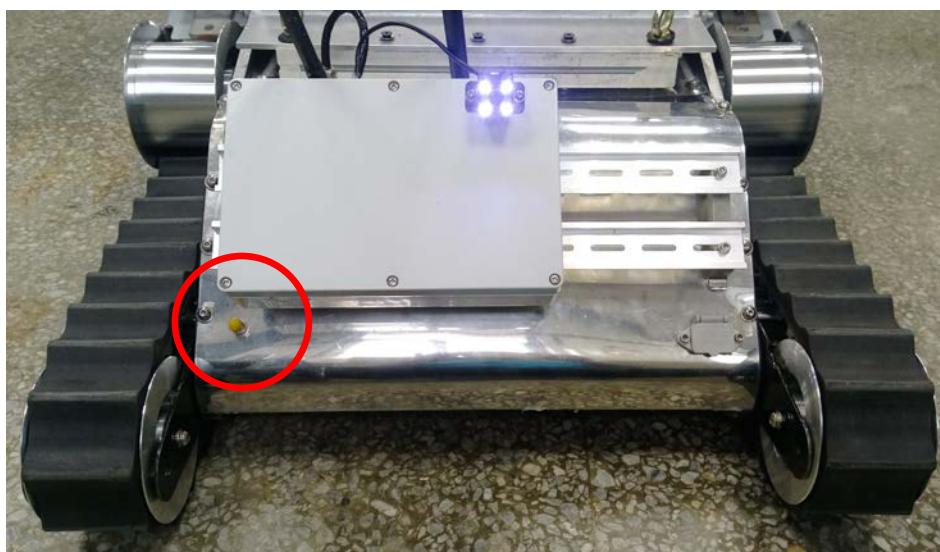


圖4-8 履帶載台之光纖連接處



圖4-9 光纖控制模組



圖4-10 光纖佈纜器置架

4.1.4 鏡頭及影像儲存裝置

多功能履帶載台裝置共有4組鏡頭，分別為車體前、後鏡頭、夾爪上鏡頭及手臂鏡頭(圖4-11~4-14)，各部位鏡頭所觀測之影像將回傳並儲存於AHB-LM-4-1主機(圖4-15)，主機內建120G、2.5吋固態SSD硬碟。

AHB-LM-4-1主機採用H.264 High Profile視頻壓縮碼流，畫質更高，錄影時間更長，圖形化用戶介面，USB滑鼠操作(附滑鼠)，方便用戶使用，支持4路1080N全時錄影，4路1080N本地回放，可以充當4路或8路使用。

- 操作：預覽，錄影，回放，備份，網路監控和手機監控，所有操作互不干擾。
- 錄影模式：全時錄影、定時錄影、移動偵測錄影，4路1080N回放通道可任意選擇，錄影回放速度調整。
- 停電自動重啟，並恢復到停電前的狀態。

- 滑鼠按右鍵即進入設定主畫面，密碼設定為：abcdef，可由使用者依需求設定。



圖4-11 前鏡頭



圖4-12 後鏡頭



圖4-13 夾爪鏡頭

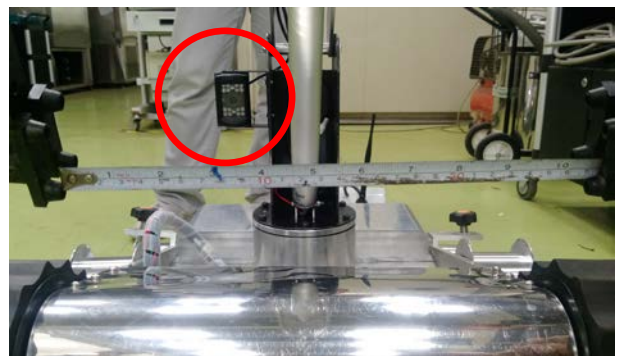


圖4-14 手臂鏡頭



圖4-15 影像儲存裝置(控制盒端)

4.2 載台鋰電力模組

多功能履帶載台裝置的電力係由可充電鋰電池組供電，電池組係採用 Panasonic 48V 58Ah 鋰電池(特規訂製款)，內建平衡板及鋰電保護板，在

正常使用情況下，本電池壽命為3-4年，原廠提供保固一年。

4.2.1 電池儲存和使用

本載台鋰電池之儲存和使用須知如下：

- 1.開始使用之前，建議將多功能履帶載台裝置的電池充滿。電池充滿後，充電器指示燈將變為綠色。多功能履帶載台在空載的狀態下，電池可持續使用至少三小時。
- 2.多功能履帶載台裝置電池的壽命約可充放電達五百次。
- 3.為延長電池壽命建議長期讓多功能遙控履帶載台裝置保持電壓保滿狀態。使用完畢後要充電前，建議將鋰電池先放置半小時冷卻，以確保鋰電池使用壽命。
- 4.如多功能履帶載台裝置長時間未使用請確保兩個星期充電一次以確保鋰電池的使用壽命。長時間不使用多功能遙控履帶載台裝置時應將鋰電池及多功能履帶載台裝置分開儲存，取出多功能履帶載台裝置上的鋰電池並將其存放在涼爽、乾燥的地方。

4.2.2 電池充電

多功能履帶載台裝置的充電分為控制盒充電與載台車輛本體充電，當電量百分比低於40%時，請盡速充電以延長鋰電池的使用壽命。若需要對控制盒或車輛充電時，請先關閉電源開關，充電器需接110V市電之插座，充電器輸出段接到控制盒或車輛後方的充電孔座，其充電孔座之位置分別如圖4-16與4-17所示，充電時之注意事項如下：

- 1.為多功能履帶載台裝置充電，請將充電器一端差入一般家用110V交流電插座另一端插入多功能履帶載台裝置充電口（充電口附有防呆插座以防止正負電源反插）。為獲得最佳充電效果，請勿中斷充電器為多功能遙控移動載台裝置充電。

- 2.本多功能履帶載台裝置採用國際牌鋰電池(特規訂製款)，請使用專用充電器，建議可直接於車體外接插座在車體斷電狀態下充電，充電時專用充電器指示燈指示充電狀態為紅色，當鋰電池進入充電狀態時，充電座電源指示恆亮紅色為正在充電，當電池充飽時專用充電器指示燈指示充電狀態為綠色表示充電完成，專用充電器即可移開
- 3.鋰電池內含有鋰電平衡板充電時會將所有鋰電池平衡充飽電及已平衡，可隨時使用，充電器內建自動斷電功能，當電壓到達巔峰狀態充電器會自動斷電與以往充飽幅衝充電器不同，不過還是建議充飽電後將充電器拔除110V插座以保護充電器的使用壽命。



圖4-16 控制盒充電插座孔

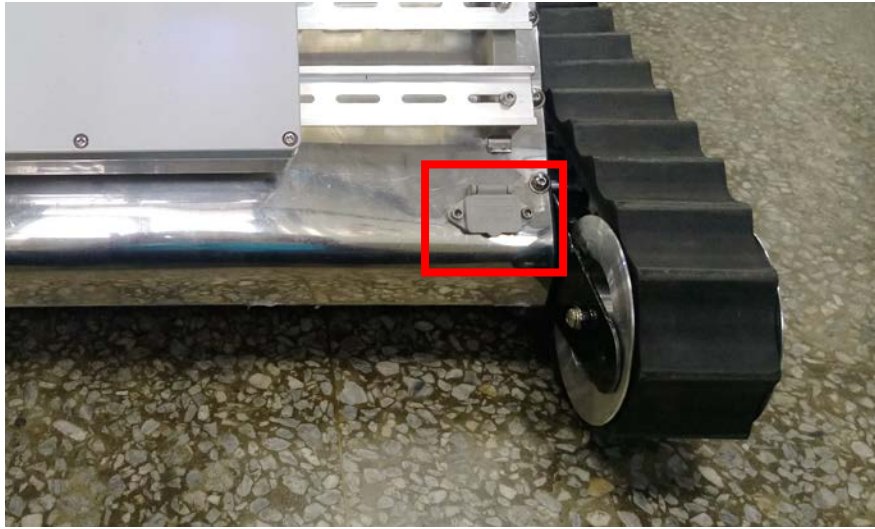


圖4-17 車體充電插座孔



圖4-18 備用鋰電池及載台專用充電器

4.2.3 充電問題處置

載台進行充電時可能遇到的問題如下：

- 1.建議直接於車體外接插座在車體斷電狀態下充電，不建議拆換電池進行充電，如必須拆換進行充電時，建議小心搬運並於空曠通風處充電，若電池不慎遭受撞擊或重摔，不建議繼續進行充電，宜通知製造商進行檢測，確認電池電芯有無受損。
- 2.當無法充電時，請先檢查是否充電頭插座沒有插好，檢查110V的插座是

否有插穩，最後檢查車體小安德生接頭(圖4-19左方)是否有插上。(切誤拆開鋰電池鐵盒)

4.2.4 拆換電池

載台備有一組鋰電池及載台專用充電器(如圖4-18)，如任務需求必須拆換電池，請依下列三個步驟進行：

- 1.車體斷電狀態下卸下車體後蓋板。
- 2.將電池粗電源上大的快拆(安德生)接頭(圖4-19右方)分開。
- 3.將電池粗電源分出的外接就電座的小快拆(安德生)接頭分開。

完成上述所列的動作後即可取出電池進行更換，電池更換完畢後，再依拆換之反序結合即可。



圖4-19 大小安德生接頭

4.3 故障處理

如使用多功能履帶載台裝置時發生故障，請參閱下列內容以解決問題。如未能解決故障，請洽利基應用科技股份有限公司由專業人員協助處理。

- 1.車體電源開啟後，遙控盒電源啟動後，若多功能履帶載台裝置無動作，

請確認車體電池電量是否正常，遙控盒上4×20液晶顯示屏可確認，若無電量不足(低於48V)，請先行充電。

2. 多功能履帶載台裝置執行任務中，或是保養時，發現有螺絲、螺帽掉落，表示裝置經過運行時發生振動導致螺絲及螺帽鬆脫，請使用者確實找到鬆脫位置並重新鎖好。
3. 若電池正常，多功能履帶載台裝置仍無動作，請洽利基應用科技股份有限公司專業人員處理。
4. 若遙控盒影像不顯示，請洽利基應用科技股份有限公司專業人員處理。

5. 測試結果與說明

多功能履帶載台建置完成後，於所內進行乘載能力測試、移動速度測試、垂直越障能力及爬坡能力測試，以及機械手臂抓取測試，各項測試結果如下：

5.1 載台乘載能力測試

將 11 個沙袋放置於載台上(如圖 5-1 所示)，沙袋總重 102.6 公斤，載台能正常運行移動(圖 5-2)，承載荷重可達 100 公斤。



圖5-1 沙袋總重102.6公斤



圖5-2 載台乘載沙袋實測照

5.2 載台移動速度測試

以捲尺量測出 20 公尺距離，並以紅龍柱定位(如圖 5-3 與 5-4 所示)，本測試以手機之碼表功能紀錄(圖 5-5)，載台空載狀態於 21 秒 26 內完成測試，經估算載台移動速度達 0.93 m/s ，相當於 3.35 km/hr 。



圖5-3 量測20公尺距離



圖5-4 移動速度測試實照

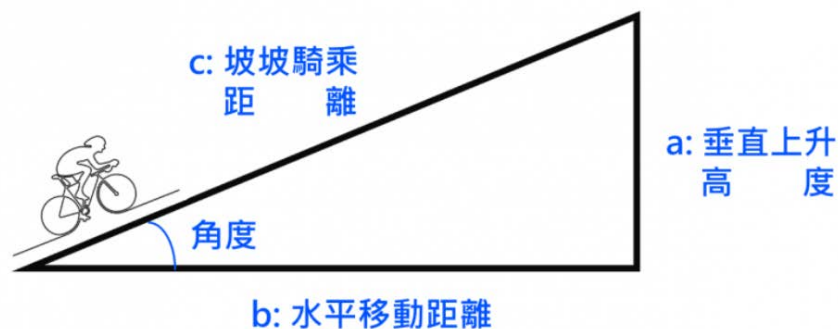


圖5-5 碼表紀錄

5.3 垂直越障能力及爬坡能力測試

表示一個坡的斜度係以坡度百分比來描述，坡度百分比的計算公式為「垂直爬升高度」除以「水平面的移動距離」×100%，示意圖如圖 5-6 所示。

於 071 館戶外架設第一階 25.2 公分高與坡度 48.6%之階梯進行實測，實際量測尺寸如圖 5-7~圖 5-11 所示，此樓梯坡度 $= (68.1/140) \times 100\% = 48.6\%$ ，測試結果本載台可順利於階梯上行走，因此載台的垂直越障能力達 25cm，且爬坡能力達 48.6%，相關實測照片如圖 5-12 與 5-13 所示。



$$\text{坡度}\% = (a \div b) \times 100\%$$

圖5-6 坡度百分比示意圖



圖5-7 樓梯第一階高度25.2公分



圖5-8 樓梯坡度之垂直高度離量測



圖5-9 樓梯坡度之垂直高度68.1公分



圖5-10 樓梯坡度之水平距離量測



圖5-11 樓梯坡度之水平距離140公分

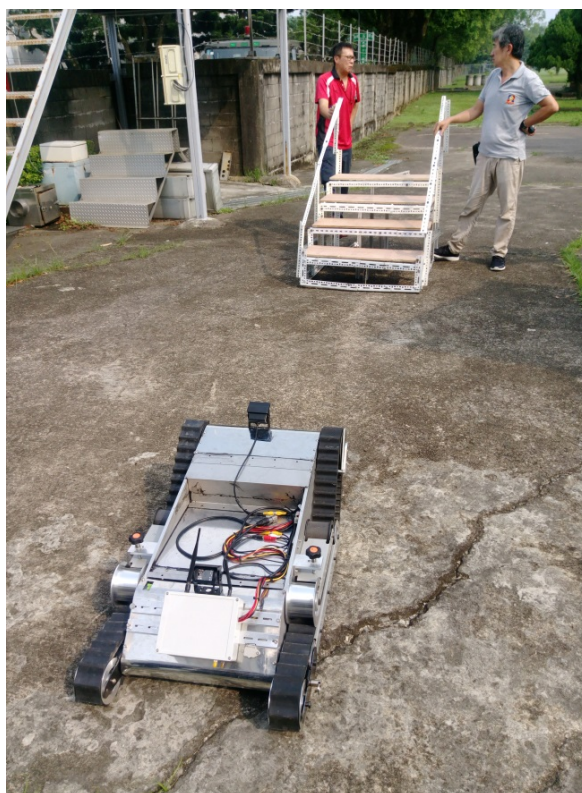


圖5-12 載台爬坡能力測試實照

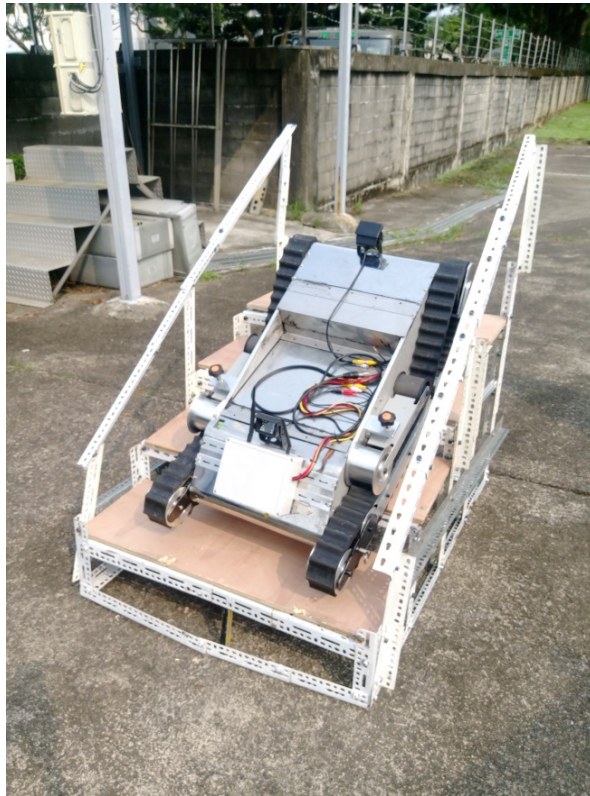


圖5-13 載台成功爬梯實照

5.4 機械手臂抓取測試

隨意放置一 40 牛頓重(實測 4.16 公斤)之砝碼(如圖 5-14 所示)，遙控載台並操作其搭載之機械手臂，可成功抓取砝碼，使砝碼離地 112 公分高，且移動載台並無翻覆，相關實測照片如圖 5-15 與 5-16 所示。

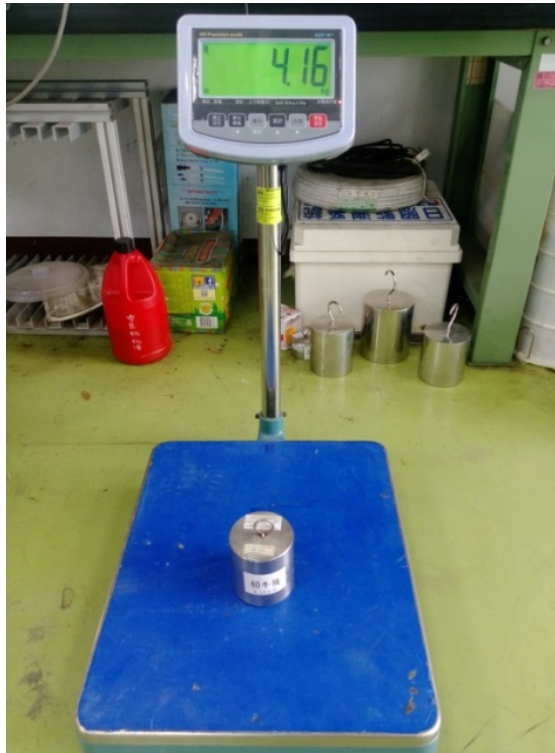


圖5-14 砝碼實測4.16公斤



圖5-15 機械手臂抓取砝碼實測照

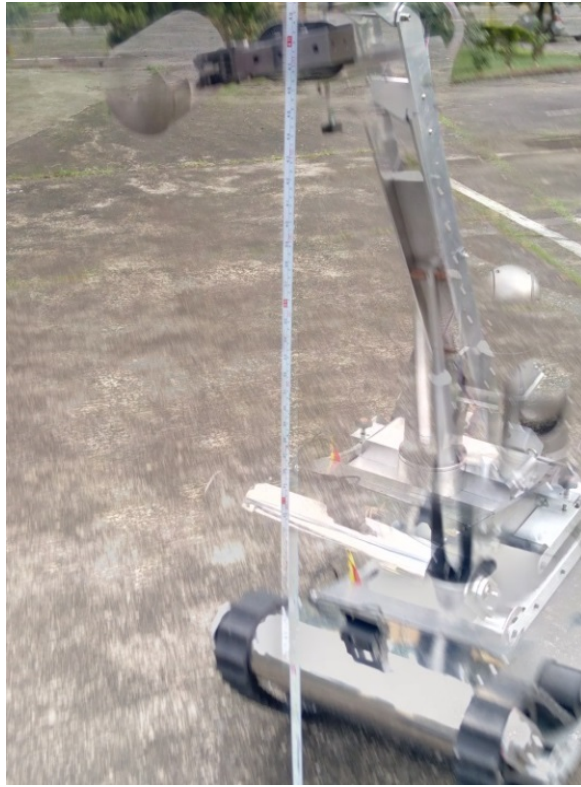


圖5-16 機械手臂抓取砝碼實測照。

6. 載台維護與保養

為了使多功能履帶載台裝置能保持最佳性能，且延長其使用壽命，本章內容除了介紹日常維護須執行的工作外，再次提醒使用著載台裝置使用時需特別注意之事項。

6.1 日常維護

執行日常維護是非常重要的一項工作，以下列出維護應執行之項目：

項目	維護
多功能履帶載台裝置	1.氣候潮濕地區，建議不使用時全車遮蓋防水雨布，以免電氣受潮。 2.長時間未使用，建議每兩週通電行走10分鐘。
車體外觀	每週乾淨的乾布擦拭一次。
夾爪外觀	每週乾淨的乾布擦拭一次。
車體電池	每次使用後充電；長時間不用請每兩週充電一次。
遙控盒電池	每次使用後充電；長時間不用請每兩週充電一次。

6.2 維持載台最佳性能

長期使用多功能履帶載台裝置為保有其最佳性能，以下幾點請使用者特別注意：

- 1.首次使用多功能履帶載台裝置之前，請務必確認電池容量飽和狀態以啟動裝置。
- 2.經常使用多功能履帶載台裝置。每次使用後，請注意多功能履帶載台裝置及控制盒的電池容量。

- 3.每週進行多功能履帶載台裝置外觀及鏡頭的擦拭保養。
- 4.多功能履帶載台裝置內含電子組件，請勿將載台裝置長時間浸入水中。
平時清潔請使用乾布進行清潔即可。

電池壽命也會影響載台使用性能，要延長多功能遙控移動載台裝置的電池壽命，以下幾點請使用者特別注意：

- 1.使用後，讓多功能履帶載台放置30分鐘後盡速充電。
- 2.與充電器分開存放時，應取出多功能履帶載台裝置上的電池並將其存放在涼爽、乾燥的地方。

7. 結論

履帶載台之開發是用於執行危險、骯髒、辛苦之工作任務，本多功能履帶載台為可爬梯的機動性載具，車體上端可依任務需求更換模組，如環境與狀況探查模組、偵測採樣與危物移除模組、消防救援與環境清除模組、游離輻射偵測與氣體偵測模組...等(如圖7-1~7-4之示意圖所示)。

在核能領域本載台裝置可應用於核電廠除役工作，可於輻射場域進行環境偵測工作，如地圖建模、輻射偵測與表面活度劑量偵檢作業。若搭載特殊機具模組，則可進行拆除、處理和分類核能廢棄物等工作，藉由使用機器人裝置可達到保護人員的安全、降低人員輻射劑量、降低除役成本及縮短除役時程。

本報告詳述使用與操作的各項須知，請操作人員使用前務必詳讀內容並按規定使用，平時請按時執行維護保養以確保多功能履帶載台裝置能保有其最佳性能。

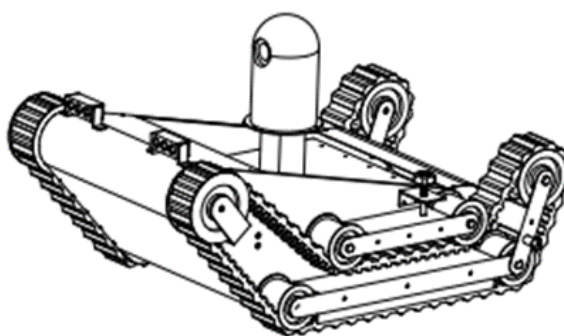


圖7-1 環境與狀況探查模組示意圖

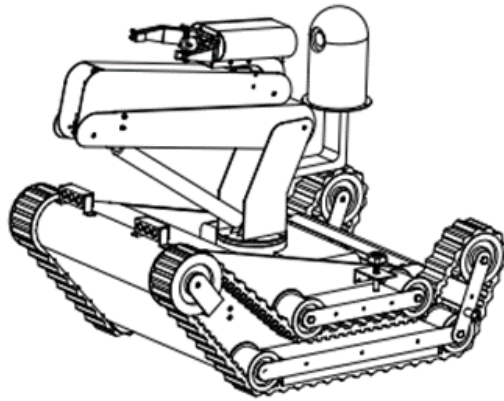


圖7-2 偵測採樣與危物移除模組示意圖

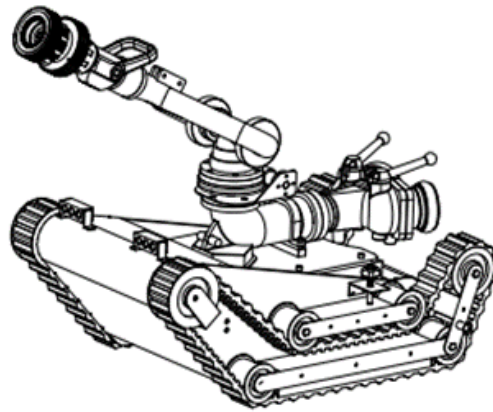


圖7-3 消防救援與環境清除模組示意圖

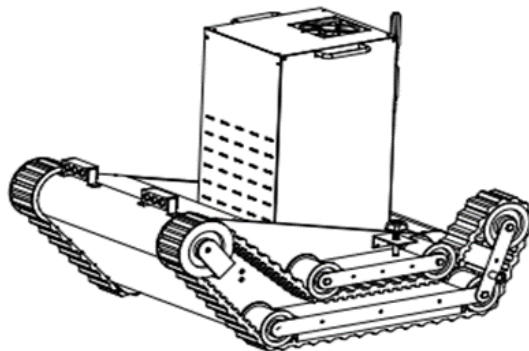


圖7-4 游離輻射偵測與氣體偵測模組示意圖

8. 參考文獻

- (1) 利基應用科技公司多功能遙控移動載台裝置使用手冊，108 年 8 月。

附件三、停機過渡階段放射性廢氣液體排放視察程序與計畫審查研究

The Radioactive Gaseous and Liquid Effluent Treatment Baseline Inspection Process and Plan Review Guide for Transition to Decommissioning Phase

By
Hsu, Yu-Hsia
Abstract

Atomic Energy Council issued the decommissioning permit for Chinshan Nuclear Power Plant of Taiwan Power Company(TPC) on July 12, 2019 , and is reviewing the decommissioning plan for Nanwan Nuclear Power Plant. AEC will continue overseeing the TPC, making sure that the decommissioning and dismantling (D&D) activities carried out by the TPC are consistent with the approved decommissioning plan .

With inspection and plan review cases for transition to decommissioning phase of nuclear power plant of US Nuclear Regulatory Commission and Japan Nuclear Regulation Authority, this report provides the regulatory body in Taiwan with radioactive gaseous and liquid effluent treatment inspection and plan review guides.

Keywords: radioactive gaseous and liquid effluent treatment, decommission

Health Physics Division Institute of Nuclear Energy Research

停機過渡階段放射性廢氣、液體排放視察程序與計畫審查研究

許玉霞

摘 要

本研究為「精進除役期間輻射管制技術」四年期科技發展子項方案之第一年，目前我國原子能委員會已許可核一廠除役方案，刻正進行核二廠除役方案檢視，並成立「核電廠除役安全管理專案小組」，進行規劃除役期間各項安全管制作為。

因此，本研究主要參考美國核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission, NRC)與日本原子力規制委員會(Nuclear Regulation Authority, NRA)，針對核電廠於停機過渡階段，放射性氣、液體廢棄物排放基準團隊視察程序、計畫審查，及除役電廠相關被管制案例進行研究，以提供管制單位參考。

關鍵字：放射性氣、液體廢棄物、除役

核能研究所 保健物理組

目 錄

1. 研究方法	1
1.1. 美國現況簡介	2
1.1.1. 除役計畫之審查	2
1.1.2. 停機過渡階段之視察	3
1.2. 日本現況簡介	5
1.2.1. 除役計畫之審查	6
1.2.2. 停機過渡階段之視察	7
1.3. 我國現況簡介	8
2. 停機過渡期間放射性氣、液體廢棄物排放視察程序導則	9
2.1. 視察目的	10
2.2. 視察要求	11
2.2.1. 巡視與觀察(02.01).....	11
2.2.2. 校正與測試(流程監測器) (02.02).....	11
2.2.3. 取樣與分析(02.03).....	12
2.2.4. 儀器與設備(02.04).....	12
2.2.5. 計算劑量(02.05).....	13
2.2.6. 問題之確認與解決	14

2.3.	準備視察計畫	15
2.4.	視察導則	17
2.4.1.	巡視與觀察(03.01).....	17
2.4.2.	校正與測試(流程監測器) (03.02).....	18
2.4.3.	取樣與分析(03.03).....	19
2.4.4.	儀器與設備(03.04).....	19
2.4.5.	計算劑量(03.05).....	20
2.4.6.	問題之確認與解決	21
3.	Grand Gulf 核電廠未被授權的液體外釋	23
3.1.	視察範圍	23
3.2.	視察發現	26
4.	Palisades 核電廠的廠外劑量計算結果不保守	30
4.1	視察範圍	30
4.2	視察發現	31
5.	除役各階段放射性氣、液體廢棄物排放計畫審查基準.....	34
5.1	基本考量	34
5.2	計畫審查基準	34
5.3	計畫附件審查基準	34

5.3.1.	除役期間劑量管理	34
5.3.2.	除役期間廢棄物產生量	34
5.3.3.	除役期間平時民眾劑量評估	35
6.	敦賀核電廠除役各階段放射性氣、液體廢棄物排放計畫審查案例.....	36
6.1	除役期間產生之放射性氣體廢棄物種類與管理方法 ^[13]	38
6.2	放射性氣體廢棄物排放預測量 ^[13]	40
6.3	除役期間產生之放射性液體廢棄物種類與管理方法 ^[13]	41
6.4	放射性液體廢棄物排放預測量 ^[13]	41
6.5	放射性氣、液體廢棄物排放造成之民眾劑量 ^{[14][15]}	42
6.5.1.	放射性氣體廢棄物	42
6.5.2.	放射性液體廢棄物	63
7.	結論與建議	73
7.1	停機過渡期間放射性氣、液體廢棄物排放視察程序.....	73
7.2	停機過渡期間放射性氣、液體廢棄物排放計畫審查.....	73
	專有名詞定義	75
	參考文獻.....	78

圖 目 錄

圖 1-1 美國目前除役中的發電用反應器	2
圖 1-2 日本發電用反應器現況	5
圖 1-3 日本發電用反應器除役程序	6
圖 6-1 敦賀電廠除役計畫申請、審查、修訂簡述	36
圖 6-2 敦賀電廠除役處置工程流程圖 ^[13]	37
圖 6-3 放射性物質微粒外釋至大氣環境的流程 ^[14]	44
圖 6-4 因拆除工程產生的放射性微粒排放至大海之流程圖 ^[13]	65

表 目 錄

表 1-1 日本目前除役中的發電用反應器	5
表 1-2 NRA 放射性氣體廢棄物、液體處理視察程序與 NRC 對應	7
表 6-1 拆除後殘留核種i之活度(Bq)(1/3) ^[14]	46
表 6-2 拆除後殘留核種i之活度(Bq)(2/3) ^[14]	47
表 6-3 拆除後殘留核種i之活度(Bq)(3/3) ^[14]	48
表 6-4 拆除工程放射性微粒進入空氣的比例 ^[14]	49
表 6-5 隔離帳篷洩漏率與廠房過濾器收集效率 ^[14]	49
表 6-6 放射性氣體廢棄物年排放量(Bq) ^[14]	50
表 6-7 放射性氣體廢棄物之排放管理目標值 ^[15]	51
表 6-8 放射性氣體廢棄物評估有效劑量之相關係數(1/3) ^[14]	57
表 6-9 放射性氣體廢棄物評估有效劑量之相關係數(2/3) ^[14]	58
表 6-10 放射性氣體廢棄物評估有效劑量之相關係數(3/3) ^[14]	59
表 6-11 核種之衰變係數 ^[14]	60
表 6-12 各核種自農作物葉面至可食部分之遷移係數 ^[14]	60
表 6-13 各核種自土壤至農作物之遷移比例 ^[14]	61
表 6-14 地表沈積核種有效劑量轉換因數 ^[14]	61
表 6-15 吸入核種有效劑量轉換因數 ^[14]	62

表 6-16 經口攝取核種有效劑量轉換因數 ^[14]	62
表 6-17 除役期間平時放射性氣體廢棄物造成之民眾有效劑量 ^[15]	63
表 6-18 拆除對象殘留核種之活度(Bq) ^[13]	66
表 6-19 放射性液體廢棄物相關係數 ^[13]	66
表 6-20 放射性液體廢棄物年排放預估量 ^[13]	67
表 6-21 放射性液體廢棄物之排放管理目標值 ^[15]	68

1. 研究方法

本報告主要著重核電廠運轉後過渡階段(永久停機至燃料自反應器壓力槽中永久移除前之階段)，相關放射性氣體廢棄物、液體排放之電廠視察程序與計畫審查。

電廠視察程序主要參考 NRC 視察手冊「Inspection Manual Chapter(IMC) 2515 G - Baseline Inspection Guidance For Power Reactors Preparing For Transition To Decommissioning Phase」(NRC，2016)，及其視察程序書「Inspection Procedure(IP) 71124.06 - Radioactive Gaseous And Liquid Effluent Treatment」(NRC，2018)架構與內容。

計畫審查主要參考 NRA「發電用原子炉施設及び試験研究用等原子炉施設の廃止措置計画の審査基準」(NRA，2013)，與「廃止措置段階の発電用原子炉施設における保安規定の審査基準」(NRA，2017)。

並補充相關放射性廢氣、液體排放評估，美國運轉中核電廠視察案例(因美國除役電廠適用 IP 71124.06 以來，尚未有違反案例)，與日本除役電廠計畫審查案例之探討及說明。

1.1. 美國現況簡介

美國除役中之發電用反應器如圖 1-1。

Locations of NRC-Regulated Sites Undergoing Decommissioning

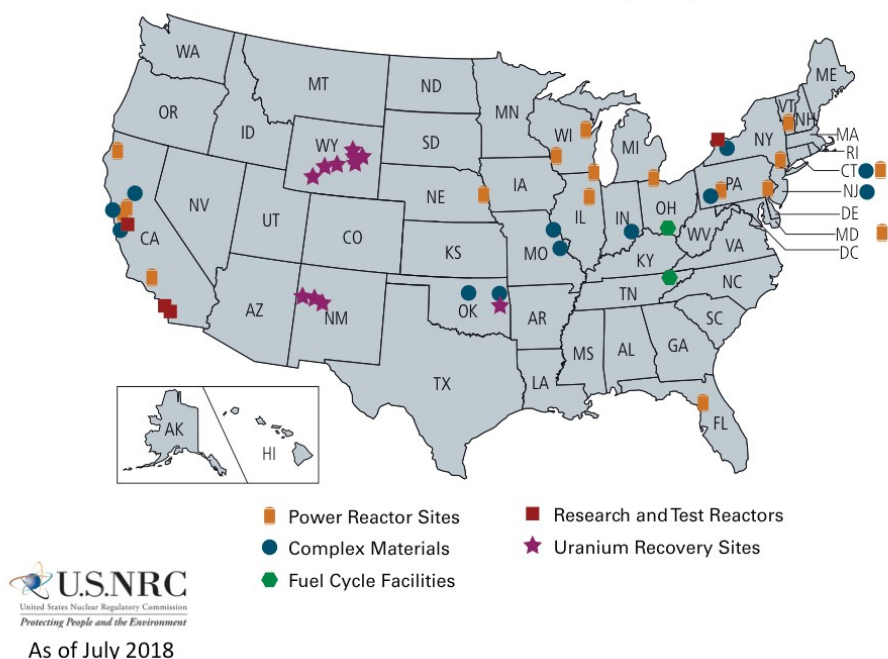


圖 1-1 美國目前除役中的發電用反應器

資料來源:NRC 網站(2018)

1.1.1. 除役計畫之審查

美國設施經營者須於決定永久停止運轉 30 天內，函告美國核管會永久停止運轉意願書(Certification of Permanent Shutdown)。另於正式除役以前函告美國核管會核燃料永久移除意願書(Certification of Permanent Fuel Removal)，放棄其反應器運轉或裝載燃料至反應器壓力槽之權利。設施經營者於提交永久停止運轉意願書後 2 年內，須向美國核管會提出停止運轉後除役活動報告(Post Shut Down Activities Report, PSDAR)。美國核管

會接到 PSDAR 後 90 天，在無具體核准的情況下，設施經營者可開始主要除役活動(NRC，Regulatory Guide 1.184，2013)。

1.1.2. 停機過渡階段之視察

關於永久停機至燃料自反應器壓力槽中永久移除前階段之電廠，美國核管會參考多個已永久停止功率運轉之核電廠除役(例如 Vermont Yankee (VY), Kewaunee, Crystal River (CR), and San Onofre Nuclear Generating Station(SONGS) 等等)依循 IMC 2561 「Decommissioning Power Reactor Inspection Program」視察及評估之經驗，基於相關法規及 IMC 0308 「Reactor Oversight Process Basis Document」(NRC，2017)，發展 IMC 2515 附錄 G，適用於持照者向美國核管會遞交核准持照者核燃料永久移除意願書(10 CFR 50.82(a)(1))起，至確認燃料自反應器壓力槽中永久移除(10 CFR 50.82(a)(1)(ii))間之過渡時期。

IMC 2515 附錄 G 指出，除了由駐廠視察員完成之視察程序，建議由地區視察員持續導入基準團隊視察(Baseline Inspection Program Team Inspections)例如工程、輻射防護、緊急應變準備、執照變更及保安，包含(但不侷限於)以下各項：

- (1) 抽查持照者在宣布停機後對執照修正(License Amendments)、通函文件(Generic Letter)、公報(Bulletins)、資訊通告(Information Notice)的回應。
- (2) 輻射管制潛在降低，包含廠內輻射污染區域劑量與數量上升。
- (3) 評估營運視察(In Service Inspection)展延的情況。
- (4) 在所有用過核子燃料池移除前維持保全視察程序。
- (5) 緊急事故下之應變設施、人員及可用性。

