

行政院原子能委員會核能研究所
委託研究計畫期末報告

核設施除役第三方驗證執行策略先期研究

**Preliminary Study on the Implementation Strategy of
Third-Party Verification of Nuclear Facility
Decommissioning**

計畫編號：NL1100468

受委託機關(構)：國立清華大學

計畫主持人：蔣安忠

聯絡電話：03-5742867

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

核研所聯絡人員：林士軒

報告日期：中華民國 110 年 11 月

目 錄

目 錄.....	I
圖 目 錄.....	II
表 目 錄.....	IV
中文摘要.....	V
英文摘要.....	VI
壹、計畫緣起與目的.....	1
貳、研究方法與過程.....	5
參、主要發現與結論.....	9
一、獨立確認調查概述.....	10
二、第三方驗證之視察程序及視察計畫.....	18
三、第三方驗證調查報告的國外案例.....	22
四、第三方驗證計畫之訂定與偵檢執行方式之綜概說明.....	96
五、除役時程與管制規劃.....	105
肆、結論.....	110
伍、參考文獻.....	113

圖目錄

圖 2.1、計畫執行期程及預定工作項目	8
圖 3.1、輻射偵檢流程及過程中視察與獨立確認調查實施時機	14
圖 3.2、ZNPS 廠址鳥瞰圖	27
圖 3.3、ZNPS 偵檢單元的劃分	28
圖 3.4、確認調查關聯的偵檢單元(ZNPS 的主要發電區域) 。	33
圖 3.5、兩次確認調查的伽瑪步行資料分位圖	39
圖 3.6、2019 年 4 月廠址訪視 ZNPS 土壤樣本確認調查的 1 維散布圖	40
圖 3.7、2019 年 7 月廠址訪視 ZNPS 土壤樣本確認調查的 1 維散布圖	42
圖 3.8、典型的放射性樣品用馬林杯	47
圖 3.9、YNPS 的位置	51
圖 3.10、YNPS 除役前之外觀	51
圖 3.11、YNPS 現址俯視圖(2012 年).....	52
圖 3.12、YNPS 壓力容器運送、GTCC 廢料及用過核燃料轉移	56
圖 3.13、YNPS 用過核子燃料獨立貯存設施(ISFSI)俯視圖(2012 年)	57
圖 3.14、YNPS 除役時程	57
圖 3.15、YNPS 汽機廠房與部份建築物確認調查報告目錄	65
圖 3.16、YNPS 廠址所在地簡圖	67
圖 3.17、YNPS 偵檢區域範圍(汽機廠房、服務大樓、前辦公區碎石堆) ..	68

圖 3.18、YNPS 汽機廠房地樓層取樣及測量配置圖	70
圖 3.19、YNPS 汽機廠房底樓與二樓間夾層樓取樣及測量配置圖	71
圖 3.20、YNPS 汽機廠房運轉樓層取樣及測量配置圖	72
圖 3.21、YNPS 服務大樓取樣及測量配置圖	73
圖 3.22、HBPP 一號機與二號機變壓器的確認調查紀錄表	90

表目錄

表 3.1、ZNPS 地下土壤 ROCs 及其對應的 DCGLs 和 MDCs.....	31
表 3.2、2019 年 4 月廠址訪視 ZNPS 土壤樣本關切核種比活度摘要	40
表 3.3、2019 年 4 月廠址訪視 ZNPS 離散顆粒的核種活度	41
表 3.4、2019 年 7 月廠址訪視 ZNPS 土壤樣本關切核種比活度摘要	41
表 3.5、2019 年 7 月廠址訪視 ZNPS 土壤樣本關切核種比活度摘要	43
表 3.6、各關切核種的總吸收峰及其最小可偵測活度	48
表 3.7、YNPS 確認調查案例綜整	58
表 3.8、ORISE 針對 YNPS 所執行之獨立確認調查案例分析	62
表 3.9、ORISE 針對 YNPS 汽機廠房底樓執行之獨立確認調查結果	78
表 3.10、ORISE 針對 YNPS 汽機廠房夾層樓執行之獨立確認調查結果 ...	79
表 3.11、ORISE 針對 YNPS 汽機廠房二樓執行之獨立確認調查結果.....	80
表 3.12、ORISE 針對 YNPS 前辦公區碎石堆執行之獨立確認調查結果 ...	81
表 3.13、ORISE 針對 YNPS 前辦公區碎石堆執行之獨立確認調查結果 ...	82
表 3.14、HBPP 的 MARSAME 偵檢包	89
表 3.15、核一廠除役各階段與 RSSI 輻射偵檢流程對應表	109

中文摘要

在核設施除役過程，輻射偵檢與調查是由一系列的程序所組成：包括廠址歷史評估(history site assessment, HSA)、範圍偵檢(scoping survey, SS)、特性偵檢(characterization survey, CS)、改善措施輔助偵檢(remedial action support survey, RASS)、以及最終狀態偵檢(Final Status Survey, FSS)。雖然最終狀態偵檢是決定廠址能否外釋的關鍵，其偵檢結果必須經由獨立第三方驗證確認，對於一般社會大眾才比較具有說服力。本計畫目的即在精進核設施除役第三方驗證作業及安全審查技術，以做為管制作業及相關計畫審查之參考，目前國內對於所謂輻射偵檢與調查的第三方驗證的執行策略與時機仍處於探索階段，因此有必要進行先期研究，利用台電執行輻射特性調查的機會執行獨立調查驗證，藉此累積經驗、並逐步建立未來第三方驗證運作的模式。

本研究將對國際第三方驗證案例進行個案分析，對其驗證範圍及抽驗比例進行探討，並針對所使用儀器、採樣方式、分析方法等項目進行合理性及適用性的探討。

英文摘要

In the process of decommissioning nuclear facilities, radiation survey and investigation are composed of a series of procedures, including history site assessment (HSA), scoping survey (SS), characterization survey (CS), remedial action support survey (RASS), and final status survey (FSS). Although FSS is the key to determine whether a site can be released, the survey results must be verified and confirmed by an independent third party, thus becoming more convincing to the general public. The purpose of this project is to refine the third-party verification operations and safety review techniques for decommissioning nuclear facilities to serve as a reference for the review of control operations and related plans. The current domestic implementation strategies for third-party verification of so-called radiation survey and investigation are still in the exploratory stage. Therefore, it is necessary to conduct a preliminary study and use the opportunity of Taiwan Power to perform radiation characteristics investigation to perform independent survey and verification, so as to accumulate experience and gradually establish a third-party verification operation mode in the future.

This research will conduct case analysis of international third-party verification cases, discuss its verification scope and sampling ratio, and analysis the rationality and applicability of the instruments used, sampling methods, analysis methods and other items.

壹、計畫緣起與目的

在核設施除役過程，輻射偵檢與調查是由一系列的程序所組成：包括廠址歷史評估(history site assessment, HSA)、範圍偵檢(scoping survey, SS)、特性偵檢(characterization survey, CS)、改善措施輔助偵檢(remedial action support survey, RASS)、以及最終狀態偵檢(Final Status Survey, FSS)。雖然最終狀態偵檢是決定廠址能否外釋的關鍵，其偵檢結果必須經由獨立第三方驗證確認，對於一般社會大眾才比較具有說服力。然而，所有偵檢與調查是由一系列的程序所組成，前期的偵檢與調查結果可提供做為後期偵檢與調查的參考，甚至做為最終狀態偵檢的佐證數據，因此，如何在長達 25 年的除役時程，在適當的時間點進行所謂的過程中視察(in-process inspection)、以及獨立確認調查(independent confirmatory survey)實屬重要。

目前核一廠已進入停機過渡階段，其輻射特性調查計畫是該廠未來 2~3 年內重要的輻射偵檢與調查工作，對於關注核種的決定與污染分析、難測核種比例因數的決定、取樣方式、取樣數量及其代表性等，都會影響後續的相關作業，2026 年起核一廠將進入除役拆廠階段，之後尚有最終狀態偵測階段與廠址復原階段，各階段均應輔以公正第三方驗證，因此有必要以針對未來第三方驗證的執行策略進行先期研究。

為了避免構成利益衝突，第三方驗證的執行應由管制機關、或管制機關所委託的獨立第三方 (third party) 機構來執行，其中又以學術研究單位較為合適。第三方驗證的範疇主要包括：

1. 文件的審查驗證：主要針對設施經營者的儀器選擇、校正程序、最小可檢偵測濃度(MDC)計算、用於統計分析之樣品數量、掃描程序、測量技術、取樣程序、分析實驗室技術、以及輻射偵檢計畫與結果等。
2. 現場的調查驗證：現場調查驗證主要為現場的調查活動，包括：執行掃描量測、表面活度測量、樣品收集與分析等，主要目的是進行足夠的現場視察及確認性量測和取樣，以便管制機關可以判定設施經營者正在實施的調查活動是否具備足夠的可信度。

足以勝任第三方驗證的機構可以是學術單位或獨立研究機構等單位，事實上，國際上已有發展相當成熟的第三方驗證機構，如：美國的橡樹嶺科學與教育學院(Oak Ridge Institute for Science and Education, ORISE) 過去即承接過許多除役核電廠或放射性相關設施的獨立確認調查工作，此機構的運作程序及其調查實績都可做為國內未來的借鏡，我們應可藉由該機構所公布的各項核設施獨立確認調查報告進行深入研析，了解核設施除役第三方驗證的執行策略與應關注的項目，從而建立適合我國核能電廠除役的第三方驗證模式。

最終狀態偵檢(Final Status Survey, FSS)為除役核設施廠址特性調查最為關鍵的階段，其主要目的係為設施經營者在完成廠址歷史評估、範圍偵檢、特性偵檢以及改善設施輔助偵檢之後，為了證實廠址中的各偵檢單元符合管制機關所制訂的外釋標準所必須採行的各項偵檢調查，包括廠址分類、偵檢單元劃分、現場量測數據收集以及統計測試方法建立等。FSS 完成之後，管制機關藉由獨立的第三方機構獨立確認調查的實施，可以確認 FSS 已確實地被執行並藉此驗證 FSS 結果的可接受性，因此第三方驗證為除役廠址釋出前的最後一道防線。

由於國內核能一廠已開始進行除役工作，核能二廠的除役計畫也已完成審查，待停機後也將陸續開始執行各項除役作業，國內的管制機關必須及早建構第三方驗證獨立確認調查的程序及方法，同時也應評估建立國內第三方驗證機構的資格及其技術能量，若能建立妥善的獨立確認調查方案，除能更加確保未來在該廠址上活動的個體之健康與安全之外，也可督促設施經營者確實執行最終狀態偵檢計畫，間接地可提升除役核電廠各項調查計畫的成效。

目前國內對於核設施除役輻射偵檢與調查的第三方驗證的執行策略與時機仍處於探索階段，有必要進行先期研究，利用台電執行輻射特性調查的機會執行獨立調查驗證，藉此累積經驗、並逐步建立未來第三方驗證運作的模式。因此本研究將對國際第三方驗證案例進行個案分析，對其驗證

範圍及抽驗比例進行探討，並針對所使用儀器、採樣方式、分析方法等項目進行合理性及適用性的探討。規劃執行的工作項目如下：

1. 研析國際第三方驗證案例，並進行個案分析(環境、建築結構及設備至少各一例)，內容至少包括：儀器、取樣方式、分析方法及驗證標準之選用及適用性評估。
2. 蒐集國際執行第三方驗證之驗證範圍及抽驗比例(包含：環境、建築結構及設備)，進行分析探討。

貳、研究方法與過程

過去美國已有許多核能電廠除役的案例，而大部分的這些核電廠在釋放廠址之前也都經歷了由美國核管會(U.S. Nuclear Regulation Commission, NRC) 所委託的第三方驗證機構執行較小範圍的過程中視察或全面且嚴謹的獨立確認調查。美國的橡樹嶺科學與教育學院(Oak Ridge Institute for Science and Education, ORISE) 過去即承接過許多除役核能電廠或放射性相關設施的獨立確認調查工作，此機構的運作程序及其調查實績都可做為國內未來的借鏡，由於美國 ORISE 機構為美國能源部 (U.S. Department of Energy, DOE) 與 NRC 合格的承包商，可獨立承攬環境評估和驗證的工作，自 1980 年以來，ORISE 已承接過許多美國除役核電廠或放射性相關設施的獨立確認調查工作，總計已超過 600 個廠址。ORISE 機構轄下有放射與環境分析實驗室 (Radiological and Environmental Analytical Laboratory, REAL)，設有合格的放射物理專家團隊與專業的儀器設備，包括：各式的輻射偵檢器、能譜儀、全球定位系統等，可獨立分析環境樣本、建築材料、廢棄物、以及其它類型的放射性和金屬污染樣本。

本研究分析蒐集 NRC 近年核可的獨立確認調查計畫與工作報告，對其內容進行研析與探討，也研析 ORISE 機構過去所執行的除役核電廠確認調查的案例，包括 Rancho Seco Nuclear Generating Station (RSNGS)、Yankee Nuclear Power Station (YNPS)、Zion Nuclear Power Station (ZNPS)等核電廠

執行確認調查的結果，另外也針對物質與設備部分的獨立確認調查，將近年剛完成除役的 Humboldt Bay Power Plant (HBPP) 納入研析，因此本研究的內容可涵蓋環境、建築結構及設備各個面向的案例分析，從而了解核設施除役第三方驗證的執行策略與應關注的項目，建立適合我國核能電廠除役的第三方驗證模式。

有關本研究計畫進行的主要工作項目與執行步驟如下：(1) 收集並彙整獨立確認調查相關之文獻資料、法規導則與技術報告：藉由相關技術文件的分析，建構獨立確認調查的基本原則、執行策略、操作程序與方法，據此有效掌握獨立確認調查工作的具體執行項目，用以作為日後國內實際執行確認調查或其它審查與管制時的參考。(2) 研析第三方驗證計畫的設計及獨立單位執行獨立確認調查之流程與方法，對儀器、取樣方式、分析方法及驗證標準之選用進行適用性評估：藉以了解第三方驗證的實務執行方面可能遭遇的問題與執行考量，並將其經驗與結果作歸納整理，作為後續審查或實際執行驗證調查之參考。(3) 對第三方驗證國際案例的驗證範圍及取樣比例進行研析：目前，國際上已有發展相當成熟的第三方驗證機構，如：美國橡樹嶺科學與教育學院(Oak Ridge Institute for Science and Education, ORISE)過去即承接過許多除役核電廠或放射性相關設施的獨立確認調查工作，此機構的運作程序及其調查實績都可做為國內未來的借鏡，亦有許多實例調查報告，本研究計畫針對第三方驗證機構所執行過的獨立確認調查

實績案例進行研析，從中獲知確認調查的流程與方法及其經驗回饋。(4) 完成期末報告，提出對台電輻射特性調查執行第三方驗證的相關建議：根據上述的研究結論，撰寫期末報告，並嘗試分析其對台電核一廠除役進程與輻射特性調查之關聯性，提供相關建議事項。

年月 工作項目	110 1	110 2	110 3	110 4	110 5	110 6	110 7	110 8	110 9	110 10	110 11	110 12	備 註
收集並彙整獨立確認調查相關之文獻資料、法規導則與技術報告													
研析第三方驗證計畫的設計及獨立單位執行獨立確認調查之流程與方法，對儀器、取樣方式、分析方法及驗證標準之選用進行適用性評估													
對第三方驗證國際案的驗證範圍及取樣比例進行研析													
完成期末報告，提出對台電輻射特性調查執行第三方驗證的相關建議													
工作進度估計百分比 (累 積 數)						16	35	48	65	83	100	%	
預 定 查 核 點	第 1 季：收集並彙整獨立確認調查相關之文獻資料、法規導則與技術報告。 第 2 季：對計畫目標項目進行研析，7/15 前提出期中報告。 第 3 季：持續進行計畫目標項目的研析，並著手探討第三方驗證國際案的驗證範圍及取樣比例析。 第 4 季：11/01 前提送期末報告初稿，並對台電現有輻射特性調查計畫提出第三方驗證的相關建議。												

圖 2.1、計畫執行期程及預定工作項目

參、主要發現與結論

本研究承續109年原子能委員會委託研究計畫：除役核電廠最終狀態偵檢之獨立確認調查程序及方法研析(計畫編號：AEC10902004L)，對第三方驗證的實際執行及驗證程序作精進研究，除了針對不同的國際案例進行研析說明之外，也具體歸納第三方驗證的程序與方法(彙整並建議第三方驗證計畫或相關程序的內容)，另外對第三方驗證與除役進程及輻射特性調查之關聯性進行探討，進行第三方驗證執行策略之先期研究。

本研究計畫依各共同主持人所帶領之子研究團隊分工進行中。除了共同針對第三方驗證相關資訊進行蒐集和研讀之外，由計畫主持人及兩位共同主持人分三個方向同步進行。蔣安忠博士進行第三方驗證國際案例研析及相關資料彙整，劉鴻鳴博士進行第三方驗證與特性調查計畫及其與除役進程的關聯性研究，趙得勝博士則協助審視並研析國際案例中所提之獨立驗證計畫內容。

在國際案例部分，在前述109年度的研究報告中係針對Rancho Seco Nuclear Generating Station (RSNG)及Humboldt Bay Power Plant (HBPP)有詳細說明，因此本次研究計畫以Yankee Nuclear Power Station (YNPS)、Zion Nuclear Power Station (ZNPS)兩個電廠，分別說明其獨立驗證調查關於建築物與環境的案例分析，以符合招標規範之需求。另外物質與設備的部分，

以目前所收集到的資料來說，應是以Humboldt Bay Power Plant (HBPP)的偵檢計畫和驗證程序進行進一步分析探討。

一、獨立確認調查概述

獨立確認調查係屬於核電廠除役過程所進行之各項廠址輻射特性調查的品質保證步驟，是為了確保最後除役廠址符合外釋標準，通常由管制機關及第三方驗證單位共同執行，從驗證的結果中確認除役廠址的最終條件是符合最終狀態偵檢報告，也從過程中確認設施經營者執行最終狀態偵檢的程序、過程以及紀錄文件的正確性。管制機關預先要求獨立確認調查計畫的條件下，也可預先提醒設施經營者必須嚴謹看待輻射特性調查及最終狀態偵檢計畫的要求與承諾，社會大眾也會對管制機關這樣的超前部署驗證要求有著良好的觀感。

由於最終狀態偵檢是除役核電廠最關鍵的階段，獨立確認調查的主要任務也多是針對最終狀態偵檢的驗證，其中包括廠址分類、偵檢單元的決定、現場量測數據、統計測試方法建立等，都是第三方驗證的項目，根據多數已揭露的獨立確認調查報告顯示，仍以現場量測數據及取樣分析為主，其原因可能在於其它項目(廠址分類、偵檢單元、統計測試等)早在輻射特性調查計畫或相關偵檢計畫內已經獲得管制機關核定，經過多輪審查故較無疑義之處，確實據以執行即可，而實際現場量測結果才有可能出現與最終

狀態偵檢結果有出入之處，特別是選擇使用抽樣採測之區域，有可能遺漏一些可能的熱點，以第三方驗證方式進行額外抽測，或可作為進一步的防線，減少發生意外之可能性，所以第三方驗證的實質意義不應被視為是對設施經營者的試驗或刁難，而是作為一種協助量測，由管制機關及第三方驗證機構共同完成一個安全的廠址/物件外釋。就ORISE的獨立確認調查報告案例中，也有許多在第三方驗證調查的過程中發現某些數值高於DCGL的量測結果，但除非是發現特別高的讀數需要進行進一步取樣或提供分析報告之外，多半也ORISE認證其係符合最終調查報告，報請管制機關核可進行外釋，惟這些區域都會以偵檢單元為單位進行詳細調查，以確保其安全外釋。

(一)過程中視察

根據美國NRC所制定的核設施除役綜合指引(NUREG-1757)，設施經營者應依照管制機關所核定的除役計畫書執行廠址的各項除污及除役活動，管制機關需要在設施經營者執行輻射偵檢作業時實施除役視察(Decommissioning inspection)，作為其中的驗證手段，因此過程中視察(in-process inspection)也是第三方驗證的重要環節，有許多獨立確認調查的報告甚至是以過程中視察為大宗，例如：Yankee Nuclear Power Station (YNPS)的獨立確認調查。

過程中視察的基本概念就是設施經營者在進行核設施除役的各個階段，管制機關可以隨時介入實施必要的視察行動，而在設施經營者執行輻射偵檢作業的同時，管制機關隨同進行的視察活動就稱之為過程中視察，其中多有第三方驗證機構的參與，一方面減少管制機關視察員及偵檢能量的要求，一方面也增加視察偵檢行動的客觀性。