- (6) IP 71111.21 設備組件設計基準視察(Component Design Bases Inspection, CDBI):假使永久停止運轉日期預定在未來3年之後, 下一次設備組件設計基準視察週期與正常運轉時相同(例如, 待機之燃料池冷卻系統、燃料池泵隔離閥、可見 NRC Information Notice (IN) 2009-26 – Degraded Neutron Absorber in the Spent Fuel Pool, 與 NRC IN 2011-03 – Non-conservative Criticality Safety Analyses for Fuel); 若在3年內將永久停止運轉, 區域視察應依 IP 71111.17T (Evaluations of Changes, Tests and Experiments and Permanent Plant) 分析後, 考量取消或合併設備組件設計基準視察。
- (7) 關於兩年一次的問題之確認與解決視察(A Biennial Problem Identification and Resolution, PI&R Inspection), 若前一年停機大修已執行過, 地區視察可考量降低視察範圍。地區視察員或許定期分析需鑑定與修正的項目隨時間下降的趨勢。
- (8) 以上所述設備組件設計基準視察與辨識問題與解決視察, 亦應在其他2年與3年執行一次的基準團隊視察中進行考量。

其中建議延續正常運轉時期導入輻射防護視察, 相關放射性氣體廢棄物、液體視察程序為 IP 71124.06, 依照排程持續進行直到確認永久移除燃料。每次除役視察行動不須完成視察程序內所有的要求, 但必須能達到視察程序的目的。

有關美國放射性廢氣、液體廢棄物排放視察程序導則、案例如本研究章節2、3與4。

1.2. 日本現況簡介

表 1-1 日本目前除役中的發電用反應器

設施名稱	型別	除役計畫許可日期
東海發電所	GCR	2006 年 6 月 30 日
浜岡原子力發電所 1, 2 号機	BWR	2009 年 11 月 18 日
玄海原子力發電所 1 号機	PWR	2017 年 4 月 19 日
美浜發電所 1, 2 号機	PWR	2017 年 4 月 19 日
敦賀發電所 1 号機	BWR	2017 年 4 月 19 日
島根原子力發電所 1 号機	BWR	2017 年 4 月 19 日
伊方發電所 1 号機	PWR	2017 年 6 月 28 日

資料來源:NRA 網站(2019)

原子力発電所の現状



圖 1-2 日本發電用反應器現況

資料來源:www.enecho.meti.go.jp

1.2.1. 除役計畫之審查

日本依照其「実用炉規則第 119 条 1-4 号」，除役計畫之許可基準為：

1. 用過核燃料已從反應爐爐心中移出；
2. 核燃料應有合適的管理與移轉計畫；
3. 核燃料、放射性廢棄物應有合適的管理、處理與處置計畫；
4. 對核燃料、放射性物質與反應爐可能導致的災害應有適當的防護措施。

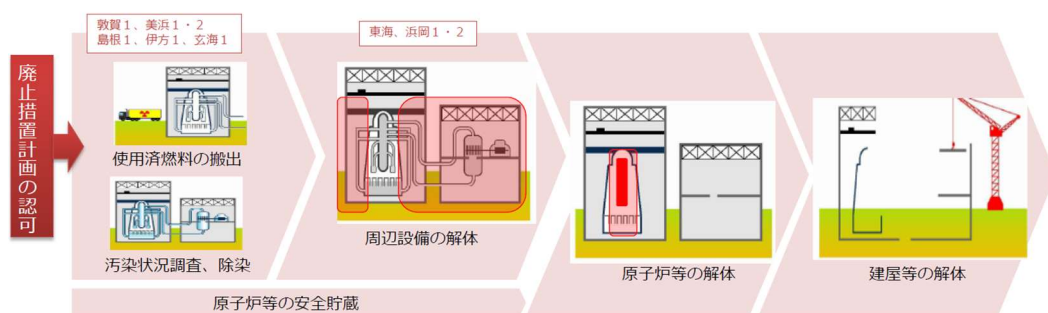


圖 1-3 日本發電用反應器除役程序

資料來源:www.enecho.meti.go.jp/about/special/johoteikyo/hairo.html

並依據 2013 年原子力規制委員會訂定之「發電用原子炉施設及び試験研究用等原子炉施設の廃止措置計画の審査基準」審查除役計畫，與「廃止措置段階の発電用原子炉施設における保安規定の審査基準」審查除役計畫之相關附件。

有關日本放射性廢氣、液體廢棄物排放計畫審查導則與案例如本研究報告章節 5 與章節 6。

1.2.2. 停機過渡階段之視察

日本原子力規制委員會近年來在法制上陸續修訂「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」，與視察相關項目為 2017 年 4 月 14 日增修之第六十一条の二の二，目的在於統一規定設施經營者必須接受原子力規制委員會視察之事項，並令設施經營者的責任更加明確。執行上則自 2018 年試運行新視察程序，關於放射性氣體廢棄物、液體處理乃參考美國核管會前述 IP 71124.06 視察程序，適用於日本正常運轉至確認燃料自反應器壓力槽中已永久移除前之設施經營者，如表 1-2，並在 2019 年正式導入。

表 1-2 NRA 放射性氣體廢棄物、液體處理視察程序與 NRC 對應

NRA 視察程序編號	NRA 視察程序名稱	NRC 視察程序編號
BR0050	放射性氣體廢棄物管理	71124.06
BR0060	放射性液體廢棄物管理	71124.06

資料來源: www.nsr.go.jp/data/000244873.pdf

日本原子力規制委員會在 2018 年前舊有的視察制度，乃依據原子力規制事務所的「保安檢查実施方針」，確認設施經營者遵守方針中「保守管理」的要求事項。例如，視察員在進行檢查期間，到餘熱移除系統有開放視察的現場巡視有無異常，並檢視近 3 年所有相關閥門檢查計畫與結果之紀錄文件。而新的視察制度下，視察員將參加設施經營者的晨會，聽取迴路 1 之海水泵 A 軸承因異常磨損而評定為不合格、而迴路 2 之海水泵 B 及 D 確認正常運轉中的報告。視察員須依視察導則中系統配置案例，檢視迴路 2 的閥門等均正常排列配置(line-up)，以及不合格管理案例，確認原因與改正措施；並確認迴路 2 確實正常運轉，不受海水泵 A 影響性

能。另外並參考美國核管會作法，導入設施經營者「改正行動方案」(Corrective Action Program, CAP)，與原本日本原子力規制委員會前述舊有的視察制度相比較，設施經營者改正行動方案針對不合格之處須做成涵蓋較廣範圍(對象及程度)之狀態報告，積極的檢查出安全上的問題及解決方法。

1.3. 我國現況簡介

原能會於 107 年 11 月修正公布「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」，108 年 8 月修正公布「核子反應器設施除役計畫審查導則」等，據以審查核能電廠除役作業之許可申請及管制除役現場作業。目前已完成核一廠除役方案審查，正進行審查核二廠除役方案，並成立「核電廠除役安全管制專案小組」，進行規劃除役期間各項安全管制作為。

核一廠除役計畫共分為 4 個階段，在第一階段(除役過渡階段)燃料仍留在爐心，台電公司規劃執行廠址特性調查、系統洩水及除污，第二階段為拆除反應爐及汽機廠房大型設備組件，在第二階段後則進行最終場址調查以及廠址復原工作，除役依法規要求需於 25 年完成。

原能會於核一廠除役計畫檢視期間，要求台電公司須就核一廠運轉期間終期安全分析報告及技術規範進行修訂，以因應核一廠核子燃料仍在反應爐內無法退出之情境。台電公司已於 106 年 12 月提出核一廠「除役過渡階段安全分析報告及技術規範」，以作為電廠安全基準文件，原能會並於 107 年 11 月完成檢視，在核子燃料尚未移出核子反應器前，仍持續執行各項視察管制活動，確保核一廠用過燃料仍存放於爐心中之過渡階段各項作業符合安全要求。

2. 停機過渡期間放射性氣、液體廢棄物排放視察程序導則

參考 IP 71124.06，視察區域為放射性氣、液體廢棄物處理與監測系統，為民眾輻射安全基石。

視察基礎根據 10 CFR 20.1302 and 10 CFR 50.36a。10 CFR 20.1302 要求持照者對非限制區與管制區，以及排放至前述區域的放射性氣、液體廢棄物採行適當的調查，以顯示符合對民眾劑量限值。10 CFR 50.36a 要求持照者建立技術規範(Technical Specifications, TS)以維持放射性氣、液體排放合理抑低，並提出年度放射性物質排放報告。另外，50.36a 經由 10 CFR Part 50 Appendix I 提供數值導則，以建立作業限制的狀況，確保輕水式反應器排放之放射性氣、液體廢棄物合理抑低。TS 中敘述這些要求的實行面，而廠外輻射劑量計算手冊(Offsite Dose Calculation Manuals, ODCM)有更進一步的敘述。另外，10 CFR 20.1301(e) 要求持照者必須符合 40 CFR Part 190 中，美國國家環境保護局的環境輻射標準。

本視察區域檢驗績效指標(performance indicators, PI)未能完全評價之民眾輻射安全基石。民眾輻射安全中，放射性氣、液體排放績效指標衡量 TS/ODCM 限值的一小部分以上之排放。在劑量計算中假設的參數，其未被辨識出的變化(例如處理系統效率、排放點、曝露途徑等)可能影響 PI 報告。

視察資源需求，每廠址每兩年一次，平均 35 小時(至少 31 小時，至多 39 小時)視察時間。

2.1. 視察目的

1. 維持放射性氣體廢棄物、液體處理系統合理抑低、監測與分析放射性廢棄物對民眾造成的輻射曝露。
2. 當流程輻射監測器故障時，異常的放射性氣體廢棄物、液體仍依可用之程序受到控制。
3. 品質管制計畫，確保放射性氣體廢棄物、液體取樣與分析已適當的量化分析所有外釋途徑的放射性廢棄物。
4. 因放射性氣體廢棄物、液體造成之民眾劑量。
5. 依視察程序 IP 71152，“Problem Identification and Resolution.” (NRC，2015)，對每個視察樣本導入對問題之確認與解決的例行檢視。

2.2. 視察要求

2.2.1. 巡視與觀察(02.01)

- a. 巡視 3-5 個流體輻射監測系統(包含至少 1 個液體及 1 個空浮系統)，檢驗流程監測配置與 ODCM 敘述一致。部分無法接近的地方，檢視持照者物質狀況與監測記錄。
- b. 巡視所選之氣與液體排放系統之元件，檢驗設備配置與流體路徑與視察準備時檢視之文件相符，並評估設備材質狀況。
- c. 巡視所選之過濾通風系統，稍後於視察中檢視其測試結果，檢驗沒有可能影響績效或影響系統流體監測能力的情況。
- d. 若可能正在處理氣體廢棄物，觀察例行處理與排放(包含收集樣本與分析)，檢驗其使用適當的處理設備，處理活動與排放許可一致。
- e. 分析自上次視察以來，持照者放射性氣、液體廢棄物排放點明顯變化之處，檢驗它們已被適當的分析。
- f. 若可能正在處理液體廢棄物，觀察例行處理與排放(包含收集樣本與分析)，檢驗其使用適當的處理設備，液體廢棄物依據程序要求處理與排放，並與排放許可一致。

2.2.2. 校正與測試(流程監測器) (02.02)

- a. 選擇 2-3 個流體輻射監測儀器(包含至少 1 個液體及 1 個氣體)，檢驗其進行頻道校正，與功能測試與放射性排放技術規格(radiological effluent technical specifications, RETS)/ODCM 一致：

- a) 持照者校正期監測器時使用 National Institute of Standards and Technology (NIST) traceable sources；
 - b) 若是原級校正，適當的代表電廠混合核種；
 - c) 若是二級校正，驗證原級校正，且頻道校正包含儀器警報設定值。
- b. 檢驗流程監測器警報依照 ODCM 及廠內程序設定。
- c. 若流程監測器警報值變動，分析變動之基礎以確保具有適當的理由。

2.2.3. 取樣與分析(02.03)

- a. 若可行的話，檢驗 3-5 個流體取樣活動具有適當的控管，以確保取得具代表性的樣本。
- b. 若可行的話，檢驗 1-3 個無法正常工作的流程輻射監測器，具有適當的控管以確保執行補償性取樣並符合，且適當呈現未被監測之氣、液體放射性廢棄物。
- c. 判斷設施自上次視察以來，是否經常性依賴使用補償性取樣，基於補償性取樣之頻率，取代系統維護。

2.2.4. 儀器與設備(02.04)

- a. 流體量測儀器

檢視持照者使用之方法以判斷流體排放率。檢驗流體速率與 ODCM 或 FSAR 內容一致，且假設與實際之流體速率之差異不影響預期之民眾劑量結果。

b. 空氣淨化系統

檢驗通風排放系統監控測試結果符合 TS 要求。

c. High-Range Effluent Monitoring Instrumentation

1. 挑選最多 2 個持照者在事件期間，緊急操作程序(operating procedures, EOPs)，觸發緊急行動基準(emergency action levels, EALs)，與之後的緊急事件分級，或防護行動建議(protective action recommendations, PARs)所需之 high-range effluent monitors 或其他流程監測器：

a) 檢驗該儀器經過校正且可使用

b) 檢視自上次視察以來持照者計算 EAL 閾值的方法

c) 若是可行，觀察該儀器電子與輻射校正，以檢驗持照者校正與測試協定。

2. 檢驗持照者具有收集與分析 high-range、postaccident 放射性碘與微粒流體樣品。

2.2.5. 計算劑量(02.05)

a. 比較劑量報告與上次放射性廢棄物排放報告，若有顯著的差異，分析可能的因素。若因作業上的議題影響該差異，獨立的評估持照者廠外劑量之計算。

b. 檢視 1-3 個放射性氣體與 1-3 個放射性液體廢棄許可。檢驗其預期民眾劑量乃根據排放途徑之可代表樣本，極其準確性。

- c. 分析判斷射源項中同位素之方法，以確保包含所有可能的核種，且在可偵測的標準下。檢視 Part 61 分析以確保射源項包含難測核種。
- d. 檢視自上次視察以來持照者廠外劑量計算。檢驗其變動與 OCDM 及 Regulatory Guide (RG) 1.109 一致。檢視 ODCM 使用之氣象延散及沉積因子，與流體劑量計算，以確保民眾劑量計算使用適當的參數。確認液體廢棄物計算適當的使用廠內稀釋因子，與排放至非限制區前之稀釋因子。
- e. 檢視最近土地利用普查結果，檢驗其變動已併入劑量計算。
- f. 上述 b 檢視之放射性氣體與液體廢棄許可，驗證其劑量計結果(月、季、年有效劑量)在 10 CFR Part 50 Appendix I 與 TS 劑量準則內。
- g. 若可以的話，選擇 1-3 個異常的放射性氣體或液體廢棄物儲存槽排放案例，驗證其異常排放受到排放點流程監測器(discharge point effluent monitor)監測，若在非正常工作之流程輻射監測器下排放，或發生洩漏，驗證已建立符合 10 CFR 20.1501 調查要求的排放分析。

2.2.6. 問題之確認與解決

依視察程序 IP 71152，“Problem Identification and Resolution.”(NRC，2015)，對每個視察樣本導入對問題之確認與解決的例行審查。

2.3. 準備視察計畫

a. 檢視放射性物質排放報告與環境輻射監測報告

確認自上次視察以來的文件，考慮在經營者申報環境輻射監測報告後安排視察，以便比較放射性物質排放報告與環境輻射監測報告。

1. 檢視上次視察以來的環境輻射監測報告，是否依其環境輻射監測計畫執行，注意任何異常結果，非預期中的趨勢或異常排放，上述異常是否已進行分析、改正或適切的解決。
2. 放射性物質排放報告中若出現流程輻射監測器可用性議題，在廠內視察時列入，確認是否需進入改正計畫且適切的解決。

b. 檢視終期安全分析報告與環境輻射監測計畫

1. 檢視終期安全分析報告中有關流程放射偵測系統、處理系統以及流體流經路徑，以便於視察巡視中檢驗。
2. 檢視環境輻射監測計畫中自上次視察以來有變動的地方，在廠內視察時檢視該變動處之技術或分析，以確定技術上是否調整或維持外釋流體 ALARA。參考文件如：

a) NUREG-1301, “Offsite Dose Calculation Manual Guidance: Standard Radiological Effluent Controls for Pressurized Water Reactors,”

b) NUREG-1302, “Offsite Dose Calculation Manual Guidance: Standard Radiological Effluent Controls for Boiling Water Reactors,”

c) NUREG-0133, “Preparation of Radiological Effluent Technical Specifications for Nuclear Power Plants,”

d) Regulatory Guide 1.109, Calculation of Annual Doses to Man from Routine Releases of Reactor Effluents for the Purpose of Evaluating Compliance with 10 CFR 50, Appendix I,”

e) RG 1.21, “Measuring, Evaluating, and Reporting Radioactive Material in Liquid and Gaseous Effluents and Solid Waste,”

f) RG 4.1, “Radiological Environmental Monitoring for Nuclear Power Plants,” and

g) RG 4.15, “Quality Assurance for Radiological Monitoring Programs (Inception through Normal Operations to License Termination)—Effluent Streams and the Environment.”

3. 若情況許可，分析自上次視察以來，經營者對被污染之原無放射性系統的管理，確認此新增的被污染系統是否有未受監測的流體排放路徑，以及是否須納入環境輻射監測計畫。

c. 程序書、特殊報告以及其他文件

d. Post-Accident High Range Effluent Monitors

包含持照者在緊急運轉程序書(Emergency Operating Procedures, EOPs)，或事件中防護行動建議(protective action recommendations, PARs)中所需之流程放射偵測儀器。

2.4. 視察導則

2.4.1. 巡視與觀察(03.01)

- a. 著重於流程放射偵測器，與所有可及之廢氣、液體排放點流程放射偵測器，是否有故障標示。搜尋流程取樣系統(例如 SPINGs)非代表性樣本，例如取樣管道處嚴重彎曲；非等速取樣，或當溫度具有極大影響(例如冷凝與析出 plate-out)時缺少區域伴熱(heat tracing)。進一步注意通風系統連接處的劣化(例如彈性管路接頭)可能造成外釋。取樣系統原則可見 ANSI N13.1-1969, “Guide to Sampling Airborne Radioactive Materials in Nuclear Facilities,” 、ANSI N13.10-1974/ANSI N42.18-2004, “Specification and Performance of Onsite Instrumentation for Continuously Monitoring Radioactivity in Effluents.”。
- b. 注意可能未被監測的外釋點(例如沸水式反應器渦輪機房屋頂排氣、沸水式反應器 open roof vents、turbine decks、對接至渦輪、輔助廠房或圍阻體之機動式結構)，可能影響空浮、液體或流程控制的建築物變動、以及直通大氣的通風系統洩漏。分析持照者如何量化廢氣、液體與計算相關劑量。檢視持照者對射源項的評估(需以可實行偵測之標準)，包含所有排放的核種。謹記污染之系統可能影響其他非污染之系統(例如壓水式反應器 渦輪集水坑、電廠鍋爐、餘熱移除熱交換器 RHR heat exchangers 等等)。
- c. 排氣之活性炭與過濾串(filter banks)效能原則可見 ASME N510-1989。可能影響排氣系統效能的情況有劣化的 HEPA/活性碳過濾器、不適當的排列位置、或系統安裝問題。

- d. 沒有進一步的導則。
- e. 一般而言，排放點為二次擴散/沿散點(例如，來自已被授權的流程排放點，例如凝結水及飼水系統之洩水)者不需進一步分析。然而，由非正常排放點(例如自電纜托網 cable tray 泵出的水)在排放前必須先行分析。
- f. 沒有進一步的導則。

2.4.2. 校正與測試(流程監測器) (03.02)

- a. 若時間許可的話，著重於排放點之流程監測器，校正計畫的要求請見
 - a) Regulatory Guide 1.21, “Measuring, Evaluating, and Reporting Radioactive Material in Liquid and Gaseous Effluents and Solid Waste”
 - b) Regulatory Guide 4.15, “Quality Assurance for Radiological Monitoring Programs (Inception through Normal Operations to License Termination)—Effluent Streams and the Environment”
 - c) ANSI Standard N13.1-1969, “Sampling Airborne Radioactive Materials in Nuclear Facilities”
 - d) Health Physics Positions (HPPOS) 040 and 229 in NUREG/CR-5569, Revision 1, “Health Physics Positions Data Base,” dated May 1, 1992。

若流程監測器並未適當校正，依據控制或緊急應變行動機制，評估實際與潛在曝露影響，持照者須將不足之處納入改正行動計畫。

- b. 沒有進一步導則。
- c. 判斷設置點係依據適當的流程混和核種(惰性氣體)，以不超過 10 CFR Part 20 所定流程劑量限值，並符合 10 CFR Part 50, Appendix I, “Numerical Guides for Design Objectives and Limiting Conditions for Operation to Meet the Criterion ‘As Low as is Reasonably Achievable’ for Radioactive Material in Light-Water-Cooled Nuclear Power Reactor Effluents.”所訂之設計限制。計算所需之混和核種，需與持照者實際射源項相同，或更為嚴格定義(納入更低的平均能量)。

2.4.3. 取樣與分析(03.03)

- a. 分析可能影響代表性取樣的取樣系統設置或狀況(例如，濕度、線路損失、伴熱、取樣管線沖洗、壓力槽再循環、混樣採樣等等)，檢視原則可見 RG 4.15, Rev 1, Section C. 8。
- b. 沒有進一步導則。
- c. 沒有進一步導則。

2.4.4. 儀器與設備(03.04)

- a. 流程偵檢儀器

流程偵檢儀器(例如皮托管)維護與檢測原則可見 ANSI N42.18-2004, “Specification and Performance of On-Site Instrumentation for Continuously Monitoring Radioactivity in Effluents.”，若情況允許，檢視排氣流速歷史趨勢，以確認變動幅度是否很大，量測儀器可能隱含因流體或風扇馬達限制的問題。

b. 空氣淨化系統

通風系統效能檢測原則可見 ASME N510-1989, “Testing of Nuclear Air Treatment Systems.”。考量的系統包含備用氣體處理系統 (standby gas treatment system, SGBTS)、廠房/輔助廠房通風系統 (Containment/Auxiliary Building Ventilation System)。

c. High-Range Effluent Monitoring Instrumentation

1. 參考持照者終期安全分析報告及技術規範要求對 post-accident monitoring instrumentation 的導則，視察員應與電廠負責人員面談來檢視電廠績效，著重於用在根據民眾劑量訂定之緊急行動干預基準之監測儀器，確保職員瞭解任何可能影響監測儀器效能的監測問題。
2. 沒有進一步導則。

2.4.5. 計算劑量(03.05)

- a. 考量劑量變動 5 倍以上，或接近 Appendix I 基準之案例。研究劑量上升的情況，可能肇因為燃料完整性、冷卻水水化學、或主要除汙作業變化。檢視持照者劑量計算方法，若有疑慮可用之美國核管會電腦程式計算^{註 2.4-1}(差距 2 倍以內可被接受)。
- b. 沒有進一步導則。
- c. 沒有進一步導則。
- d. 沒有進一步導則。

- e. 考量核電廠周遭人口顯著上升或下降處，主要曝露途徑的變化，距離最近的民眾位置，或關鍵群體等等。
- f. 沒有進一步導則。
- g. 考量由錯位的閥門或洩漏產生的排放。

2.4.6. 問題之確認與解決

依視察程序 IP 71152，對每個視察樣本導入對問題之確認與解決的例行審查，預期將佔有基準例行視察資源的 10-15%。

註 2.4-1

如章節 2 所述，美國核管會係依 RG 1.109 之放射性氣體廢棄物、液體排放民眾劑量評估模式，與其要求之電廠正常運轉階段評估模式相同。我國原能會訂定之環境輻射監測規範，亦已訂有持照者應採行之劑量評估方法，與 RG 1.109 之劑量評估模式相似：

1. 先評估放射性氣體廢棄物、液體排放之射源項；
2. 利用大氣擴散模式求得核種濃度，再進一步依曝露途徑，計算放射性氣體廢棄物經不同途徑造成民眾的劑量。假設放射性氣體廢棄物排放影響對廠外民眾的三個主要輻射影響途徑為：

(1)呼吸：吸入含有放射性核種的空氣或空氣中含有放射性核種的懸浮物質而接受曝露。

(2)攝食：食用含有放射性物質的農產品而接受曝露。當核種沈積於耕地地表或農作物上，沈積於耕地或者牧場者則會被農作物吸收，吸收放射性核種的農作物又可能當作動物飼料或人類的食物，

當食物被人類直接食用或飼料轉移到肉品與乳品中為人類食用後，人類均會因攝食途徑而接受曝露。

(3)體外輻射：包括不會沈降的惰性氣體藉由空浸曝露途徑，以及沈積於地表核種造成之體外直接曝露。

3. 假設放射性廢液排放影響對廠外民眾的兩個主要輻射影響途徑為：

(1)攝食：食用含有放射性核種的魚類、無脊椎動物及海菜。當核種排放於水體中，水體中放射性核種將轉入魚類、無脊椎動物及海菜等生物體中，再經由食物鏈為人類食用後，人類均會因攝食途徑而接受曝露。另外，若排放於飲用水及灌溉水之水源，則亦可能有飲水及食用陸生植物之影響途徑。

(2)體外輻射：包括沈積於岸沙及水體中放射性核種，藉由沙灘遊憩、划船及游泳等活動造成之體外直接曝露。

惟美國之 10 CFR 50 APP. I 採用有效等效劑量作為相關核能電廠環境輻射劑量限值的標準，所用之劑量模式與劑量轉換因數與我國不同。

3. Grand Gulf 核電廠未被授權的液體外釋

2013 年 9 月 NRC 視察 Grand Gulf 核電廠 1 號機組時發現，持照者在修訂 ODCM 時，未適當的分析與檢驗，造成未被授權的液體外釋，持照者必須在收到視察報告後 30 天內提出回應報告。

此視察報告涵蓋 3 個月駐廠視察與預警基準視察。

3.1. 視察範圍

完成 IP 71124.06-05 的一個樣本，視察員與持照者職員面談、檢視、觀察下列項目：

1. 自上次視察以來放射性物質排放報告，以及若有任何更新的放射性氣、液體廢棄物排放計畫。
2. 放射性氣、液體廢棄物排放計畫實施程序，包含取樣、監測設定點之決定、劑量計算。
3. 儀器配置與所選的氣、液體排放系統流經路徑，過濾通風系統材料狀況、以及根據 10 CFR 50.59 檢視，任何流體外釋點顯著的改變。
4. 檢驗經由放射性氣、液體廢棄物排放造成預期民眾劑量結果之適切性。視察員使用 10 CFR Part 20、10 CFR Part 50 Appendices A and I、40 CFR Part 190、ODCM 與持照者 TS 要求之程序，作為合格與否之準則。視察員與持照者人員面談並/或觀察：

- a. 自上次視察以來放射性物質排放報告，以及任何有關排放計畫議題。
- b. 排放計畫實程序，包含取樣、監測點判定與劑量計算
- c. 挑選之氣、液體廢棄物排放系統元件之設備設置與流體路徑、過濾通風系統材料狀況、與顯著的流體外釋點變化、及相關 10 CFR 50.59 之檢視。
- d. 前述挑選部分之氣、液體廢棄物例行處理與排放(包含收集樣本與分析)。
- e. 用以確保具代表性的取樣及適當的補償性取樣之控管。
- f. 實驗室間比對計畫的結果。
- g. 流體層流速率(Effluent stack flow rates)。
- h. 自上次視察以來 TS 要求的通風流體排放系統之監測測試結果。
- i. 報告中顯著的劑量值變動(若有的話)。
- j. 選擇 1 份放射性氣、液體廢棄物許可。
- k. 用以判斷射源項包含哪些同位素的 Part 61 分析。
- l. 年度排放廠外劑量計算(若有的話)。
- m. 氣象沿散與沉積因子。
- n. 最近一次土地利用普查。
- o. 異常的氣、液體廢棄物儲存槽放紀錄。
- p. 地下水監測結果。
- q. 持照者對辨識與控管污染溢濺/洩漏置地下水的計畫。
- r. 製成 10 CFR 50.75 (g)紀錄之確認的洩漏或溢濺事件，以及該污染與射源項延伸之相關評估。

- s. 廠外與溢濺、洩漏或地下水監測結果事件通知與報告。
- t. 自上次視察以來相關氣、液體廢棄物處理之審查、自我評估、報告與改正計畫。

3.2. 視察發現

1. 簡述:

視察員指出 3 個關於技術規範 5.5.1“Programs and Manuals,”的 non-cited violation(NCV)的案例，因未能實施、維護 ODCM 的要求，特別是持照者未能：

- (1) 適當的記載與調整 ODCM 的變更。
- (2) 證實持照者啟動(initiated)ODCM 的變更。
- (3) 實施放射性液體廢棄物排放控管。

2. 敘述:

- (1) 第 1 個案例涉及技術規範 5.5.1，其要求持照者需有充足的資訊，支持與調整持照者啟動之 ODCM 變更，乃根據適當的分析，並判定該變更維持放射性流程控管強度。

2013 年 6 月 20 日，視察員檢視 ODCM 版本 38，該版本於 3 月開始實施，並指出持照者 ODCM 版本變更未能符合技術規範要求。

持照者啟動之 ODCM 變更，版本 38，根據 Basis Document Change Request (LBDCR) 2012-012 記載，於 2012 年 3 月 15 日完成。該變更移除要求實施 Action Statement 6.3.9, Condition D.1，該行動要求持照者，當列於 ODCM 表 6.3.9-1 之流速測量儀器在 30 天內未能恢復正常工作，必須立即暫停受影響途徑之放射性流程排放。這些流速測量儀器與放射性液體廢棄物與循環水沖放系統(circulating water blow down (CWBD)

systems)有關。CWBD 流速監測器的功能在於當 CWBD 稀釋流速小於設定值時，送出跳脫訊號以停止放射性液體廢棄物外釋。

視察員檢視 LBDCR 及相關程序可用性判定之文件，文件亦未包含足夠的資訊以支持變更，因並未進行分析該變更的理由。LBDCR 只敘述了原有活動要求「超過規定(over prescriptive)」，沒有提供此敘述之基礎或作業上的理由。

且 LBDCR 錯誤的敘述 Action Statement 6.3.9, Condition D.1，將「停止放射性液體廢棄物」誤植為「停止稀釋流」。視察員判定準備與檢視 ODCM 之人員未能具有足夠的流程排放控管計畫的知識、元件與功能，

此程序可用性判定之文件於 2012 年 3 月 15 日生效，視察員判定持照者並未針對該變更是否維持放射性流程控管強度進行判斷。

- (2) 第 2 個案例涉及持照者未能獲得電廠經理對該 ODCM 變更的許可。視察員要求持照者出示電廠經理對該 ODCM 變更的許可，持照者回應報告顯示，電廠經理並未許可 ODCM 版本 38。綜上，視察員判定 ODCM 版本 38 無效。

- (3) 因此，視察員檢視列於 ODCM 表 6.3.9-1 且宣告不可用之流速測量儀器，發現第 3 個違反案例。2012 年 2 月 22 日，持照者宣告 CWBD 監測器不可用，至 2012 年 5 月 29 日前均因故未能恢復，因 ODCM 版本 38 無效，應依照版本 37 暫停受影響

途徑之放射性流程排放，但在 CWBD 監測器不可用的這段期間，仍進行了 49 項受影響途徑之放射性廢液體排放，約佔該年度排放量的 24%，持照者事後驗證並未超過排放限值。

3. 分析:

- (1) 這個違規已進入持照者的改正行動計畫，分析相關議題以確認適當的改正行動。未能實施 ODCM 的要求為一個 performance deficiency(PD)，且並不次要(more than minor)，因未能適當的調整、認可 ODCM 變更，造成 49 項放射性廢液體排放違反了 ODCM 版本 37 的要求，影響民眾安全基石之計畫與程序屬性。
- (2) 使用 IMC 0609, Appendix D, “Public Radiation Safety Significance Determination Process,”(NRC，2008)，視察員判定此違規為極輕微安全顧慮(Green)。
- (3) 此違規實質上並未無法實施流程計畫，造成之民眾劑量並未超過 10 CFR Part 50 Appendix I 基準，或 10 CFR 20.1301(e) 限值。
- (4) 此違規橫向面與人力資源有關，因持照者未能確認準備與檢視 ODCM 人員具有足夠的流程排放控管計畫的知識、元件與功能，來適當的分析變更的影響。

4. 法制面:

技術規範 5.5 “Programs and Manuals,”要求持照者建立、實施、維護 ODCM。

- (1) 持照者牴觸了技術規範 5.5.1, “Licensee initiated changes to the ODCM,” Paragraph a，該規範要求持照者啟動之 ODCM 變更須具有:

- a. 足夠的資訊支持該變更具有適當分析與理由
 - b. 判定該變更維持 10 CFR 20.1302、40 CFR Part 190、10 CFR 50.36a、10 CFR Part 50, Appendix I 要求之放射性流程管控強度，且不會影響流程、劑量或設定值計算的準確性與可靠度。
- (2) 持照者牴觸了技術規範 5.5.1, “Licensee initiated changes to the ODCM,” Paragraph b，該規範要求持照者啟動之 ODCM 變更，須經電廠經理許可後生效。
- (3) 持照者牴觸了技術規範 5.5.1.b "Offsite Dose Calculation Manual,”，該規範要求 ODCM 包含放射性流程管控。

因此 3 個案例被判定 very low safety significance (Green)，已進入持照者改正行動，將其視為 NCV，與 NRC Enforcement Policy Section 2.3.2.一致。

4. Palisades 核電廠的廠外劑量計算結果不保守

2015 年 NRC 視察發現，Palisades 核電廠因土地使用普查(land use census)改變之廠外劑量計算參數，沒有隨之改入計算劑量軟體，導致不保守的劑量計算結果。

4.1 視察範圍

完成 IP 71124.06-05 的一個樣本：

1. 視察員檢視所有報告中與之前環境輻射監測報告劑量顯著變化之處(例如，5 倍或增加接近附錄 I 準則)，分析可能造成差異的因子。
2. 視察員檢視放射性氣體廢棄物、液體排放許可，以評估預期對民眾造成之劑量是否準確，且根據具代表性之排放途徑樣本。
3. 視察員分析其用以判斷射源項所含之同位素核種的方法，以確認已包含所有合適的核種，包括難測核種。檢視包含目前 Part 61 分析以確認射源項包括難測核種。
4. 視察員檢視持照者自上次視察以來廠外劑量計算結果，以分析其變化與 ODCM 及 RG 1.109 一致。視察員檢視 ODCM 使用之氣象沿散與沉積因子，以及劑量計算，以分析是否使用適當的因子計算民眾劑量。

視察員檢視最近土地使用普查(Land Use Census)，以預估這些變化(例如電廠周圍顯著人口增加或減少、關鍵性曝露途徑變化、距離最近之人群位置或關鍵群體等)是否已計入劑量計算。

關於上述檢視之外釋，視察員分析劑量結果是否在 10 CFR Part 50 Appendix I 以及技術規範準則容許範圍內。

視察員檢視所有可得的，不正常的氣、液體槽排放紀錄(例如，從 misaligned valves 或 valve leak-by 等的排放)，以確認不正常的排放已被監測。檢視故障的流程輻射監測器，或未被監測的洩漏，以確認排放分析計入射源項與預測民眾劑量符合 10 CFR 20.1501。

4.2 視察發現

1. 簡述:

視察員指出 1 個關於技術規範 5.5.1, “Offsite Dose Calculation Manual,”的 NCV，因沒有建立、實施、維護 ODCM 與劑量計算相關的參數。特別是當非限制區的用途出現變化時，持照者未能調整用以計算民眾劑量之參數。

2. 敘述:

NRC 要求持照者辨識非限制區用途的改變，以允許調整其分析主要曝露途徑之個人劑量監測計畫。如同 ODCM 「土地使用普查」中所述。

持照者依其程序 CH 6.41 「土地使用普查」於 2014 年 9/10 月完成土地使用普查，此程序亦指引若因土地使用普查，而調整廠外劑量計算，造成任何關鍵群體或 X/Q 值的改變，應自土地使用普查下一年 1 月 1 日生效。但新參數值並未傳入劑量計算軟體 GASPAR。導致 ODCM 要求每 31 天計算之季與年有效劑量錯誤並不保守。

與持照者的討論揭示了該電廠 Radiological Effluent Technical Specification (RETS) Radiological Environmental Monitoring Program (REMP)新專員於 2014 年 11 月任職，大約在前任專員離開後數個月。新專員察覺土地使用普查已經完成，但未理解到結果並未併入計算主要曝露途徑劑量分析的計畫。

持照者立即改正行動之一，將此議題放入 CAP(編號 CR-2015-2972)，並以正確的參數重新計算劑量。

3. 分析:

視察員判斷因沒有建立、實施、維護 ODCM 與劑量計算相關的參數，不符合技術規範 5.5.1，為 1 個 PD。

視察員判斷此 PD 並非次要(minor)，因為與民眾輻射安全基石的計畫及程序屬性有關。

此發現以 IMC 0609, Appendix D, “Public Radiation Safety Significance Determination Process,”評估，此議題並未極端低估劑量，沒有顯示出計畫或非計畫流程外釋上顯著的缺失，判定為 very low safety significance (Green)。

如上所述，此議題歸因於新舊計畫主持人交接不全。

4. 法制面:

技術規範 5.5.1, “Offsite Dose Calculation Manual,”要求持照者建立、實施、維護 ODCM。而 ODCM Section I.B 要求計算(1)惰性氣體(2)碘與微粒造成之劑量率。

劑量率定義基於 10 CFR 50, Appendix I，設有季與年有效劑量限值。所有 Palisades 核電廠環境主要劑量途徑均列入考量，並用以分析預期最大濃度所在地及其最近居民。

與上述相反，在 2015 年 1 月 1 日至 7 月 16 日，持照者未能計算最近居民因惰性氣體、碘與微粒造成之劑量率。

持照者立即改正行動之一，將此議題放入 CAP(編號 CR-2015-2972)，並以正確的參數重新計算劑量，且因為 very low safety significance (Green)，故將其視為 NCV，與 NRC Enforcement Policy Section 2.3.2.a 一致。