過程中視察的強度應依照除役進程及設施經營者的調查與整治作業實施情形而調整，一般建議其強度應隨除役進程逐漸增強，若當下發現缺失，即可立即通告設施經營者提出改善措施，減少誤差之傳遞，其另一重要功能是作為設施經營者能否開始下一階段除役的鑑別參考，若此階段過程中視察結果未能符合要求，則設施經營必須在管制機關核可後才能開始下一階段，否則就需要進行改善措施，直至問題獲得解決。

(二)獨立確認調查

如前所述，獨立確認調查係針對最終狀態偵檢結果進行驗證，同時也能反映在核電廠除役各階段的輻射調查與偵檢作業、以及相關文件紀錄等是否有任何未臻完備之處，藉此證明該廠址可符合外釋標準。也就是說，獨立確認調查的執行時機是在設施經營者提交最終狀態偵檢報告之後，管制機關初步審閱最終狀態偵檢報告後，依照偵檢單元的優先等級、對象目標的輻射強度層級，採用「抽檢」的方式來執行驗證偵檢，應事先訂定確認

調查的策略，針對調查範圍、調查比例、驗證偵檢單元的篩選以及第三方驗證機構的合作機制等，此驗證調查的策略是一個概略性的方向，目前國際間尚無一個導則或指引方針，所有的驗證調查的執行都是依照各案例進行個案研析而抽樣執行，其大致上的方向仍係依照MARSSIM的偵檢分級，作級數化的抽查，對象輻射等級高者進行大規模驗證調查，對象等級低者進行較小規模驗證調查，考量管制機關與第三方驗證機構的偵檢資源有限，獨立確認調查的範圍和調查比例必定無法涵蓋整個最終狀態偵檢結果，因此確認調查涵蓋的範圍通常僅為廠址範圍的1%至10%，依照異常情況或過程中視察發現進行調整增加，在選定的驗證廠址範圍中以抽查的方式選擇偵檢單元進行驗證調查。而確認調查應採用設施經營者相同型式的輻射量測方式，提供相同的輻射偵測數據方能與最終狀態偵檢報告進行比對，在獨立確認調查報告中以表格方式清楚呈現比對的結果。

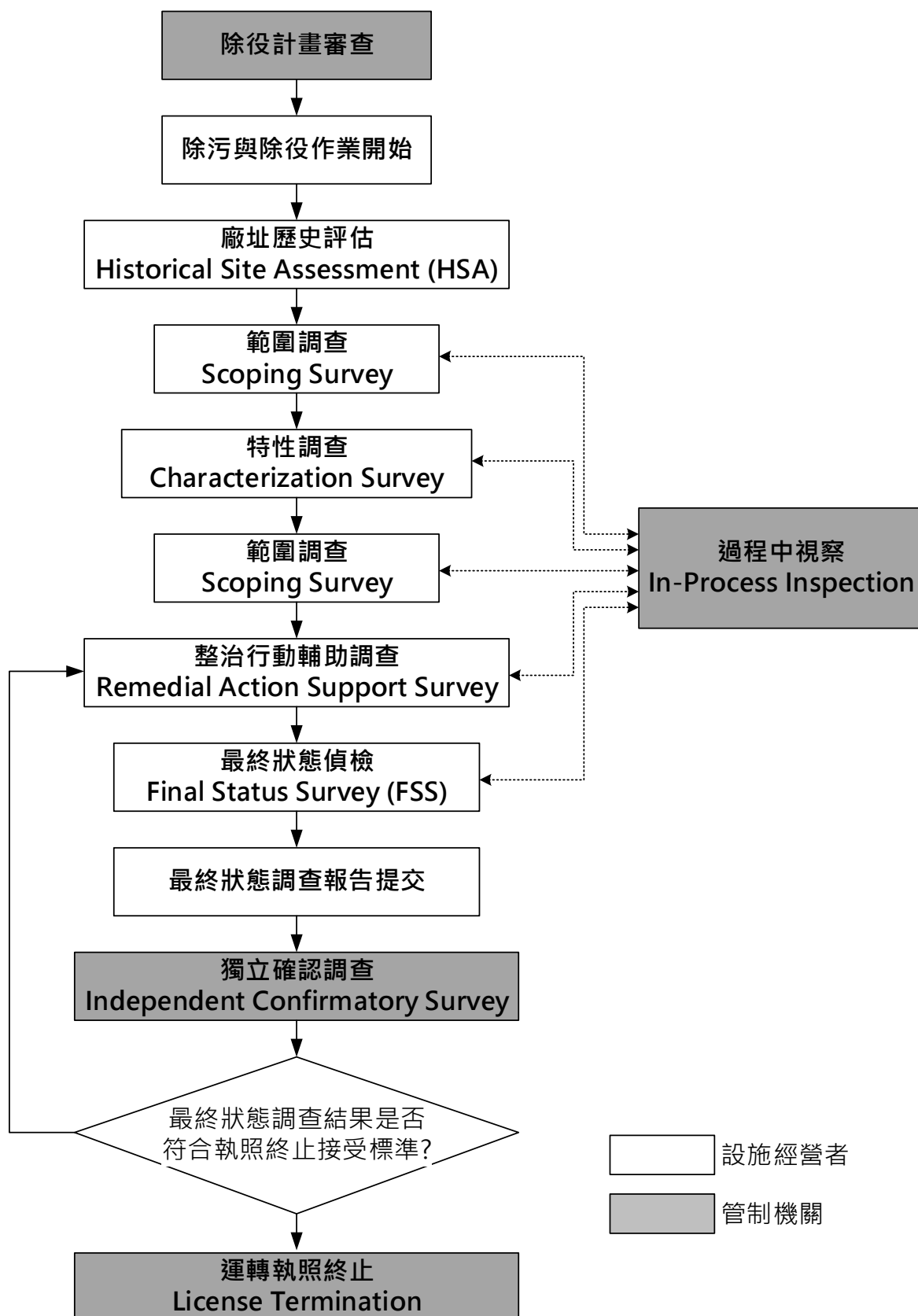


圖 3.1、輻射偵檢流程及過程中視察與獨立確認調查實施時機

輻射偵檢流程及過程中視察與獨立確認調查實施時機如圖3.1所示，過程中視察涵蓋在廠址歷史評估之後的所有調查與偵檢階段，在最終狀態調查報告提交之後，才是獨立確認調查登場的時間點，其中管制機關的任務始自審查除役計畫審查，之後設施經營者據以執行除污及除役作業並進行廠址歷史評估，畫分受影響區與非受影響區，受影響區的部分進入MARSSIM調查偵檢流程，此時由管制機關分階段進行過程中視察，或邀請第三方驗證機構協助視察或提供偵檢資源，待最終狀態偵檢報告完成提交，再由管制機關對報告內容進行驗證，完成核電廠運轉執照終止的整個過程。

(三)獨立確認調查的執行策略

ORISE自2000年起左右陸續產出了許多除役核電廠的獨立確認調查報告，初期的幾份報告中的內容較為簡略，主要還是針對對象物件的簡介說明、文件審閱結果、偵檢結果、摘要總結與參考資料等，而近年ORISE所提出的獨立驗證調查報告已經具備相當成熟的制式架構，就其章節編排來看，不難看出其執行策略並不外乎如前所述的四個面向，以下就各面向進行簡易說明。

1. 調查範圍

獨立確認調查主要的調查範圍涵蓋兩種類型的驗證作業，亦即文件審閱與現場偵檢。文件審閱的部分，先針對特性調查計畫進行審閱，確

認目標物件在特性調查計畫中的分級是否正確，並且審閱特調計畫的工作表，確認其涵蓋在廠址歷史資訊中所指出的關切核種與其DCGLs等相關資訊，最重要的是要審閱該物件的最終調查報告資訊，以此為基準與後續驗證調查結果進行比對，從而確認設施經營者符合管制標準，並據以建立驗證調查計畫。之後便根據此驗證調查計畫執行符合MARSSIM規格的現場偵檢，從偵檢結果判斷此物件是否確如最終狀態偵檢所述的符合外釋條件。

2. 調查比例

調查比例通常為廠址範圍的1%至10%之間，再從選定調查範圍中選定特定調查單元進行抽查，ORISE並未明確指定一個特定的調查比例，該比例可依照異常情況或過程中視察發現而增加其調查比例，另在調查過程中，視察員可依現場狀況而對非預定目標項目進行查驗，一併寫入當次的驗證報告中。例如：ORISE所撰寫Humboldt Bay Power Plant (HBPP) 在2010年11月15日至19日的確認調查報告，其初始對象是HBPP 1號機與2號機的物質與設備，但其後來的報告中也包含部分3號機的混凝土反應器屏蔽塞(concrete reactor shield plug)，這個物件和原訂的物件輻射等級差異甚大，應係視察員現場訪查時發現可能有異常狀況而臨時提議檢測的結果。

3. 驗證偵檢單元的篩選

管制機關主要依據過去在電場除役各階段所執行的視察中發現進行評估，決定要針對哪些驗證偵檢單元進行篩查。而美國NRC所制定的設施清除視察與調查程序書 (IP 83890：Closeout Inspection and Survey) 中即已提供確認調查的篩選原則：

- (1) 不須進行篩查的設施：(a)設施經營者已針對該設施進行足夠的最終狀態偵檢、(b)該設施中僅存在少量的放射性核種，且其半衰期為 120 天或更短時間、(c)該設施中僅使用密封射源，且其洩漏測試小於 0.005 Ci、以及(d)該設施對於公眾的健康和安全風險很小。
- (2) 需要進行篩查的設施：(a)對於較小的廠址或部分釋出的廠址(partial site release)，由於並不適合執行過程中視察，因此必須執行確認調查來進行驗證、(b)該廠址或區域過往有重複違規之情、(c)公眾或社會對於現場整治或調查作業嚴重缺乏信心的區域、(d)在設施經營者執行最終狀態偵檢的過程中，由管制機關所執行的過程中視察已發現存在重要且有懸而未決的問題。

4. 第三方驗證機構的合作機制

根據美國NRC的除役視察程序書 (IP 87104：Decommissioning Inspection Procedure for Materials Licensees)，當滿足以下三個標準中的一項或多項時，則管制機關應考慮委託第三方驗證機構來執行獨立確認調查，包括：(1)當設施經營者的最終狀態偵檢涉及獨特或複雜的技術問題；

(2)當確認調查的工作預計將需要超過一個人週的時間才能完成現場實地調查和取樣；以及(3)當確認調查為非常重要且高優先度的工作，管制機關的工作人員可能無法及時完成。其主要內涵仍是在於考量到管制機關可能沒有充足的偵檢資源(包含儀器與人力)。

二、第三方驗證之視察程序及視察計畫

在除役核電廠釋出之前，管制機關為確保除役各階段的偵檢作業及最終狀態偵檢均依除役計畫中所承諾之事項執行，並確認廠址經除污之後符合非限制性或限制性使用可接受的標準，必須施加一系列的管制視察手段，包括：拆除前視察拆除及整治過程中視察、以及整治後視察，其中獨立確認調查或第三方驗證則亦應涵蓋於這一系列的視察管制活動之中。美國核管會已針對除役視察管制制訂相關的程序書，包括：

1. Inspection Procedure 83890: Closeout Inspection and Survey
2. Inspection Procedure 87104: Inspection of Final Surveys at Permanently Shutdown Reactors
3. Inspection Procedure 87104: Decommissioning Inspection Procedure for Materials Licensees

在ORISE的近年的獨立確認調查報告中，包含的章節有(1)簡介與歷史；(2)廠址描述；(3)目的；(4)文件審閱；(5)資料品質目標；(6)輻射確認調查程序；(7)額外輻射調查程序；(8)關切核種；(9)樣品分析與資料解讀；(10)結

果發現；(11)與外釋條件比較；(12)額外輻射偵檢活動；(13)摘要總結；(14)參考資料。就這些章節編排便可以理解獨立確認調查的程序。

1. 初步審查作業

審查設施經營者的除役計畫或執照終止計畫，以確定設施污染的範圍以及設施經營者的除污及最終狀態偵檢計畫。初步審查的部分包含了對廠址設施基本資料的審閱，廠址環境與歷史描述、重大事件等資訊，確認設施經營者是否提供足夠的文件資訊(除役計畫、除污整治情況、獲核可的最終狀態偵檢計畫及報告)。

2. 審視最終狀態偵檢計畫與報告

審閱廠址歷史資料及最終狀態偵檢計畫，從中研擬最適合(有疑慮或等級較高)的偵檢單元優先進行視察，由管制機關偕同設施經營者及第三方驗證機構一同進行過程中視察，同步且即時地驗證設施經營者的偵檢結果是否準確並能代表整個廠址的狀況。在最終狀態偵檢報告提交之後，挑選合適的偵檢單元進行驗證偵檢，並與已提交之最終狀態偵檢報告進行比對。此部分的主要工作內容約有下列三類：(1) 藉由視察驗證設施經營者對最終狀態偵檢計畫的實施情形，以確認最終狀態偵檢結果的可接受性；(2) 藉由物料、轉送、處置等紀錄確認廠址中之物料的處置或使用情形；(3) 藉由檢查紀錄確認所有物質或設備已按照所有適用的法規和許可條件放行。

3. 準備確認調查

再次審閱除役計畫與最終狀態偵檢計畫，並查看廠址歷史紀錄及與除役活動相關之紀錄，事先擬定確認調查計畫，並敘明調查範圍、調查程序、測量方法與儀器等。審查許可證相關紀錄，例如：現場使用的放射性物質的除役計畫、任何重大安全問題的事件、以及利益相關者對廠址表達的任何特定的關注事項，另也應審查「多部會輻射調查和現場調查手冊(MARSSIM, NUREG-1575)」的實施情形。MARSSIM手冊將確認調查定義為一種包含獨立(第三方)的測量、取樣和分析的調查，以驗證最終狀態偵檢的發現。在設施經營者的最終狀態偵檢期間，確認調查和取樣應與設施經營者同時進行。視察員應與設施經營者併行取樣或分開取樣以進行比較，同時也應比較現場儀器的讀數和靈敏度。如情況允許，也可以接受先前由設施經營者所收集和計數的樣本。在無法進行過程中視察或取樣的區域，可以進行事後的確認調查和取樣。在過程中視察和取樣並未發現重大弱點的區域可能不需要進行調查和取樣；然而，對於先前發現重大未解決弱點或發現重複違規的區域，可能則需要進行事後的確認調查。確認調查的目標是進行足夠的驗證性調查和取樣，以便管制機關可以得出結論以證實設施經營者的調查計畫的實施結果具備足夠的可信度。過程中視察的方法可顯著節省成本，確保取得更可靠的最終狀態偵檢結果，並幫助設施經營者可在預定時程完成廠址釋放。

4. 執行確認調查

需決定由管制機關執行或委由第三方驗證機構執行，除了必須依循管制機關的視察指引之外，執行單位也應備妥獨立確認調查相關的程序書及品質保證手冊並據以執行。除了過程中視察的發現，管制機關或其承包商可能有必要進行確認性測量，以在設施經營者完成最終狀態偵檢後提供補充訊息，並確保由設施經營者提報的偵檢結果可準確並足以代表設施當前的條件。然而，只有在對設施經營者的最終狀態偵檢結果存有重大疑問時，才需要進行全面的確認調查，例如：對設施經營者的最終狀態偵檢所進行的過程中視察發現了重大且未解決的問題，亦即測量結果或土壤濃度範圍與釋放標準不符、區域分級不確實或儀器校正程序有缺失等；設施經營者有重複違規的歷史，致使管制機關、公眾或國會對調查結果或現場的清理工作缺乏信心；或者廠址太小（如部分廠址釋放的做法）而無法進行過程中視察。值得注意的是，視察員可能會執行有限的測量（分開取樣、併行取樣、直接測量等），以作為設施經營者正在進行的最終狀態偵檢計畫的過程中視察的一部分。在視察期間，建物、房間、家具、系統和設備；通風管道、過濾器、水槽、排水管、集水槽；架高裝置、牆壁和地板等都應視為要調查的區域。

5. 調查記錄與分析比較

依照量測的位置紀錄調查結果，並依次序編號，清楚呈現所記錄的確認調查結果，並與DCGL或管制標準進行比對，據以評估驗證結果是否與最終狀態偵檢結果相符，得以安全外釋。針對有要求提交報告的設施經營者，應藉由審查紀錄與文件來確認，如：人員或負責執行除役作業的雇員之曝露及監測報告應是否以提交予管制機關或員工。此外，管制機關也應告知設施經營者有關除役紀錄保存的要求，並確認其已因應紀錄保存而制訂周延的計畫或安排。

6. 提出確認調查報告

執行確認調查之單位需提出最終的確認調查報告，做為執照終止的正式文件，內容總結該調查過程中所採取的措施以及調查人員的發現和評估結果，必須闡明確認調查結果與最終狀態偵檢結果是否相符，如發現不符之處，應仔細說明並記錄後續建議之處理方法，此報告完成後以正式文件送交設施經營者作為改正參考，並作為管制機關決定廠址是否安全外釋的參考基礎。

三、第三方驗證調查報告的國外案例

過去美國已有許多核電廠除役的案例，而大部分的這些核電廠在廠址外釋之前也都經歷了由美國NRC所委託的第三方驗證機構執行較小範圍的過程中視察或全面且嚴謹的獨立確認調查。美國ORISE機構為美國能源部

(DOE) 與NRC合格的承包商，可獨立承攬環境評估和驗證的工作。自1980年以來，ORISE已承接過許多美國除役核電廠或放射性相關設施的獨立確認調查工作。如同計畫書所述，我們在本計畫中對數個國外案例進行研析，在109年度的研究報告中係針對Rancho Seco Nuclear Generating Station (RSNG)及Humboldt Bay Power Plant (HBPP)有詳細說明，因此本次研究計畫以Yankee Nuclear Power Station (YNPS)、Zion Nuclear Power Station (ZNPS)兩個電廠，分別說明其獨立驗證調查關於建築物與環境的案例分析，以符合招標規範之需求。另外物質與設備的部分，以目前所收集到的資料來說，是以Humboldt Bay Power Plant (HBPP)的偵檢計畫和驗證程序進行進一步分析探討。

(一) 錫安核電廠獨立驗證案例(犧牲屏障相關的地下土壤)

錫安核電廠(Zion Nuclear Power Station, ZNPS)犧牲屏障相關的地下土壤驗證案例係由ORISE依美國NRC要求於2019年7月15日至19日進行，並於半年後(2020年1月)提出獨立驗證報告，是一個除役核電廠環境相關的獨立驗證案例，目標物件為錫安核電廠犧牲屏障相關的地下土壤(subsurface soils associated with the sacrificial barrier)，其主要驗證偵檢的方法為「表面掃描」以及「土壤採樣分析」。

在2019年4月的驗證性調查中，ORISE工作人員進行了伽馬射線表面掃描，確定發現一些與局部背景有明顯區別的升高反應之位置(可能異常熱點存在區域)。隨著調查進度持續進行，廠方為了評估該異常狀況而請求美國NRC暫停執行中的確認調查活動。美國NRC於是同意了該項請求，但要求ORISE確實分析所有收集到的確認調查樣品，其中共有16個判斷性土壤樣本(自15個地點收集)，其中兩個樣品是離散的放射性粒子(discrete radioactive particles, DRP)，僅含有Co-60核種；在另一個包含混凝土樣碎屑的取樣位置發現被Cs-137污染，周圍的土壤超過了DCGL_{Op} (operational derived concentration guideline level)的比例總和(sum of fractions, SOFs)的允許值(值1法則)。所有其他包括Sr-90和Ni-63在內的關切核種(radionuclides of concerns, ROCs)比他們各別的DCGL_{Op}少，所有Sr-90和H-3濃度均低於分析值最低可測濃度(minimum detectable concentration, MDC)。

2019年7月，應NRC的要求，ORISE返回現場重新執行先前的操作計劃並部分實施確認性調查。從19個地點收集共21個判斷樣本，一個主要包含Cs-137的樣品超過了基於DCGL_{Op}的允許SOF(值1法則)，但小於允許的限制DCGL_{BC}(Base Case DCGL)；兩個樣品含有DRPs，僅由Co-60組成。其他所有發射伽馬射線的ROCs的結果均小於DCGL_{Op}。根據伽馬能譜分析結果選擇了八個土壤樣本的組合，分析其Sr-90、Ni-63和H-3，發現只有Ni-63被檢