5. 除役各階段放射性氣、液體廢棄物排放計畫審查基準

5.1 基本考量

確認發電用反應器設施排放至周邊監視區域外之放射性氣、液體廢棄物造成之放射性物質濃度，不超過原子力規制委員會所定之濃度限值，所實行之措施。

5.2 計畫審查基準

1. 放射性氣體廢棄物

反應器設施除役階段與運轉實施相同之放射性氣體廢棄物處置。

2. 放射性液體廢棄物

反應器設施除役階段與運轉實施相同之放射性液體廢棄物處置。

除役計畫以年度為單位順著時間軸製作工程表概要說明。

5.3 計畫附件審查基準

5.3.1. 除役期間劑量管理

敘述除役期間劑量管理的基本考量、具體方法。

1. 防止輻射污染擴散

必要時使用防止污染擴大之圍籬、機動過濾器 etc，關於放射性氣體廢棄物，維持設施內通風系統機能。

2. 曝露劑量合理抑低

必要時使用防止污染擴大之圍籬、呼吸防護裝具等進行除汙工作。

5.3.2. 除役期間廢棄物產生量

因除役工程產生之廢棄物，進行適當的分類評估產生量。

5.3.3. 除役期間平時民眾劑量評估

適當的評估除役期間平時排放至周邊監視區域外之放射性氣、液體廢棄物造成之民眾劑量。

1. 氣象條件

此處「氣象條件」係指氣象觀測方法、觀測值的統計處理方法及大氣擴散的解析方法，參考「発電用原子炉施設の安全解析に関する氣象指針」(原子力安全委員会，2001 年，簡稱「氣象指針」)所敘述之相關方法，進行審查。

2. 計算放射性物質排放量

考慮除役期間通風過濾器、機動設置防止污染擴大之裝置等的機能或效率，設施的狀況，核種劑量貢獻率等適當的設定與計算。

3. 因排放之放射性物質造成之民眾劑量

考慮評估之核種於環境中遷移的特徵，設定曝露途徑，使用適當的參數以及上述氣象條件與排放量，建立評估模式，適當的評估因排放之放射性物質造成之民眾劑量。

評估模式參考「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」(原子力安全委員会，2001 年，簡稱「劑量評價指針」)、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」(原子力安全委員会，2001 年)，進行審查。

6. 敦賀核電廠除役各階段放射性氣、液體廢棄物排放計畫審查案例

敦賀核電廠 1 號機沸水式反應器除役計畫申請審查、依 NRA 意見修訂、獲准簡述如圖 6-1，除役工作將分三階段進行如圖 6-2，目前(2019 年)處於第一階段拆除準備階段，預計花費 24 年完成除役。

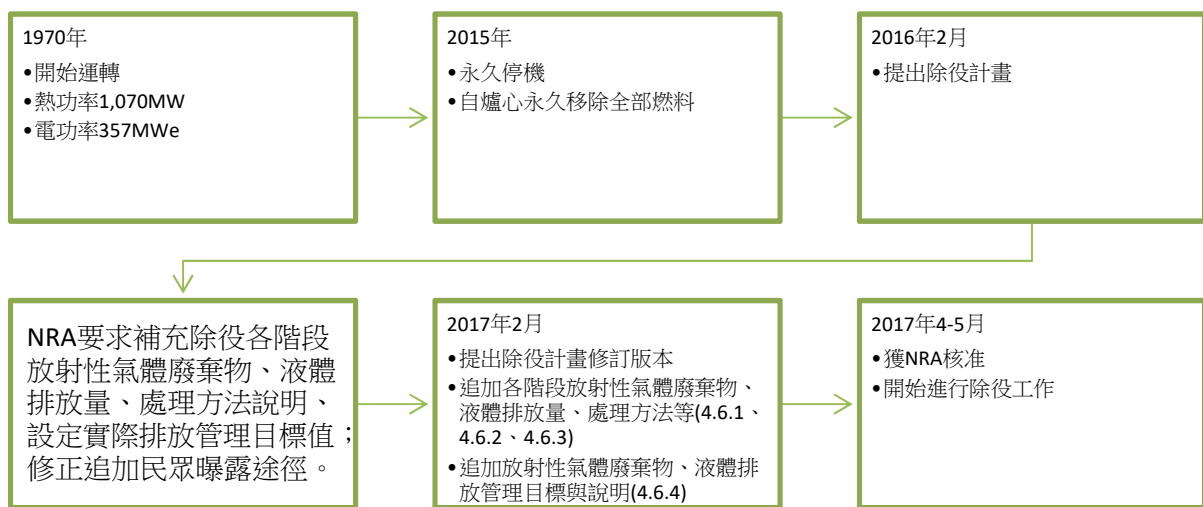


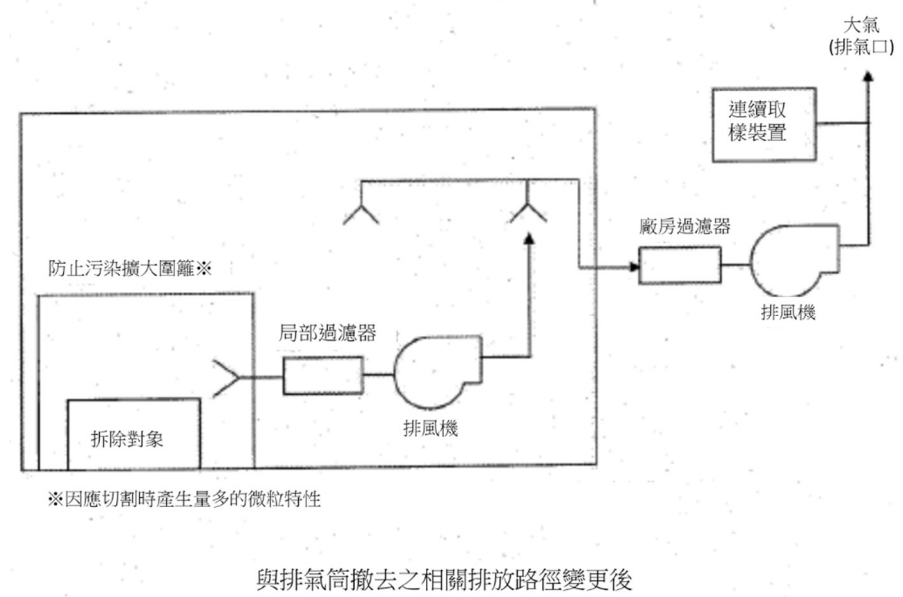
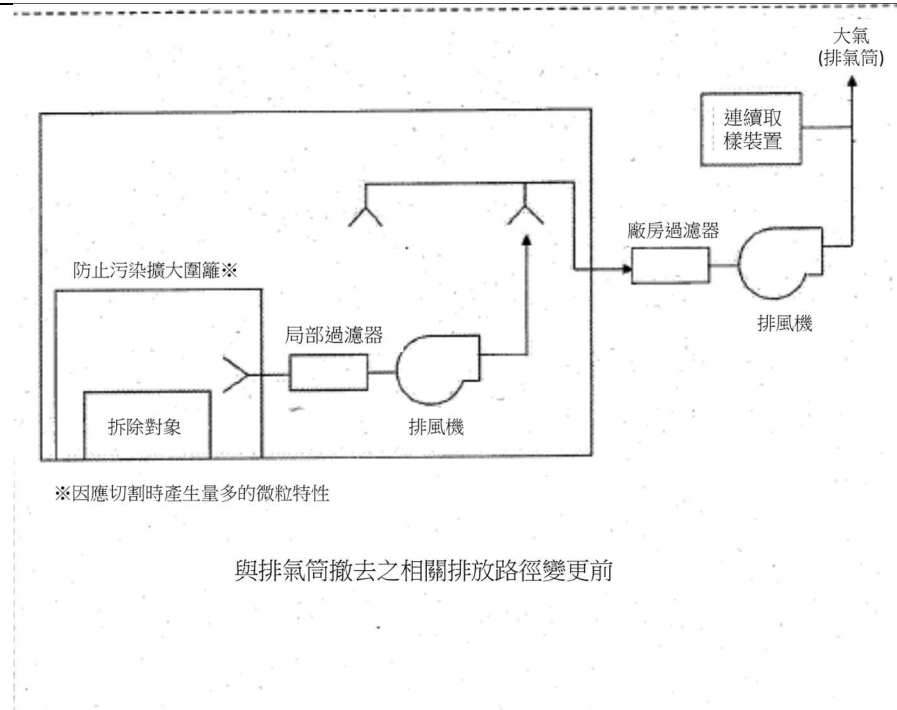
圖 6-1 敦賀電廠除役計畫申請、審查、修訂簡述

	原子爐本體等拆除準備階段 2016年(核准後)~2024年共9年	原子爐本體等拆除階段 2025年~2033年共9年	廠房等拆除階段 2034年~2039年共6年
除役處置工程	原子爐本體等拆除準備		
	自1號機搬出核子燃料		
	原子爐本體等衰減(安全儲存)	拆除原子爐本體等	
			廠房拆除
	原子爐等本體以外拆除		
	除污		
	污染物廢棄		

圖 6-2 敦賀電廠除役處置工程流程圖^[13]

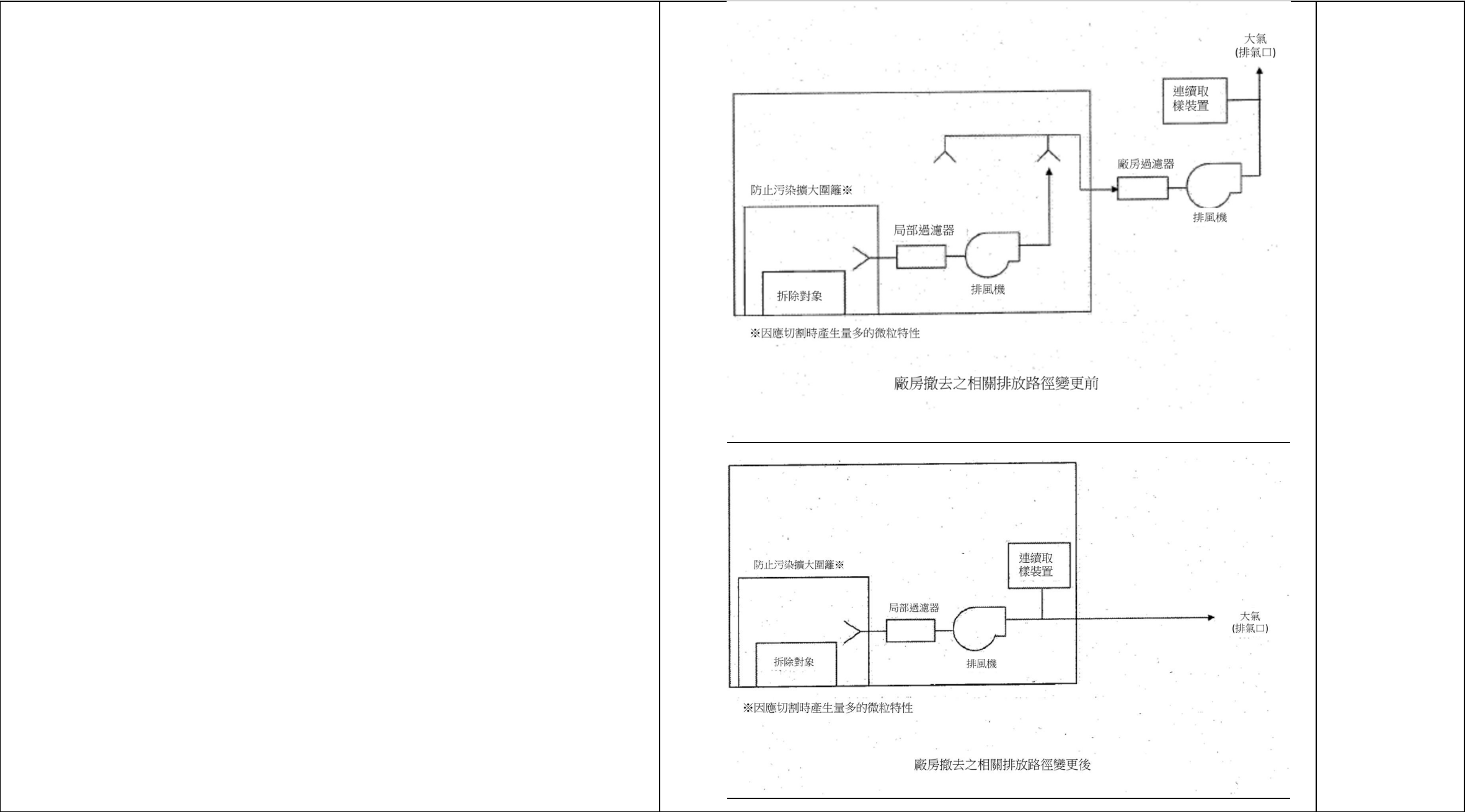
6.1 除役期間產生之放射性氣體廢棄物種類與管理方法^[13]

修正前	修正後	說明
6.1. 除役期間產生之放射性氣體廢棄物種類與管理方法 除役期間產生之放射性氣體廢棄物種類，主要為拆除工程與放射性固體廢棄物的處理，產生之放射性粒子。 除役期間產生之放射性氣體廢棄物，基於反應器設置許可及計畫中第五章第 1 節之除役處置基本方針，必要時使用防止污染擴大之圍籬、透過局部過濾器，往大氣環境計畫性排放。 計畫核准時之處理流程。 因應產生之階段與特性，設備與儀器可能更動。	6.1. 除役期間產生之放射性氣體廢棄物種類與管理方法 6.1.1. 反應器等本體拆除準備階段 反應器等本體拆除準備階段產生之放射性氣體廢棄物種類，主要為拆除工程與放射性固體廢棄物的處理，產生含有放射性粒子之通風系統之排氣。 反應器等本體拆除準備階段產生之放射性氣體廢棄物，基於計畫中第五章第 1 節之除役處置基本方針，因應切割時產生大量微粒的特性，使用防止污染擴大之圍籬、透過局部過濾器，往大氣環境計畫性排放。自排氣筒往大氣環境計畫性排放。 6.1.2. 反應器等本體拆除階段 (如反應器等本體拆除準備階段，略。)	增加排放管理對象說明。 增加除役各階段廢棄物處理方法。



6.1.3. 廠房等拆除階段

(如反應器等本體拆除準備階段，略。)



6.2 放射性氣體廢棄物排放預測量^[13]

修正前	修正後	說明
6.2. 放射性氣體廢棄物排放預測量 <u>除役期間放射性氣體廢棄物中主要核種排放預測量為$3.3 \times 10^6 Bq/y$。</u>	6.2. 放射性氣體廢棄物排放管理目標值 <u>放射性氣體廢棄物排放管理目標值，反應器等本體拆除準備階段設定為$5.9 \times 10^7 Bq/y$，反應器等本體拆除階段為$2.2 \times 10^8 Bq/y$，廠房等拆除階段為$3.9 \times 10^7 Bq/y$。</u>	增加除役各階段排放管理目標值。

6.3 除役期間產生之放射性液體廢棄物種類與管理方法^[13]

修正前	修正後	說明
6.3. 除役期間產生之放射性液體廢棄物種類與管理方法 <u>除役期間放射性液體廢棄物主要為:</u> (1) <u>系統運轉時所產生之設備洩水(equipment drain)</u> (2) <u>切割作業所產生之二次廢水</u> (3) <u>牆面/地面清洗與槽溢流等所造成之地面洩水(floor drain)</u> (4) <u>廢水處理系統過濾器與離子交換樹脂之反洗廢液</u> (5) <u>沖澡廢液</u> (6) <u>爐心支撐構造拆除及除汙時產生之除污廢液(簡稱機器拆除廢液)</u> 除役期間產生之放射性液體廢棄物，基於<u>反應器設置許可</u>及計畫中第五章第 1 節之除役處置基本方針，因應放射性液體廢棄物輻射能量<u>適當</u>的處理後，往海洋排放。	6.3. 除役期間產生之放射性液體廢棄物種類與管理方法 6.3.1. 反應器等本體拆除準備階段 <u>反應器等本體拆除準備階段放射性液體廢棄物種類，主要為:系統運轉時所產生之設備洩水(equipment drain)、切割作業所產生之二次廢水、牆面/地面清洗與槽溢流等所造成之地面洩水(floor drain)、廢水處理系統過濾器與離子交換樹脂之反洗廢液、沖澡廢液、爐心支撐構造拆除及除汙時產生之除污廢液(簡稱機器拆除廢液)。</u> <u>反應器等本體拆除準備階段產生之放射性液體廢棄物，基於計畫中第五章第 1 節之除役處置基本方針，因應放射性液體廢棄物輻射能量適當的處理後，往海洋排放。</u> <u>自放射性液體處理設備，將放射性液體廢棄物往海洋排放時，於儲存槽儲存後，量測放射性液體廢棄物之放射性物質濃度，務求冷卻水排放口之放射性物質濃度不超過監視區域外之法定限值，因此設定放射性液體廢棄物排放管理目標值。</u> 6.3.2. 反應器等本體準備階段 (如反應器等本體拆除準備階段，略。) 6.3.3. 廠房等拆除階段 (如反應器等本體拆除準備階段，略。)	增加除役各階段廢棄物處理方法。

6.4 放射性液體廢棄物排放預測量^[13]

修正前	修正後	說明
6.4. 放射性液體廢棄物排放<u>預測量</u> <u>除役期間放射性氣體廢棄物中主要核種排放預測量為$5.6 \times 10^9 Bq/y$。</u>	6.4. 放射性液體廢棄物<u>排放管理目標值</u> <u>放射性液體廢棄物排放管理目標值，反應器等本體拆除準備、反應器等本體拆除、廠房等拆除階段設定為$7.4 \times 10^{10} Bq/y$。</u>	增加除役各階段排放管理目標值。

6.5 放射性氣、液體廢棄物排放造成之民眾劑量^{[14][15]}

- (1) 參考「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(原子力安全委員会, 2001 年, 簡稱「氣象指針」) 所敘述之相關方法,
- (2) 使用章節 6.2 與 6.4 預估之放射性微粒產生量,
- (3) 參考「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」(原子力安全委員会, 2001 年, 簡稱「一般民眾劑量評估」),
- (4) 參考「発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査: 環境影響評価パラメータ調査研究(第3次版)」(電力中央研究所, 2006, 簡稱「除役工程環境影響手冊」)。

6.5.1. 放射性氣體廢棄物

(1) 評估概要

求出每年拆除工程產生的放射性物質微粒種類與總量後, 再依據地表輻射、空浸之體外曝露, 以及呼吸、農作物食用之體內曝露途徑評估。(敦賀電廠周圍附近無牧草及乳牛, 故將畜產品除外。)

評估劑量所需之放射性能量, 則依除役計畫「附件五放射性存量評估結果」停機後 4 年為基準, 不考慮拆除過程的衰變。評估民眾有效劑量。

在反應器運轉中止後, 儲存之用過核子燃料中的放射性情性氣體與放射性碘, 因放射性能量已大幅衰減降低, 則忽略不計。

(2) 評估條件

a. 放射性氣體廢棄物來源

考慮爐心支撐構造在水中切割時，放射性物質微粒由水中進入空氣。其他非爐心支撐構造在空氣中切割時，產生的放射性物質微粒也一併考慮如圖 6-3。

b. 推估排放量

因拆除工程產生的放射性物質微粒，進入大氣環境的排放量，為放射性存量乘上因拆除工程放射性物質微粒進入空氣的比率，必要時例如殘餘放射能量較高時，考慮加設之防止污染擴大的屏障洩漏率，及機動過濾器的效率。

敦賀電廠假設此處前述因拆除工程產生的放射性物質微粒總量，為其除役計畫第五章第 1 節之除役處置基本方針中敘述之主要拆除工程，產生之所有放射性物質微粒總量，在 1 年內發生以求保守估計。但若是在既有廠房內拆除，假設仍具有原有之通風過濾系統，則不考慮廠房內至廠房外的洩漏。因拆除工程產生的放射性物質微粒排放至大氣環境的流程如圖 6-3。

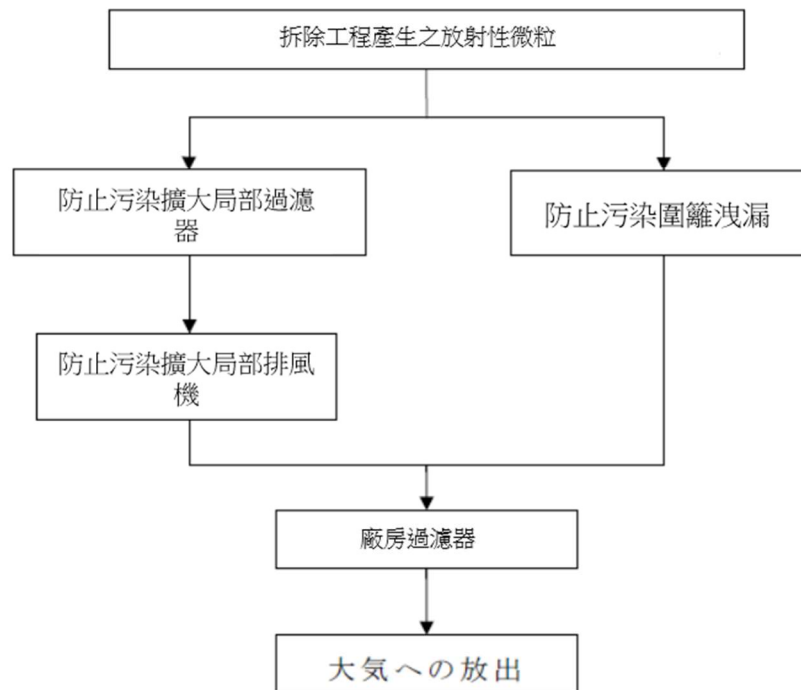
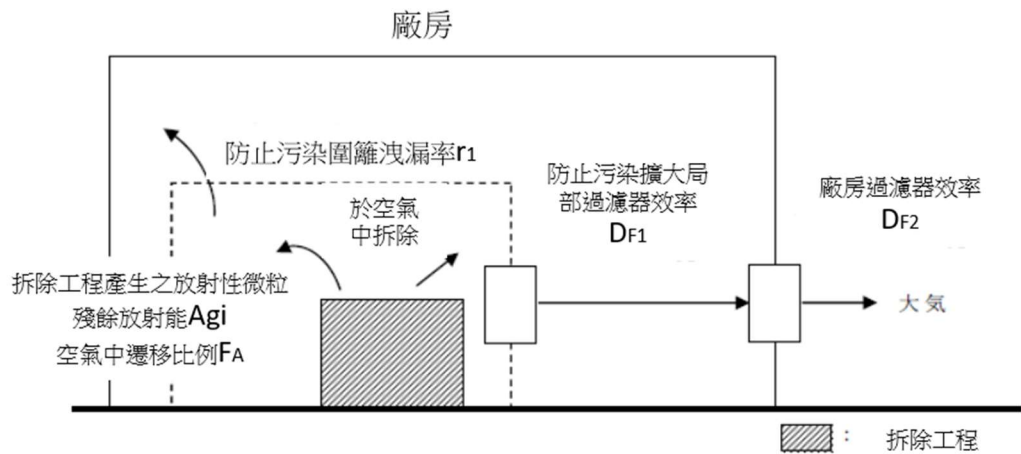


圖 6-3 放射性物質微粒外釋至大氣環境的流程^[14]

a) 評估放射性微粒排放至大氣環境總量之方法如下：

$$Q_{Ai} = A_{Ri} \cdot F_A \cdot [(1 - r_1) \cdot (1 - D_{F1}) \cdot (1 - D_{F2}) + r_1 \cdot (1 - D_{F2})] \quad \text{式 6-1}$$

- Q_{Ai} :核種i因拆除工程排放至大氣環境總量(Bq)
- A_{Ri} :拆除對象殘留核種i之活度(Bq)(參考表 6-1)
- F_A :拆除工程產生的放射性物質微粒進入空氣的比例(參考表 6-4)
- r_1 :氣密式隔離帳篷洩漏率(參考表 6-5)
- D_{F1} :局部排氣過濾設備的收集效率(參考表 6-5)
- D_{F2} :廠房過濾器的收集效率(參考表 6-5)

放射性微粒排放至大氣環境總量估算結果如表 6-6。

表 6-1 拆除後残留核種*i*之活度(Bq)(1/3)^[14]

(単位: Bq)

対象物		解体対象物の核種 <i>i</i> の 残存放射能 (A_{RI})	
二次汚染物	金属	H-3	1.4×10^9
		C-14	1.7×10^{10}
		Cl-36	5.5×10^8
		Fe-55	9.9×10^{12}
		Co-60	5.9×10^{13}
		Eu-152	2.7×10^9
		Pu-238	1.9×10^8
		Pu-239	7.2×10^9
		Pu-240	4.3×10^8
		Pu-241	1.4×10^{11}
	混凝土	H-3	5.6×10^8
		C-14	2.8×10^{11}
		Cl-36	9.3×10^2
		Fe-55	1.4×10^{10}
		Co-60	6.2×10^8
		Eu-152	2.6×10^{10}
		Pu-238	4.9×10^8
		Pu-239	3.6×10^8
		Pu-240	3.0×10^8
		Pu-241	7.4×10^{10}

注 原子炉運転停止後4年(平成27年)時点

表 6-2 拆除後残留核種*i*之活度(Bq)(2/3)^[14]

(単位: Bq)

対象物		解体対象物の核種 <i>i</i> の 残存放射能 (A_{Ri})	
活化 汚染 物	金属	H-3	3.2×10^{13}
		C-14	2.4×10^{12}
		Cl-36	4.8×10^{10}
		Fe-55	1.1×10^{14}
		Co-60	1.3×10^{14}
		Eu-152	5.6×10^{11}
		Pu-238	2.8×10^7
		Pu-239	3.5×10^8
		Pu-240	5.4×10^8
		Pu-241	5.8×10^8
	混凝土	H-3	4.0×10^{12}
		C-14	1.3×10^{10}
		Cl-36	1.7×10^8
		Fe-55	2.9×10^{12}
		Co-60	2.3×10^{11}
		Eu-152	2.0×10^{11}
		Pu-238	1.6×10^1
		Pu-239	1.1×10^8
		Pu-240	4.3×10^2
		Pu-241	1.1×10^1

注 原子炉運転停止後4年(平成27年)時点

表 6-3 拆除後殘留核種i之活度(Bq)(3/3) [14]

(單位：Bq)

対象物	解体対象物の核種iの 残存放射能 (A_{Ri})	
運転中廃棄物金属	H-3	1.5×10^{13}
	C-14	1.5×10^{13}
	Cl-36	1.5×10^{11}
	Fe-55	2.0×10^{10}
	Co-60	2.5×10^{10}
	Eu-152	9.7×10^{11}
	Pu-238	1.6×10^{10}
	Pu-239	1.9×10^9
	Pu-240	3.6×10^9
	Pu-241	3.6×10^{11}

注 原子炉運転停止後4年(平成27年)時点

表 6-4 拆除工程放射性微粒進入空氣的比例^[14]

対象物		做為評估條件之拆除 工法	拆除工程放射性微粒 進入空氣的比例
二次汚染 物	金屬	氣中熱的切斷	7.0×10^{-4}
	混凝土	scabbler	5.0×10^{-2}
活化汚染 物	金屬	氧-燃料切割(氣切)	1.6×10^{-2}
		水下電漿切割	2.0×10^{-3}
	混凝土	Controlled blasting	1.0×10^0
運轉中廢棄物金屬		水中機械切斷	2.0×10^{-7}

注 出典：(財)電力中央研究所「廢止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）」

表 6-5 隔離帳篷洩漏率與廠房過濾器收集效率^[14]

參數	數值
防止污染圍籬洩漏率r1	0.005
防止污染擴大局部過濾器效率Df1	0.99
廠房過濾器效率Df2	0.99

注 出典：(財)電力中央研究所「廢止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）」

表 6-6 放射性氣體廢棄物年排放量(Bq)^[14]

(單位：Bq)

解体工事に伴う核種 <i>i</i> の大気への放出量 (Q_{Ai})					
原子炉本体等 解体準備期間		原子炉本体等 解体期間		建屋等解体期間	
C-14	4.3×10^7	H-3	3.6×10^{10}	C-14	2.9×10^7
Cl-36	1.5×10^5	C-14	7.1×10^8	Cl-36	9.5×10^5
Fe-55	1.6×10^3	Fe-55	6.2×10^3	Fe-55	1.1×10^3
Co-60	6.9×10^7	Co-60	2.2×10^8	Co-60	3.9×10^7
Pu-238	4.3×10^3	Eu-152	1.8×10^7	Pu-238	2.9×10^3
Pu-239	1.3×10^4	Pu-238	6.1×10^3	Pu-239	8.4×10^3
Pu-240	7.7×10^3	Pu-239	2.0×10^4	Pu-240	5.2×10^3
Pu-241	4.2×10^5	Pu-240	1.3×10^4	Pu-241	2.8×10^5
		Pu-241	5.5×10^3		
合計	2.7×10^8	合計	3.7×10^{10}	合計	1.8×10^8

注 評価対象核種はそれぞれの被ばく経路ごとに実効線量へ大きく
(90%以上) 寄与する核種

c. 排放管理目標值

由表 6-6 放射性氣體廢棄物年排放量(Bq)，評估周圍民眾劑量結果如表 6-17，選擇 Co-60 做為評估對象核種，得出反應器等本體拆除準備階段設定為 $5.9 \times 10^7 Bq/y$ ，反應器等本體拆除階段為 $2.2 \times 10^8 Bq/y$ ，廠房等拆除階段為 $3.9 \times 10^7 Bq/y$ ，如表 6-7。

表 6-7 放射性氣體廢棄物之排放管理目標值^[15]

(單位：Bq/y)

核種	原子爐本體等 解体準備期間	原子爐本體等 解体期間	建屋等解体期間
Co-60	5.9×10^7	2.2×10^8	3.9×10^7

d. 氣象條件

觀察電廠所在地周圍 16 個方位 1 年間(2006 年 2 月至 2007 年 1 月)氣象觀測平均值，以排放源有效高度 0 公尺來計算相對濃度(χ/Q)，取相對濃度最大之南東方位 200 公尺處為評估標的，考慮 16 方位及鄰近方位的貢獻，取最大值使用。

並將此 1 年與前 10 年氣象觀測值以統計手法定量檢定比較是否有特例，確認異常程度極小。

(3) 評估途徑與評估核種

評估途徑乃合計地表沉積與空浸曝露等造成之體外曝露劑量，以及吸入空氣、攝入農作物造成之體內曝露劑量。

評估核種選擇各評估途徑中，劑量貢獻率 90%以上的核種。

(4) 有效劑量評估

a. 地表輻射造成之體外曝露劑量評估方法

a) 核種的地表沉積量

$$A_{Gi} = \frac{V_G \cdot (\frac{\chi}{Q})_D \cdot Q_{Ai}}{\lambda_i \cdot 365 \cdot 24 \cdot 3600} \cdot [1 - \exp(-\lambda_i \cdot t_G)] \quad \text{式 6-2}$$

- A_{Gi} :核種i於地表沉積之單位面積活度(Bq/m²)
- V_G :乾式沉積速度(m/s)
- $(\frac{\chi}{Q})_D$: 地表沉積之相對濃度(s/m³)
- Q_{Ai} :核種i因拆除工程外釋至大氣環境之活度(Bq)
- λ_{Gi} :土壤中核種i的有效衰變常數(s⁻¹) = $\lambda_i + \lambda_{Si}$
- λ_i :核種i的物理衰變常數(s⁻¹)
- λ_{Si} :土壤移除核種i的生物清除常數(s⁻¹)
- t_G :放射性物質微粒沉積考慮期間(s)

b) 地表沉積核種衰變之 γ 射線造成之劑量

$$D_A = \sum_i D_{Ai} \quad \text{式 6-3}$$

$$D_{Ai} = K_{Ai} \cdot A_{Gi} \quad \text{式 6-4}$$

- D_A :地表沉積衰變之 γ 射線造成之年有效劑量(μ Sv/y)
- D_{Ai} :核種i於地表沉積衰變之 γ 射線造成之年有效劑量(μ Sv/y)
- K_{Ai} : 地表沉積核種i之有效劑量轉換係數((μ Sv/y) / (Bq/m²))
- A_{Gi} :核種i於地表沉積量

b. 空浸曝露造成之體外曝露劑量評估方法

$$D_r = \sum_i D_{ri} \quad \text{式 6-5}$$

$$D_{ri} = \left(\frac{D}{Q}\right) \cdot E_i \cdot Q_i \cdot (3600 \cdot 24 \cdot 365) \quad \text{式 6-6}$$

- D_{ri} :空浸曝露造成之年有效劑量($\mu\text{Sv/y}$)
- D_{Ai} :核種i於空浸曝露造成之年有效劑量($\mu\text{Sv/y}$)
- $\frac{D}{Q}$:空浸相關相對劑量($\mu\text{Sv/Bq/MeV}$)
- E_i :核種i蛻變時之 gamma 能量(MeV)
- $Q_i = \frac{Q_{Ai}}{3600 \cdot 24 \cdot 365}$: 拆除工程產生核種i往大氣環境排放率(Bq/s)
- Q_{Ai} :拆除工程產生之核種i往大氣環境排放量(Bq)

c. 吸入造成之體內曝露劑量評估方法

$$D_B = \sum_i D_{Bi} \quad \text{式 6-7}$$

$$D_{Bi} = B_r \cdot K_{Ri} \cdot \left(\frac{\chi}{Q}\right)_B \cdot Q_i \cdot 365 \quad \text{式 6-8}$$

- D_B : 吸入造成之年有效劑量($\mu\text{Sv/y}$)
- D_{Bi} :核種i於吸入造成之年有效劑量($\mu\text{Sv/y}$)
- B_r :成人呼吸率(m^3/day)
- K_{Ri} :吸入核種i之有效劑量轉換係數($\mu\text{Sv/Bq}$)
- $\left(\frac{\chi}{Q}\right)_B$: 吸入相關相對濃度(s/ m^3)
- $Q_i = \frac{Q_{Ai}}{3600 \cdot 24 \cdot 365}$: 拆除工程產生核種i往大氣環境排放率(Bq/s)
- Q_{Ai} :拆除工程產生之核種i往大氣環境排放量(Bq)

d. 攝入造成之體內曝露劑量評估方法

此處核種的地表沉積量與上述 a 之 a)相同。

a) 農作物中的放射性物質濃度(H-3、C-14 除外)

$$C_{Vi} = C_{1Vi} + C_{2Vi} \quad \text{式 6-9}$$

$$C_{1Vi} = \frac{R_{LVi} \cdot F_{Evi}}{\lambda_{EVi} \cdot Y_V} \cdot V_{Gi} \cdot \left(\frac{\chi}{Q}\right)_F \cdot Q_i \cdot [1 - \exp(-\lambda_{EVi} \cdot t_V)] \quad \text{式 6-10}$$

$$C_{2Vi} = \frac{C_{FVi}}{S_V} \cdot A_{Gi} \quad \text{式 6-11}$$

- C_{Vi} : 農作物 V 中核種 i 的放射性物質濃度(Bq/kg)
- C_{1Vi} : 因葉面沈積, 農作物 V 中核種 i 的放射性物質濃度(Bq/kg)
- C_{2Vi} : 因經根吸收, 農作物 V 中核種 i 的放射性物質濃度(Bq/kg)
- R_{Li} : 農作物 V 相關核種 i 葉面附著比例(乾式沈積)
- F_{Evi} : 農作物 V 核種 i 自葉面往可食部移動係數
- λ_{EVi} : 農作物 V 核種 i 的有效衰變常數(s^{-1}) = $\lambda_i + \lambda_{WVi}$
- λ_{WVi} : 農作物 V 核種 i 的生物清除常數(s^{-1})
- λ_i : 核種 i 的物理衰變常數(s^{-1})
- Y_V : 農作物 V 的栽培密度(kg/m^2)
- V_{Gi} : 核種 i 的乾式沈積速度(m/s)
- $\left(\frac{\chi}{Q}\right)_F$: 攝取農作物相關相對濃度(s/m^3)
- $Q_i = \frac{Q_{Ai}}{3600 \cdot 24 \cdot 365}$: 拆除工程產生核種 i 往大氣環境排放率(Bq/s)
- Q_{Ai} : 拆除工程產生之核種 i 往大氣環境排放量(Bq)
- t_V : 往農作物 V 核種 i 的沈積考量時間(s)

- C_{FVi} :從土壤往農作物 V 核種 i 的遷移比例((Bq/kg)/(Ba/Kg-soil))
 - S_v :農作物 V 相關的實際地表密度(kg/m²)
 - A_{Gi} :核種 i 的地表沈積量(Bq/m²)
- b) 農作物中的放射性物質濃度(H-3、C-14)

$$C_{HW} = F_{HW} \cdot \frac{(\frac{\chi}{Q})_F \cdot Q_H}{H_A} \quad \text{式 6-12}$$

$$C_{CW} = F_{CW} \cdot \frac{(\frac{\chi}{Q})_F \cdot Q_C}{C_A} \quad \text{式 6-13}$$