測到超過MDC，但其濃度小於1% DCGL_{Op}。根據2019年7月確認性調查的結果，研究區域確實包含殘留放射性，此調查結果提供給NRC進行評估。

1. 背景簡介

ZNPS包括兩個反應器，分別是1號機組和2號機組，各在1973年至1997年和1974年至1996年之間商業化運轉。1998年停止運轉後，從兩個反應器中取出燃料組件，並把燃料組件放入用過燃料池，然後將這兩部機組都處在安全貯存(safe storage, SAFSTOR)的狀態，等待廠址開始除役和進行拆除工程。2010年美國NRC核發的運轉許可證從Exelon發電公司(Exelon)轉移到Zion Solutions, LLC(ZS)，允許從2010年開始的物理除役過程，預計在十年內完成。ZNPS的最終狀態和主要除役目標是將所有用過核燃料轉移到獨立的用過核燃料貯存設施，並減少殘留放射性等級至低於10 CFR 20.1402中所指定的標準，從而允許廠址以不受限制使用的規格進行外釋。成功完成除役活動後，該廠址的控制和責任將轉移回Exelon，其獨立用過核燃料貯存設施(independent spent fuel storage installation, ISFSI)依據Exelon許可證第50部分(Exelon's Part 50 License, EC 2015)進行相關的維護工作。

作為除役作業的一部分，除了少數例外區域，所有上層建築都將被拆除。海拔588英尺以下的結構(參考平均海平面)，主要包括外部路基牆和地板則將被保留，這些地下室結構可回填作為最終廠址復原的一部分。為了證明符合10 CFR 20.1402外釋標準，ZS針對剩餘地下室結構，包含相關的嵌

入式管道和穿透管道、地下管道以及地面和地下土壤實施最終狀態偵檢(FSS)。ZS執照終止計劃(license termination plan, LTP)(ZS 2018)的第5章概述了FSS方法(ZS 2017)，主要還是基於多部會輻射探測和場地調查手冊MARSSIM(Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual)中指導的方法(NRC 2000)。NRC 發布許可證修正案 191 和 178批准 ZS 的2018年9月的LTP (NRC 2018)。

關於犧牲屏障的定義，在ORISE的驗證報告中有簡略說明，提到ZS為了某些特定的作業，會將乾淨的借用物體放在原始等級的土壤上，用以「捕獲」材料，例如：拆除活動產生和散佈的灰塵和碎屑。此借用層稱為犧牲屏障，拆除活動結束後，ZS從原始等級土壤上去除了犧牲屏障及其他土壤，因此可能留下一個經過曝露的地下層，此土層被假定為不受現場操作的放射性影響。ZS對曝露的地下層以步行(walk-over)方式執行高密度伽馬調查，作為放射性評估(radiological assessment, RA)的一部分。ZS致力於在土地復原後收集地下土壤體積樣品作為FSS的一部分，NRC遂要求ORISE執行去除ZNPS的犧牲屏障後，對犧牲屏障相關的地下土壤調查單位進行確認性調查活動，此份報告總結了這些區域的確認性調查活動和結果。

2. 廠址描述

ZNPS位於伊利諾伊州萊克縣(Lake County, Illinois)，位於錫安市(City of Zion)的最東端。此地距離伊利諾伊州芝加哥(Chicago, Illinois)以北約64公里

(40英里)，威斯康辛州密爾瓦基市(Milwaukee, Wisconsin)以南約68公里(42英里)威斯康星州密爾沃基市。設施經營者控制的場地佔地約134公頃(331英畝)，位於伊利諾伊州海灘州立公園的北部和南部之間密西根湖西岸(EC 2015和ZS 2018)。圖 3.2 是ZNPS概略的鳥瞰圖。廠址及周邊地勢相對平坦，廠址已開發區域的海拔高度位於平均海平面以上約591英尺處，而海拔位於東部邊界的密西根湖在低水位時約為577.4英尺(ZS 2018)。

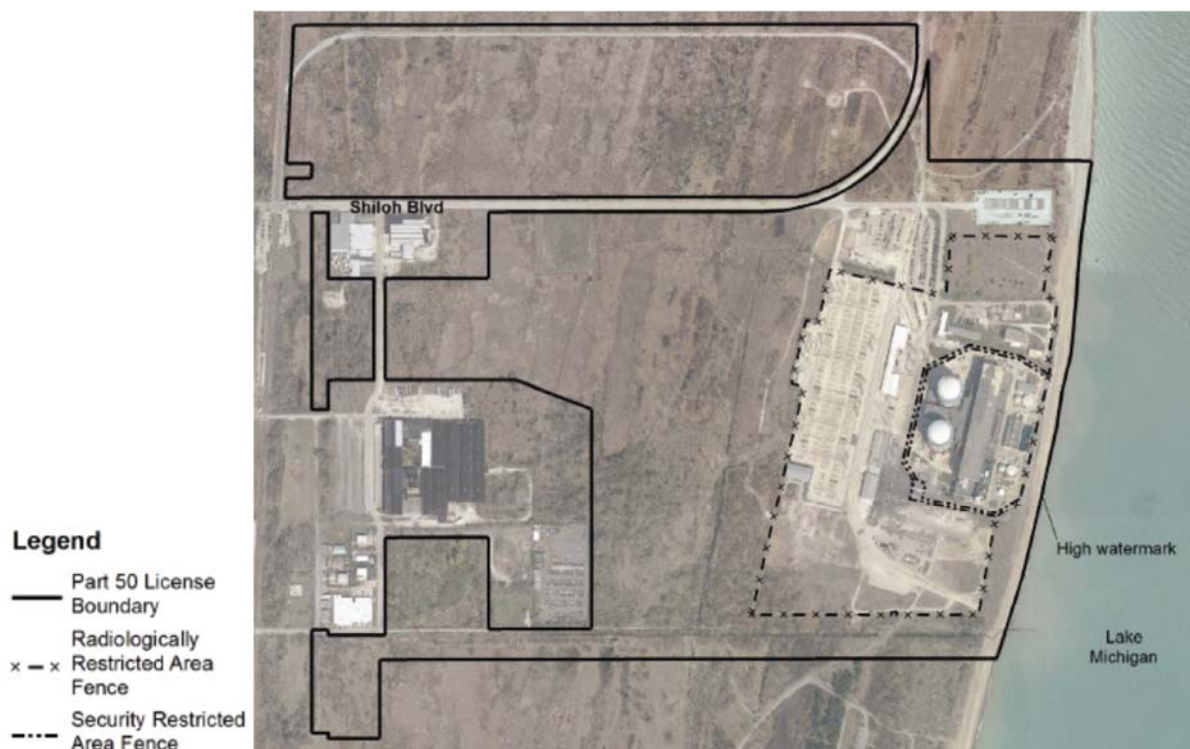


圖 3.2、ZNPS 廠址鳥瞰圖

安全限制範圍內的區域包含發電廠的主要部件，包括兩個圍阻體容器(container vessels)、氣渦輪機(turbine)、圍欄屋(crib house)和一個廢水處理設施(waste water treatment facility)。該廠址將土地區域細分為數個偵檢單元

(Survey Units, SUs)並予以標號，如圖3.3所示。(此次確認調查的區塊則是中間由12201西半部區塊、12202、12104~12111等區塊，屬於廠址中間部分受影響程度較大之區域)。安全限制範圍內的區域包含發電廠的主要部件，包括兩個圍阻體容器(container vessels)、氣渦輪機(turbine)、圍欄屋(crib house)和一個廢水處理設施(waste water treatment facility)。

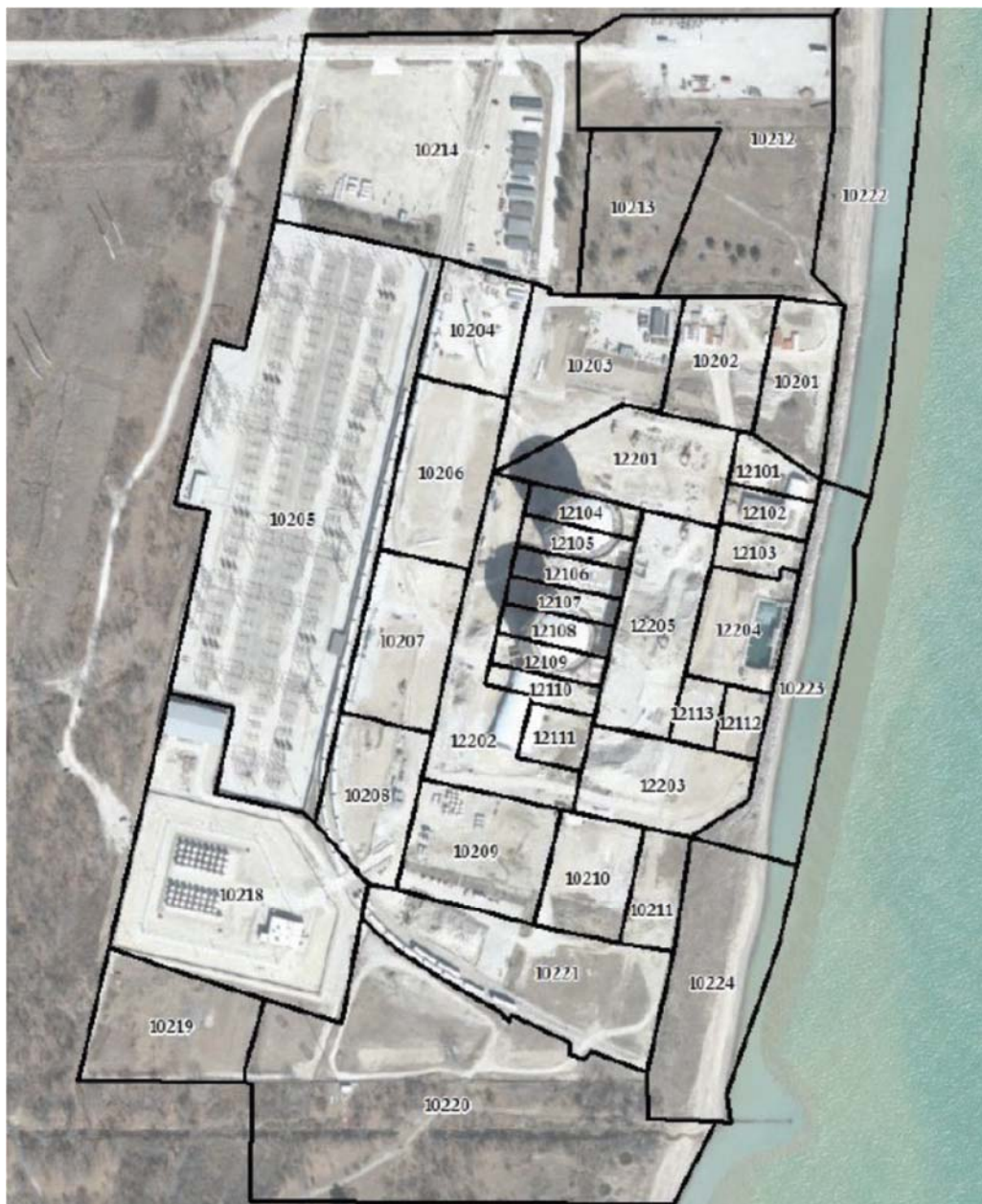


圖 3.3、ZNPS 偵檢單元的劃分

3. 資料品質目標

ORISE一貫的資料品質目標程序都是依照美國環保署(Environmental Protection Agency, EPA)的指引文件「Guidance on Systematic Planning Using the Data Quality Objectives Process (EPA 2006)」，此份ZNPS的獨立驗證偵檢報告也不例外，其程序仍依照EPA建議的：(1)陳述問題；(2)指定決策目標；(3)指定輸入；(4)定義研究邊界；(5)建立決策規則；(6)指定決策錯誤限值；(7)優化獲取資料設計等七個步驟。依據這個程序，ORISE在2019年已經提出一份完整的確認調查程序。