- C_{HW} :農作物 V 中 H-3 濃度(Ba/kg)
- F_{HW} :農作物 V 中 H-3 重量比例(kg-H/kg)
- $(\frac{\chi}{Q})_F$: 攝取農作物相關相對濃度(s/ m³)
- $Q_H = \frac{Q_{AH}}{3600 \cdot 24 \cdot 365}$: 拆除工程產生 H-3 往大氣環境排放率(Bq/s)
- Q_{AH} :拆除工程產生之 H-3 往大氣環境排放量(Bq)
- H_A :空氣中 H-3 重量比例(kg-H/ m³)
- C_{CV} :農作物 V 中 C-14 濃度(Ba/kg)
- F_{CV} :農作物 V 中 C-14 重量比例(kg-C/kg)
- $Q_C = \frac{Q_{AC}}{3600 \cdot 24 \cdot 365}$: 拆除工程產生 C-14 往大氣環境排放率(Bq/s)
- Q_{AC} :拆除工程產生之 C-14 往大氣環境排放量(Bq)
- C_A :空氣中 C-14 重量比例(kg-H/ m³)

c) 因攝取農作物造成之有效劑量

$$D_F = \sum_i \sum_v D_{Fi} \quad \text{式 6-14}$$

$$D_{Fi} = K_{Fi} \cdot H_{Vi} \quad \text{式 6-15}$$

$$H_{Vi} = 365 \cdot 10^{-3} \cdot W_V \cdot C_{Vi} \cdot F_{KV} \quad \text{式 6-16}$$

- D_F :因攝取農作物造成之年有效劑量($\mu\text{Sv/y}$)
- D_{Fi} :核種 i 相關之攝取農作物造成之年有效劑量($\mu\text{Sv/y}$)
- K_{Fi} :經口攝取核種 i 的有效劑量轉換係數($\mu\text{Sv/Bq}$)
- H_{Vi} :因攝取農作物 V 造成核種 i 的攝取量(Bq/y)
- W_V :人體對農作物 V 的攝取量(g/day)
- C_V :農作物 V 中核種 i 的放射性物質濃度(Bq/kg)
- F_{KV} :農作物的市場稀釋因數

表 6-8 放射性氣體廢棄物評估有效劑量之相關係數(1/3)^[14]

參數			單位	數值
λ_i :核種i衰減係數(s^{-1})			—	表 3-2-7
V_{Gi} :核種i的乾式沈積速度(m/s)			m/s	0.01
t_V :放射性微粒 沈積考量週期(y)	混凝土		年	1
	金屬		年	1
E_i :核種i蛻變時之gamma能量(MeV)			—	表 3-2-7
λ_{Si} :土壤移除核種i的係數(s^{-1})			s^{-1}	0.0
B_r :成人呼吸率(m^3/day)			m^3/day	22.2
R_{Li} :農作物V相 關核種I 葉面附著比例 (乾式沈積)	葉菜	H-3, C-14	—	—
		その他	—	0.2
	米	H-3, C-14	—	—
		I	—	0.5
		その他	—	0.25
	根菜	H-3, C-14	—	—
		その他	—	0.2
F_{Evi} :農作物V核種i自葉面往可食部移動係數			—	表 3-2-8
λ_{WVi} :農作物V核種i的生物清除常數(s^{-1})			s^{-1}	5.7×10^{-7}

注 出典：(財)電力中央研究所「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック(第3次版)」

表 6-9 放射性氣體廢棄物評估有效劑量之相關係數(2/3)^[14]

參數		單位	數值
Y_V : 農作物V的栽培密度(kg/m ²)	葉菜	kg/m ²	2.8
	米	kg/m ²	0.37
	根菜	kg/m ²	2.2
t_V : 往農作物V核種i的沈積考量時間(s)	葉菜	s	2.1×10^7
	米	s	1.8×10^7
	根菜	s	1.6×10^7
C_{FVi} : 從土壤往農作物V核種i的遷移比例		—	表 3-2-9
F_{HW} : 農作物V中H-3重量比例(kg-H/kg)	葉菜	kg-H/kg	0.11
	米	kg-H/kg	0.066
	根菜	kg-H/kg	0.10
F_{CV} : 農作物V中C-14重量比例(kg-C/kg)	葉菜	kg-C/kg	0.028
	米	kg-C/kg	0.41
	根菜	kg-C/kg	0.078
H_A : 空氣中H-3重量比例(kg-H/m ³)		kg-H/m ³	9.2×10^{-4}
C_A : 空氣中C-14重量比例(kg-H/m ³)		kg-C/m ³	1.8×10^{-4}

注 出典：(財)電力中央研究所「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）」

表 6-10 放射性氣體廢棄物評估有效劑量之相關係數(3/3)^[14]

參數		單位	數值
S_V : 農作物V相關的實際地表密度(kg/m ²)	葉菜	kg/m ²	190
	米	kg/m ²	150
	根菜	kg/m ²	280
F_{KV} : 農作物的市場稀釋因數		—	1.0
W_V : 人體對農作物V的攝取量(g/day)	葉菜	g/day	100
	米	g/day	320
	根菜	g/day	200
K_{Ai} : 地表沉積核種i之有效劑量轉換係數(μ Sv/y) / (Bq/m ²)			表 3-2-10
K_{Ri} : 吸入核種i之有效劑量轉換係數(μ Sv/Bq)			表 3-2-11
K_{Fi} : 經口攝取核種i的有效劑量轉換係數(μ Sv/Bq)			表 3-2-12
$(\frac{\lambda}{Q})_D$: 地表沉積之相對濃度(s/m ³)		s/m ³	1.9×10^{-4}
$\frac{D}{Q}$: 空浸相關相對劑量(μ Sv/Bq/MeV)		μ Sv/Bq/MeV	1.0×10^{-12}
$(\frac{\lambda}{Q})_B$: 吸入相關相對濃度(s/m ³)		s/m ³	1.9×10^{-4}
$(\frac{\lambda}{Q})_F$: 攝取農作物相關相對濃度(s/m ³)		s/m ³	1.9×10^{-4}

※1 出典: (財)電力中央研究所「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック (第3次版)」

表 6-11 核種之衰變係數^[14]

核種	崩壊定数 (s^{-1})	ガンマ線実効エネルギー (MeV)
H-3	1.8×10^{-9}	0
C-14	3.8×10^{-12}	0
Cl-36	7.3×10^{-14}	1.5×10^{-4}
Fe-55	8.1×10^{-9}	1.7×10^{-3}
Co-60	4.2×10^{-9}	2.5
Eu-152	1.6×10^{-9}	1.2
Pu-238	2.5×10^{-10}	1.8×10^{-3}
Pu-239	9.1×10^{-13}	9.1×10^{-4}
Pu-240	3.3×10^{-12}	1.7×10^{-3}
Pu-241	1.5×10^{-9}	1.4×10^{-1}

表 6-12 各核種自農作物葉面至可食部分之遷移係數^[14]

核種	葉菜	米	根菜
H-3	1	0.1	0.1
C-14	1	0.1	0.1
Cl-36	1	0.1	0.1
Fe-55	1	0.1	0.05
Co-60	1	0.1	0.05
Eu-152	1	0.1	0.02
Pu-238	1	0.1	0.1
Pu-239	1	0.1	0.1
Pu-240	1	0.1	0.1
Pu-241	1	0.1	0.1

表 6-13 各核種自土壤至農作物之遷移比例^[14]

(單位：(Bq/kg)/(Bq/kg-soil))

核種	葉菜	米	根菜
H-3	—	—	—
C-14	—	—	—
C1-36	5.0	6.0	5.0
Fe-55	6.6×10^{-4}	4.8×10^{-4}	3.0×10^{-4}
Co-60	9.4×10^{-3}	1.2×10^{-2}	2.0×10^{-3}
Eu-152	2.5×10^{-3}	3.6×10^{-3}	3.0×10^{-3}
Pu-238	2.2×10^{-4}	2.6×10^{-4}	1.0×10^{-3}
Pu-239	2.2×10^{-4}	2.6×10^{-4}	1.0×10^{-3}
Pu-240	2.2×10^{-4}	2.6×10^{-4}	1.0×10^{-3}
Pu-241	2.2×10^{-4}	2.6×10^{-4}	1.0×10^{-3}

表 6-14 地表沈積核種有效劑量轉換因數^[14]

(單位：(μ Sv/y)/(Bq/m²))

核種	有效劑量轉換係數
H-3	1.3×10^{-10}
C-14	9.0×10^{-9}
C1-36	5.5×10^{-9}
Fe-55	0.0
Co-60	2.2×10^{-2}
Eu-152	1.0×10^{-2}
Pu-238	1.2×10^{-6}
Pu-239	8.1×10^{-7}
Pu-240	1.2×10^{-6}
Pu-241	1.1×10^{-3}

表 6-15 吸入核種有效劑量轉換因數^[14]

(單位： $\mu\text{Sv/Bq}$)

核種	等效線量換算係數
H-3	2.7×10^{-5}
C-14	6.2×10^{-6}
Cl-36	7.3×10^{-3}
Fe-55	7.7×10^{-4}
Co-60	3.1×10^{-2}
Eu-152	4.2×10^{-2}
Pu-238	1.1×10^2
Pu-239	1.2×10^2
Pu-240	1.2×10^2
Pu-241	2.3

表 6-16 經口攝取核種有效劑量轉換因數^[14]

(單位： $\mu\text{Sv/Bq}$)

核種	等效線量換算係數
H-3	4.2×10^{-5}
C-14	5.8×10^{-4}
Cl-36	9.3×10^{-4}
Fe-55	3.3×10^{-4}
Co-60	3.4×10^{-3}
Eu-152	1.4×10^{-3}
Pu-238	2.3×10^{-1}
Pu-239	2.5×10^{-1}
Pu-240	2.5×10^{-1}
Pu-241	4.8×10^{-3}

(5) 評估結果

表 6-17 除役期間平時放射性氣體廢棄物造成之民眾有效劑量^[15]

(單位： $\mu\text{Sv}/\text{y}$)

評価経路	実効線量		
	原子炉本体等 解体準備期間	原子炉本体等 解体期間	建屋等 解体期間
地表沈着物からの 外部被ばく (D_A)	2.3	8.4	1.6
放射性雲からの 外部被ばく (D_Y)	1.5×10^{-4}	5.3×10^{-4}	9.8×10^{-5}
呼吸摂取による 内部被ばく (D_B)	2.8×10^{-1}	6.9×10^{-1}	1.9×10^{-1}
農作物摂取による 内部被ばく (D_F)	3.6×10^{-1}	2.1	2.4×10^{-1}
合計	3.0 (2.7)	1.2×10^1 (9.6)	2.0 (1.8)

注 () 内は、Co-60 が寄与する実効線量の値を示す。

それぞれの被ばく経路ごとの実効線量の値は、実効線量へ大きく (90%以上) 寄与する核種の合計値

6.5.2. 放射性液體廢棄物

(1) 評估概要

求出每年因拆除工程產生之放射性物質微粒種類與總量後，依各曝露途徑評估海上作業、海邊沙灘與陸上作業造成之體外曝露，以及攝食海產造成之體內曝露。評估劑量所需之放射性能量，依計畫中「附件五放射性存量評估結果」停機後 4 年為基準，不考慮拆除過程的衰變。

(2) 評估條件

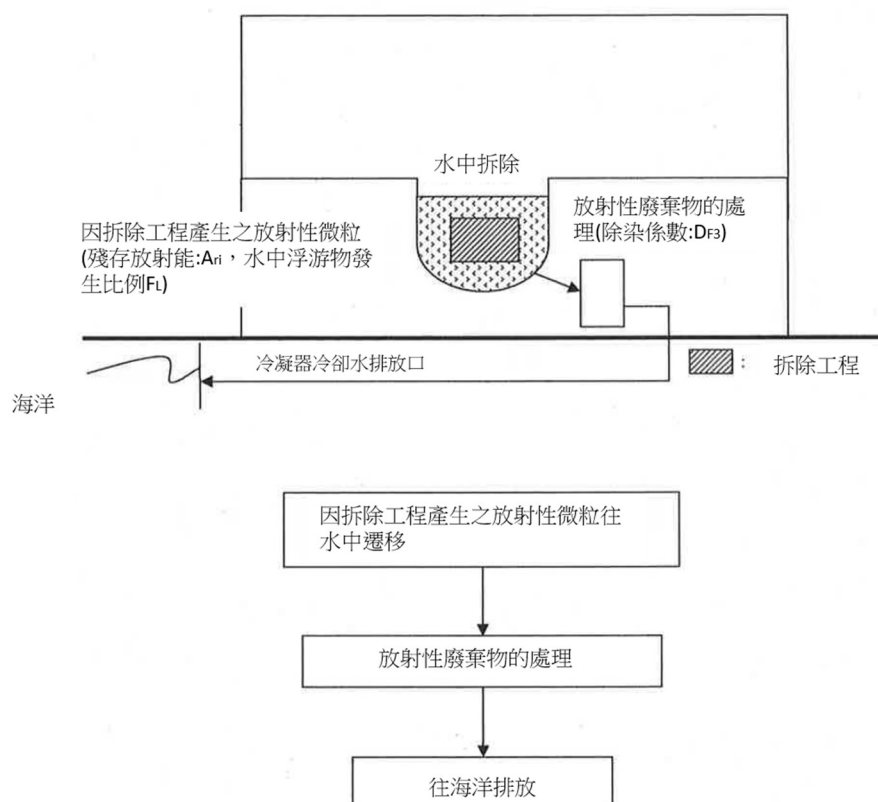
a. 放射性液體廢棄物來源

考慮因在水中拆除爐心支撐結構造成放射性物質微粒進入水中為主要放射性液體廢棄物來源。

b. 推估排放量

推估排放量為因拆除工程產生的放射性物質微粒總量為放射性殘留存量，乘上因拆除工程產生的放射性物質微粒進入水中的比率，必要時考慮除染係數；與放射性氣體廢棄物評估一樣，假設此處前述因拆除工程產生的放射性物質微粒總量，為其除役計畫第五章第 1 節之除役處置基本方針中敘述之主要拆除工程，產生之所有放射性物質微粒總量，在 1 年內發生以求保守估計。最終排放至大海之流程圖詳見圖 6-4。

圖 6-4 因拆除工程產生的放射性微粒排放至大海之流程圖^[13]



評估排放至大海之總活度之方法如下:

$$Q_{Li} = A_{Ri} \cdot F_L \cdot \frac{1}{D_{F3}} \quad \dots\dots \text{式 6-17}$$

- Q_{Li} :核種i因拆除工程排放至大海之總活度(Bq)
- A_{Ri} :拆除對象殘留核種i之活度(Bq)
- F_L :拆除工程帶來的放射性物質微粒遷移到水中的比例
- D_{F3} :處理放射性廢液時之除染係數

表 6-18 拆除對象殘留核種之活度(Bq)^[13]

(單位 : Bq)

対象物		核種	解体対象物の核種 <i>i</i> の残存放射能 (A_{Ri})
活化 金属	爐心支撐構造之汽水 分離器與蒸氣乾燥器	H-3	4.1×10^{10}
		Fe-55	6.2×10^{12}
		Co-60	6.5×10^{12}
		Cs-134	4.1×10^7
	爐心支撐構造(汽水 分離器與蒸氣乾燥器 除外)	H-3	3.2×10^{13}
		Fe-55	1.1×10^{16}
		Co-60	1.3×10^{16}
		Cs-134	1.1×10^{11}
運輸中廃棄物		H-3	1.5×10^{12}
		Fe-55	2.0×10^{16}
		Co-60	2.5×10^{16}
		Cs-134	1.3×10^{16}

注 原子炉運轉停止後 4 年 (平成 27 年) 時点

表 6-19 放射性液體廢棄物相關係數^[13]

參數		數值
F_L : 拆除工程帶來的放射性物質微粒遷移到水中的比例	H-3	1
	H-3 以外	0.0035
D_{F3} : 處理放射性廢液時之除染係數		1.0×10^{-5}

注 出典: (財) 電力中央研究所「廢止措置工事環境影響評価ハンドブック (第 3 次版)」

表 6-20 放射性液體廢棄物年排放預估量^[13]

(單位：Bq)

解体工事に伴う核種 i の海洋への放出量 (Q_{oi})					
原子炉本体等 解体準備期間		原子炉本体等 解体期間		建屋等解体期間	
Fe-55	1.5×10^6	H-3	4.6×10^{11}	Fe-55	9.6×10^6
Co-60	1.9×10^5	Fe-55	6.8×10^6	Co-60	1.3×10^6
Cs-134	9.6×10^5	Co-60	8.0×10^6	Cs-134	6.4×10^5
合計	4.3×10^6	合計	4.6×10^{11}	合計	2.9×10^6

注 評価対象核種はそれぞれの被ばく経路ごとに実効線量へ大きく
(90%以上) 寄与する核種

c. 排放管理目標値

表 6-20 為 1 號機放射性液體廢棄物年排放預估量(Bq)，其中^[16]，因 H-3 之 beta 射線放射能量低(0.0186MeV)，與其他對民眾造成影響的放射性物質相比，影響相對甚低，不納入管理目標值的考量，因此 1 號機反應器等本體拆除準備階段之排放預估總量為 $4.3 \times 10^6 Bq/y$ 、反應器等本體拆除階段為 $1.5 \times 10^7 Bq/y$ 、廠房等拆除階段為 $2.9 \times 10^6 Bq/y$ ，又因之後的維持管理階段預估量為 $3.7 \times 10^{10} Bq/y$ ，故設定各階段放射性液體廢棄物排放管理目標值均為 $7.4 \times 10^{10} Bq/y$ (1 號機與 2 號機合計)。

表 6-21 放射性液體廢棄物之排放管理目標值^[15]

(單位：Bq/y)

	原子炉本体等 解体準備期間	原子炉本体等 解体期間	建屋等 解体期間
放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く。)	7.4×10^{10}	7.4×10^{10}	7.4×10^{10}

注 1号及び2号炉合算

(3) 評估途徑與評估核種

評估海上作業、海邊沙灘與陸上作業造成之體外曝露，以及攝食海產造成之體內曝露之合計。

評估核種選擇評估途徑中核種貢獻率 90%以上的核種。

(4) 有效劑量評估

a. 海上作業造成之體外曝露劑量

$$D_1 = \sum_i K_{1i} \cdot C_1 \cdot \frac{Q_{Li}}{w} \cdot t_1 \quad \text{式 6-18}$$

- D_1 :自海水面 γ 射線造成之年有效劑量($\mu\text{Sv/y}$)
- K_{1i} :因核種 i 衰變自海水面 γ 射線劑量轉換係數($(\mu\text{Sv/h}) / (\text{Bq/m}^3)$)
- C_1 :自海水面造成的曝露地點之海洋稀釋因子
- Q_{Li} :拆除工程產生核種 i 排放至大海之活度(Bq)
- w :每年稀釋水量(m^3)
- t_1 :曝露時間(h/y)

b. 海邊沙灘 γ 射線造成之體外曝露劑量

$$D_3 = \sum_i K_{3i} \cdot S_{3i} \cdot t_3 \quad \text{式 6-19}$$

$$S_{3i} = F_{3i} \cdot C_3 \cdot \frac{Q_{Li}}{w} \quad \text{式 6-20}$$

- D_3 :海邊沙灘造成之年有效劑量($\mu\text{Sv/y}$)
- K_{3i} :海邊沙灘核種 i 衰變之 γ 射線劑量轉換係數($(\mu\text{Sv/h}) / (\text{Bq/kg})$)

- S_{3i} :海邊沙灘核種i之活度濃度(Bq/Kg)
- t_3 :曝露時間(h/y)
- F_{3i} :核種i由海水進入沙灘的轉移因數(m^3/kg)
- C_3 :海邊沙灘曝露地點的海水稀釋因數(目前未列入考慮)
- Q_{Li} :拆除工程產生核種i排放至大海之活度(Bq)
- w :每年稀釋水量(m^3)

c. 陸上作業造成之體外曝露劑量

$$D_4 = \sum_i K_{4i} \cdot S_{4i} \cdot t_4 \quad \text{式 6-21}$$

$$S_{4i} = F_{4i} \cdot C_4 \cdot \frac{Q_{Li}}{w} \quad \text{式 6-22}$$

- D_4 :船體之 γ 射線造成之年有效劑量($\mu Sv/y$)
- K_{4i} :船體核種i衰變之 γ 射線劑量轉換係數($(\mu Sv/h) / (Bq/m^2)$)
- S_{4i} :船體沙灘核種i之污染密度(Bq/m^2)
- t_4 :曝露時間(h/y)
- F_{4i} :核種i由海水進入船體的轉移因數($(Bq/m^2) / (Bq/m^2)$)
- C_4 :因船體曝露地點的海水稀釋因數(目前未列入考慮)
- Q_{Li} :拆除工程產生核種i排放至大海之活度(Bq)
- w :每年稀釋水量(m^3)

d. 攝食海產造成之體內劑量

$$D_k = \sum_k \sum_i K_{Fi}^{50} \cdot H_{ki} \quad \text{式 6-23}$$

$$H_{ki} = 365 \cdot 10^{-3} \cdot C_{wki} \cdot W_k \cdot f_{ki} \quad \text{式 6-24}$$

$$C_{wki} = K_{Fki} \cdot C_6 \cdot \frac{Q_{Li}}{w} \quad \text{式 6-25}$$

- D_k :攝食海產造成之體內劑量($\mu\text{Sv/y}$)
- K_{Fi}^{50} :核種*i*經口攝食之劑量轉換係數($\mu\text{Sv/Bq}$)
- H_{ki} :海產*k*核種*i*攝食率(Bq/y)
- C_{wki} :海產*k*中核種*i*的活度濃度(Bq/kg)
- F_k :市場稀釋因子
- W_k :海產*k*攝食量(g/d)
- f_{ki} :海產*k*自採收至攝食間核種*i*之衰變比例
- K_{Fki} :海產*k*中核種*i*的濃縮係數(m^3/kg)
- C_6 :採集海產*k*地點之海水稀釋因數
- Q_{Li} :因拆除工程核種*i*排放至大海的活度(Bq)
- w :每年稀釋水量(m^3)(未考慮海產的市場稀釋因數)

(5) 評估結果

放射性液體廢棄物平時造成周圍民眾於反應器等本體拆除準備、反應器等本體拆除、廠房等拆除階段之有效劑量為 $8.2 \times 10^{-4} \mu\text{Sv/y}$ 、 $4.2 \times 10^{-3} \mu\text{Sv/y}$ 、 $5.5 \times 10^{-4} \mu\text{Sv/y}$ ，如表 6-22。

表 6-22 放射性液體廢棄物平時造成周圍民眾之有效劑量^[13]

(單位: $\mu\text{Sv/y}$)

評価経路	実効線量		
	原子炉本体等 解体準備期間	原子炉本体等 解体期間	建屋等 解体期間
海上作業中の 外部被ばく (D_1, D_2)	2.0×10^{-8}	6.3×10^{-6}	1.3×10^{-8}
海浜砂からの 外部被ばく (D_3)	2.2×10^{-4}	9.4×10^{-4}	1.5×10^{-4}
陸上作業中の 外部被ばく (D_4, D_5)	2.4×10^{-4}	7.6×10^{-4}	1.6×10^{-4}
海産物摂取による 内部被ばく (D_6)	3.7×10^{-4}	2.5×10^{-3}	2.5×10^{-4}
合計	8.2×10^{-4}	4.2×10^{-3}	5.5×10^{-4}

注 それぞれの被ばく経路ごとの実効線量の値は、実効線量へ大きく (90%以上) 寄与する核種の合計値

7. 結論與建議

7.1 停機過渡期間放射性氣、液體廢棄物排放視察程序

關於永久停機至燃料自反應器壓力槽中永久移除前階段之電廠視察，可參考美國 NRC 觀點^[2]，將其視為運轉後過渡階段，在此期間持照人將建立安全停機狀態和執行設備、系統和組件之拆除和除污作業。亦即持照人將執行反應設施永久停機和卸除核燃料之政策、方案和計畫。對於放射性氣、液體廢棄物排放視察，美國 NRC 與日本 NRA^[10]均參考 IP 71124.06 文件，因此，本研究章節 2 提供該文件視察目的、要求與導則相關內容，而章節 3 與 4 敘述相關案例並進行探討。建議管制單位納入參考。

7.2 停機過渡期間放射性氣、液體廢棄物排放計畫審查

目前 NRC 接到持照者遞交之 PSDAR 後，並未進行實質審查，因此本研究參考日本 NRA 相關審查導則如章節 5，與審查案例如章節 6。

而我國核一廠除役計畫中^[18]，考量除役期間與例行運轉期間之放射性氣體排放來源之差異，依據 NUREG-0586 Supplement 1 報告 Table G-15，大部分除役中電廠，其放射性液體或氣體之排放，皆較例行運轉中的電廠少，故保守以近 5 年(99~103 年)例行運轉期間放射性氣體與液體排放量平均值作為除役作業之各核種初始活度。

建議未來在電廠除役各階段拆除或除污工程之工法漸趨明朗後，可參考日本 NRA 相關審查導則如章節 5，與審查案例如章節 6，請電廠細部評估(如章節 6.5.1 與 6.5.2)除役各階段產生之放射性氣、液體廢棄物之排

放量與核種組成，再進行民眾劑量評估，據以訂立各階段排放管理目標，合理抑低設施周圍民眾遭受之劑量。

專有名詞定義

參考 IMC 2561 (NRC，2018)。

1. 永久停止功率運轉：此為持照人依據 10CFR50.82(a)(1)(i)法規要求，決定以書面向核管會請求認可永久停止功率運轉。在獲得核管會認可後，持照人將持有商用反應器的結構、系統和組件；廠址；和相關放射性物料，但管制法規已禁止核反應器之運轉。
2. 除役：反應器設施從運轉模式安全的移轉至永久停機狀態和減少殘餘放射性至允許下列作業水準之過程；
 - (1)將土地釋出供非限制性使用和終止執照；或
 - (2)限制性將土地釋出和終止執照。
3. 運轉後過渡階段：在最後反應器停機和依據完成管制和安全里程碑，建立安全和穩定永久停機移除核燃料狀況的期間。在此期間持照人將建立安全停機狀態和執行設備、系統和組件之拆除和除污作業或將其置於除役構型。亦即持照人將執行反應設施永久停機和卸除核燃料之政策、方案和計畫。
4. 停機後除役作業報告：此報告簡稱為 PSDAR 報告。其為持照人依據 10CFR50.82(a)(4)法規要求所提送之報告，它敘述除役作業規畫、執行期程、預估除役作業費用，並提供歸納出相關特定廠址除役的環境衝擊，已被先前出版的環境衝擊聲明所涵括之理由。

5. 主要放射性組件：對核能電廠而言係指反應器槽體和內部組件、蒸汽產生器、調壓槽、大型反應器冷卻水系統管路和其他放射性大型組件等。
6. 拆除和除污(簡稱 DECON)：係指移除設施設備、結構和部分建築物和廠址內包含放射性污染物或對其除污至允許其釋出和終止執照的水準的除役方法。
7. 安全儲存(簡稱 SAFSTOR)：係指將核子設施置於維持在一種允許設施在安全儲存和其後續再利用 DECON 方式的除役方式。
8. 固封(ENTOMB)：係指一種將放射性污染物封存在一長久的結構物中的除役方式。這種固封結構物將適當維持和持續執行監測，直到放射性衰變至允許釋出土地和終止執照的水準為止。
9. 核照基準(Licensing Basis，簡稱 LB)：係指一套核管會適用於特定核能電廠和持照人書面承諾的核管會法規要求，以確保符合和運轉在所適用核管會法規要求和特定核能電廠設計基準(包括所有執照效期內的設計變更和附加安全改善承諾等)。核照基準包括核管會法規要求和其後續新增要求、命令、執照條件和但書；豁免項目和運轉規範。它也包括 10CFR50.2 所界定特定核能電廠的設計基準資訊，它記載在最新版的終期安全分析報告中，以及持照人回應核管會所發布之通告、通函和強制執行行動的改善承諾暨持照人對各種許可申請附屬文件、安全評估和持照人事故報告(LER)等的承諾。
10. 運轉規範(Technical Specification，簡稱 TS)：係指一核能設施的執照附件，它包括運轉安全要求、基礎、安全限值、運轉限制條件和行政管制要求，以提供保證除役能安全和符合管制法規執行。術語諸如卸

除核燃料運轉規範或除役運轉規範，均已被使用以描述經修改以反映反應器永久停機狀況的運轉規範。

11. 只擁有執照(Possession-Only License，簡稱 POL)：POL 係一種依據 10CFR50 核發之持照人，已經修訂其執照反映設施永久停機狀態，但持照人持續擁有核燃料。
12. 執照終止計畫：係 10CFR50.82(a)(9)法規要求的一種計畫，它包括：廠址特性、界定剩餘拆除作業；廠址復原計畫；最終輻射偵檢細部計畫；廠址最終使用敘述；最新特定廠址剩餘除役費用預估；以及敘述任何新資訊或與除役相關的重要環境改變環境報告補充資料。
13. 獨立用過核燃料儲存設施(Independent Spent Fuel Storage Installation，簡稱 ISFSI)：係指一複雜設計和建造設施，以供用過核燃料和其他相關之放射性物料中期儲存。一座 ISFSI 設施可能建造於具有 10CFR50 運轉反應器持照人(其 ISFSI 設施符合 10CFR72 第 K 分部法規要求)的通用執照廠址或(符合 10CFR72 第 C 分部)特定執照廠址。
14. 每季：每年執行 4 次，且其視察間隔不小於兩個月但不大於四個月。
15. 每半年：每年執行 2 次，且其視察間隔不小於四個月但不大於八個月。
16. 每年：每年執行 1 次，且其視察間隔不小於九個月但不大於十五個月。

参考文献

- [1]. U.S. Nuclear Regulatory Commission Guidance, NRC Inspection Manual, Manual Chapter 2515 Appendix G, “Baseline Inspection Guidance For Power Reactors Preparing For Transition To Decommissioning Phase”, 2016.
- [2]. U.S. Nuclear Regulatory Commission Guidance, NRC Inspection Manual, Manual Chapter 2561, “Decommissioning Power Reactor Inspection Program”, 2018.
- [3]. U.S. Nuclear Regulatory Commission Guidance, NRC Inspection Procedure 71124 Attachment 06, “Radioactive Gaseous and Liquid Effluent Treatment”, 2018.
- [4]. U.S. Nuclear Regulatory Commission Guidance, NRC Regulatory Guide 1.184, “Decommissioning Of Nuclear Power Reactors”, 2013.
- [5]. U.S. Nuclear Regulatory Commission Guidance, NRC Regulatory Guide 1.109, “Calculation of Annual Doses to Man from Routine Releases of Reactor Effluents for the Purpose of Evaluating Compliance With 10 CFR Part 50, Appendix I”, 2013.
- [6]. U.S. Nuclear Regulatory Commission Guidance, Grand Gulf Nuclear Station – NRC Integrated Inspection Report 05000416/2013004, 2013.
- [7]. U.S. Nuclear Regulatory Commission Guidance, Palisades Nuclear Plant NRC Integrated Inspection Report 05000255/2015003, 2015.
- [8]. 実用炉規則第 119 条，2017。
- [9]. 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律，2017。
- [10]. 原子力規制委員会，「検査ガイド試運用版一覧」，
<http://www.nsr.go.jp/data/000244873.pdf>，2018。
- [11]. 原子力規制委員会，「廃止措置段階の発電用原子炉施設における保安規定の審査基準」，2017。
- [12]. 原子力規制委員会，「発電用原子炉施設及び試験研究用等原子炉施設の廃止措置計画の審査基準」，2013。
- [13]. 日本原子力発電（株），「敦賀発電所 1 号炉廃止措置計画認可補正申請書」，2017。

- [14]. 日本原子力発電（株），「敦賀発電所 1 号炉周辺公衆の被ばくに関する説明書」，2016。
- [15]. 日本原子力発電（株），「敦賀発電所 1 号炉の放出管理目標値の変更」，2016。
- [16]. 日本原子力発電（株），「敦賀発電所 1 号炉放出管理目標値に関する説明書」，2016。
- [17]. 陳建源，「美國核管會除役反應器視察方案介紹」，台電核能月刊，413 期/2017 年 5 月號。
- [18]. 台灣電力公司，「核一廠除役計畫第十章輻射劑量評估及輻射防護措施」，2019。

附件四、停機過渡階段放射性廢氣液體排放團隊視察導則草案

停機過渡階段放射性廢氣、液體排放團隊視察程序導則草案

目 錄

1.1. 視察目的	3
1.2. 視察要求	3
1.2.1. 巡視與觀察	3
1.2.2. 校正與測試(流程監測器).....	4
1.2.3. 取樣與分析	5
1.2.4. 儀器與設備	5
1.2.5. 計算劑量	6
1.3. 準備視察計畫	7
1.4. 視察導則	8
1.4.1. 巡視與觀察	8
1.4.2. 校正與測試(流程監測器).....	9
1.4.3. 取樣與分析	9
1.4.4. 儀器與設備	9
1.4.5. 計算劑量	10

停機過渡期間放射性氣、液體廢棄物排放團隊視察程序導則草案

視察資源需求，每廠址每兩年一次，平均 35 小時(至少 31 小時，至多 39 小時)視察時間。

1.1. 視察目的

1. 維持放射性氣體廢棄物、液體處理系統合理抑低、監測與分析放射性廢棄物對民眾造成的輻射曝露。
2. 當流程輻射監測器故障時，異常的放射性氣體廢棄物、液體仍依可用之程序受到控制。
3. 確保放射性氣體廢棄物、液體取樣與分析已適當的量化分析所有外釋途徑的放射性廢棄物。
4. 檢視因放射性氣體廢棄物、液體造成之民眾劑量。

1.2. 視察要求

1.2.1. 巡視與觀察

- a. 巡視 3-5 個流體輻射監測系統(包含至少 1 個液體及 1 個空浮系統)，確認流程監測配置與廠外輻射劑量計算手冊敘述一致。無法接近的地方，則檢視設施經營者物質狀況與監測記錄。
- b. 巡視所選之氣與液體排放系統之元件，確認設備配置與流體路徑與視察準備時檢視之文件相符，並評估設備材質狀況。
- c. 巡視所選之過濾通風系統，稍後於視察中檢視其測試結果，確認沒有可能影響績效或影響系統流體監測能力的情況。

- d. 若可能正在處理氣體廢棄物，觀察例行處理與排放(包含收集樣本與分析)，確認其使用適當的處理設備，處理活動與排放許可一致。
- e. 分析自上次視察以來，設施經營者放射性氣、液體廢棄物排放點明顯變化之處，確認它們已被適當的分析。
- f. 若可能正在處理液體廢棄物，觀察例行處理與排放(包含收集樣本與分析)，確認其使用適當的處理設備，液體廢棄物依據程序要求處理與排放，並與排放許可一致。

1.2.2. 校正與測試(流程監測器)

- a. 選擇 2-3 個流體輻射監測儀器(包含至少 1 個液體及 1 個氣體)，確認其進行頻道校正及功能測試，與環境輻射監測規範/廠外輻射劑量計算手冊一致：
 - a) 設施經營者校正期監測器時使用 National Institute of Standards and Technology (NIST) traceable sources；
 - b) 若是原級校正，確認含有電廠代表性之混合核種；
 - c) 若是二級校正，驗證原級校正，且頻道校正包含儀器警報設定值。
- b. 確認流程監測器警報依照廠外輻射劑量計算手冊及廠內程序設定。
- c. 若流程監測器警報值變動，確認具有適當的理由。

1.2.3. 取樣與分析

- a. 若可行的話，確認 3-5 個流體取樣活動，具有適當的控管，並取得具代表性的樣本。
- b. 若可行的話，確認 1-3 個無法正常工作的流程輻射監測器，具有適當的控管，並已執行補償性取樣，可代表未被監測之氣、液體放射性廢棄物。
- c. 判斷設施自上次視察以來，是否經常性依賴使用補償性取樣，以補償性取樣取代系統維護。

1.2.4. 儀器與設備

- a. 流體量測儀器

檢視設施經營者使用之方法以判斷流體排放率。確認流體速率與廠外輻射劑量計算手冊或終期安全分析報告內容一致，且與實際流體速率之差異不影響預期之民眾劑量結果。

- b. 空氣淨化系統

確認通風排放系統監控測試結果符合運轉規範要求。

- c. High-Range Effluent Monitoring Instrumentation

1. 挑選最多 2 個設施經營者在事件期間，緊急操作程序(operating procedures, EOPs)，觸發緊急行動基準(emergency action levels, EALs)，與之後的緊急事件分級，或防護行動建議(protective action recommendations, PARs)所需之 high-range effluent monitors 或其他流程監測器：

- a) 確認該儀器經過校正且可使用
 - b) 檢視自上次視察以來設施經營者計算緊急行動基準 (Emergency Action Level) 閾值的方法
 - c) 若是可行，確認該儀器以進行電子與輻射校正，或測試報告。
2. 確認設施經營者具有收集與分析 high-range、事故後放射性碘與微粒流體樣品能力。

1.2.5. 計算劑量

- a. 比較劑量報告與上次放射性廢棄物排放報告，若有顯著的差異，分析可能的因素。若因作業上的議題影響該差異，獨立的評估設施經營者有關廠外劑量之計算。
- b. 檢視 1-3 個放射性氣體與 1-3 個放射性液體廢棄許可。確認其預期民眾劑量乃根據排放途徑之可代表樣本。
- c. 檢視射源項，確保包含所有可能的核種，且均在可偵測的標準下，並包含難測核種。
- d. 檢視自上次視察以來設施經營者廠外劑量計算。確認其變動與廠外輻射劑量計算手冊一致。檢視廠外輻射劑量計算手冊使用之氣象延散及沉積因子，與流體劑量計算，以確保民眾劑量計算使用適當的參數。確認液體廢棄物計算已納入廠內稀釋因子，與排放至非限制區前之稀釋因子。
- e. 檢視最近土地利用普查結果，確認其變動已併入劑量計算。

- f. 上述b檢視之放射性氣體與液體廢棄許可，驗證其劑量計結果(月、季、年有效劑量)在運轉規範劑量準則內。
- g. 若可行，選擇 1-3 個異常的放射性氣體或液體廢棄物儲存槽排放案例，驗證其異常排放受到排放點流程監測器(discharge point effluent monitor)監測。

1.3. 準備視察計畫

- a. 檢視放射性物質排放報告與環境輻射監測報告
確認自上次視察以來的文件，在經營者申報環境輻射監測報告後安排視察，以便比較放射性物質排放報告與環境輻射監測報告。
 - 1. 檢視上次視察以來的環境輻射監測報告，是否依其環境輻射監測計畫執行，注意任何異常結果，非預期中的趨勢或異常排放，上述異常是否已進行分析、改正或適切的解決。
 - 2. 放射性物質排放報告中若出現流程輻射監測器可用性議題，在廠內視察時列入，確認是否需進入改正計畫且適切的解決。
- b. 檢視終期安全分析報告與環境輻射監測計畫
 - 1. 檢視終期安全分析報告中有關流程放射偵測系統、處理系統以及流體流經路徑，以便於視察巡視中確認。
 - 2. 檢視環境輻射監測計畫中自上次視察以來有變動的地方，在廠內視察時檢視該變動處之技術或分析報告，以確定技術上是否調整或維持外釋流體合理抑低。

3. 若情況許可，分析自上次視察以來，經營者對被污染之原無放射性系統的管理，確認此新增的被污染系統是否有未受監測的流體排放路徑，以及是否須納入環境輻射監測計畫。

c. 程序書、特殊報告以及其他文件

d. Post-Accident High Range Effluent Monitors

包含設施經營者在緊急運轉程序書 (Emergency Operating Procedures, EOPs)，或事件中防護行動建議(protective action recommendations, PARs)中所需之流程放射偵測儀器。

1.4. 視察導則

1.4.1. 巡視與觀察

- a. 著重於流程放射偵測器，與所有可及之廢氣、液體排放點流程放射偵測器，是否有故障標示。搜尋流程取樣系統是否有非代表性樣本，例如取樣管道處嚴重彎曲。進一步注意通風系統連接處的劣化(例如彈性管路接頭)可能造成外釋。
- b. 注意可能未被監測的外釋點(例如沸水式反應器渦輪機房屋頂排氣、對接至渦輪、輔助廠房或圍阻體之機動式結構)，可能影響空浮、液體或流程控制的建築物變動、以及直通大氣的通風系統洩漏。分析設施經營者如何量化廢氣、液體與計算相關劑量。檢視設施經營者對射源項的評估(需以可實行偵測之標準)，包含所有排放的核種。污染之系統可能影響其他非污染之系統(例如壓水式反應器 渦輪集水坑、電廠鍋爐、餘熱移除熱交換器等等)。
- c. 可能影響排氣系統效能的情況，例如劣化的高效濾網/活性碳過濾器、不適當的排列位置、或系統安裝問題。

1.4.2. 校正與測試(流程監測器)

- a. 若時間許可的話，著重於排放點之流程監測器，若流程監測器並未適當校正，依據內部控制或緊急應變行動機制，評估實際與潛在曝露影響，設施經營者須將不足之處納入改正行動計畫。
- b. 計算所需之混和核種，需與設施經營者實際射源項相同，或更為嚴格定義(納入更低的平均能量)。

1.4.3. 取樣與分析

分析可能影響代表性取樣的取樣系統設置或狀況(例如，濕度、線路損失、取樣管線沖洗、壓力槽再循環、混樣採樣等等)。

1.4.4. 儀器與設備

- a. 流程偵檢儀器

若情況允許，檢視排氣流速歷史趨勢，以確認變動幅度是否很大，量測儀器可能隱含因流體或風扇馬達限制的問題。

- b. 空氣淨化系統

注意的系統包含備用氣體處理系統(standby gas treatment system，SGB 運轉規範)、廠房/輔助廠房通風系統(Containment/Auxiliary Building Ventilation System)。

- c. High-Range Effluent Monitoring Instrumentation

參考設施經營者終期安全分析報告及技術規範要求對 post-accident monitoring instrumentation 的導則，視察員應與電廠負責人員面談來檢視電廠績效，著重於用在根據民眾劑量訂定之

緊急行動干預基準之監測儀器，確保職員瞭解任何可能影響監測儀器效能的監測問題。

1.4.5. 計算劑量

- a. 注意劑量變動 5 倍以上之案例。研究劑量上升的情況，可能肇因為燃料完整性、冷卻水水化學、或主要除污作業變化。檢視設施經營者劑量計算方法。
- b. 注意核電廠周遭人口顯著上升或下降處，主要曝露途徑的變化，距離最近的民眾位置，或關鍵群體等等。
- c. 注意由錯位的閘門或洩漏產生的排放。

附件五、除役各階段放射性廢氣液體排放計畫審查導則草案

除役各階段放射性廢氣、液體排放計畫審查導則草案

目 錄

1.1	基本考量	3
1.2	計畫審查基準	3
1.3	計畫附件審查基準	3
1.3.1	除役期間各階段劑量管理	3
1.3.2	除役期間各階段放射性氣、液體廢棄物產生量評估	3
1.3.3	除役期間各階段平時民眾劑量評估	4
1.4	放射性氣、液體廢棄物排放造成之民眾劑量	4
1.4.1	放射性氣體廢棄物	4
1.4.2	放射性液體廢棄物	6

除役各階段放射性氣、液體廢棄物排放計畫審查導則草案

1.1 基本考量

確認除役階段發電用反應器設施排放至周圍限制區域外之放射性氣、液體廢棄物，對廠區、周圍環境及民眾造成之輻射影響，均符合「核能電廠放射性物質排放管理規範」之要求。

1.2 計畫審查基準

除役計畫需以每年度為單位，以時間軸製作工程表概要說明。

1. 放射性氣體廢棄物

敘述反應器設施除役階段實施之放射性氣體廢棄物處置工程。

2. 放射性液體廢棄物

敘述反應器設施除役階段實施之放射性液體廢棄物處置工程。

1.3 計畫附件審查基準

計畫說明附件至少需包含以下內容：

1.3.1 除役期間各階段劑量管理

必須分階段敘述，除役期間劑量管理的基本考量、具體方法。

1. 防止輻射污染擴散

說明必要時使用防止放射性氣體廢棄物污染擴大之圍籬、機動過濾器等，維持設施內通風系統機能之方法。

2. 曝露劑量合理抑低

說明必要時使用防止污染擴大之圍籬、呼吸防護裝具等進行除污工作之方法。

1.3.2 除役期間各階段放射性氣、液體廢棄物產生量評估

分階段評估並分類因除役工程產生之放射性氣、液體廢棄物產生量。

1.3.3 除役期間各階段平時民眾劑量評估

評估除役期間平時排放至周圍限制區域外之放射性氣、液體廢棄物造成之廠界外民眾之最大個人年劑量及年總人口劑量。需包含每年拆除工程產生的放射性物質微粒種類與總量，參酌環境輻射監測規範評估地表輻射、空氣浸身體外曝露，以及呼吸、農作物食用體內曝露等造成之輻射劑量。

1. 計算放射性物質排放量

需納入除役期間通風過濾器、機動設置防止污染擴大之裝置等的機能或效率，設施的狀況，核種劑量貢獻率等適當的設定與計算。評估之核種選擇各評估途徑中，劑量貢獻率 90% 以上的核種。

2. 因排放之放射性物質造成之民眾劑量

需納入評估之核種於環境中遷移的特徵，設定曝露途徑，使用適當的參數以及上述氣象條件與排放量，建立評估模式，適當的評估因排放之放射性物質造成之民眾劑量。

評估劑量所需之放射性能量，以停機後 4 年為基準，不納入拆除過程的衰變。

在反應器運轉中止後，儲存之用過核子燃料中的放射性惰性氣體與放射性碘，因放射性能量已大幅衰減降低，可忽略不計。

3. 需設定實際排放管理目標值，並說明理由。

1.4 放射性氣、液體廢棄物排放造成之民眾劑量

1.4.1 放射性氣體廢棄物

(1) 評估概要

評估劑量所需之放射性能量，依除役計畫停機後 4 年為基準，不納入拆除過程的衰變。

在反應器運轉中止後，儲存之用過核子燃料中的放射性惰性氣體與放射性碘，因放射性能量已大幅衰減降低，可忽略不計。

(2) 評估條件

a. 放射性氣體廢棄物來源

需納入爐心支撐構造在水中切割時，放射性物質微粒由水中進入空氣之途徑，以及其他非爐心支撐構造在空氣中切割時，產生之放射性物質微粒。

b. 推估排放量

因拆除工程產生的放射性物質微粒，進入大氣環境的排放量，至少需包含放射性存量乘上因拆除工程放射性物質微粒進入空氣的比率，必要時(例如殘餘放射能量較高時)，納入加設之防止污染擴大的屏障洩漏率，及機動設置之過濾器的效率。

放射性物質微粒以主要拆除工程中，產生之所有放射性物質微粒總量，均在 1 年釋出估計。評估放射性微粒排放至大氣環境總量之參數至少需包含、並分階段列表與評估如下：

$$Q_{Ai} = A_{Ri} \cdot F_A \cdot [(1 - r_1) \cdot (1 - D_{F1}) \cdot (1 - D_{F2}) + r_1 \cdot (1 - D_{F2})] \quad \text{式 2-1}$$

- Q_{Ai} :核種i因拆除工程排放至大氣環境總量(貝克)
- A_{Ri} :拆除對象殘留核種i之活度(貝克)，並依拆除對象分類列表說明。

- F_A :拆除工程產生的放射性物質微粒進入空氣的比例，並依工法分類列表說明。
- r_1 :氣密式隔離帳篷洩漏率
- D_{F1} :局部排氣過濾設備的收集效率
- D_{F2} :廠房過濾器的收集效率

1.4.2 放射性液體廢棄物

(1) 評估概要

求出每年因拆除工程產生之放射性物質微粒種類與總量後，依各曝露途徑評估海上作業、海邊沙灘與陸上作業造成之體外曝露，以及攝食海產造成之體內曝露。評估劑量所需之放射性能量，依停機後 4 年為基準，不納入拆除過程的衰變。

(2) 評估條件

a. 放射性液體廢棄物來源

需納入因在水中拆除爐心支撐結構造成放射性物質微粒進入水中來源。

b. 推估排放量

推估排放量至少需包含因拆除工程產生的放射性物質微粒總量，為放射性殘留存量，乘上因拆除工程產生的放射性物質微粒進入水中的比率，必要時需納入除染係數；與放射性氣體廢棄物評估相同，估計因除役計畫所述之主要拆除工程產生的放射性物質微粒總量，在 1 年內完全釋出。評估放射性微粒排放至水中總量之參數至少需包含、並分階段列表與評估如下：

$$Q_{Li} = A_{Ri} \cdot F_L \cdot \frac{1}{D_{F3}} \quad \dots\dots\dots \text{式 2-2}$$

- Q_{Li} :核種i因拆除工程排放至大海之總活度(貝克)。
- A_{Ri} :拆除對象殘留核種i之活度(貝克),並依拆除對象分類列表說明。
- F_L :拆除工程帶來的放射性物質微粒遷移到水中的比例,並依核種列表說明。
- D_{F3} :處理放射性廢液時之除染係數。

附件六、核子反應器設施除役輻射特性調查計畫導則研究

核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則研究

盧苡欣、黃珏吉

摘 要

核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢，是核設施能否順利進行後續改善行動輔助偵檢或最終狀態偵檢之重要步驟，本報告藉由參考國外文獻及除役經驗，說明「核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則」撰擬內容之依據，以利主管機關後續審查作業之推行。

關鍵字：輻射特性調查、除役。

核能研究所 保健物理組

目 錄

1. 前 言	1
2. 輻射特性調查計畫	2
2.1 輻射特性調查計畫在核電廠除役中扮演角色	2
2.2 輻射特性調查計畫	4
2.3 核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則	5
2.3.1 綜合概述	6
2.3.2 輻射特性調查偵檢規劃	7
2.3.3 輻射特性調查偵檢	18
2.3.4 廠址環境及建物輻射特性調查結果評估	19
2.3.5 系統/設備/組件放射性廢棄物盤點方法	25
2.3.6 結論	28
3. 結語	29
參考文獻	30
附錄一 核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則(草案)	31
附錄二 核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫審查導則(草案)	39

附 圖 目 錄

圖 1.1 核一廠除役計畫重要管制事項.....	2
圖 2.1 核電廠除役流程圖.....	4
圖 2.2 輻射偵檢設計流程.....	5
圖 2.3 核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則內容.....	6
圖 2.4 輻射特性調查偵檢規劃對應 DQO 7 步驟.....	17
圖 2.5 廠址環境及建物輻射特性調查結果評估對應 DQA 5 步驟.....	24
圖 2.6 MARSSIM 中位置圖範例	24
圖 2.7 MARSSIM 中頻次圖範例	25

附表目錄

表 2.1 相對偏移($\Delta\sigma$)相對應之Pr值對應表.....	17
表 2.2 型 I 誤差(α)及型 II 誤差(β)相對應 $Z_{1-\alpha}$ 與 $Z_{1-\beta}$ 標準統計值對應表	17
表 2.3 相對偏移($\Delta\sigma$)、型 I 誤差(α)及型 II 誤差(β)相對應 N/2 對應表..	18

1. 前 言

台電公司第一核能發電廠一、二號機運轉執照，已分別於 107 年 12 月 5 日及 108 年 7 月 15 日達運轉期限，台電公司亦已依核管法第 23 條規定，於核設施預定永久停止運轉之 3 年前提出除役計畫，經原能會 104 年 12 月 17 日立案審查後，於 106 年 6 月 28 日審查通過。其中有關除役計畫書第四章廠址與設施之輻射特性調查之審查，由於核一廠於執行除役計畫書準備期間仍處於運轉狀態，廠址與設施之輻射特性調查及評估結果，僅執行部分現場輻射量測及取樣分析，台電公司承諾於永久停機後，將詳細之輻射特性調查作業計畫含導出濃度指引水平(Derived Concentration Guideline Level, DCGL)，於輻射特性調查作業 6 個月前(108 年 6 月)提報主管機關審核。爰此，本報告則參考美國環保署相關導則，協助主管機關撰擬「核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則與審查導則」(如附錄一及附錄二)，以利主管機關後續審查作業之推行。

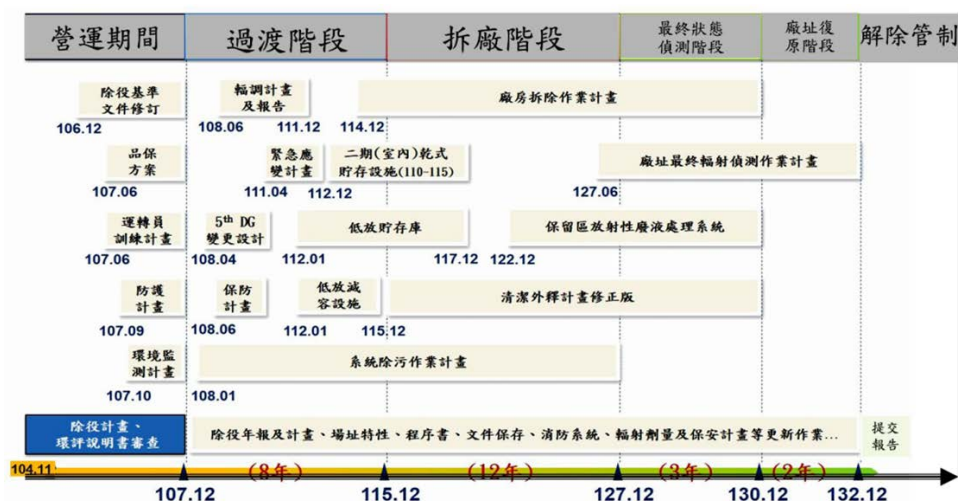


圖 1.1 核一廠除役計畫重要管制事項

2. 輻射特性調查計畫

2.1 輻射特性調查計畫在核電廠除役中扮演角色

我國核電廠除役計畫主要參考由美國環保署(EPA)、核管會(NRC)、能源部(DOE)及國防部(DOD)針對潛在放射性污染場址釋出，所提出的多重機構放射性偵測與場址調查手冊(Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, MARSSIM)之建議，進行國內核電廠除役的調查程序及評估。依據 MARSSIM 手冊，我國核電廠除役計畫以 6 個步驟執行(如圖 2.1)：1.廠址確認；2.廠址的歷史評估(Historical Site Assessments, HSA)；3.廠址範圍偵檢(Scoping Survey)；4.廠址輻射特性調查(Characterization Survey)；5.廠址改善行動的輔助偵檢(Remedial Action Support Survey)；6.廠址的最終狀態偵檢(Final Status Survey, FSS)。廠址調查過程中的每個步驟產生的結果或數據，均為下一個步驟開始著手調查過程的參考依據。

整個核電廠除役過程主要劃分為三個階段：

1. 準備過程：包含廠址確認、廠址的歷史評估，及廠址範圍偵檢。
2. 除污整治過程：包含廠址輻射特性調查，及廠址改善行動的輔助偵檢。
3. 最終決策過程：包含廠址的最終狀態輻射偵檢，以及由主管機關或委由公正第三方執行之確認偵檢。

其中，廠址輻射特性調查在核電廠除役過程中，主要角色著重於除污整治階段，匯集歷史評估及範圍偵檢資訊，針對輻射廠址設計偵檢計畫，產出受影響污染區之第一級、第二級及第三級之劃分依據，以作為最終狀

態輻射偵檢決策之重要資訊。而在執行核電廠除污整治階段前，首先須進行廠址的歷史評估，確認廠址的特性、廠址與廠址設施可能的污染來源及輻射狀態、污染物遷移的可能性等資訊，及實際走訪廠址進行考察，依據收集的廠址歷史資訊評估廠址為未受輻射影響區或受輻射影響區，並由廠址範圍偵檢針對廠址歷史評估所述的殘留污染廠址進行擴大偵檢，以區分廠址污染等級以及導出 DCGL，作為規劃廠址輻射特性調查之輸入資料。廠址輻射特性調查在整個核電廠除役過程中，所產生的數據最多且資料最為廣泛，依據廠址歷史評估及廠址範圍偵檢之產出結果，針對廠址中之受污染影響區，蒐集廠址特定參數並確認核種及活度，以便瞭解廠址污染程度及範圍。利用輻射特性調查結果及地區分級之決策依據，執行後續之改善行動輔助偵檢，而以偵檢作業產生之資料，證實偵檢區之殘留放射性可達外釋標準，以完成最終狀態輻射偵檢。

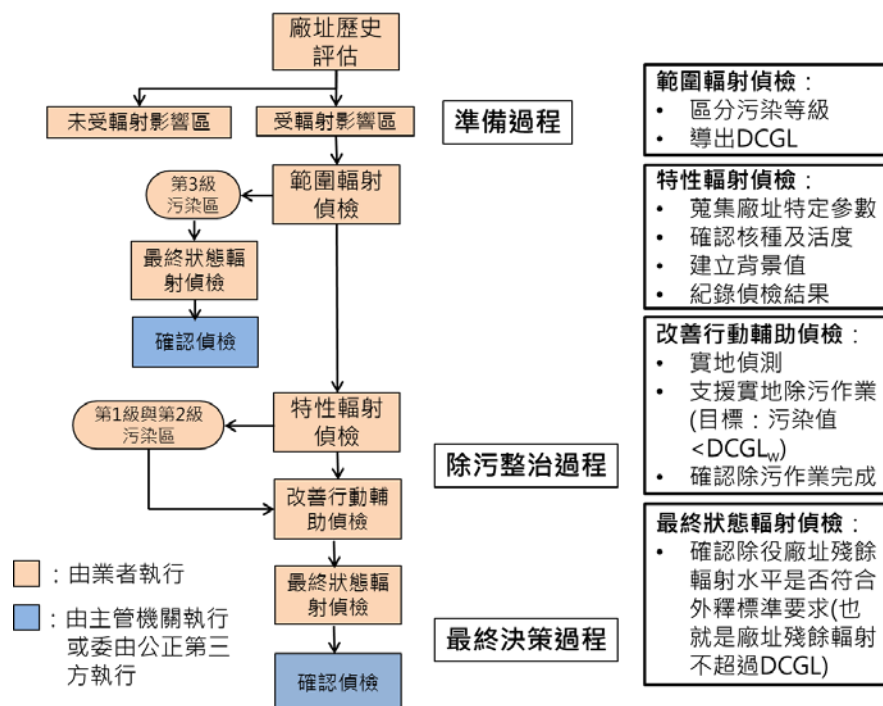


圖 2.1 核電廠除役流程圖

2.2 輻射特性調查計畫

一般核電廠除役過程中，係以數據生命週期(Data Life Cycle)來進行輻射偵檢規劃與評估輻射偵檢結果。輻射偵檢規劃階段，係利用數據品質目標(Data Quality Objective, DQO)程序發展偵檢設計(survey design)，以確保輻射偵檢結果之數量及品質，可用於支持最終之決策；此外，於輻射偵檢執行與評估階段，則使用數據品質評估(Data Quality Assessment, DQA)，以評估輻射偵檢結果、確認數據品質目標是否符合偵檢目標，以及詮釋用於決策之偵檢結果所代表之意義。本報告則參考美國環保署相關導則，協助主管機關撰擬「核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則與審查導則」，以利主管機關後續審查作業之推行。

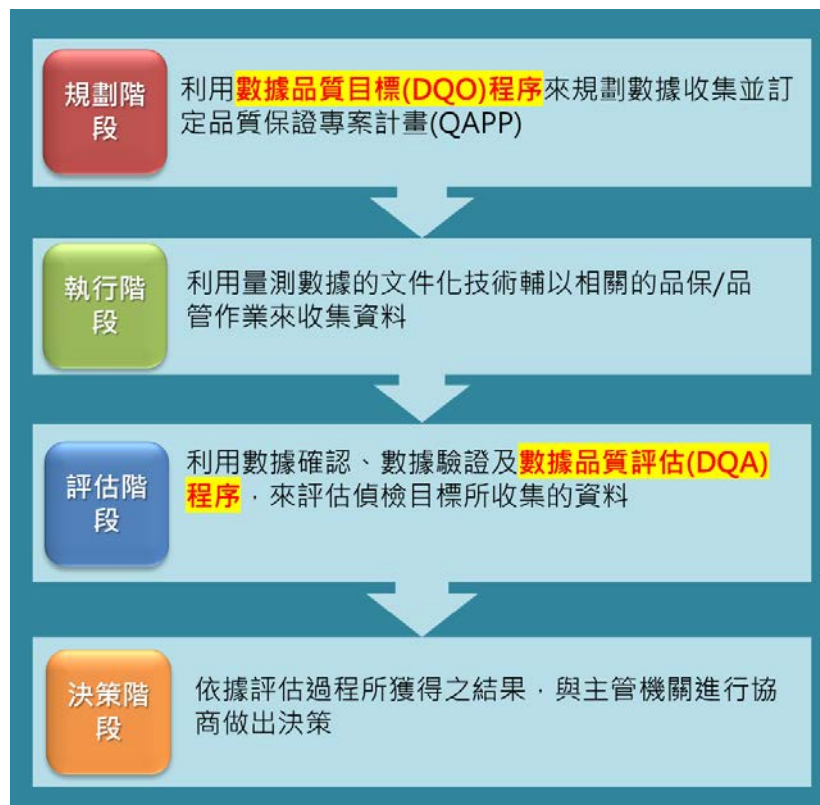


圖 2.2 輻射偵檢設計流程

2.3 核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則

「核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則」為提供核子反應設施經營者規劃輻射特性調查計畫之參考依據，主要內容分為六個章節(如圖 2.3)：

1. 綜合概述
2. 輻射特性調查偵檢規劃
3. 輻射特性調查偵檢
4. 廠址環境及建物輻射特性調查結果評估
5. 系統/設備/組件放射性廢棄物盤點方法
6. 結論

其中，由綜合概述描述核子反應器設施執行輻射特性調查計畫之始末和目的，在輻射特性調查偵檢設計面上，依據數據品質目標 DQO 程序進行偵檢規劃並執行，以確保核子反應器設施除役期間所得到之數據及資料滿足品質標準，並以數據品質評估 DQA 程序，評估輻射特性調查偵檢結果之數據品質是否滿足偵測目標以提供最終決策。



圖 2.3 核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則內容

2.3.1 綜合概述

本節內容主參考民國 103 年 9 月 19 日修正發布之「核子反應器設施除役計畫導則」第一章節，進行「核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則」第一章節之撰擬。其中，內容包含以下四節：

1. 緣由及目的

本節須包含核子反應器設施執行輻射特性調查計畫之始末和目的，以瞭解核子反應器設施執行此計畫的原因，例如，核電廠因達運轉執照年限、發生重大事故或其他因素而預訂永久停止運轉，並接續後續之除役相關過程。而由於輻射特性調查計畫是由除役計畫延伸而出，以便能更全盤掌握核子反應器設施內之可能

殘餘放射性範圍與程度，因此，須簡要概述除役計畫中之歷史評估及初步輻射偵檢結果。

2. 調查範圍

本節內容須說明輻射特性調查之範圍，以瞭解主要偵測項目，並須配合國內用過核子燃料管理策略與進程，若因故無法進行輻射特性調查偵檢，應予說明另行規劃輻射特性調查偵檢計畫書以便主管機關審查。

3. 專有名詞

本節內容須說明輻射特性調查計畫書內容中所使用之專有名詞之解釋，以便於主管機關審查及閱讀上之方便性，一般應使用政府主管機關所頒定之專有名詞，若為非常用或自行編譯之專有名詞，須明確定義並加註原文出處。

4. 引用之法規及準則

由於輻射特性調查計畫書須採用法規、準則、技術規範，及各種資料，如調查、分析及評估方法等，以確保輻射特性調查規劃內容一致性和可信度。一般而言，優先引用國內法規、準則及技術規範，例如，核子反應器設施管制法，若國內未有現行法規規定者，則得引用國外法規、準則及技術指引，並須注意其名稱、公(發)布單位、日期及版次和現行發布之內容無誤，以避免採用歷史法規、準則及技術指引。

2.3.2 輻射特性調查偵檢規劃

輻射偵檢規劃階段，一般利用數據品質目標 DQO 程序發展偵檢設計，而 DQO 程序為美國環保署發展而來，其主要用於環境數據在兩種替代方

案之間進行選擇或導出一污染估算值時，作為建議的規劃程序，以明確研究目標、定義適當數據類型，及用作建立和支持決策所需之數據品質與數量之潛在決策錯誤的可容忍水平。DQO 程序除應用於上述條件外，MARSSIM 手冊善用 DQO 程序，發展作為潛在放射性污染廠址之表土及建築物釋出之偵檢設計，以達最終量測數據品質需求且符合以劑量或風險為基準之法規。其中，廠址在進行輻射偵檢規劃時，可依循 DQO 程序 7 個步驟設計偵檢計畫：

1. 陳述問題

- (1) 確定規劃團隊的成員和利益相關者
- (2) 確定主要決策者或決策方法
- (3) 發展一個簡單明瞭的問題描述
- (4) 指定研究的可用資源和相關截止日期

2. 確認研究目標

- (1) 確定主要研究問題
- (2) 定義解決主要研究問題可能採取的措施
- (3) 將主要研究問題和採取的措施結合成一個決策聲明
- (4) 組織多個決策

3. 確認輸入資訊

- (1) 確定作出決策聲明時所需資訊，需要決定環境變數或其他資訊
- (2) 確定並列出所需資訊的來源
- (3) 基於外釋標準建立行動基準或導出濃度指引水平，並具體說明其中所需的資訊
- (4) 具體說明存在有合適的量測方法以提供所需數據

4. 定義研究邊界

- (1) 明確說明有真實值但目前未知的參數之特性
- (2) 定義與所有決策有關之地理區域
- (3) 在適當情況下，將場址區分成相對有同質特性的區域或偵檢單元
- (4) 確定決策適用的時間框架
- (5) 確定何時蒐集數據
- (6) 定義決策的尺度
- (7) 確定在數據蒐集方面的任何實際限制

5. 發展分析方法

- (1) 具體說明可以代表感興趣參數之特色的統計參數
- (2) 具體說明研究的行動基準
- (3) 將以前的 DQO 步驟之輸出結合一個「若...，則...」的決策規則。

6. 明訂效能或接受標準

- (1) 指定錯誤的排除(偽陰性)和錯誤的接受(偽陽性)
- (2) 針對收集的新數據發展效能標準，或針對考慮要使用的既有數據發展可接受標準

7. 發展取得數據的計畫

重新審視 DQO 程序前六個步驟，並產生最符合資源效益的偵檢設計。

本章節即是將輻射特性調查偵檢規劃運用於 DQO 7 個步驟，並將 7 步驟之標題撰擬為符合輻射特性調查偵檢之詞彙，如圖 2.4，輻射特性調查偵檢規劃之內容與 DQO 7 步驟不謀而合，而由於「核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則」主軸在廠址之輻射特性調查偵檢，因此，整體內容均針對輻射特性調查偵檢進行撰擬，其主要內容如下：

1. 前言

依據 DQO 第 1 步驟，本節須說明輻射特性調查團隊組織職掌及職責分工，由相關參考文獻及研究資料，簡要描述輻射特性調查所要解決的目標，並以廠址輻射分佈模型幫助定義計畫目標，例如根據廠址經由收集到之歷史運轉文件、異常事件紀錄及實地查訪結果等資訊，評估廠址中未受污染或受污染區域，並以現階段之輻射分佈繪製初步概念模型，以說明後續針對廠址中劃分區域之輻射特性調查規劃。另須將輻射特性調查工作分階段規劃，及可利用之相關資源和人力與偵檢取樣時程，以掌握並確認廠址進行輻射特性調查各階段時之進度。

2. 輻射特性調查行動

依據 DQO 第 2 步驟，輻射特性調查計畫申請者在本節須闡述執行輻射特性調查所要解決之目標的解決方案，以及每個解決方案可能產生的替代行動，並將解決方案和替代行動結合，提出為解決問題所必須確定之具體決策聲明，例如，當解決的目標為“廠址中污染的土壤”，而解決方案為“將廠址中污染的土壤進行除汙”，替代行動為“若無法進行除汙，則選擇方案二解決”，因此，整體之決策聲明為“若廠址中土壤污染，則將進行除汙，若無法進行除汙，則選擇方案二解決。”

除上述決策聲明外，尚須說明系統/設備/組件的分類原則，及放射性設施盤點方法。此部分可參考國外核電廠除汙經驗，進行系統/設備/組件分類及各類放射性廢棄物產量盤點，例如，西屋公司(Westinghouse)之除役經驗，將電廠除役廢棄物分類為 23 個盤

點表，可參照此盤點方式進行取樣活度分析、中子活化評估或表面輻射劑量率量測推估，並詳述相關說明。

3. 輻射特性調查規劃資訊

參考 DQO 第 3 步驟，顧名思義為收集輻射特性調查所需資訊，在輻射特性調查資訊中，最為重要之資訊莫過於廠址關鍵核種及核種比例因數，確認相關核種才能後續進行廠址中放射性污染之評估與量測條件，進而決定 DCGL 值，而針對難測核種和使用之儀器設備限制，須考量核種比例因數，以縮短耗費於難測核種分析時程及增加經濟效益；根據 MARSSIM 手冊，另一重要資訊為各行動水平資訊來源或方法清單，例如，法規限值及導出濃度指引水平(DCGL)制定依據，說明如何使用曝露途徑模式(Exposure Pathway Modeling)計算特殊核種以預測濃度，或表面地區特殊核種之濃度，以分析各種輻射曝露之途徑與情節所造成之劑量與風險，通常行動水平宜為國內法規限值或核子反應器設施除役申請者自行應用特性調查計畫導則建議之評估程式進行推導 DCGL，若否，則須提供引用之行動水平之正當性說明。另由於廠址放射性污染分級最初由廠址歷史評估而來，因此，設施運轉歷史資料、偵檢紀錄及重要輻射事件報告之參考來源為其重要。

4. 輻射特性調查範圍

依據 DQO 第 4 步驟，本節須詳細描述輻射特性調查偵檢範圍，定義實際區域的空間邊界，例如廠址邊界，及定義可執行量測的位置。

5. 調查區域分級與系統/設備/組件分類

依據 DQO 第 5 步驟，本節應定義量測閾值，以提供做為選擇採取措施時之準則，因此，須說明各區域和系統/設備/組件之分級或分類標準與清單，及偵檢所選用之儀器偵檢下限或量測最低可測活度，以確保在偵檢各個偵檢單元時，使用適當儀器，避免因選用不適當偵檢器而致產出數據造成異常誤差。

6. 輻射特性調查統計參數

基於 DQO 第 6 步驟，須具體說明決策錯誤容許範圍，意旨規劃團隊須設定在計畫最終決策時所能接受的判斷錯誤範圍，故參考 MARSSIM 手冊針對輻射特性調查偵檢設計，須說明可接受的決策錯誤率，評估最終狀態偵檢可用兩種統計檢定法，一種為 WRS(Wilcoxon Rank Sum)法，用於污染物存在背景時，另一種統計檢定法為 Sign Test 法，用於污染物不存在背景時。為用於上述兩種統計檢定法，參考 MARSSIM 建議，可選定灰色區域下限(Lower Bound of the Gray Region, LBGR)、相對偏移值(Relative Shift, $\frac{\Delta}{\sigma}$)、型 I 誤差(α)及型 II 誤差(β)。灰色區域下限可依廠址特性來改變，可先選擇 DCGL_w 值之一半，再調整至相對偏移值可接受之程度；相對偏移值由偏移值(Δ)除以量測值之標準偏差(σ)而得，偏移值代表灰色區域之寬度，而標準偏差意旨量測值在實際空間的變化度與量測系統的精確度，相對於偏移值與標準偏差，相對偏移值($\frac{\Delta}{\sigma}$)更為重要，其表示量測系統不確定度的解析度，通常 $\frac{\Delta}{\sigma} < 1$ 顯示樣本數量不足， $\frac{\Delta}{\sigma} > 3$ 顯示樣本數過多，可降低精確度以減少成本，因此 MARSSIM 建議，相對偏移值在偵檢設計目標上設定在 $1 < \frac{\Delta}{\sigma} < 3$ 最為適當；而在最終決策時，必會發生決策錯誤之現象，

一是型 I 誤差(α)(偽陽性)，發生在當真實答案為「是」時，卻錯誤判定為「否」，二是型 II 誤差(β)(偽陰性)，發生在當真實答案為「否」時，卻錯誤判定為「是」，為降低決策錯誤的發生率，MARSSIM 建議型 I 誤差(α)設定為 0.05，而由於型 II 誤差(β)所造成之錯誤影響較大，因此，在規劃輻射特性調查偵檢計畫時，輻射特性調查計畫申請者應與主管機關討論後決定為宜。

另因偵檢及取樣點數使用之方法，對於輻射特性調查數據是否達到品質效能之目標也是一大重點之一，因此，本節須說明廠址環境、建物及系統/設備/組件估算偵檢與取樣點數之方法。MARSSIM 手冊亦提出偵檢與取樣點數之估算方法，而計算方式依據 Sign test 統計檢定法和 WRS 統計檢定法有所不同。

殘餘放射性污染物平均分佈在大面積且污染物存在於背景時，應使用 WRS 統計檢定法來進行參考區及偵檢區量測值之比較，以此方法來決定所需之資料點數之計算方式如下：

- (1) 選擇灰色區域下限(LBGR)以計算相對偏移($\frac{\Delta}{\sigma}$)：

依據 MARSSIM 建議選擇 DCGL 為灰色區域上限值，而灰色區域下限(LBGR)則依據輻射特性調查計畫申請者自行設定，因此灰色區域寬度等於(DCGL-LBGR)為偏移參數 Δ 。量測值之標準偏差(σ)則由先前之偵檢資料取得、進行初步量測，或依據廠址瞭解程度做合理估計。當背景參考區域之標準偏差(σ_r)與偵檢單元標準偏差(σ_s)不同時，建議採用較大之 σ 值來計算相對偏移($\frac{\Delta}{\sigma}$)。

- (2) 決定 P_r 值：

P_r 值定義為當偵檢單元偵測結果中數值等於 LBGR 且高於背景值時，偵檢單元之隨機量測值大於背景參考區隨機量測值且小於 $DCGL_w$ 之機率。 P_r 值為用於決定執行偵測所需之量測數，而 P_r 值可由相對偏移($\frac{\Delta}{\sigma}$)相對應之列表選擇其值，如表 2.1，其中，若實際相對偏移值為列於表中，一般取較低值。

(3) 決定型 I 誤差(α)及型 II 誤差(β)所對應 $Z_{1-\alpha}$ 與 $Z_{1-\beta}$ 百分率：

參考 MARSSIM 建議，型 I 誤差(α)一般設定為 0.05，而型 II 誤差(β)應由輻射特性調查計畫申請者與主管機關討論後決定。並由決定之型 I 誤差(α)及型 II 誤差(β)，依據表 2.2，選擇對應之 $Z_{1-\alpha}$ 值與 $Z_{1-\beta}$ 值， $Z_{1-\alpha}$ 值與 $Z_{1-\beta}$ 值為標準統計值。

(4) 計算 WRS 統計檢定之資料點數 N：

由上述決定之相對偏移($\frac{\Delta}{\sigma}$)、 P_r 值、 $Z_{1-\alpha}$ 與 $Z_{1-\beta}$ 百分率之數值，以下述公式 2-1 計算出偵測所需資料點數：

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

除上述方式取得殘餘放射性污染物平均分佈在大面積且污染物存在於背景時之所需資料點數外，WRS 統計檢定法亦可由 $N/2$ 簡單取得資料點數。由於 N 代表對每一偵檢單元與背景參考地區之所需點數，因此，N 可分為偵檢單元點數 n 及背景參考區點數 m，而 $n=m=N/2$ ，由表 2.3，依據所決定之相對偏移($\frac{\Delta}{\sigma}$)、型 I 誤差(α)及型 II 誤差(β)，可查得所需量測點數 $N/2$ 。