(1) 陳述問題

基於NRC要求ORISE執行ZNPS的獨立確認調查，提供NRC對於該廠址的放射性評估所需之客觀獨立確認調查資料，所陳述的問題為：

「確認調查活動對於產出獨立的放射性資料供 NRC 在評估 RA 調查設計、實施、以及證明符合放行標準的結果是必要的。」

(2) 指定決策目標

這個案例的決策目標也很單純的為：

「確認調查結果是否指出在ZNPS電廠犧牲屏障區域相關的地下土壤中殘餘的放射性污染？」

其所對應的對立行動(Alternate Actions)包含兩個對立面向，若決策目標為「是」(Yes)，則將資料編譯確認並將結果報告給 NRC做後續決策，並提供對驗證調查結果的獨立解釋，說明其已經滿足「有」發現異常的現場，或實驗室數據和(或)抽樣分布檢查與評估的條件已被滿足；若決策目標為「否」(No)，則將資料編譯確認並將結果報告給 NRC做後續決策，並提供對驗證調查結果的獨立解釋，說明其已經滿足「未」發現異常殘餘放射性活度的區域，定量現場和實驗室數據已符合NRC許可的除役條件，或樣本抽樣分布檢查/評估的條件已被滿足。簡言之的決策陳述為：

「確認調查的結果有(/沒有)發現異常結果或其他情況，並且結果是(/否)低於 NRC 批准的終點標準。」

(3) 指定輸入

輸入的資料為做為前述決策目標的參考資料與佐證量測結果，包含：
由廠址產生的物件土壤表面輻射評估資料

- ZNPS復原計畫與LTP(ZS 2018)
- DCGLs、ROCs、MDCs等相關資料
- ORISE直接伽瑪輻射掃描驗證
- ORISE土壤樣品分析結果

表3.1為ZNPS地下土壤的ROCs及其對應的DCGLs和MDCs，ZNPS的主要ROCs為來自反應器運轉時所產生的分裂與中子活化的貝他-伽瑪射源，

與大多數的獨立確認調查報告不同之處在於這份報告的對象目標是地下土壤，可能考慮地下水活動與核種遷移的部分，因此除了一般必定會驗證的Co-60、Cs-134/137之外，也加入了Ni-64、Sr-90、H-3這三個放射性核種，但這三個核種屬於難測元素(hard-to-detect ROCs, HTD ROCs)，必須藉由實驗室方法進行分析，無法從現場掃描得知其濃度含量，其中的H-3並未被指為主要的關切核種，故在當初也並未針對其進行DCGLs的推導，故表中僅列示其Analytical MDCs。

表3.1、ZNPS地下土壤ROCs及其對應的DCGLs和MDCs

Table 3.2. ZNPS Subsurface Soil DCGLs ^a and Corresponding MDCs (pCi/g)				
ROC	DCGL _{BC}	DCGL _{Op}	Nominal Scan MDC ^b	Analytical MDC ^c
Co-60	3.44	0.881	3 to 5	< 0.1
Cs-134	4.44	1.137	Unknown	< 0.1
Cs-137	7.75	1.984	6 to 8	< 0.1
Ni-63	763.02	195.333	HTD	<2
Sr-90	1.66	0.425	HTD	~0.2
H-3	- ^d	- ^d	HTD	<3

^aRecreated from ZS 2018

^bApproximated using the methods described in NRC 2000

^cBased on observed analytical MDCs

^dH-3 is not identified as a primary ROC; therefore, DCGLs are not available

pCi/g = picocuries per gram

MDC = minimum detectible concentration

HTD = hard-to-detect ROCs; scanning instrument not sensitive to these ROCs

表中列示的兩種DCGLs，包含DCGL_{BCS}和DCGL_{Ops}，在驗證報告中有簡述其定義，DCGL_{BSS}指得是關鍵群體接受到高於背景值的殘餘輻射等級而可能造成年有效劑量25 mrem/y所對應的比活度(使用pCi/g作為單位)，定名為基本條件DCGLs(Base Case DCGLs, DCGL_{BCS})，為了確保來自所有與廠址相關的射源項——地下室結構、土壤、埋地管道和地下水——低於NRC批准的外釋標準，DCGL_{BCS}進一步減少到操作(Operational) DCGLs (DCGL_{Ops})，DCGL_{Ops}係用於整治和FSS/RA設計目的的期望值，其值低於DCGL_{BSS}。

二種DCGLs都適用於值一法則的判斷式($SOF_{Sample} < 1$)，這裡的SOF定義為

$$SOF_{Sample} = \sum_{j=1}^n \frac{C_{sample,j}}{DCGL_j},$$

其中 $C_{Sample,j}$ 為ROC”j”的樣本活度、 $DCGL_j$ 為ROC”j”的DCGL_{BC}/DCGL_{Op}。

(4) 定義研究邊界

資料品質目標的四個步驟為定義目標群體與空間邊界，也包含資料收集的時間框架，用以做出決策、解決實際限制，以及確定必須做出獨立決策的最小亞群、面積、體積和時間。這次的確認調查的執行涵蓋兩段時間：2019年4月16~18日、2019年7月15~19日，確認調查的物理邊界如圖3-4所示，另因安全進入管制的考量，此次調查有額外的物理邊界，因此並未對目標區域進行全面(100%)調查，主要的原因是場地的積水，因為未知水

深的緣故，ORISE調查小組未被允許進入這些區域，與發電區域相關的所有子偵檢單元都被廠方列為Class 1等級的高放射性影響區域，有必要執行高強度確認調查。

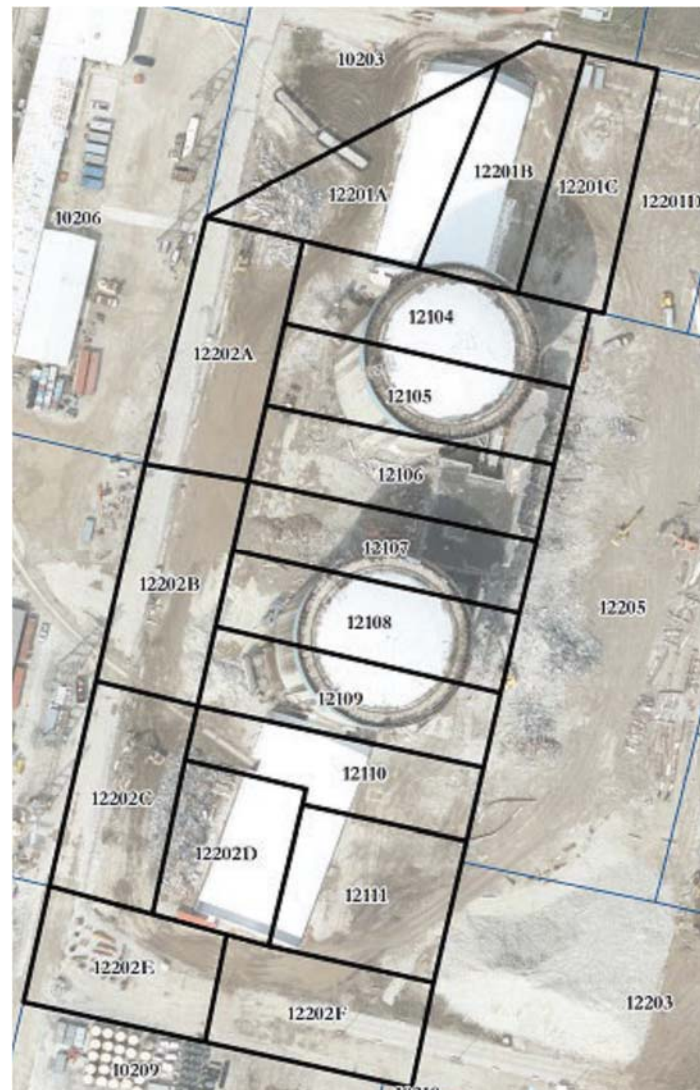


圖 3.4、確認調查關聯的偵檢單元(ZNPS 的主要發電區域)。黑線：發電區域偵檢單元邊界，藍線：其他偵檢單元邊界

(5) 建立決策規則

範圍界定之後，ORISE依照DQO的步驟定義虛無假設(null hypothesis, H_0)與對立假設(alternative hypothesis, H_A)，利用反證法來證實我們的推論，分別為：

H_0 ：犧牲屏障的地下土壤並未含有殘餘關切核種污染

H_A ：犧牲屏障的地下土壤含有殘餘關切核種污染

虛無假設 H_0 若被推翻可能並不表示該區域不可被外釋，應仔細考慮殘留污染的所占面積，最終仍將由NRC對任何在確認調查期間發現的剩餘熱點進行評估。

對可抵達的土壤區域(犧牲屏障移除後，其下方的表面土壤)進行伽瑪步行偵檢資料收集是主要有興趣的「定性」參數，由偵檢人員執行直接伽瑪掃描即時(real-time)及(或)將掃描資料經後續處理(post-processing)確認該區域含有高於局部輻射背景等級，將這些區域標記出來做進一步量測。有興趣的「定量」參數為個別的土壤樣品濃度及其相關的分析最小偵測極限(analytical MDC)。總和而言，本次確認調查的決策規則如下：