而 Sign test 統計檢定法適用於，當放射性污染物不存在於背景，或微量存在於背景中遠小於 DCGL 時，而不須要有背景參考區之資料。即是污染物量測值與 DCGL 值之比較，決定量測點數之計算方式與上述 WRS 統計檢定法類似，其計算方式如下：

(1) 選擇灰色區域下限(LBGR)以計算相對偏移($\frac{\Delta}{\sigma}$)：

計算相對偏移($\frac{\Delta}{\sigma}=(DCGL-LBGR)/\sigma$)， σ 可由以往偵檢結果，或採用合理估計值。

(2) 決定Sign P值：

Sign P值定義為當偵檢單元量測數值等於 LBGR 值時，由偵檢單元隨機量測結果小於 DCGL 之機率。其值可由決定之相對偏移($\frac{\Delta}{\sigma}$)經由表 2.4 選擇。

(3) 決定型 I 誤差(α)及型 II 誤差(β)所對應 $Z_{1-\alpha}$ 與 $Z_{1-\beta}$ 百分率：

依據決定之型 I 誤差(α)及型 II 誤差(β)，經表 2.2 選擇 $Z_{1-\alpha}$ 與 $Z_{1-\beta}$ 百分率。

(4) 計算 Sign 統計檢定之資料點數 N：

利用決定之相對偏移($\frac{\Delta}{\sigma}$)、Sign P值、 $Z_{1-\alpha}$ 與 $Z_{1-\beta}$ 百分率之數值，以下述公式 2-2 計算出偵測所需資料點數：

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

一般考量到遺失或不能使用之資訊，保險起見，MARSSIM 手冊建議，由上述 WRS 統計檢定法及 Sign 統計檢定法所計算出之資料點數多取 20%為宜。

另由於上述說明之統計檢定方法，可能無法有效偵檢出高活度之小區域，為確保可能高於 $DCGL_{EMC}$ 之小區域中之高活度均能被偵測出來，須有系統之量測與取樣分析，並以表面掃描輔助，則可確保高活度小區域符合外釋標準或 $DCGL_{EMC}$ 。針對高活度小區域之數據點數之計算可參考 MARSSIM 手冊第五章節。

對於廠址環境、建物及系統/設備/組件估算偵檢/取樣點數之方法，可使用統計公式或電腦輔助軟體，例如，COMPASS(Computerization Of the MARSSIM for Planning and Assessing Site Surveys)為統計試驗之計算軟體，或 VSP(Visual Sample Plan)程式為統計原理之資料品質目標 DQO 之工具。

7. 輻射特性調查偵檢方案

本節綜整「核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則」中第二章「輻射特性調查偵檢規劃」第 1 節至第 6 節之規劃內容，並確認最終所選定之取樣和分析方法與設計是否達最適化。



圖 2.4 輻射特性調查偵檢規劃對應 DQO 7 步驟

表 2.1 相對偏移($\frac{\Delta}{\sigma}$)相對應之 P_r 值對應表

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

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

表 2.2 型 I 誤差(α)及型 II 誤差(β)相對應 $Z_{1-\alpha}$ 與 $Z_{1-\beta}$ 標準統計值對應表

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

表 2.3 相對偏移($\frac{\Delta}{\sigma}$)、型 I 誤差(α)及型 II 誤差(β)相對應 N/2 對應表

Δ/σ	$\alpha=0.01$					$\alpha=0.025$					$\alpha=0.05$					$\alpha=0.10$					$\alpha=0.25$				
	β	β	β	β	β	β	β	β	β	β	β	β	β	β	β	β	β	β	β	β	β	β	β	β	β
0.1	5462	4627	3972	3278	2668	4627	3972	3278	2668	1748	3972	3278	2668	2157	1656	3278	2668	2157	1656	964	2268	1748	1365	964	459
0.2	1370	1163	998	824	670	1163	973	823	685	440	998	823	685	543	341	824	665	543	416	243	670	440	341	243	116
0.3	614	521	448	370	296	521	436	369	298	197	448	369	307	243	153	370	298	243	187	109	296	197	153	109	52
0.4	350	297	255	211	146	297	248	210	170	112	255	210	175	139	87	211	170	139	106	62	146	112	87	62	30
0.5	227	193	166	137	95	193	162	137	111	73	166	137	114	90	57	137	111	90	69	41	95	73	57	41	20
0.6	161	137	117	97	67	137	114	97	78	52	117	97	81	64	40	97	78	64	49	29	67	52	40	29	14
0.7	121	103	88	73	51	103	86	73	59	39	88	73	61	48	30	73	59	48	37	22	51	39	30	22	11
0.8	95	81	69	57	40	81	68	57	46	31	69	57	48	38	24	57	46	38	29	17	40	31	24	17	8
0.9	77	66	56	47	32	66	55	46	38	25	56	46	39	31	20	47	38	31	24	14	32	25	20	14	7
1.0	64	55	47	39	27	55	46	39	32	21	47	39	32	26	16	39	32	26	20	12	27	21	16	12	6
1.1	55	47	40	33	23	47	39	33	27	18	40	33	28	22	14	33	27	22	17	10	23	18	14	10	5
1.2	48	41	35	29	20	41	34	29	24	16	35	29	24	19	12	29	24	19	15	9	20	16	12	9	4
1.3	43	36	31	26	18	36	30	26	21	14	31	26	22	17	11	26	21	17	13	8	18	14	11	8	4
1.4	38	32	28	23	16	32	27	23	19	13	28	23	19	15	10	23	19	15	12	7	16	13	10	7	4
1.5	35	30	25	21	15	30	25	21	17	11	25	21	18	14	9	21	17	14	11	7	15	11	9	7	3
1.6	32	27	23	19	14	27	23	19	16	11	23	19	16	13	8	19	16	13	10	6	14	11	8	6	3
1.7	30	25	22	18	13	25	21	18	15	10	22	18	15	12	8	18	15	12	9	6	13	10	8	6	3
1.8	28	24	20	17	12	24	20	17	14	9	20	17	14	11	7	17	14	11	9	5	12	9	7	5	3
1.9	26	22	19	16	11	22	19	16	13	9	19	16	13	11	7	16	13	11	8	5	11	9	7	5	3
2.0	25	21	18	15	11	21	18	15	12	8	18	15	13	10	7	15	12	10	8	5	11	8	7	5	3
2.25	22	19	16	14	10	19	16	14	11	8	16	14	11	9	6	14	11	9	7	4	10	8	6	4	2
2.5	21	18	15	13	9	18	15	13	10	7	15	13	11	9	6	13	10	9	7	4	9	7	6	4	2
2.75	20	17	15	12	9	17	14	12	10	7	15	12	10	8	5	12	10	8	6	4	9	7	6	4	2
3.0	19	16	14	12	8	16	14	12	10	6	14	12	10	8	5	12	10	8	6	4	8	6	5	4	2
3.5	18	16	13	11	8	16	13	11	9	6	13	11	9	8	5	11	9	8	6	4	8	6	5	4	2
4.0	18	15	13	11	8	15	13	11	9	6	13	11	9	7	5	11	9	7	6	4	8	6	5	4	2

2.3.3 輻射特性調查偵檢

本章節為輻射特性調查偵檢規劃之執行面，並且須將偵檢之品保品管一同紀錄及管制，以確保在偵檢的過程，所採用的取樣、偵檢和分析或標準，以及其他偵檢或分析相關事項符合管制標準並達最終偵檢數據之品質。因此，本章節內容包含：

1. 輻射特性調查作業執行

根據「核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則」第二章「輻射特性調查偵檢規劃」中之替代活動，在執行面上若工作人員遇到取樣及測量位置無法進入，或因設施之潛在危害無法執行時，而採取與原先規劃有所出入之替代措施，應說明替代措施相關作業程序，以確保原計畫目標未因採用替代措施，而改變最終之計畫效能；另為提供最終審查詳細之作業程序說明，執行輻射特性調查作業時，須詳實記錄或說明取樣、偵檢、量測、運送及分析採用之方法或標準，及相關作業程序事宜。

2. 品質保證方案

在 MARSSIM 手冊中，一般會使用品質保證專案計畫(Quality Assurance Project Plan, QAPP)來描述計畫之產出文件符合品質保證與品質管制，以獲取計畫預期之型式與品質之結果，故在輻射特性調查作業中，須包含品質保證方案，例如所遵循之品質保證標準規範、取樣/偵檢/分析/評估作業等程序管制、品保/品管標準作業程序和操作程序、文件/紀錄管制、樣品保存方法與程序及其他品保相關文件。

2.3.4 廠址環境及建物輻射特性調查結果評估

本章節主參考美國環保署數據品質評估 DQA 程序(Data Quality Assessment: Statistical Methods for Practitioners EPA QA/G-9S, 2006)進行廠址環境及建物輻射特性調查結果評估，應用 DQA 程序中的 5 個步驟，針對 DQO 程序 7 個步驟收集到且以被適當地確認和驗證的環境數據，以統計和圖形工具作為輔助，進行科學和數據統計評估，來確定數據是否符合計畫預期的目標。而 DQA 程序中的 5 個步驟包含：

1. 審查 DQOs 及偵檢設計

- (1) 審查 DQOs 研究目的：若 DQOs 已發展，則審查 DQO 程序所產出的結果；若 DQOs 尚未發展，則須確定目的何在。
- (2) 將目的轉換成統計假設：若 DQOs 已發展，則將目的轉換成統計中主要假設的說明；若 DQOs 尚未發展，則須確定是否有假設或估算已被發展。

(3)發展決策誤差的限值：若 DQOs 已發展，則確認決策誤差的限值；若 DQOs 尚未發展，則記錄數據使用者對決策誤差可能容忍限值。

(4)審查取樣設計：審查取樣設計是否存在可能的嚴重偏差。

審查 DQO 產出結果、取樣設計和任何數據收集文件的一致性，若尚未發展出 DQOs，則定義決策物差的統計方法和特定的容忍限值。

2. 實施初步數據審查

(1)審查品質保證報告：在實施樣品採集和分析過程中尋找問題或異常情況；檢查品管數據以獲取資訊，以用來驗證數據品質目標、取樣與分析及品質保證專案計畫。

(2)計算基本統計量：考量計算適當的百分位數；選擇中心趨勢和離散之量測；若數據涉及兩個變數，則計算相關係數。

(3)數據繪圖：選用圖形表示來闡明數據集之結構，並凸顯數據品質目標、取樣與分析計畫及品質保證專案計畫背後的假設。

利用品質保證報告等資訊，並依據計畫需求計算所需的基本統計量，以描述數據之統計值和圖形表示，使用上述資訊以瞭解有關數據的架構和識別任何模式或關係。

3. 選擇檢定測試

根據數據使用者的目標和初步數據的審查結果選擇統計方法，並可由選擇適當的統計方法之數據結果做出計畫目標之結論概述，因此，此處可得到所選擇的方法及該方法的基礎假設。而根據 MARSSIM 手冊建議，當執行核子反應器設施除役過程時，通常

使用非參數檢定(non-parametric test)，即是當數據群體分佈未知、不為常態分佈，或樣本數微小樣本時，所使用的統計推論方法。

4. 證實統計檢定的假設

(1) 決定驗證假設的方法：從初步數據審查中找出任何有利的圖形證據，並審查或發展數據的統計模型，以選擇驗證假設的方法。

(2) 進行假設的檢定：執行檢定所需之計算。

(3) 視需要決定相關的活度：確定數據的轉換是否可以解決問題；若數據遺漏，探討使用理論修正或收集新數據之可行性；另可考慮使用合適的程序或非參數假設檢定。

分析人員應檢查數據統計方法之基本假設，或確定數據支持之選擇方法所需之基本假設，或應使用不同之統計方法來評估第 3 步驟中所選擇之統計方法的有效性。

5. 從數據獲得結論

第 5 步驟依據前述步驟，由收集到的數據、假設檢定、信心區間或限值、榮譽範圍及評估取樣設計的效能，得到研究結論並說明並傳達結果。

本章節即是將 DQA 5 個步驟運用於「廠址環境及建物輻射特性調查結果評估」(如圖 2.5)，而「廠址環境及建物輻射特性調查結果評估」包含以下四節，其中，「廠址環境及建物輻射特性調查結果評估」中的第三節統計與假設檢定方法，包含 DQA 中之第 3 步驟(選擇檢定測試)及第 4 步驟(證實統計檢定的假設)：

1. 計畫目標和取樣設計確認

本節須重頭確認「核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則」中之第二章「輻射特性調查偵檢規劃」，確認定義之目標及取樣分析設計是否因時間變遷而仍適用，例如原本劃分之受影響污染區是否因政策、人為、或天災等因素而改變，又或者早先遵循之國內外相關規範及除役技術是否有所更新，而影響當前之計畫目標；並須說明如何選擇驗證方式，證明輻射特性調查偵檢計畫所執行的結果符合目標及接受標準，並彙整取樣設計之偏差及造成之潛在影響。

2. 數據評估方法

參考 DQA 第 2 步驟，本節將輻射特性調查執行過程中所產出之數據，進行驗證，並計算基本統計量，例如，利用資料之平均值可與參考地區的平均值以及外釋標準做比較，以得到偵檢區域之初步結果，而標準差若值過大，可能暗指所取之樣品數不足以達到統計檢定之需求；另繪製選用適當圖表，以表示輻射特性調查偵檢數據之結構，例如，位置圖(如圖 2.6)是將資料填在偵檢單元位置之地圖上，可潛在透露數據之差異性，尤其是可能具有非均勻性分布的較高殘留放射性污染，由圖 2.6 可發現，(a)顯示資料無不尋常數據存在，而(b)資料中，若在位置圖中添加等化線，偵檢單元從左至右移動，有傾向較小值的趨勢；又例如，頻次圖(如圖 2.7)顯示在偵檢單元或參考區之資料分布中數據之偏移或雙峰，可表示有分離的殘留放射性地區存在。因此，可利用上述圖表，以輔助偵檢數據之說明。

3. 統計與假設檢定方法

結合 DQA 第 3 步驟及第 4 步驟，本節經由整個輻射特性調查計畫目標、取樣/分析設計、初步數據評估及選定之統計檢定方法進行說明。根據 MARSSIM 手冊，由於非參數檢定可適用於大部分情況，且比參數檢定涉及較少關於資料的假設，故針對輻射特性調查偵檢建議選擇非參數檢定，分為兩種方法使用，一是單樣本統計檢定(One-sample statistical test or Sign test)，適用時機為當污染物質不存在於背景中，或污染物質有存在但遠小於DCGL_w值，且是針對特定核種量測，好處是不需要任何參考區域，因此可簡化最終狀態之偵測；二是雙樣本統計檢定(Two-sample statistical test or Wilcoxon Rank Sum, WRS)，適用於當污染物質存在於背景中，或不是針對特定核種之量測時使用，好處是因以考量污染物質存在於背景中，固可避免背景之干擾。而核子反應設施經營者使用之統計檢定評估方法，若與上述方法不同，也須提供適切的統計假設檢定方法之說明。

4. 區域分級統計假設驗證

本節綜整「廠址環境及建物輻射特性調查結果評估」，依據調查數據與相關資訊所評估區域分級之基本假設，及檢定方法是否成立，並說明如何判別調查數據之離群值，若檢定結果基本假設不成立時，須說明替代假設或改正行動。

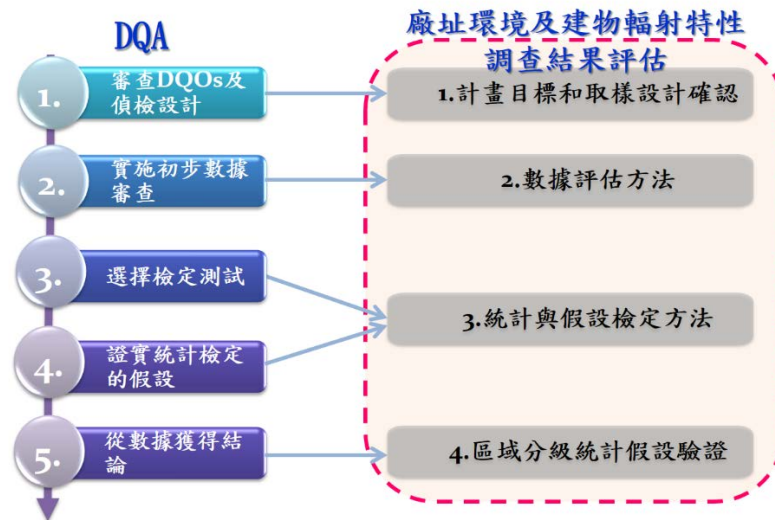


圖 2.5 廠址環境及建物輻射特性調查結果評估對應 DQA 5 步驟

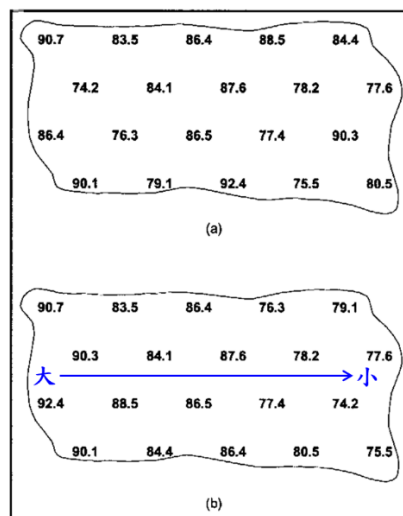


圖 2.6 MARSSIM 中位置圖範例

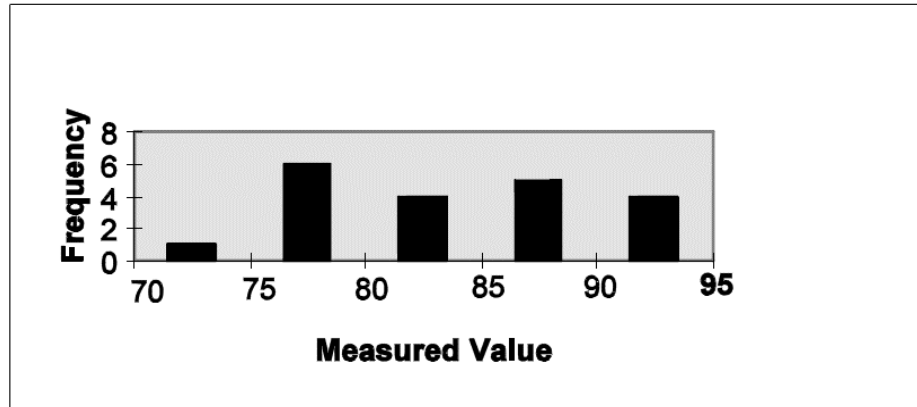


圖 2.7 MARSSIM 中頻次圖範例

2.3.5 系統/設備/組件放射性廢棄物盤點方法

本章主要由「核子反應器設施除役計畫導則」第九章進行輻射特性調查計畫之延伸，並參考 NUREG/CR-0672、NUREG/CR-6174，及美國西屋公司(Westinghouse)之除役經驗，進行此章節之撰擬，輻射特性調查計畫申請者可參考上述文獻規劃系統/設備/組件放射性廢棄物盤點方法。我國將放射性廢棄物分為低放射性廢棄物及高放射性廢棄物，其中，在核子反應器設施除役過程中，產生之高放射性廢棄物為用過核子燃料或其經再處理所產生之萃取殘餘物，其將以高放處置方式處理，其餘放射性廢棄物均稱為低放射性廢棄物，通常以下述方式進行盤點及活度評估，本章主要內容為針對輻射特性調查之系統/設備/組件低放射性廢棄物盤點進行導則之說明。

進行低放射性廢棄物盤點時，首先，會以低放射性廢棄物之來源、類別及型態依序分類，再依此分類進行廢棄物之數量評估及活度推估。一般而言，低放射性廢棄物來源主要分為中子活化廢棄物、放射性污染廢棄物及其他放射性廢棄物，其中，在除役過程中，所產生之低放射性廢棄物以中子活化廢棄物及放射性廢棄物為主。中子活化廢棄物係指爐心周圍之組

件受到中子照射後，於組件內部生成活化核種，受中子活化之系統通常為反應器壓力槽、反應器壓力槽保溫材、反應器壓力槽內部組件、反應器一次圍阻體鋼構及生物屏蔽等鄰近燃料爐心之部分；放射性污染廢棄物主要來源為，因活化腐蝕產物或分裂產物之沉積而受到污染之管路、設備及結構，通常可能受活化腐蝕產物污染之系統包含，與爐心或蒸氣接觸之系統/組件/設備/管線之內表面，管線若有滲漏之問題，污染物將有可能散佈至地板，因此，放射性廢棄物污染之可能分布涵蓋反應器廠房、廢料廠房與汽機廠房之管線、組件與設備，及廠房結構進行表面除污所移除之受污染表面混凝土；其他放射性廢棄物來源為除役期間所產生之二次廢棄物或無法按照系統或盤點表歸類之除役放射性廢棄物。

放射性廢棄物類別將依據上述放射性廢棄物來源之分類，繼續細分為金屬廢棄物、混凝土廢棄物及其他類型廢棄物等三類，而金屬廢棄物及混凝土廢棄物會由放射性廢棄物型態再細分，放射性廢棄物型態分類主要依據為西屋公司之核設施除役經驗。另其他類型廢棄物在放射性廢棄物類別中，包含乾性、濕性與保溫材等除役廢棄物，乾性廢棄物主要為防護衣、除污抹布、擦拭紙、空氣呼吸器、牛皮紙、塑膠布、維修工具及實驗室固體廢棄物等；濕性廢棄物主要為除污廢液及系統洩水處理過程中所產生之放射性廢棄物。

放射性廢棄物型態之分類，主參考西屋公司之核設施除役經驗中之 23 個盤點表進行歸納，細分內容如下：

1. 電纜與電纜架(包含聯合結構廠房與汽機廠房之電纜及電纜架)
2. 電力組件(幫韓 I&C 組件、變壓器等)
3. 電力櫃(包含控制盤、配電箱等)
4. 吊裝設備(包含單軌吊車、小型吊具等)

5. 熱交換器(包含飼水加熱器、冷卻塔等)
6. 加熱及衛生用水處理組件(包含生水池、廢水過濾器 etc)
7. 加熱及衛生用水處理管線(包含衛生用水及加熱設備之相關管線)
8. 其他汽機廠房組件(包含其他未被分類之汽機廠房組件)
9. 天車(包含聯合結構廠房與汽機廠房之天車)
10. 儀器管線(包含取樣及偵測管線等)
11. 內襯鋼板(包含燃料格架、乾井與濕井之內襯鋼板等)
12. 泵(包含反應器再循環泵、冷凝水泵等)
13. 反應器壓力槽(單指反應器壓力槽體、不含內部組件)
14. 反應器壓力槽內部組件(包含爐心側板、噴射泵等)
15. 鋼材(包含樓板、鋼架等)
16. 桶槽(包含廢汙泥槽、凝水儲存槽等)
17. 汽機組(包含高低壓汽機與發電機等)
18. 廠房建材(包含混凝土、鋼筋等)
19. 雜項製程組件(包含空壓機、乾燥器、過濾器等)
20. 管路連接件(包含 T 型管、彎管、漸縮管等)
21. 製程管線(包含與運轉系統相關之管線、地下管線等)
22. 閥件(與運轉系統相關之閥件)
23. 通風元件(包含寒水機、風管等)

依據上述放射性廢棄物盤點分類結果，可建立廢棄物數量盤點資料庫，進行放射性廢棄物輻射特性實測或推估，及活度推估。放射性廢棄物活度推估可由直接取樣分析、中子活化評估、比例因數推估及劑量率回推而得。其中，中子活化評估須包含運轉歷程、中子能譜與通量資料、燃料組件特性、爐心內部組件幾何/組成(含微量元素)與重量，

及停機後衰變時間，利用上述資料及程式評估中子通率與能譜，若無法取得上述資料，應使用保守且合理之假設評估；另將欲量測之核種活度分為易測核種(Easy to Measure(ETM) Nuclides)與難測核種(Difficult to Measure(DTM) Nuclides)，而在同劃分之污染區應有近似之核種組成與比例，並建立同劃分之污染區之易測核種與難測核種之關係式，即比例因數。比例因數可應用於劑量率回推表面污染程度時使用，一般而言，接觸劑量率可由特性調查偵檢數據結果取得，以取得之接觸劑量率運用程式運算並輸入比例因數，以評估表面污染程度；而空間劑量率使用於污染混凝土之污染程度評估，同樣利用程式、比例因數以及廠房之輻射程度(如極高輻射區、高輻射區及輻射區)估算得到活度。

以得到之放射性廢棄物活度推估結果，依據我國「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」規範，作為放射性廢棄物 A、B、C 及超 C 類之分類判別。因此，綜整上述內容，輻射特性調查計畫申請者擬規劃本章內容時，應說明包含放射性廢棄物來源、類別、型態、輻射特性、數量及活度盤點方法。

2.3.6 結論

本章為總結說明如何以「核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則」第一章至第六章，所述統計方法來檢定相關計算與評估結果，以做出最終輻射特性調查結果及地區分級之決策，以及藉由取樣量測、分析及中子活化評估，盤點系統/設備/組件之放射性廢棄物之結語。

3. 結語

本報告藉由參考美國 MARSSIM 手冊、美國環保署 DQO(7 步驟)及 DQA 程序(5 步驟)、美國核管會 NUREG/CR-0672 及 NUREG/CR-6174 報告，以及美國西屋公司(Westinghouse)之除役經驗，說明「核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則」之撰擬依據，透過參考國外相關文獻及除役經驗報告，擬訂輻射特性調查計畫規劃時應說明之必要內容，以利主管機關後續審查作業之推行。

參考文獻

1. 核子反應器設施除役計畫導則，中華民國 103 年 9 月 19 日行政院原子能委員會會物字第 1030016959 號令修正發布。
2. Guidance on Systematic Planning Using the Data Quality Objectives Process, U.S. Environmental Protection Agency (EPA) QA/G-4, 2006.
3. Data Quality Assessment Statistical Methods for Practitioners, U.S. Environmental Protection Agency (EPA) QA/G-9S, 2006.
4. NUREG/CR-0672, “Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station”.

附錄一 核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則(草案)

核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則

行政院原子能委員會

一〇八年一月二十三日

第一章、綜合概述

一、緣由及目的

說明輻射特性調查計畫需求與目的，並簡要說明除役計畫書中廠址歷史評估及初步輻射偵檢結果。

二、調查範圍

說明輻射特性調查的範圍，包括廠址內環境(如土壤、地表水及地下水等)及設施(如建築物結構表面、系統、設備與重要組件等)。

三、專有名詞

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

四、引用之法規及準則

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

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

第二章、輻射特性調查偵檢規劃

一、前言

- (一)說明輻射特性調查團隊組織職掌。
- (二)搜尋相關參考文獻和進行中/過去的研究資料，簡要描述輻射特性調查所要解決的問題(區域分級或放射性設施盤點)及輻射分佈概念(初步)模型(圖示化廠址內受輻射影響區域)，以幫助定義輻射調查計畫。
- (三)說明輻射特性調查工作分階段規劃、可利用資源及人員及偵檢/取樣時程表。

二、輻射特性調查行動

- (一)詳細闡述輻射特性調查所要解決之主要議題的解決方案和每一個解決方案可能產生的替代行動，以及為解決問題所必須確定的具體決策聲明(Decision Statement)，包括提出對環境及建物的特性調查行動水平(Action Level)。

註：說明針對環境及建築物表面輻射特性調查的結果「假如(If)超過行動水平(Action Level)時，則(Then)應採取之決策行動」(例如「假如(If)量測結果的平均值超過第 3 級區域分級的行動水平，則(Then)應將該區域重新分級為第 2 級區域，並重新檢視初步輻射偵檢資料的正確性等行動措施。」)。

- (二)說明對系統/設備/組件的分類原則，以及放射性設施盤點的方法，包含取樣活度分析、中子活化評估或表面輻射劑量率量測推估。

三、輻射特性調查規劃資訊

(一)提供用來作出輻射特性調查決策行動之放射性資訊清單(例如，關鍵核種、核種比例因數等)。

(二)說明各行動水平的資訊來源或方法/假設清單(法規限值/導出濃度指引水平(DCGL)制定依據)。

註：若需使用 RESRAD 程式(RESRAD-ONSITE 7.2 版或 RESRAD-OFFSITE 3.2 版以上之版本)推導 DCGL 值，應搭配廠址相關參數進行推導。推導 DCGL 時須考量廠址未來用途、曝露情節、曝露途徑、關鍵核種(自相關管制法規、運轉產生廢棄物所測得核種清單、設施系統實際取樣分析結果、參考電廠或文獻所取得之核種清單)及廠址特定參數。參數的使用應以廠址特定參數為主，廠址參數無法取得部份，得先以 RESRAD 程式預設值進行 DCGL 值推導及應用；並與計畫一併陳送主管機關審查。

(三)說明設施運轉歷史資料、偵檢紀錄及重要輻射事件報告的參考來源。

四、輻射特性調查範圍

(一)詳細描述輻射特性調查範圍(包含廠址環境、建物、系統、設備與重要組件)，以及時間和空間的邊界。

(二)提供進行偵檢/取樣行動之偵檢單元或偵檢包規劃。

(三)提供選擇之背景參考區域(Background Reference Areas)及其選擇條件說明。

(四)說明對實際進行偵檢/取樣限制(例如：可接近性與人員資格等)所採取行動。

五、調查區域分級與系統/設備/組件分類

(一)說明不同區域和系統/設備/組件(偵檢單元或偵檢包)的分級或分類標準與清單。

(二)說明各區域分級和系統/設備/組件偵檢或量測所選用的儀器偵檢下限或量測最低可測活度。

六、輻射特性調查統計參數

(一)說明輻射特性調查偵檢設計可接受的決策錯誤率，例如：

若以 MARSSIM 作為參考依據，須選定灰色區域下限 (Lower Bound of the Gray Region, LBGR)/相對偏移值 (Relative Shift) $\left(\frac{\Delta}{\sigma}\right)$ /型 I 誤差 (α) 及型 II 誤差 (β) (Type I and Type II Errors)。

註：根據美國 MARSSIM 手冊內容及專家建議，初始灰色地區下限 (LBGR) 可選擇 DCGL 的 0.5 倍或廠址設定值；相對偏移值 $\left(\frac{\Delta}{\sigma}\right)$ 定義為偏移參數 (the Shift) (Δ) 與量測值標準差 (σ) 的分率，偏移參數即灰色區域寬度，其值等於 $(DCGL - LBGR)$ ，一般而言相對偏移值介於 1~3；型 I 誤差 (α) 採用 0.05，型 II 誤差 (β) 應與主管機關討論後決定。

(二)分別說明廠址環境、建物及系統/設備/組件估算偵檢/取樣點數的方法(例如：使用統計公式或電腦輔助軟體)。

七、輻射特性調查偵檢方案

(一)說明最終選定的最適化取樣和分析方法與設計。

(二)說明環境與建物偵檢網格之取樣規劃與取樣位置。

(三)說明系統/設備/組件取樣位置的選定及其代表性。

第三章、輻射特性調查偵檢

一、輻射特性調查作業執行

- (一)說明輻射特性調查工作之取樣及測量位置若遇人員無法進入時之替代措施。
- (二)說明設施的潛在危害以及進行特性調查工作可能的風險，並採取適當的措施來預防或減少危害。
- (三)說明採用的取樣、偵檢和分析方法或標準，以及其他偵檢/分析相關事宜(例如，最低可測活度、量測不確定度等)。
- (四)說明樣品取樣/量測/運送/分析作業程序。

二、品質保證方案

說明輻射特性調查品質保證方案，其內容應包含：

- (一)說明所遵循的品質保證標準規範(例如 ISO/IEC 17025)。
- (二)取樣、偵檢、分析、或評估作業程序管制。
- (三)品保/品管標準作業程序及操作程序。
- (四)文件/紀錄管制。(五)樣品保存方法與程序，以及保存期限。
- (六)其他品保相關文件。

第四章、廠址環境及建物輻射特性調查結果評估

一、計畫目標和取樣設計確認

- (一)說明將如何確認本計畫第二章所定義的目標及取樣/分析設計仍然適用。
- (二)說明如何驗證所選擇的假設或估算是否符合計畫目標且符合計畫的效能和接受標準(Acceptance Criteria)。
- (三)說明並彙整與規劃取樣設計之偏差及偏差造成的潛在影響。

二、數據評估方法

- (一)說明如何初步驗證數據、計算基本統計量及繪製圖表。
- (二)說明如何利用數據繪製圖形(如：位置圖(Posting Plot))/圖表(如：直方圖(Histogram))及異常判斷。

三、統計與假設檢定方法

- (一)說明根據計畫目標、取樣/分析設計和初步數據評估選擇適宜的統計方法。
- (二)說明選定統計檢定方法所依據的假設(例如，核種是否存在於背景)。

四、區域分級統計假設驗證

- (一)說明如何根據調查數據與相關資訊評估基本(Baseline)假設是否成立，以及如何判別調查數據是否存在離群值(Outliers)。
- (二)說明如果基本假設檢定不成立，可能的替代(Alternative)假設或行動為何。

第五章、系統/設備/組件放射性廢棄物盤點方法

一、放射性廢棄物來源、類別、型態及數量

說明推估量測之放射性廢棄物來源、類別、型態及數量。

二、放射性廢棄物的輻射特性

說明放射性廢棄物實測或推估之主要核種、比活度、表面污染、中子活化、接觸劑量率或空間劑量率等特性。

三、設施內系統/設備/組件放射性存量及活度盤點方法

(一)說明設施內系統/設備/組件之放射性廢棄物存量盤點方法
(含系統/設備/組件之重量及數量)。

(二)說明放射性廢棄物活度盤點方法(含直接取樣分析、中子活化評估、比例因數推估及劑量率回推污染程度等方法)。

第六章、結論

一、總結說明將如何藉由統計方法來檢定相關的計算與評估結果，
做出最終輻射特性調查結果及地區分級的決策。

二、總結說明將如何藉由取樣、量測、分析及中子活化評估鑽心取
樣，盤點系統/設備/組件的放射性廢棄物存量。

參考文獻

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

附錄二 核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫審查導則(草案)

核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫
審查導則

行政院原子能委員會

一〇八年三月三十一日

第一章、綜合概述

一、審查範圍

審查人員參考核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則(以下簡稱：特性調查計畫導則)，審查本章的範圍包括：一、緣由及目的；二、調查範圍；三、專有名詞；四、引用之法規及準則。

二、程序審查

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

- (一)申請者提出本計畫的需求與目的，以及簡要說明除役計畫書中有關廠址歷史評估及初步輻射偵檢的綜整結果。
- (二)本計畫廠址內環境(如土壤、地表水及地下水等)及設施(如建築物結構表面、系統、設備與重要組件等)的輻射特性調查範圍。
- (三)本計畫中所引用的專有名詞定義。
- (四)本計畫中所引用的法規及準則。

三、審查要點與接受基準

本計畫中本章的內容應符合以下要求，方能被審查同意：

- (一)緣由及目的

申請者必須詳實說明執行本計畫之輻射特性調查偵檢的緣由及目的(計畫背景說明或執行依據，例如法規或主管機關要求、申請者的承諾事項等)，並綜整及概要敘述除役計畫書中有關廠址歷史評估和初步輻射偵檢結果。

(二) 調查範圍

本章節內容必須配合國內用過核子燃料管理策略與進程，明確定義與原則說明本計畫中有關廠址內環境(如土壤、地表水及地下水等)及設施(如建築物結構表面、系統、設備與重要組件等)之輻射特性調查範圍及期程的階段區分策略；若因故(例如，用過核子燃料無法適時退出爐心)無法於本階段進行輻射特性調查偵檢，亦應說明並承諾於何時另行補送更新版計畫書予主管機關審查。

(三) 專有名詞

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

(四) 引用之法規及準則

1. 申請者必須詳實說明撰寫計畫時所採用之各種資料，其調查、分析、推估(偵檢量測)之方法，凡於現行法規中有

規定者，需從其規定。必要時應配合對應各章節進行審查，以確保論述的一致性。

2. 本計畫須優先引用國內之法規、準則及技術規範，若現行國內未有規定者，得引用國外法規、準則及技術指引；引用的國內外法規、準則及技術規範，應註明其名稱、公(發)布單位、日期及版次。對於引用之法規及準則應審查確認其為適當版次。

四、審查發現

審查人員應審查本計畫之緣由及目的、調查範圍與引用之法規及準則，確認與現行規範及特性調查計畫導則的要求相符。

五、相關法規與技術規範

- (一)核子反應器設施管制法。
- (二)核子反應器設施管制法施行細則。
- (三)核子反應器設施除役計畫導則。
- (四)核子反應器設施除役計畫審查導則。
- (五)核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則。

第二章、輻射特性調查偵檢規劃

一、審查範圍

審查人員參考輻射特性調查計畫導則，審查本章的範圍包括：

一、前言；二、輻射特性調查行動；三、輻射特性調查規劃資訊；四、輻射特性調查範圍；五、調查區域分級與系統/設備/組件分類；六、輻射特性調查統計參數；七、輻射特性調查偵檢方案。

二、程序審查

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

- (一)輻射特性調查團隊的組織與職責分工、現階段偵檢範圍的輻射分佈初步概念模型(或圖示)，以及偵檢調查階段的區分規劃說明、可用資源(含人力)與工作時程規劃。
- (二)現階段範圍內環境及建物輻射特性調查之解決方案、替代行動、決策聲明；以及對系統/設備/組件的分類原則與放射性設施盤點的方法概述，包含取樣活度分析、中子活化混凝土鑽心取樣活度分析或表面輻射劑量率量測等。
- (三)用於輻射特性調查規劃的資訊，包含決策行動之放射性資訊清單(例如，關鍵核種或核種比例因數)和不同調查標的之行動水平(法規限值或導出濃度指引水平(DCGL))，以及上述資訊的參考來源及依據(例如：設施運轉歷史資料、偵檢紀錄、

重要輻射事件報告及環境參數調查報告等)。

(四)詳細說明現階段執行輻射特性調查的範圍(包含時間及空間之邊界)、偵檢單元或偵檢包規劃、背景參考區域選定及限制偵檢/取樣所採取因應行動措施。

(五)現階段調查區域分級、系統/設備/組件分類標準與清單(偵檢單元或偵檢包)，以及各類選用儀器的適用範圍、規格、性能、偵檢下限或量測最低可測活度之說明。

(六)說明輻射特性調查偵檢設計可接受的決策錯誤率(偵檢量測結果偽陽性(Type I)及偽陰性(Type II)的誤判率機率)與相關參數，以及偵檢/取樣點數的估算方法(包含：各國官方認可的統計公式、電腦輔助軟體，或是基於專業判斷)。

(七)說明最終選定的取樣/分析方法與偵檢設計，其中包含環境與建物偵檢網格取樣規劃與位置，以及系統/設備/組件取樣位置之選定及其代表性。

三、審查要點與接受基準

本計畫中本章的內容應符合以下要求，方能被審查同意：

(一)前言

1. 是否提供輻射特性調查團隊組織架構與相關職責分工之說明。
2. 是否提供現階段輻射分佈初步概念模型之圖示說明。
3. 是否提供輻射特性調查工作各階段期程規劃(例如，用過核子燃料是否退出爐心)與可利用資源(含人力)之說明。

(二) 輻射特性調查行動

1. 申請者應闡述現階段環境及建物輻射特性調查所要解決之主要議題(應至少包含解決方案、替代方案和決策聲明)。
2. 是否提供系統/設備/組件的分類原則(例如：以設備/組件類型或廠房區域/系統污染來源區分)，以及放射性設施盤點的方法，內容可能包含取樣活度分析、中子活化混凝土鑽心取樣活度分析或表面輻射劑量率量測之相關說明。

(三) 輻射特性調查規劃資訊

1. 是否提供供作特性調查決策行動之放射性資訊清單，內容應至少包含關鍵核種與比例因數等資訊及其正當性說明。
2. 各調查標的之行動水平宜為國內法規限值或申請者自行應用特性調查計畫導則建議的評估程式進行推導 DCGL；若否，則須提供引用之行動水平的正當性說明。其中 DCGL 之推導應以上述關鍵核種清單，考量除役廠址未來用途及其劑量限值(扣除非關鍵核種及鄰近核設施之劑量貢獻)，搭配輻射曝露情節假設(含提供調整或刪減曝露途徑之正當性說明)，以及參數敏感度分析之敏感廠址特性參數進行評估推導(若非使用廠址特性參數進行評估，須說明參數選定之正當性)，運算書須與計畫一併陳送主管機關審查。
3. 說明上述資訊的參考來源及依據，例如：設施運轉歷史

資料、輻射偵檢紀錄、重要輻射事件報告及環境參數調查報告等。

(四)輻射特性調查範圍

1. 詳細說明本計畫現階段偵檢調查的空間及時間範圍。
2. 是否提供現階段受輻射影響區域內廠址環境、建物、系統、設備與重要組件之偵檢單元或偵檢包規劃說明。
3. 是否提供背景參考區域之選定說明，包含該區域與調查區域一致之放射、物理、化學等特性說明。
4. 說明針對限制偵檢/取樣所採取之因應替代措施，以及替代措施的代表性及可行性說明。

(五)調查區域分級與系統/設備/組件分類

1. 提供本計畫現階段調查區域分級與系統/設備/組件分類的原則及清單。
2. 提供各區域分級各類使用偵檢或量測儀器的適用範圍、規格、性能、偵檢下限或量測最低可測活度等之說明。

(六)輻射特性調查統計參數

1. 是否提供輻射特性調查偵檢設計可接受的決策錯誤率(例如，偵檢量測結果型 I 及型 II 的誤判率)與相關參數的說明，其中型 I 的誤判率(α)建議採用 0.05，型 II 誤差(β)應與主管機關討論後決定。。
2. 是否提供偵檢/取樣點數之估算方法(包含：各國官方認可的統計公式、電腦輔助軟體(例如，COMPASS)，或是基

於專業判斷)的說明。

(七)輻射特性調查偵檢方案

1. 是否提供最終選定的取樣和分析方法與偵檢設計。
2. 是否提供環境與建物偵檢網格之取樣規劃與取樣位置之圖示化說明。
3. 是否提供系統/設備/組件取樣位置圖示及其代表性說明。

四、審查發現

審查人員應確認申請者已彙整並詳細說明廠址內環境(土壤、地表水及地下水等)及設施(建築物結構表面、系統、設備與重要組件等)的輻射特性調查偵檢規劃，規劃重點應以本計畫現階段可執行範圍為主，若現階段因故(例如，用過核子燃料無法適時退出爐心)無法進行輻射特性調查偵檢部分，亦應原則概要說明因應的方式並提出承諾，審查人員應確認申請者之承諾事項屬合理可行，且不致影響整體除役之時程規劃。

五、相關法規與技術規範

- (一)核子反應器設施管制法。
- (二)核子反應器設施管制法施行細則。
- (三)核子反應器設施除役計畫導則。
- (四)核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則。
- (五)Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, NUREG-1575 Rev. 1, 2000.
- (六)Characterization, Survey, and Determination of Radiological Criteria, NUREG-1757 Vol. 2, 2006.

(七) Guidance on Systematic Planning Using the Data Quality Objectives Process, U.S. Environmental Protection Agency (EPA) QA/G-4, 2006.

第三章、輻射特性調查偵檢

一、審查範圍

審查人員參考輻射特性調查計畫導則，審查本章的範圍包括：

一、輻射特性調查作業執行；二、品質保證方案。

二、程序審查

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

- (一)詳細說明輻射偵檢執行時的注意事項，包含現場無法進行作業的替代措施、潛在風險與預防措施，以及使用之取樣、偵檢、分析方法與相關作業程序。
- (二)說明特性調查作業品質保證方案的範圍及內容，至少應包含品質保證規範、品保/品管程序、操作程序、文件/紀錄管制、樣品保存與期限等相關規定。

三、審查要點與接受基準

本計畫內本章的內容應符合以下要求，方能被審查同意：

- (一)輻射特性調查作業執行
 - 1. 說明特性調查偵檢作業範圍內無法實際進入進行取樣及測量位置，及其替代措施。
 - 2. 說明特性調查偵檢作業範圍內設施的潛在危害及進行作業時可能遭遇的風險，及其相關防護措施。
 - 3. 說明輻射特性調查現場偵檢作業的量測、偵檢方法，及

其相關性能的資訊，例如方法的最低可測活度與不確定度等。其中環境樣品之最低可測活度須符合環境輻射監測規範中「環境試樣放射性分析之行動基準可接受最小可測量」之要求；非環境樣品之最低可測活度則至少須低於導出濃度指引水平(DCGL)之百分之五十。

4. 說明輻射特性調查偵檢作業取樣送實驗室分析的程序，包含樣品取樣/運送/實驗室分析等相關作業程序。

(二) 品質保證方案

詳實說明輻射特性調查偵檢計畫的品質保證方案，以確保執行特性調查的相關資料或紀錄具有適切之品質，其內容應至少包含：

1. 計畫所遵循的品質保證標準規範(例如 ISO/IEC 17025)。
2. 輻射特性調查偵檢作業(取樣、偵檢、分析、或評估)作業人員所依循的標準作業程序(SOP)。
3. 輻射特性調查偵檢作業所依循的品保/品管標準作業程序及操作程序。
4. 文件及紀錄的管制規定，包含儀器設備之維護保養/校正紀錄及、實驗室認證文件、偵檢過程產出資料及分析結果紀錄文件，以及相關文件/紀錄的保存期限等)。
5. 輻射特性調查偵檢作業中有關取樣分析後樣品的保存方式與方法，及其保存期限等規定。其中環境樣品至少須保存至除役計畫完成後；非環境樣品則須至少保存至主

管機關完成平行驗證，且確認結果無誤後始可廢棄。

6. 其他品保相關文件，例如品保稽查、重要設備採購、取樣數量估算/DCGL 推導等相關文件。

四、審查發現

審查人員應確認申請者提送之輻射特性調查偵檢作業的執行程序及其品保方案是否能收集符合計畫所需品質的輻射特性調查資訊，且須確認執行過程中不會造成工作人員安全上的危害。

五、相關法規與技術規範

- (一)核子反應器設施管制法。
- (二)核子反應器設施管制法施行細則。
- (三)核子反應器設施除役計畫導則。
- (四)核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則。
- (五)Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, NUREG-1575 Rev. 1, 2000.

第四章、廠址環境及建物輻射特性調查結果評估

一、審查範圍

審查人員參考輻射特性調查計畫導則，審查本章的範圍包括：

一、計畫目標和取樣設計確認；二、數據評估方法；三、統計與假設檢定方法；四、區域分級統計假設驗證。

二、程序審查

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

- (一)說明如何確認計畫所定義的數據品質目標(Data Quality Objective，簡稱 DQO)及選用之偵檢/取樣/分析設計的適切性，以及如何驗證假設或估算的結果能符合計畫所設定的目標和接受標準(Acceptance Criteria，例如 DQOs)，若與原先偵檢取樣分析設計有所偏差，應彙整說明偏差及其影響。
- (二)說明對數據進行初步評估驗證、基本統計量計算、圖表繪製及如何判別異常值的方法。
- (三)說明計畫所選定的統計及假設檢定方法(可參考關鍵核種是否存在於背景中來進行設計)。
- (四)說明驗證區域分級基本(Baseline)假設或替代(Alternative)假設及離群值(Outliers)判別的方法。

三、審查要點與接受基準

本計畫內本章的內容應符合以下要求，方能被審查同意：

(一) 計畫目標和取樣設計確認

1. 說明如何確保輻射特性調查偵檢計畫規劃期間所定義的數據品質目標(DQO)及選用之偵檢/取樣/分析方案的適切性。
2. 說明如何驗證假設或估算的結果能符合計畫所設定的目標和接受標準(Acceptance Criteria，例如 DQOs)的方法(例如，MARSSIM 所建議的統計假設檢定方法)。
3. 是否針對與原先偵檢取樣分析設計的偏差，彙整說明偏差的替代方案及其影響。

(二) 數據評估方法

1. 說明用以初步審查及驗證數據及計算基本統計量(例如：平均值、中位數、標準差、變異數等)，並據以繪製圖表的方法。
2. 說明如何利用數據繪製圖形(如：位置圖(Posting Plot))/圖表(如：直方圖(Histogram))，並據以判別異常結果的方法。

(三) 統計與假設檢定方法

1. 說明針對調查數據所選定的統計方法。
2. 說明針對背景中是否存在關鍵核種，提供適切的統計假設檢定方法(例如 MARSSIM 所建議的 Sign 檢定或 WRS 檢定)。

(四) 區域分級統計假設驗證

1. 說明依據調查數據與相關資訊評估區域分級基本假設是

否成立的檢定方法，以及如何判別調查數據離群值的說明。

2. 說明檢定結果基本假設若不成立時的可能替代假設或改正行動說明。

四、審查發現

審查人員應確認申請者是否已對輻射特性調查方案的設計及調查數據的審查與評估方法提出說明，且詳細說明所選用的區域分級統計假設檢定方法，以及提出如果基本假設檢定不成立，可能的替代假設或改正行動。

五、相關法規與技術規範

- (一)核子反應器設施管制法。
- (二)核子反應器設施管制法施行細則。
- (三)核子反應器設施除役計畫導則。
- (四)核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則。
- (五)Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, NUREG-1575 Rev. 1, 2000.
- (六)Data Quality Assessment: Statistical Methods for Practitioners, U.S. Environmental Protection Agency (EPA) QA/G-9S, 2006.
- (七)Data Quality Assessment: A Reviewer's Guide, U.S. Environmental Protection Agency (EPA) QA/G-9R, 2006.

第五章、系統/設備/組件放射性廢棄物盤點方法

一、審查範圍

審查人員參考輻射特性調查計畫導則，審查本章的範圍包括：

一、放射性廢棄物來源、類別、型態及數量；二、放射性廢棄物的輻射特性；三、設施內系統/設備/組件放射性存量及活度盤點方法。

二、程序審查

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

- (一)說明放射性廢棄物來源、類別、型態及數量推估的偵檢量測方法。
- (二)說明放射性廢棄物中主要核種、比活度、表面活度、中子活化、接觸劑量率或空間劑量率等特性。
- (三)說明設施內系統/設備/組件之放射性廢棄物的存量盤點方法(含系統/設備/組件之重量及數量)，以及放射性廢棄物活度盤點方法(含直接取樣分析、中子活化評估鑽心取樣分析、比例因數推估及劑量率回推活度等方法)。

三、審查要點與接受基準

本計畫內本章的內容應符合以下要求，方能被審查同意：

- (一)放射性廢棄物來源、類別、型態及數量
說明盤點之放射性廢棄物的來源(例如來自活化或污染等)、

類別(例如屬於金屬類、混凝土類或其他類別等)、型態(例如屬於熱交換器、桶槽或管路等)及數量(指相當於多少廢棄物貯存容器的數量，例如 55 加侖桶數量或其他經主管機關同意採用之貯存容器數量)。

(二)放射性廢棄物的輻射特性

說明偵檢量測之放射性廢棄物中之主要核種(含關鍵核種和難測核種)、比活度、表面活度、中子活化、接觸劑量率或空間劑量率等特性。

(三)設施內系統/設備/組件放射性存量及活度盤點方法

1. 說明設施內系統/設備/組件之放射性廢棄物存量盤點方法(含系統/設備/組件之重量及數量的盤點方法)。
2. 說明放射性廢棄物活度盤點方法(含直接取樣分析、中子活化評估鑽心取樣分析、比例因數推估或劑量率回推活度等方法)。

四、審查發現

審查人員應確認申請者所提供的資訊足夠對放射性廢棄物進行存量及活度盤點評估偵檢，若申請者提供的資訊不夠完整，則審查人員應要求申請者補充提交相關說明文件，俾據以執行後續廢棄物產量調查與估算偵檢量測方法之審查。倘對於現階段尚無法進行之中子活化評估鑽心取樣與放射性活度推估等，申請者應於本章內交代未來於用過核子燃料移出反應器爐心後，將如何執行及提出詳細規劃報告之時程。審查人員應確認申請

者已承諾之事項均屬合理可行，且不致影響整體除役時程之規劃。

五、相關法規與技術規範

- (一)核子反應器設施管制法。
- (二)核子反應器設施管制法施行細則。
- (三)核子反應器設施除役計畫導則。
- (四)核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則。

第六章、結論

一、審查範圍

審查人員參考核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則，審查申請者針對輻射特性調查計畫各章節內容所提出的綜整結語，是否符合特性調查計畫導則對本章節的要求。

二、程序審查

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

- (一)說明計畫對輻射特性調查偵檢結果及區域分級規劃的綜整結語。
- (二)說明計畫對設施內系統/設備/組件放射性廢棄物存量及活度盤點的偵檢量測規劃的綜整結語。

三、審查要點與接受基準

本計畫內本章的內容應符合以下要求，方能被審查同意：

- (一)總結說明計畫將如何藉由統計方法來設計或檢定相關輻射特性調查偵檢結果的評估及最終區域分級之決策規劃的結語。
- (二)總結說明計畫將如何藉由取樣、量測、分析及中子活化評估鑽心取樣等方式，盤點系統/設備/組件的放射性廢棄物存量及活度之規劃的結語。

四、審查發現

審查人員應確認申請者總結上述各章節規劃之輻射特性調查與

評估、區域分級決策和放射性廢棄物盤點評估之偵檢調查方式是否可行或尚有疏漏；若有規劃程序或提供資訊不夠完整，須要求申請者修正或補充相關說明文件。

五、相關法規與技術規範

- (一)核子反應器設施管制法。
- (二)核子反應器設施管制法施行細則。
- (三)核子反應器設施除役計畫導則。
- (四)核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則。
- (五)Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, NUREG-1575 Rev. 1, 2000.

附件七、核設施除役輻射偵測數據品質目標技術研究

核設施除役輻射偵測數據品質目標技術研究

黃珏吉

摘 要

數據品質目標(Data Quality Objective, DQO)程序為美國環保署提出之流程規劃方法，其將核設施除役過程中之輻射偵檢數據不確定度納入考量，以期能夠做出正確之決策。本報告以 ANSI N13.59 及 EPA QA/G-4HW 報告中所提供案例，說明如何利用 DQO 程序進行輻射偵檢或取樣規劃，以提升偵檢之有效性及效率，使最終得以做出正確且有效之決策，並供做主管機關未來審查核設施除役輻射偵檢規劃設計之參考。

關鍵字：除役、數據品質目標。

核能研究所 保健物理組

目 錄

1. 前 言	1
2. 數據品質目標(DQO)程序之應用	4
2.1 MARSSIM 輻射偵檢與調查程序	4
2.2 DQO 應用於 MARSSIM 程序	6
3. DQO 於特性輻射偵檢之應用	9
3.1 利用 DQO 程序設計特性輻射偵檢之取樣數目	9
3.2 利用 DQO 程序設計建築物取樣點數並計算成本	13
3.3 利用 DQO 程序設計土壤取樣數目並決定處置方法	16
4. 結論	20
參考文獻	21
附錄一 利用 DQO 程序進行非輻射類之有害廢棄物之整治設計	22

附 圖 目 錄

圖 1-1：資料生命週期(Data Life Cycle) ^[1]	3
圖 2-1、MARSSIM 輻射偵檢與廠址調查程序	5
圖 2-2、DQO 程序於 MARSSIM 輻射偵檢與調查程序之應用 ^[1]	8

附表目錄

表 2-1、污染分級與偵檢單元面積之關係	6
----------------------------	---

1. 前 言

核設施除役之最終目的為釋出廠址再利用，其中需符合要件為偵檢單元(survey unit)殘餘放射性水平，需符合除役廠址釋出再利用之預定標準，為達到這個目的，通常需藉由多個(或多種)輻射偵檢結果來做為佐證。由於輻射偵檢結果有不確定度存在，因此在應用這些輻射偵檢結果做決策時，發生決策錯誤的可能性亦是無法避免的。有鑑於此，則必須採取積極的行動以處理輻射偵檢結果中所含的不確定度，以至於能夠做出正確且妥當的決策。

所採取行動一般包含：(1)制定合適的輻射偵測計畫，以控制已知的不確定度起因；(2)在執行輻射偵檢計畫期間合適地運用品管程序，以偵測與管控顯著的誤差來源；以及(3)在使用輻射偵檢數據來做出決策前，仔細分析其不確定度。上述行動整合在所謂資料生命週期(Data Life Cycle)中，其中分為四個階段(規劃階段、執行階段、評估階段與決定階段)，用以說明各類輻射偵檢數據之流向，如圖 1-1 所示。

在資料生命週期中，首要為輻射偵檢之規劃設計。其中引進一套以科學方法為基礎之數據品質目標(Data Quality Objective, DQO)程序，來建立數據品質標準及發展輻射偵檢設計之規劃流程。使用 DQO 程序來規劃輻射偵檢計畫，可提升輻射偵檢之有效性(effectiveness)及效率(efficiency)，使最終得以做出正確及有效的決策。另外，使用 DQO 程序可確保在做決策時，所使用的環境數據之形態、質與量，可符合預定的用途；以及藉由減少不必要、重複或過度精確的數據蒐集，減少相關花費之支出。美國多部會輻射偵檢與廠址特性調查手冊(Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation

Manual, MARSSIM)^[1]即使用上述 DQO 程序，來進行核設施除役輻射偵檢設計。DQO 程序提供有條理之流程，以定出輻射偵檢設計應該滿足的標準，其中包括量測方式種類(what type)、進行量測時機與地點(when and where)、決策之誤差水平(the level of decision errors)以及量測次數之訂定(how many)等。

資料生命週期第二階段，為評估輻射偵檢結果不確定度之執行階段。為使設施經營者彈性選擇適合該廠址之量測技術，MARSSIM 並未針對量測技術提供詳細導則，而是建議決策者依據輻射偵檢目標(例如：偵測低限)，評估可行的量測技術。

資料生命週期第三階段，為闡釋輻射偵檢結果之評估階段。環境數據評估係用於評定數據是否符合輻射偵檢目標，或是否有足夠數據確認符合 DCGL 要求。數據評估階段通常包含三個步驟，分別為數據確認(data verification)、數據確認(data validation)及數據品質評估(Data Quality Assessment, DQA)。其中 DQA 屬科學及統計的數據評估方法，用來決定數據是否符合正確的型態、質及量要求，以支持預期使用目的。

本報告以下內容則針對如何應用 DQO 程序，規劃核設施除役輻射偵檢設計，以確保所產出數據之形態、質與量，可符合預定的用途。

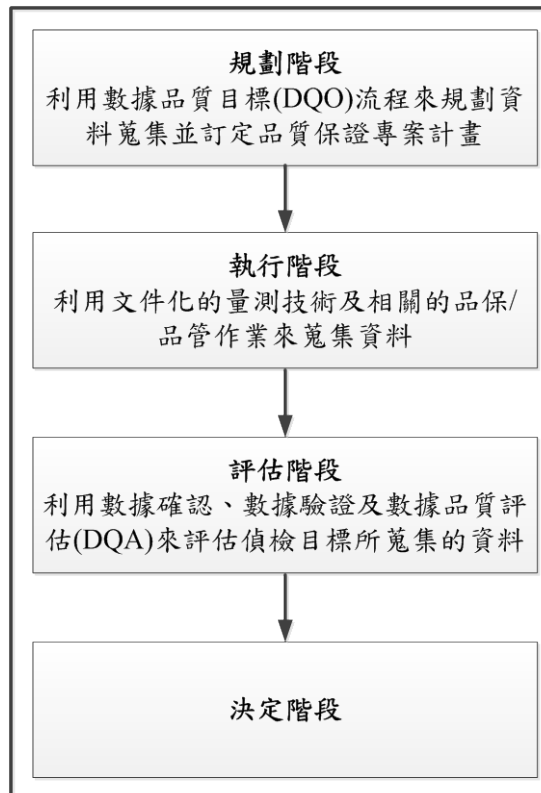


圖 1-1：資料生命週期(Data Life Cycle)^[1]

2. 數據品質目標(DQO)程序之應用

數據品質目標程序為美國環保署所發展用於數據蒐集之系統化規劃程序。由於此套程序著重在用於支持決策之數據蒐集，因此為確保產出數據之形態、質與量，可符合預定的用途，故僅針對預先確認將用於決策之數據進行蒐集。

DQO 程序從正式量化方法到非正式定性方法，均屬其應用範疇。無論是何種方法，DQO 程序對於確認調查目標、分析數據需求、向決策者和/或利益相關者提出和討論相關需求與記錄最終決定標準，提供一套良好方法。

然而，核設施之除役需藉由一系列輻射偵檢及調查，其中涉及大量之數據蒐集與分析，以確認廠址殘餘污染符合預定廠址釋出再利用標準，而各類輻射偵檢與廠址調查之規劃與執行，一般係於美國 MARSSIM 手冊中進行說明介紹。為確保除役廠址輻射偵檢及廠址調查結果，可符合預定目標，MARSSIM 建議於除役各階段均應導入 DQO 程序，以下針對 MARSSIM 輻射偵檢與調查程序及 DQO 程序之應用進行說明。

2.1 MARSSIM 輻射偵檢與調查程序

MARSSIM 輻射偵檢與調查程序如圖 2-1 所示，首先，廠址歷史評估(historical site assessment, HSA)階段，需蒐集該除役廠址之相關運轉歷史資料，如輻射偵檢紀錄、污水排放紀錄與異常事件等歷史文件報告，甚至經由訪談資深員工獲得資料，以將廠址區分為受輻射影響區與未受輻射影響區；在範圍輻射偵檢階段，將以 HSA 結果為基礎配合專業判斷，從受輻射影響區中，區分出殘留污染很不可能超過 $DCGL_w$ 之區域，並劃分為第三級

污染區，其餘受輻射影響區(第一級及第二級污染區)則留待特性輻射偵檢階段，做進一步污染分級。各污染等級與其對應之偵檢單元(survey units)面積大小有關，如表 2-1 所示。

其中執行特性輻射偵檢最主要目的，為透過隨機取樣/量測與專業判斷量測，確認受輻射影響區中所含核種種類及活度，並建立背景值，以決定未來所採取除污或處置方式；另外，此階段亦將蒐集廠址特性參數，以推導較符合廠址特性之 DCGL，並同時建立各偵檢單元之量測平均值與標準差，以利後續應用於最終狀態輻射偵檢。最終狀態輻射偵檢階段，需確認除役廠址殘餘輻射水平是否符合外釋標準要求，最後由主管機關或委由公正第三方機構執行確認偵檢。

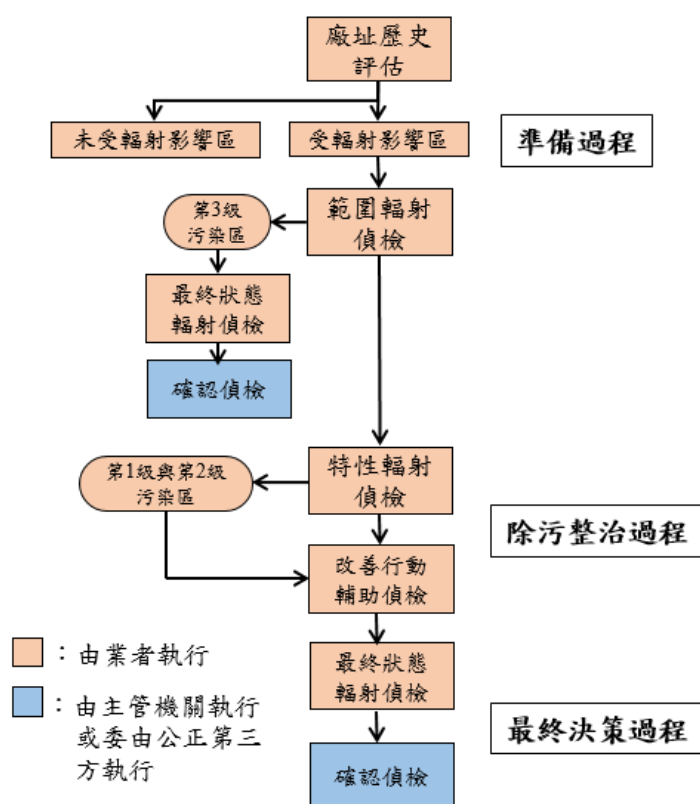


圖 2-1、MARSSIM 輻射偵檢與廠址調查程序

表 2-1、污染分級與偵檢單元面積之關係

污染分級	偵檢單元面積(上限)	
	土地面積(m ²)	建築物面積(m ²)
Class 1	<2,000	<100
Class 2	2,000~10,000	100~1,000
Class 3	無限制	無限制

2.2 DQO 應用於 MARSSIM 程序

為確保除役廠址輻射偵檢及廠址調查結果，可符合預定目標，MARSSIM 中建議各個階段均應導入 DQO 程序，如圖 2-2 所示，其為一迭代之程序，某一步驟之產出可能會導致須重新考慮先前之步驟，其可確保最後之偵檢設計更為有效，並減少錯誤之產生。

以下以美國環保署於 EPA QA/G-4 報告所發展 7 步驟 DQO 程序^[2]，逐一進行說明：

步驟 1：陳述問題。在第 1 步驟中，首要為組成規劃團隊並對欲解決問題進行簡要描述。例如，規劃團隊可針對環境危害物質或其他待探討議題，建立廠址概念模型(site conceptual model)。

步驟 2：陳述需做出之決策。此步驟主要目的為針對嘗試解決問題進行定義。例如，嘗試解決問題可能是：“廠址中土壤及沉澱物含污染物濃度，是否超過相關外釋標準？”；“需當作低放射性廢棄物之土壤體積為何？”。接著為做出決策聲明，並將數個決策組織成一個決策邏輯圖，其中每個分支終點為個別行動說明，或解決問題所必須採取的行動。

步驟 3：陳述決策之輸入資料。此步驟的目的是為確認處理決策聲明所需的輸入資訊，以及將要蒐集數據之資料來源。另外，在此步驟中確定行動基

準(Action Level)，意即採行動之臨界值，例如，核設施除役之外釋標準。行動基準通常是談判溝通的結果，以及技術專家與主管機關之間的共識。

步驟 4：陳述決策之邊界。此步驟之目的為縮小欲解決問題之範圍，在此步驟定義問題之空間、時間與邊界，將有助於確定需要蒐集之數據。例如：“偵檢區域之面積為何？”；“偵檢所使用之網格大小為何？”。

步驟 5：陳述決策規則。此步驟之目的為將步驟 1~4 討論之問題量化，指定感興趣之參數，並決定行動基準，以提出決策規則，決策規則必須非常具體。例如：“若條件 X 已被證明存在，則應採取行動 Y”。

步驟 6：陳述可接受之錯誤容忍限值。鑒於取樣點數量及偵檢儀器具不確定度，因此須訂定錯誤容忍限值，此值需要由 DQO 程序中所涉及的利益相關者來進行談判和決定，某些情況下，可能由主管機關決定。

步驟 7：優化偵檢設計。此步驟之目的為使用步驟 1 到步驟 6 中所提供的所有資訊來提出偵檢設計。偵檢設計決定樣品數量、取樣位置和時機、樣品類型、量測設備與取樣設備之類型、偵檢方式為掃描或是取樣等。

以往，大多依據最終目標而訂定輻射偵檢所需之數據，而於 DQO 程序中需同時考慮決策與實現目標所需之數據，DQO 程序也對數據品質進行要求，可透過設計取樣計畫使數據達到品質標準；此外，使用 DQO 程序會考慮做出錯誤決策之後果，這將使決策者思考數據之不確定性，其會影響最終狀態偵檢所需使用之儀器與取樣數量，最終目的為消除因數據不確定性導致之決策錯誤。

在 MARSSIM 輻射偵檢與調查程序中，特性輻射偵檢通常是各類輻射偵檢中偵檢範圍最廣，且產生偵檢數據最多之輻射偵檢，其偵檢結果詳盡程

序，將影響後續之改善行動輔助偵檢及最終狀態偵檢之執行，因此本研究以下章節則以 ANSI N13.59 及 EPA QA/G-4HW 報告中所提供案例，說明如何利用 DQO 程序進行輻射偵檢或取樣規劃，以提升偵檢之有效性及效率，使最終得以做出正確且有效之決策，以減少成本及不可接受之錯誤發生。

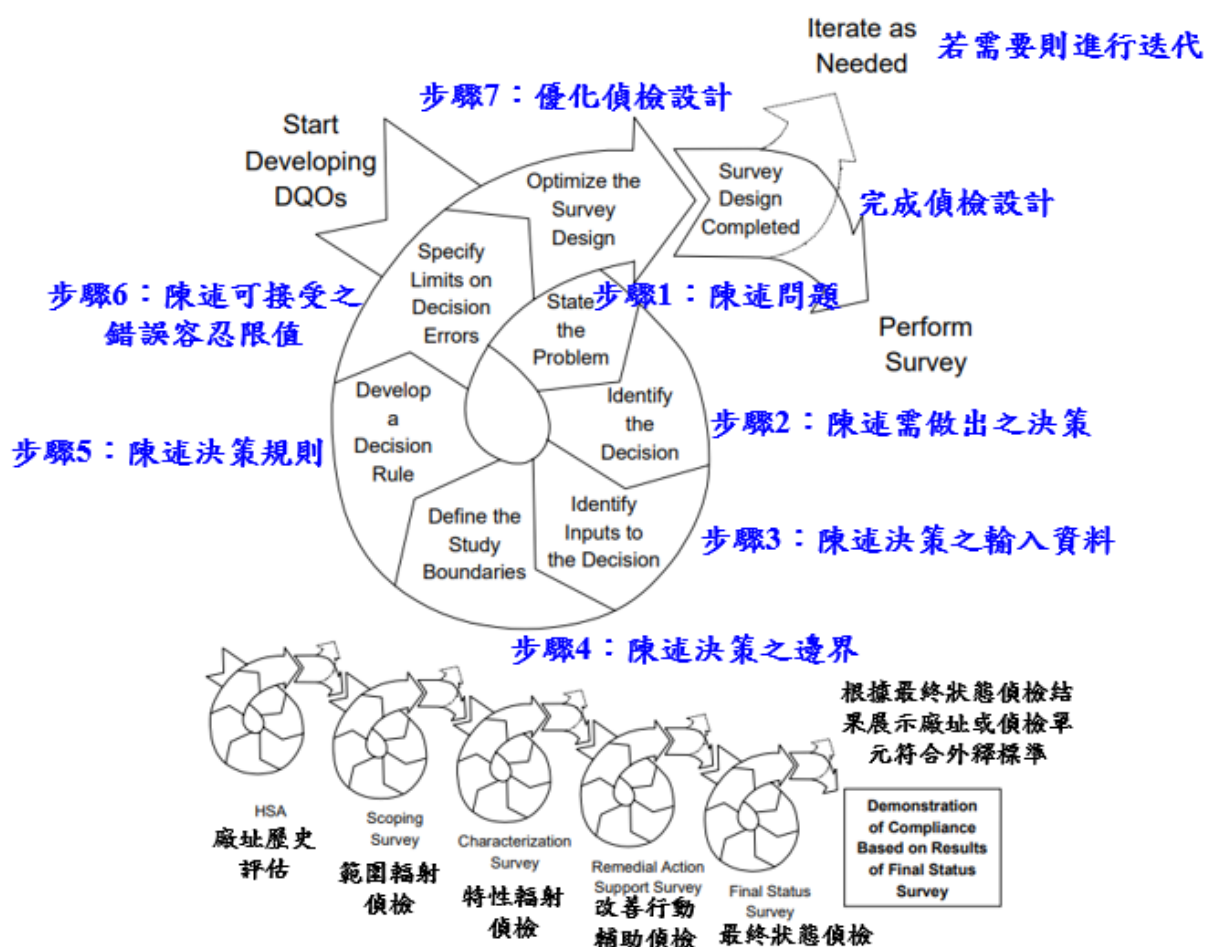


圖 2-2、DQO 程序於 MARSSIM 輻射偵檢與調查程序之應用^[1]

3. DQO 於特性輻射偵檢之應用

本章節以 ANSI N13.59^[3]報告中，所提供 3 個應用 DQO 程序進行特性輻射偵檢設計案例，進行介紹說明，分別為：(1)利用 DQO 程序設計特性輻射偵檢階段之取樣數目；(2) 利用 DQO 程序設計建築物取樣點數並計算成本；以及(3)利用 DQO 程序設計土壤取樣數目並決定處置方法。上述案例均為簡化後之案例，其假設輻射偵檢數據係呈常態分佈(normal distribution)，若實務上輻射偵檢數據非呈常態分佈時，則應使用無母數方法(nonparametric methods)，進行輻射偵檢點數規劃設計。此外，本報告附錄則針對美國環保署於 EPA QA/G-4HW 報告中^[4]，有關如何利用 DQO 程序進行非輻射類之有害廢棄物之整治設計進行說明。

3.1 利用 DQO 程序設計特性輻射偵檢之取樣數目

特性輻射偵檢之主要目的之一為提供 MARSSIM 最終狀態偵檢(final status survey, FSS)設計所需之參數，例如偵檢單元濃度水平(concentration level)之平均值或中位數以及標準差。但若經特性輻射偵檢後，該區域需進行除污整治，則需以改善行動輔助偵檢(remedial action support survey)之數據做為 FSS 設計之輸入參數。

本案例應用 DQO 程序，利用特性偵檢數據進行最終狀態偵檢設計，步驟如下所示：

步驟 1：陳述問題。

使用廠址特性輻射偵檢數據做為 FSS 之輸入數據。

步驟 2：陳述需做出之決策。

於特性輻射偵檢期間，必須採集多少樣品，以決定偵檢單元之平均值和標準差？

步驟 3：陳述決策之輸入資料。

一、利用廠址歷史評估與範圍偵檢數據。

1. 預估偵檢單元之污染平均值。

2. 預估偵檢單元之標準差(σ)。

而上述之調查數據應考慮掃描結果，以確保熱點(hot spot)之預估平均值和標準差都被包含在其中，若無將熱點包括在內，則應說明在執行 FSS 之前已將熱點移除。

二、說明樣品之類型，例如：利用採集土壤樣測定此區域中之放射性核種濃度。

三、由公告之數值或劑量模擬程式結果說明污染物之 $DCGL_W$ 。

四、由 $(DCGL_W - \text{平均值})/\sigma$ 公式計算決策規則需使用之預估相對偏移 (expected relative shift) (Δ/σ)。

步驟 4：陳述決策之邊界。

確定偵檢單元之特定位置與面積。假設評估面積為 $2,000 \text{ m}^2$ ，且鄰近程序廠房(process buildings)。

步驟 5：陳述決策規則。

若預估相對偏移(Δ/σ)大於 1，則使用平均值與標準差規劃 FSS 的樣品數量；若否，則考量是否要執行額外的改善措施來降低平均值，或是進行額外特性偵檢取樣來降低標準差，因若使用相對偏移小於 1 的平均值和標準偏差，於 FSS 階段將需要取非常大量之樣品數量。