「如果確認樣品中的關切核種濃度低於分析偵測極限，則假定對象區域並沒有殘留污染。否則，目標區域可能會受到廠址操作的影響並可能需要採取額外的行動，需將結果提交給NRC進行評估。」

(6) 指定決策錯誤限值

DQO程序的第六個步驟是指定決策錯誤的限制，決策錯誤同時受到調查活動和資料品質評估(data quality assessments, DQAs)的控制，如同表3.1中所列示的偵檢器掃描MDCs應大於地下土壤的DCGL_{Op}，所有在此次確認調查中被發現異常高於背景值的資料或其後續資料評估均需與NRC工作團隊進行徹底調查與討論，此外，這個案例選擇的分析MDCs約為DCGL_{Op}的10%(Sr-90是例外，其所對應的分析MDC為DCGL_{Op}的50%)。

(7) 優化獲取資料設計

DQO程序的最後一個步驟為優化獲取資料設計，用於審查 DQO 輸出、開發數據收集設計備選方案、為每個設計製定數學表達式、選擇樣本量以滿足DQOs、決定商定替代方案最具資源效率的設計、記錄必要的細節等。

4. 調查程序

ORISE調查團隊對NRC特別要求的可進入調查區域進行了目視檢查、測量和取樣活動，調查活動符合橡樹嶺聯合大學(ORAU)放射和環境調查程序手冊 (Oak Ridge Associated Universities (ORAU) Radiological and Environmental Survey Procedures Manual)和ORAU環境服務和輻射培訓質量計劃手冊(ORAU Environmental Services and Radiation Training Quality Program Manual) (ORAU 2016a/2019a)。

(1) 參考系統

ORISE 參考使用全球定位系統(GPS)座標的確認測量/採樣位置，使用伊利諾伊州東州平面1201 NAD 1983(公尺)。測量和取樣位置記錄在詳細的調查地圖上。

(2) 表面掃描

在幾乎所有ORISE案例中，表面掃描多半使用Ludlum系列的NaI偵檢器(Ludlum model 44-10 2 inch x 2 inch NaI[Tl]偵檢器)，用以評估土地區域的直接伽瑪放射性等級，ZNPS犧牲屏障地下土壤區域屬於Class 1的高強度區域，所以採用中高密度的掃描覆蓋率，所有的偵檢器接在Ludlum model 2221尺規速率計上並有聲音指示，速率計與手持GPS紀錄儀相連，可以同步以電子方式紀錄偵檢器讀數與其對應的GPS資訊，一旦偵檢器發現讀數超過背景值，則表示該區域存在殘餘污染，將立即標記該處並進行取樣，進行後續調查，此外，直接伽馬掃描數據在離開現場之前進行處理和審查，以確定是否需要任何額外的判斷採樣位置。

(3) 量測/取樣位置

評估平均濃度並不特別要求進行隨機取樣，任何單一的陽性檢測都可能需要後續行動，但是建議用隨機取樣實現更大機率發現土壤濃度大於DCGL但小於掃描MDC，用以發現掃描未能探知的可能污染區域。然而，實施調查的時間邊界不便依照特定計畫收集隨機數據。因此，在NRC同意之下，所有樣本/測量值都是從判斷位置進行收集。

(4) 土壤取樣

ORISE從目標區域中判斷性地選擇土壤採樣位置，並在移除犧牲屏障後進行樣品收集，這些樣品將代表最終回填後的地下土壤條件。土壤樣品從曝露表面收集到15公分深。在兩次調查之間共採集了37個樣本(4月的16個以及7月的21個)，兩次調查各選了2個NaI偵檢器反應密集度較高的區域進行取樣(總共4個)，每個區域的離散放射性顆粒都被確認且被現場分離出來，4月的那次調查在取樣前就把離散放射性顆粒分離出來，7月那次則是在取樣之後進行分離，之後將這些離散顆粒進行確認分析以確認污染核種。

取樣前後都有對取樣位置進行1分鐘的靜態NaI計數，用以評估深度污染的可能性。

5. 樣品分析與資料解讀

樣品和資料送回ORISE做分析與解讀，由Oak Ridge的Radiological and Environmental Analytical Laboratory (REAL)進行樣品保管，樣品分析符合ORAU Radiological and Environmental Analytical Laboratory Procedures Manual (currently ORAU 2019b)，除了離散顆粒外，樣品被均質化並透過高解析度伽瑪光譜儀分析來自分裂和活化產物的伽瑪核種。體積土壤樣品的活度結果使用pCi/g作為單位，離散放射性顆粒則使用總活度(μCi)為單位。土壤樣本也為其所含的難測關切核種進行分析，依據NRC指示將7月收集的8組樣品(包含離散放射性顆粒和5271S0045樣品)做難測核種分析，此選擇是

基於伽瑪光譜分析結果。REAL採用濕化學及物質氧化方法處理難測核種樣品，將Sr-90、Ni-63、H-3分離出來，採用低背景比例計數或液態閃爍計數量測期比活度(pCi/g)。

掃描資料使用分位圖(quantile plots)和直方圖(histograms)繪製作為後續評估，分位圖是一種特殊圖象工具用來評估資料的分布，其垂直Y軸表示的是關切核種的計數率(以cpm做單位)，水平X軸則表示關於平均值的資料分位數，小於(大於)平均值的數值被表示在負(正)分位數，沒有被異常值(即背景群體)歪斜的常態分佈將顯示為一條直線，其斜率與數據群體之間的可變性程度有關。若有多個分佈(例如背景加污染或其他異常值)則顯示為階梯函數。

土壤樣品分析結果使用條形圖繪製，通常稱為一維散布圖(1-D scatter plots)。

6. 發現與結果

圖3.5為兩次確認調查的伽瑪步行資料分位圖，圖中陡峭的增加顯示了離散放射性顆粒存在相關的訊息，4月的結果中顯示在抽樣調查的區域中雖然背景值低且均勻分布，但發現許多較背景值高出甚多的離散顆粒，而7月的量測結果顯示抽樣區域的放射性背景濃度存在一定程度的不均勻性，導致其具有一個較具斜率的坡度，並且也發現離散顆粒的存在，但其計數率的最高值小於4月的取樣量測結果約1個數量級。

2019年4月進行的廠址訪視從ZNPS確認調查區域中的15個位置取了16個樣品，其中2個發現離散顆粒存在，表3.2是該次取樣土壤樣本關切核種的比活度總結，除了標註各核種的最大最小值外，也標註最大值所在的樣品編號與來自哪個偵檢單元。在報告中也說明了難測核種的取樣資訊，包括取樣數量(13)、有多少數量及具有哪些核種超過分析MDC(有5個樣品內含Ni-63濃度超過分析MDC，並未發現Sr-90、H-3超標樣品)。

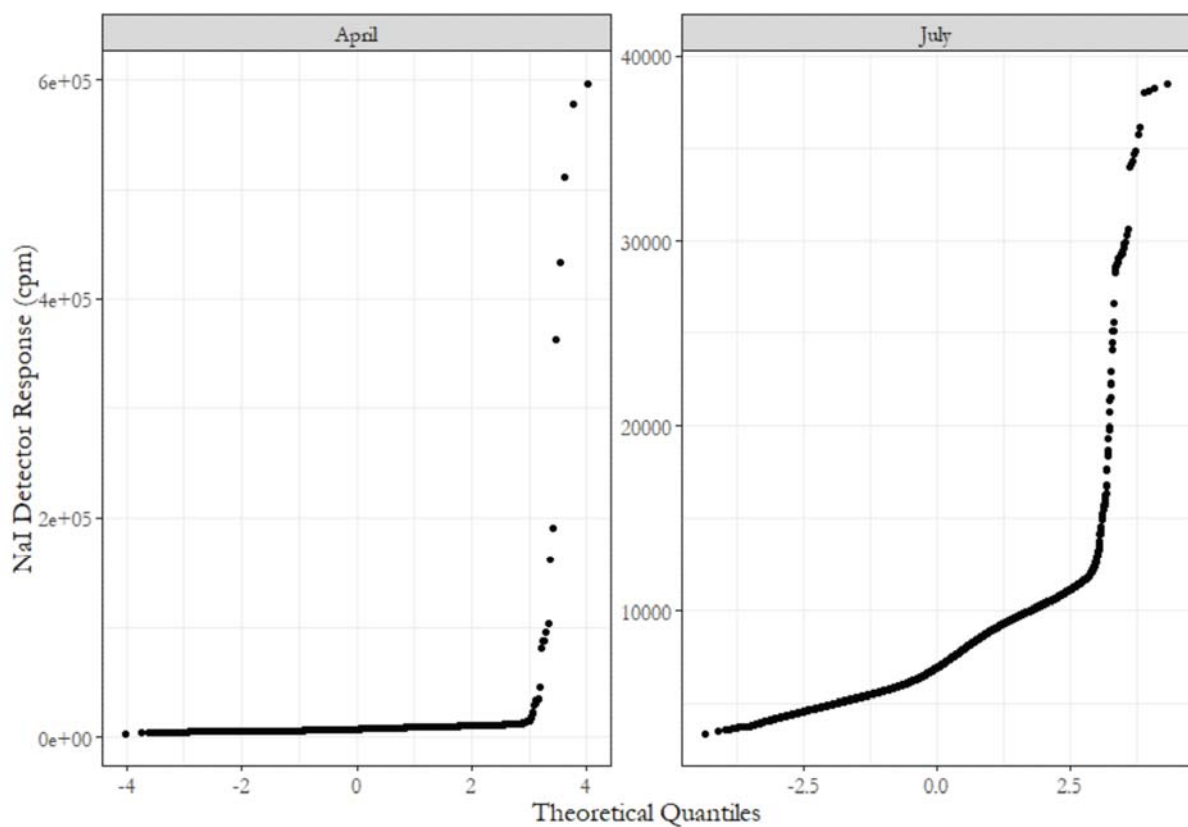


圖 3.5、兩次確認調查的伽瑪步行資料分位圖

表3.2、2019年4月廠址訪視ZNPS土壤樣本關切核種比活度摘要

Table 6.1. Summary of ROC Concentrations in Soil Samples Collected During the April 2019 Site Visit (pCi/g)								
Parameter	Co-60	Cs-134	Cs-137	Ni-63	Sr-90	H-3	SOF _{OP} ^a	SOF _{BC} ^a
Min	-0.013	-0.035	-0.031	0.9	0.01	-1.7	0.07	0.02
Max	3.69 ^b	0.040	1672 ^b	3.8	0.20	-0.20	847	217