步驟 6：陳述可接受之錯誤容忍限值。

需考慮平均值之不確定度影響預估相對偏移，而造成決策之改變，因此，以差值 d 表示預估平均值與真實平均值間之差異，一般而言會以預估相對偏移大於 1 之平均值作為真實平均值，其與預估平均值之差即為 d 。平均值可被接受的信賴區間將假設為 90%。因此，平均值 90% 的上邊界將被用於特性偵檢規劃的目的。

步驟 7：優化偵檢設計。

依據 Walpole 與 Myers 提出之公式^[5]，計算由 2,000 m² 之區域隨機採集土壤樣品所需之樣品數量(n)：

$$n = \frac{z^2 s^2}{d^2}$$

其中 z 為標準正態偏差，其與信賴區間有關，例如對於 95% 之上邊界 z 為 1.645，而 s 為樣品之標準差， d 為預估平均值與真實平均值之差值。此方程式假設採集之樣品平均值為常態分佈。

接著需計算平均值與標準差以估算相對偏移，並根據結果，行使步驟 5 中的決策規則，決定上述公式應採用之平均值與標準差。

例如：某一情況下，⁶⁰Co 的 DCGL 為 10 pCi/g，而根據偵檢單元中之 4 個樣品計算出預估平均值為 6 pCi/g，而預估標準差為 1.5 pCi/g，此時需計算相對偏移為 1 之真實平均值，即利用相對偏移公式($DCGL_w$ -平均值)/ $\sigma=1$ 進行計算，故真實平均值為 8.5 pCi/g，而差值 d 為 2.5。而標準差之不確定度也應該考慮，因此使用卡方分佈(chi-square distribution)來計算變異數(s^2)的雙側信賴區間，可得到標準差之上限。在本案例中 90% 之變異數上邊界可依據下列公式計算：

$$\frac{(n-1)s^2}{X_{1-\alpha/2}^2} = \frac{(4-1)1.5^2}{0.584} = 11.56$$

其中，n 為樣品量，s 為標準差， $X_{1-\alpha/2}^2$ 可經由查表得知，其自由度為 3，右側臨界值(right of critical value)為 0.9。而利用以上計算結果 11.56 開根號即可得到標準差之上限為 3.4，再將此值代入相對偏移公式，可得標準差為上限時之平均值為 6.6 pCi/g，與預估平均值之差值 d 為 0.6。最後，利用此差值代入下列公式計算所需之樣品數量(n):

$$n = \frac{z^2 s^2}{d^2} = \frac{(1.645)^2 (1.5)^2}{(0.6)^2} = 16.9$$

因此，本案例須採集 17 個樣品來計算平均值和標準差才能夠符合 FSS 階段所需之樣品量。然而，本案例中採用之隨機取樣方法可能是最簡單的取樣方法，仍有其他多種方法可以使用不同的取樣方法來估算平均值，例如使用排序集取樣(ranked set sampling)或分層取樣(stratified sampling)等方法。

此外，可利用定性之 DQO 方法，即 MARSSIM 之樣本數判斷(MARSSIM sample size determination)來確認是否收集過多或過少之樣本數。考量上述之案例，假設 Type I 決策錯誤和 Type II 決策錯誤皆為 0.05，DCGL 為 10 pCi/g，預估平均值為 6 pCi/g，標準差為 1.5 pCi/g，利用 MARSSIM sign test 的樣品數量為 14 個樣品。若考慮在 95%上邊界之情況下，平均值為 7.5 pCi/g，且假設標準差可能高達 2.5 pCi/g，利用 MARSSIM sign test 樣品數將變為 28 個樣品。而假設 5%下邊界情況之平均值為 4.5 pCi/g，假設標準差為 1 pCi/g，則利用 MARSSIM 定 sign test 樣品數將為 13 個樣品。

因此，基於範圍輻射偵檢數據的預估平均值和標準差的不確定性，最終導致所需之樣品範圍數量落在 13 至 28 個。

由上述結果可看出，預估平均值與標準差之準確度將影響取樣之樣品數量。MARSSIM 建議使用者保守估計平均值和標準差，以確保取樣數目足夠保守，因此，本案例之範圍輻射偵檢可能將取 28 個樣品計算出結果提供給 FSS。本案例展示利用 DQO 程序考量不確定度來估算取樣數量，並可看出較準確之預估平均值與標準差可減少 FSS 所需之樣本數量。

3.2 利用 DQO 程序設計建築物取樣點數並計算成本

本案例利用 DQO 程序設計於特性輻射偵檢階段，決定建築物表面需要取樣點數及成本，步驟如下：

步驟 1：陳述問題。

建築物回收來自氣體擴散廠(gaseous diffusion plant)受鈾污染之管路及少量回收來自商用核電廠之組件，該建築物內部及外部表面所受之污染可能已超過 $DCGL_w$ 。該污染可能位於表面上或表面下，或兩者皆有。表面污染定義為在表層 1 公分處之污染。

步驟 2：陳述需做出之決策。

需要整治以符合外釋標準的建築物地板總面積為何？

為進行這些決策而產生之特性偵檢數據將被應用於選擇混凝土表面整治方法及估算成本。

步驟 3：陳述決策之輸入資料。

一、依 HSA 和範圍偵檢之數據顯示，固著污染主要存在於大型處理設備(process equipment)周圍，而受污染地板(高於外釋標準)之比例初步預估為 0.25。

二、存在的放射性核種包含低濃縮鈾及可能的分裂產物。HSA 顯示污染主要位於表面，因為在操作時，並沒有大量的水洩漏至地板表面。

三、假設建築物表面的外釋標準為：可移除的(removable)1,000 dpm/100 cm²、1 m² 之平均為 5,000 dpm/100 cm²，及 100 cm² 面積最大值 15,000 dpm/100 cm²。若表面污染超過 5,000 dpm/100 cm² 的標準，則該區域必須整治至 1 cm 深度。

四、混凝土整治成本為 \$20/m²。

五、該建築物之區域已被指定為 MARSSIM 分級之 1、2 或 3 級。

步驟 4：陳述決策之邊界。

邊界包含所有地板表面。處理設備附近之混凝土裂縫或穿透結構區域表面下可能具有污染，因此也需包含在內。此 DQO 範例只應用於第 1 級之區域。

步驟 5：陳述決策規則。

利用需要整治之地板面積比例(p)計算所需成本，若其大於總除役成本的 5%時，使用 30%的不預期因素(contingency factor)來增加待整治之面積，否則使用 50%的不預期因素增加待整治之面積。一般而言，若超過 40%之地板需要整治的話，則可能發生整治成本大於總除役成本之 5%。

步驟 6：陳述可接受之錯誤容忍限值。

一般建議高估需要整治之區域，但不超過真實值之 50%，而估算之整治成本不應超過總除役成本之 5%，其中，本案例之 5%為假設值，實務上應由除役團隊決定。

由於許多關鍵步驟與整治有關，因此，相較於高估整治範圍，低估整治範圍會造成較大之影響與花費。而在整治提前完成前調整未來關鍵步驟所需

費用也較在時程延誤後調整來的便宜。在本案例中，以 5%做為限制，並假設高估成本不會顯著影響其他預算項目之規劃。若整治成本超過除役總成本 5%，則不預期因數將由高估之 50%不預期因數降低至 30%不預期因數，因為若整治成本預期會佔除役總成本較高之比例，則需要更準確之估算值。

假設被污染樓層地板的比例(p)的初始估計值為 0.25，需定義在改變決策之前，有多大的誤差可以被容忍。因此假設決策會在面積比例為 0.40 時會發生改變，差值 d 為 0.40 與 0.25 間之差值，即為 0.15。此外，希望有 95%的信心，使得該比例之估計值為所有需要整治之地板的 15%以內(僅考慮上邊界)。

步驟 7：優化偵檢設計。

特性偵檢設計將考慮進行取樣量測與主觀掃描。直接量測為隨機針對建築物地板進行表面活度量測，取樣數目(n)為依據 Walpole 與 Myers 提出之公式進行計算^[5]：

$$n = \frac{z^2 pq}{d^2}$$

其中，z 為標準正態偏差，對於 95%信心水準之上邊界 z 為 1.645；p 為被污染樓層地板比例；q 為 1-p；d 為差值。

在本案例中，取樣數目為：

$$n = \frac{1.645^2(0.25)(0.75)}{0.15^2} = 23$$

故本案例須於隨機位置取 23 個點進行β直接量測，使用外釋標準值的 80%當作行政管制限值，並利用量測結果計算被污染的地板比例。例如，若有 7 個量測值超過外釋標準之 80%，則地板被污染之比例為 0.31。

而在處理設備周圍需實施主觀掃描，並將結果進行定性評估，以計算處理設備周圍需整治之地板面積比例，或使用先進的掃描技術直接判斷超過標準的百分比。最後將此結果與隨機取樣算出之污染地板比例相加，即可得需要整治之地板總比例。

最後，根據步驟 5 中所陳述的決策規則，根據估算出之需要整治地板面積比例，使用適當的不預期因素來計算整治成本。

3.3 利用 DQO 程序設計土壤取樣數目並決定處置方法

利用 DQO 判斷土壤之污染程度及決定處置方法，其步驟如下：

步驟 1：陳述問題。

在反應器廠房後有一個 10,000 m² 之地區貯存來自反應器廠房物的桶裝低放射性廢棄物。這些廢棄物桶可能已經洩漏或破損，必須確定污染面積，以選擇適當的整治方法。若超過 1,000 m² 之土地受到污染，則可考慮採用土壤清洗除污方法(soil washing decontamination approach)，否則該區土壤將被作為放射性廢棄物處置。

步驟 2：陳述需做出之決策。

貯存桶裝廢棄物地區之污染程度為何？

特性偵檢數據將被用於計算超過 DCGL_w 之土壤污染程度，以決定使用的整治技術。

步驟 3：陳述決策之輸入資料。

一、輸入資料包括外釋標準(DCGL_w)、HSA(包含水災與腐蝕)與該地區的目視檢查結果。

二、範圍偵檢結果包括判斷位置(judgmental locations)所進行的掃描(例如，根據 HSA 結果判斷可能受到污染的區域)，以及其他判斷位置所進行的掃描。粗估該區域約 2%到 4%之污染可能超過外釋標準。

三、輸入資料也包括土壤清洗效能情況說明(washing performance fact sheet)(例如成本、有效性與產能等)。

步驟 4：陳述決策之邊界。

邊界包含將進行特性偵檢之物理之區域與完成特性偵檢所需之時間。空間邊界為 10,000 m²之區域，且限於地表土壤。時間邊界為特性偵檢須於 6 個月內完成。

步驟 5：陳述決策規則。

若超過 1,000 m²之土地受到污染，採用土壤清洗除污方法，若未超過 1,000 m²則該區土壤將被作為放射性廢棄物處置。

步驟 6：陳述可接受之錯誤容忍限值。

根據 HSA 和範圍偵檢之數據，場地被污染比例(p)預計為 0.02 至 0.04 間。錯誤容忍限值為在改變決定之前可容忍之錯誤，本案例假設當面積比例大於或小於 0.10 時(1,000 m²)決策規則將改變，因此假設受污染區域之可接受之錯誤容忍限值為 0.07。

此外，假設預估之比例要有 90%信心水準(上邊界)在 0.07 以內。

步驟 7：優化偵檢設計。

特性偵檢設計將考慮使用隨機起始之系統網格(random-start systematic grid)以採集土壤樣品，並使用主觀判斷方法進行掃描。樣品取樣數量(n)依據 Walpole 與 Myers 提出之公式^[5]，

$$n = \frac{z^2 pq}{d^2}$$

其中，其中 z 為標準正態偏差，對於本案例之 90% 之上邊界 z 為 1.282； p 為受污染區之比例，為 0.03； q 為 $1-p$ ，為 0.97； d 為誤差值，為 0.07。故在此案例中，樣品取樣數量為：

$$n = \frac{1.282^2(0.029)}{0.07^2} = 9.7$$

因此，使用隨機起始之系統網格採集 10 個樣品，在總面積為 10,000 m² 之情況下，每 1,000 m² 取一個樣品，將超過外釋標準之樣品述除以 10 即為場地被污染比例，再將該比例乘以 10,000 m² 以決定需要整治之面積。此外，需依據 HSA 結果針對可能被污染之區域進行主觀判斷掃描，以定性評估超出外釋標準的場地面積。須將經掃描確定有受污染之區域之結果(已經由採樣方式確定有受污染之區域將被排除)加入以採樣方式計算之結果，以計算需要整治之總面積，再利用步驟 5 之決策規則決定處置方法。

以上案例皆經高度簡化，應考慮在其他不同複雜性情況下之取樣方法，例如若數據之分布為非常態分佈之假設，則應使用無母數方法，MARSSIM 建議使用 Sign Test 或 WRS test。其中 Sign Test 為單樣本檢定，當參考區域或背景無污染或極輕微污染時，可忽略背景值或將總活度扣除背景活度，利用淨計數計算取樣點數；而 WRS test 為雙樣本檢定，適用於參考區域或背景有污染，且污染與 DCGL 相近時，將利用 WRS test 計算取樣點數。

此外，使用 DQO 程序計算之樣品數量，也應根據取樣成本來進行評估，利用減少樣品數量(例如決策錯誤之重新評估或雙重取樣等)和結合樣品和現場計測等偵檢技術等方法，可解決高取樣成本之問題。

4. 結論

輻射偵檢為核設施除役過程中重要之一環，然而輻射偵檢過程具不確定度，可能會影響決策結果。DQO 為美國環保署提出之流程規劃方法，其考慮取樣點數量及偵檢儀器等之不確定度，定義可接受之錯誤容忍限值，以減少不必要、重複或過度精確的數據蒐集，減少相關花費之支出。本報告以 ANSI N13.59 及 EPA QA/G-4HW 報告中所提供案例，說明如何利用 DQO 程序進行輻射偵檢或取樣規劃，以提升偵檢之有效性及效率，使最終得以做出正確且有效之決策，並供做主管機關未來審查核設施除役輻射偵檢規劃設計之參考。

參考文獻

1. U.S. EPA, 402-R-97-016, Rev.1, “Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM)” (August 2000).
2. U.S. EPA, EPA QA/G-4, “Guidance on Systematic Planning Using the Data Quality Objectives Process” (February 2006).
3. American National Standards Institute, “Characterization in Support of Decommissioning Using the Data Quality Objectives Process”, ANSI/HPS N13.59-2008 (2014).
4. U.S. EPA, EPA QA/G-4HW, “Data Quality Objectives Process for Hazardous Waste Site Investigations” (January 2000).
5. Walpole RE, Myers RH. “Probability and statistics for engineers and scientists. 3rd ed. New York: Macmillan Publishing Company” (1985).

附錄一 利用 DQO 程序進行非輻射類之有害廢棄物之整治設計

本案例假設一座由 Acconada 公司營運之商業貯存設施，其位於佛羅里達州北部。周圍地區是輕工業、商業和住宅之混合區。Acconada 公司擁有約 25 英畝之土地進行貯存、處理和銷售有害和非有害物質。Acconada 公司自 1940 年代開始營運，當時貯儲區域係為一般倉儲業務而建立，根據資料顯示，自 1980 年代初期以來開始接收有害物質及無害物質。其部分區域之配置圖如圖 1 所示，其中，A 樓為有害物質與有害廢棄物之貯存倉庫，於最近一次場址勘察時，發現在緊鄰 A 樓入口的未鋪砌區域發現一群 55 加侖廢棄物桶，而廢棄物桶周圍的土壤已被染色，表示有洩漏之虞。根據資源保護和復原法案(Resource Conservation and Recovery Act，RCRA) A 樓內部目前關閉中，因此 A 樓內部不包括在本案例之研究中。本案例僅探討 A 樓場址評估的早期階段，以及 A 樓周圍地面，因此圖 1 未顯示整個 25 英畝的 Acconada 場址。另外，根據 Acconada 歷史紀錄，過去並無排放有害物質至環境中。本案例首先依據綜合環境應變、賠償和責任法案(Comprehensive Environmental Response, Compensation, and Liability Act，CERCLA)進行初步評估，並配合 RCRA 規定進行後續作業。

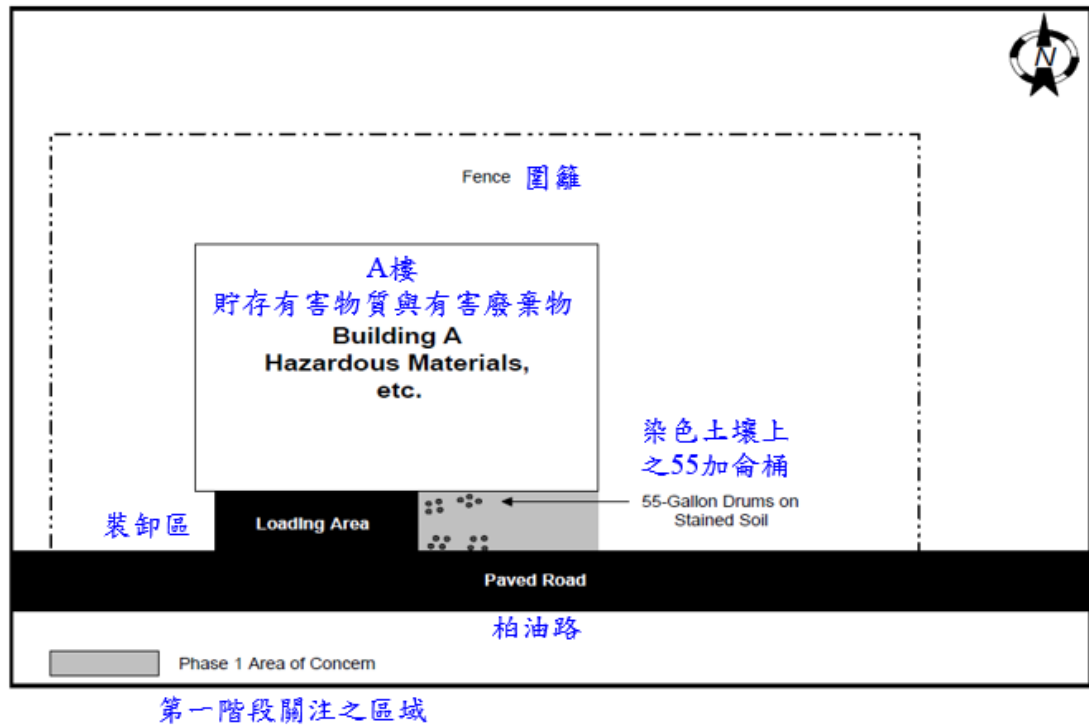


圖 1、A 樓周邊配置圖^[1]

步驟 1：陳述問題

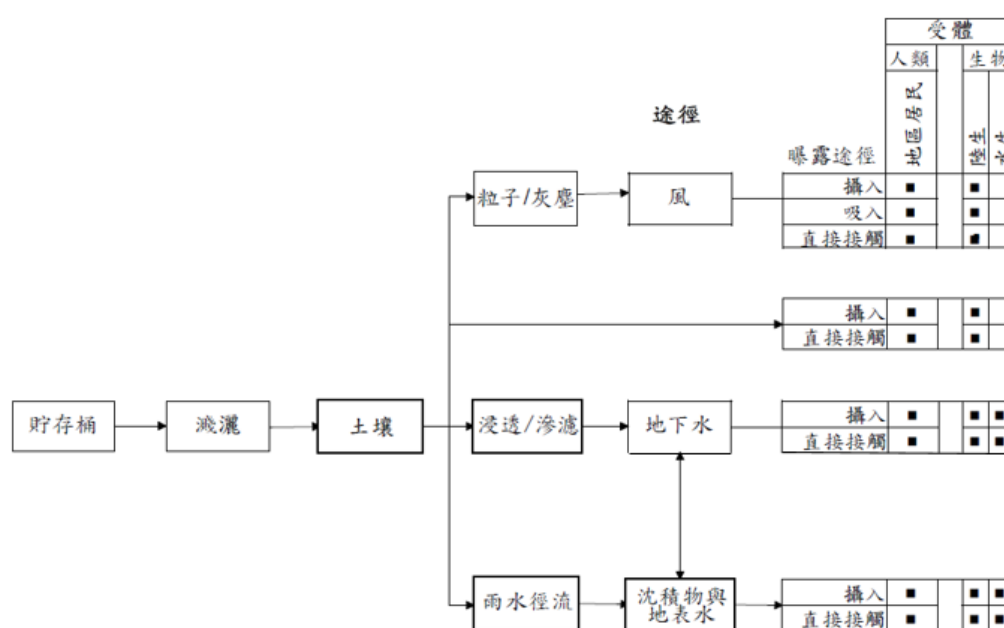
本步驟歸納污染問題、確定規劃團隊成員、發展場址概念模型、確定曝露情節與確定可用於研究之資源。

1. 確定規劃團隊成員：規劃團隊包括美國環保署之區域整治計畫管理人員 (Remedial Project Manager, RPM)，負責代表美國環保署批准文件和計畫，並提供指導與建議；Acconada 公司管理代表，主要決策者為 Acconada 公司經理；技術人員，包括現場取樣專家、分析實驗室之化學專家、風險評估員和具有表土取樣設計專業知識之地質學家；鄉鎮議會成員也加入了規劃團隊，以代表當地政府及附近居民和企業的利益。
2. 發展概念場址模型：根據 A 樓前面容器周圍表土可見之污染，顯示 Acconada 公司之廢棄物桶可能發生了輕微的溢出或洩漏。場址概念模

型(Conceptual Site Model, CSM)，說明了規劃團隊認為可能發生之途徑和曝露途徑，如圖 2 所示。根據工人之說明與現有資訊，洩漏容器中含有氯丹(Chlordane)。氯丹是一種常見於國家優先清單(National Priorities List, NPL)場所之化學品，於 1948 年至 1988 年間被用作殺蟲劑，除用於白蟻控制外，美國環保署已於 1983 年禁止使用氯丹，而 1988 年則全面禁止使用。氯丹是一種濃稠的液體，其顏色範圍為無色至琥珀色。氯丹可強烈黏附在表土顆粒上，不太可能進入地下水，其分解非常緩慢，並且可以在土壤中停留超過 20 年。曝露於氯丹會影響人類與動物的神經系統、消化系統和肝臟。

3. 定義曝露情節：該佔地 25 英畝之 Acconada 場址已被提議出售並轉換做為住宅和商業混合用途發展。而由於氯丹對人類具潛在風險，使人們擔心地表和地下土壤是否會對人類健康和環境造成風險。潛在之人類族群包括建築工人、未來居民或可能接觸污染土壤或空氣懸浮顆粒之遊客。但由於進出該設施將仍繼續受到限制，因此，曝露僅限於在該設施之工作人員和允許進出該地區之人員。若人員與有害物質直接接觸或吸入空氣中的顆粒，則可能會發生曝露。可能會擾動受污染區域內之貯存桶、土壤或植被等之人員(例如地面管理人員或挖土機操作人員)，也可能經由吸入途徑而曝露於污染物中。雖然氯丹不太可能進入地下水，但規劃團隊說明地下水議題是在另一項獨立且更複雜的研究中來進行處理，該研究涉及場址其他建築物上的多種污染物。並不在本案例之研究範圍內。但是，規劃團隊認為仍需與其他場址調查活動進行合作，以瞭解其重要性，並避免重複作業及作業不一致之情況。
4. 確定可用於研究之資源：最初雖然沒有決定具體預算，但規劃團隊了解調查與整治場址之成本為整個重建業務決策之重點。該團隊會在進行數

據收集或整治之前，將場址調查之成本估算提交給 Acconada 管理部門批准。雖然本案無明確之預算限制，但有時間限制。Acconad 管理階層決定在兩週內移除洩漏之貯存桶，同時清除具有高度污染的土壤，以便降低嚴重之風險。因此，與貯存桶有關之土壤之取樣與決策，都必須與貯存桶之移除同時進行。此外，規劃團隊還理解到需進行第二階段的調查，以便更徹底地調查可能之風險。



5. 圖 2、場址概念模型^[1]

步驟 2：陳述需做出之決策

此步驟主要目的為針對嘗試解決問題進行定義。

1. 確定主要的研究問題：為了調查急性風險，規劃團隊主要研究的問題為“該場址是否對人類健康和環境構成嚴重和/或直接的威脅？”
2. 選擇可以解決主要問題之行動：可能具備之行動包括(a)移除與洩漏桶有關的高度污染土壤，和/或執行行政或工程管制限制進出以降低潛在的風險；(b)將土壤留在原地並將該區域作為下一階段調查的一部分。

3. 將主要研究問題與行動選項結合成為決策：“確定該場址是否對人類健康或環境構成嚴重和/或直接的威脅，因而需要立即採取應對行動。
4. 組織多個決策：規劃團隊決定根據此時可用的資訊來釐清多個決策間之關係。其認為若有必要，在立即清除貯存桶和相關土壤之後，可能需要進一步調查，以確定污染是否對人類健康和環境構成不可接受的風險。因此，團隊決定了兩個調查階段，如圖 3。第一階段將移除貯存桶，以及可能移除靠近貯存桶的土壤。第二階段將處理 A 樓周圍較大的區域。若發現第二階段的區域存在有不可接受的風險，則必須做出後續的決策。但團隊認為應在評估第二階段的結果後，再進行後續決策，因此，後續決策並未在圖 3 中顯示。

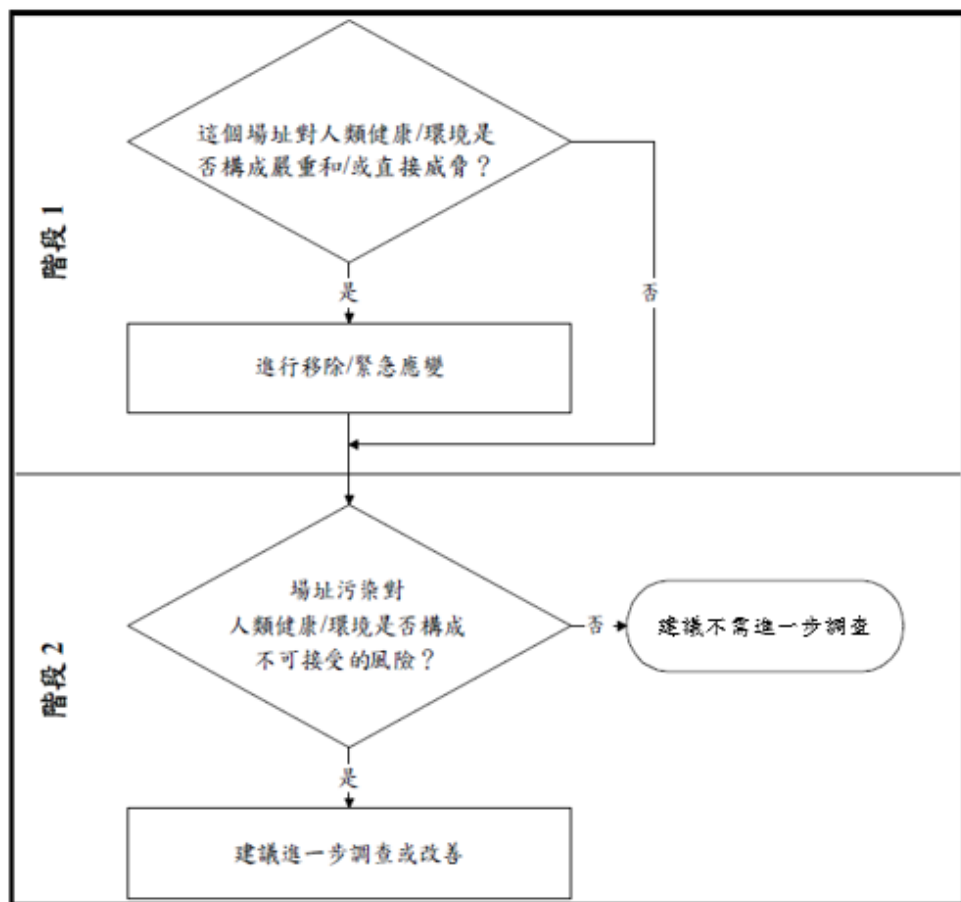


圖 3、兩調查階段決策圖^[1]

步驟 3：陳述決策之輸入資料

此步驟之目的是為確認處理決策聲明所需的輸入資訊，以及將要蒐集數據之資料來源，包括化學方法之可用性、偵檢下限及所需資訊之特定來源等。

1. 確定完成決策聲明所需的資訊：規劃團隊收集了現有的資訊，其中包括場址活動文件、場址工作人員報告及場址照片等。團隊發現這些資訊與他們目前對該問題的理解為一致的。團隊紀錄了可能來自貯存桶的可見土壤污漬，但他們發現目前場址不具有任何分析數據。團隊決定要求需具備土壤樣品，用以確認所報告的污染。若污染構成嚴重或直接的威脅，那麼團隊預計將需要採取清除行動。具體而言，團隊將需要數據來確認污染和所關注的污染物。
2. 確認每一項資訊之來源：如上所述，規劃團隊已經可以獲得許多所需之資訊。需要透過對 A 樓前之土壤及貯存桶的內容物進行取樣和分析來生成環境數據。
3. 確認建立行動基準所需之資訊：建立行動基準所需之資訊包括潛在的關注化學物質(氯丹)以及州和聯邦政府對清理水平之既有規定或建議。
4. 確認存在適當的分析方法以提供所需的數據：基於時間限制之情況下，規劃團隊選用"SW846 草案方法 4041"，即利用免疫分析法篩選土壤中的氯丹，其在一個小時內可分析 16 個樣品，且其使用之試劑 EnviroGard™ 已被美國環保署接受。若於其中含有氯丹，則試劑會呈現藍色，顯色深淺會與氯丹濃度成反比。可透過視覺比較或分光光度計與測定校正物之結果進行比較，確定未知樣品中之氯丹濃度。

步驟 4：陳述決策之邊界

此步驟之目的為縮小欲解決問題之範圍。

1. 確認感興趣母群之定義的特性：規劃團隊將這次調查的目標母群設定為明顯染色的表土，其特性為氯丹的濃度。該團隊參考“有毒廢物堆場汙染清除基金土壤篩選指引” (Superfund Soil Screening Guidance)，將“染色表土” (stained surface soil) 定義為關注區域中變色土壤頂部 2 cm。規劃團隊考量到洩漏的氯丹可能已進一步滲透到土壤中，因此任何除污作業都必須考慮更大的除污深度，但本案例僅對表層 2 cm 進行取樣，其可減少樣品被稀釋的可能。
2. 定義決策的空間邊界：該場址之邊界包括 A 樓前面的區域、貯存桶所在的區域和可見的污染土壤，但不包括裝卸區域，如圖 1 所示。
3. 定義決策的時間邊界：規劃團隊不認為會有季節性或日常性變化對數據收集產生重大的影響。對於時間邊界而言，較關鍵之要求是土壤取樣與相關的貯存桶移除活動需一致，以便現場工程師和決策者可以有效地評估結果和處理突發事件。
4. 定義決策規模：由於第一階段關注之面積相對較小，加上具備先進之土壤移除技術，可以整治貯存桶和染色土壤所在之區域，並提供實用且具有成本效益考量之選項。因此，團隊決定將所有第一階段的關注區域指定為決策的規模。團隊將於第二階段採用不同的決策規模方法。
5. 確認數據收集之實際限制：使用 EnviroGard™ 進行檢測應在 18 到 27 °C 之溫度下進行，以獲得最佳效果。本案例之目標是要確定最壞之情況，因此目標母群被定義為明顯染色的表土，且團隊依據人員的專業知識來確定取樣位置，用以確認是否有急性危害之情況，而不是採取隨機之取樣設計。

步驟 5：陳述決策規則

此步驟之目標為定義決策者之行動準則。

1. 確定特性化感興趣母群的統計參數：某些區域所含氯丹濃度可能比周圍區域高，其可透過貯存桶周圍的可見污漬來證明。有鑑於這種“熱點”污染情節，以及團隊希望找到最糟的區域作為篩選工作的一部分，團隊選擇了表土中氯丹的最大濃度作為統計參數。
2. 確認決策的行動基準：在為氯丹建立行動基準時，團隊參考了現有的州和聯邦的法規要求。對於氯丹污染的土壤，佛羅里達州法規之清理水平為 4.0 ppm，相較於美國環保署土壤篩選水平(soil screening level, SSL)計算值略高，而在住宅土壤中攝取氯丹的 SSL 濃度為 4.7 ppm。因此，團隊同意使用稍微嚴格的 4.0 ppm 的州清理水平作為行動基準，以確保已知在清理水平之上的區域能被整治。
3. 確認行動基準大於量測偵檢下限：上述 4.0 ppm 的行動基準已超過“SW846 草案方法 4041”以免疫分析法篩選土壤中氯丹的定量下限(lower limit of quantitation, LLQ) 20 ppb。因此，檢測範圍為定量下限(LLQ)至未指定的最大篩選水平(unspecified maximum screening level)之間。
4. 結合先前 DQO 步驟的輸出結果並發展決策規則：考量前述輸出結果，團隊提出決策規則為“若任何一個來自可見染色土壤區域的表土樣品顯示氯丹濃度大於 4 ppm，那麼至少應移除所關注的第一階段區域的上層 6 英寸土壤，若否則不用移除土壤。”

步驟 6：陳述可接受之錯誤容忍限值

規劃團隊已接受使用專業判斷來辨別明顯污染的土壤，現場將使用檢測試劑進行取樣和量測，因此無法使用與機率相關之理論或統計方法來估算取樣誤差的大小，且任何推斷都將侷限於在現場判斷所選擇的樣品位置。因此團隊理解到可能犯下決策錯誤，例如樣品分析過程中可能會出現量測誤差，而取樣誤差是由染色土壤區域中氯丹濃度的變異性所引起的，儘管可量化量測誤差，但無法估算出取樣誤差的大小。

團隊根據上述條件列出可能會做出的決策錯誤，包括確定可見染色區域的氯丹污染沒有大於等於 4 ppm，但實際上該區域的污染大於等於 4ppm；或確定可見染色區域的氯丹污染大於等於 4ppm，但實際上並非如此。在第一種情況下，不可接受的污染將留在現場，在第二種情況下，將進行不必要的整治。接著，團隊定義了虛無假設(H_0)和替代假設(H_a)， H_0 為可見污染區域的污染等於或大於 4 ppm，而 H_a 為可見污染區域的污染小於 4 ppm，上述錯誤的類型與後果總結於表 1 中。雖然無法評估是否達到了特定的決策錯誤率限值，但可利用 EnviroGard™ 試劑之效能視為整體決策錯誤率之下限，策略診斷公司(Strategic Diagnostics, Inc (SDI))指出團隊使用之 EnviroGard™ 氯丹檢測試劑具有 30%的正偏差防止偽陰性結果(意即判定無污染但實際上已超過閾值之情況)，該團隊已滿意該量測方法之整體表現。

表 1、決策錯誤之類型與後果^[1]

檢測結果	真實值	決策錯誤	可容許的決策錯誤率	後果
< 4 ppm	≥ 4 ppm	錯誤拒絕：檢測結果小於 4 ppm，不需要改善，但實際上氣丹濃度最大值等於或大於 4 ppm。	團隊沒有設定可容忍的決策錯誤率，因為判斷取樣方法不允許評估是否已達到特定的決策錯誤率限值。	威脅人類健康和環境。
≥ 4 ppm	< 4 ppm	錯誤接受：檢測結果等於或大於 4 ppm，需要進行土壤改善，但事實上最大氣丹濃度小於 4 ppm。		進一步調查和/或改善的不必要支出。

步驟 7：優化偵檢設計

此案例第一階段的之特點在於，因有時間限制與早期調查之結果，規劃團隊在此步驟之前已有良好之討論，他們同意使用免疫檢定試劑和判斷性取樣方法(即非機率性取樣)，而選擇判斷性取樣而非機率性取樣方法將代表他們的結論將僅限於染色附近區域，因此步驟 7 中主要解決的問題是如何在現場進行判斷。

根據其他場址、美國環保署和檢測試劑製造商所提供的文件，以及目前對 Acconada 場址狀況的瞭解、對判斷性取樣設計之限制和”SW846 草案方法 4041”瞭解，規劃團隊同意使用”SW846 草案方法 4041”的判斷性取樣設計進行第一階段之調查。因此，取樣團隊鎖定大約 18 個可見染色土壤的區域，預計將從 18 個區域中之每個區域採集一個樣品。然而，團隊預計將從外觀上看起來較不均勻的區域中採集兩個或更多個樣品，並且將以複樣進行檢測，以提高檢測的精確度。團隊預計除了規劃的樣品和必要的品質管制樣品外，他們可能需要重新檢測結果較模糊知區域，或者在取樣期間所確定的其他感興趣區域進行取樣。團隊同意訂購 4 組檢測試劑，表示最終將會有 64 個樣品，檢測試劑的結果將被用於做出現場移除的決策。此外，

所有樣品都將通過實驗室分析來確認。雖然確認數據只在完成移除工作之後才可取得，但這些數據都將做為檢測試劑效能的評估，並提供給第二階段之作業。

步驟 7 中描述之取樣和分析是根據品質保證專案計畫完成。結果顯示，可見染色土壤的大部分區域對氯丹有陽性結果。根據這些結果，依據 RCRA 和 CERCLA 之要求，移除在位於 A 樓前方的貯存桶和頂部六英寸的污染土壤，並目視檢查確保沒有殘留污染。另外在每個貯存桶所在區域所採取的一個額外的判斷性樣品，結果並沒有檢測到含有氯丹，進一步的確認取樣會留至第二階段執行。

本案例使用 DQO 程序設計判斷性取樣方法，並紀錄關鍵資訊與假設，進行土壤整治以符合 RCRA 和 CERCLA 之要求，並將結果提供後續之第二階段評估。

參考文獻

1. U.S. EPA, EPA QA/G-4HW, “Data Quality Objectives Process for Hazardous Waste Site Investigations” (January 2000).