^aThe SOF does not include the fractional contribution from tritium; adjusted DCGLs are not presented in the site's LTP

^bSample result is approximate. Results are from 5271S0045

圖3.6為2019年4月廠址訪視ZNPS土壤樣本確認調查的1維散布圖，因為樣品5271S0045的Co-60和Cs-137強度大幅超越其他樣品，並未在圖上表示出來，除了它以外的其他樣品，都在一個範圍接近的比活度範圍之內。

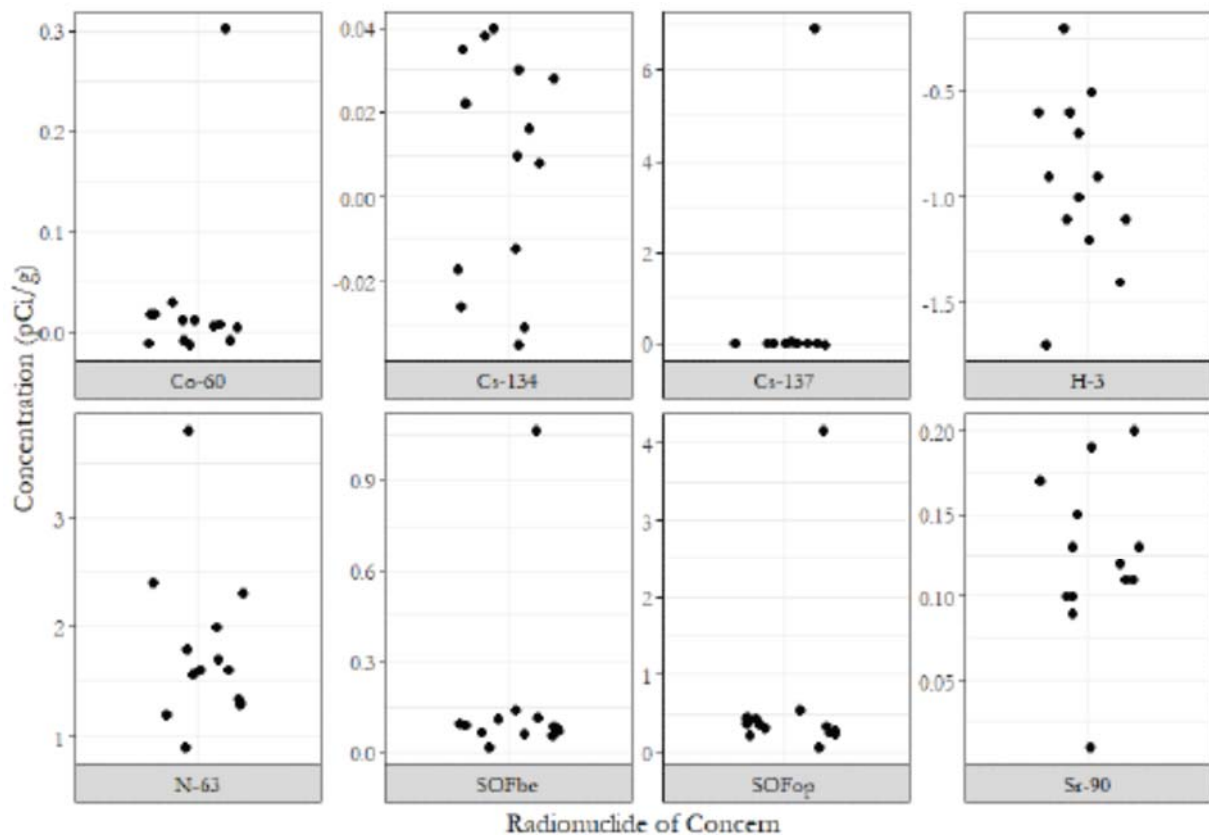


圖 3.6、2019 年 4 月廠址訪視 ZNPS 土壤樣本確認調查的 1 維散布圖

表3.3為此次調查中對其中兩個離散放射性顆粒樣品進行分析的結果，只有Co-60超過分析MDC，其結果並未與DCGL做比較，因為所取樣品的物理型態並未符合廠址概念模型。

表3.3、2019年4月廠址訪視ZNPS離散顆粒的核種活度

Table 6.2. Radionuclide Activity of Discrete Particles from the April 2019 Site Visit						
Sample ID	Survey Unit	ROC Activity and Uncertainty (μCi)				
		Co-60	Cs-134		Cs-137	
5271S0039	12106	1.757 ± 0.094 ^a	-1.20E-04	± 6.70E-04	6.90E-04	± 3.20E-04
5271S0054	12106	0.372 ± 0.011	-3.0E-05	± 7.30E-04	2.40E-04	± 3.20E-04

^aUncertainties represent the total propagated uncertainty reported at the 95% confidence level

2019年7月進行的廠址訪視從ZNPS確認調查區域中的19個位置取了21個樣品，也在其中發現有2個存在離散顆粒，表3.4是該次取樣土壤樣本關切核種的比活度總結，並在其中的8個樣品進行難測核種分析，發現其中一個樣品含有超標的Ni-63，Sr-90和H-3則並未被發現超標。

表3.4、2019年7月廠址訪視ZNPS土壤樣本關切核種比活度摘要

Table 6.3. Summary of ROC Concentrations in Soil Samples Collected During the July 2019 Site Visit (pCi/g)								
Parameter	Co-60	Cs-134	Cs-137	Ni-63	Sr-90	H-3	SOFO _p ^a	SOF _{BC} ^a
Min	-0.016	-0.043	-0.030	0.04	-0.020	-1.00	0.00	0.00
Max	0.511	0.041	1.70	1.68	0.11	0.6	1.45	0.37

^aThe SOF does not include the fractional contribution from tritium

圖3.7為2019年7月廠址訪視ZNPS土壤樣本確認調查的1維散布圖，因為樣品5271S0073以外的其他樣品，都在一個範圍接近的比活度範圍之內。而5271S0073的SOF超過了值一法則限值(DCGL_{Op})，但各關切核種濃度都低於他們對應的DCGL_{Op}，若與DCGL_{BC}比較的話，其SOF值為0.37。

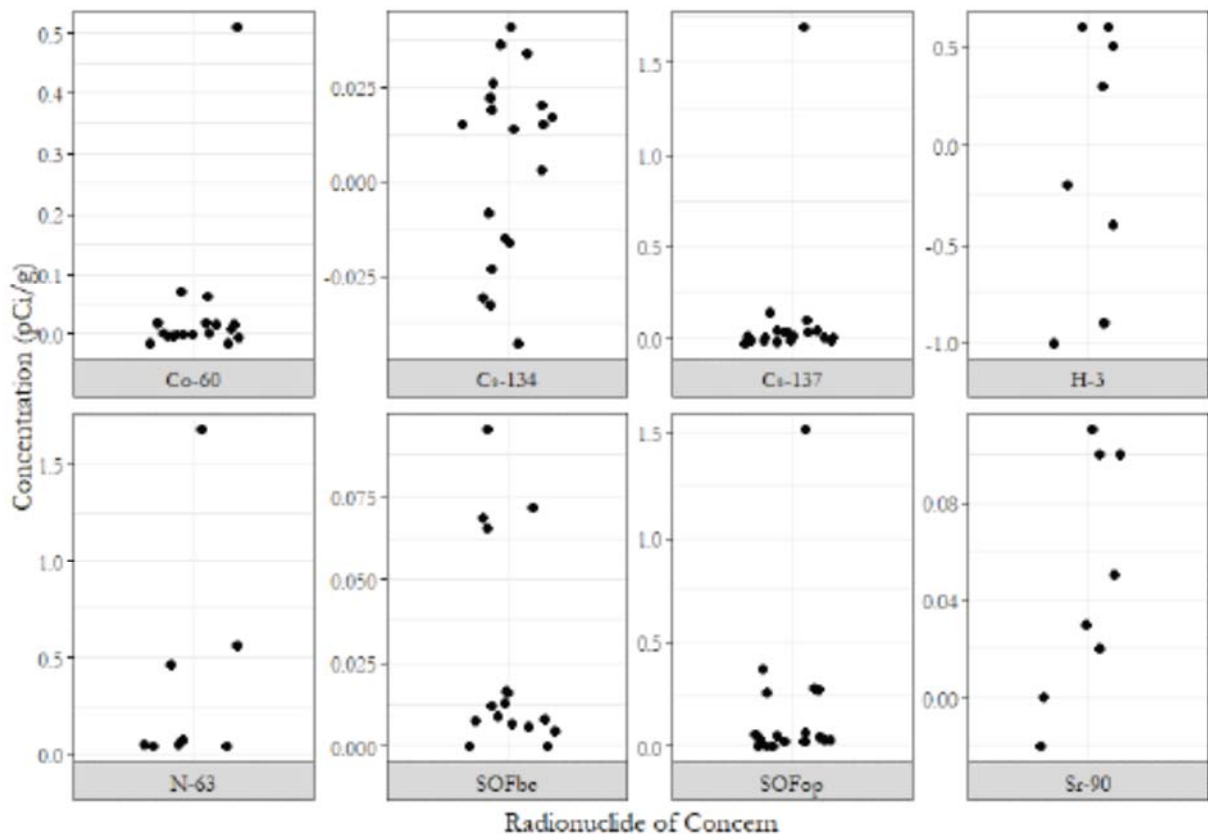


圖 3.7、2019 年 7 月廠址訪視 ZNPS 土壤樣本確認調查的 1 維散布圖

表3.5、2019年7月廠址訪視ZNPS土壤樣本關切核種比活度摘要

Table 6.4. Radionuclide Activity of Discrete Particles from the July 2019 Site Visit					
Sample ID	Survey Unit	ROC Activity and Uncertainty (μCi)			
		Co-60	Cs-134	Cs-137	
5271S0055A	12202D	0.259 ± 0.013 ^a	6.0E-05 ± 2.00E-04	5.0E-05 ± 1.30E-04	
5271S0056A	12202F	0.450 ± 0.023	-8.0E-05 ± 3.60E-04	1.40E-04 ± 1.40E-04	

^aUncertainties represent the total propagated uncertainty reported at the 95% confidence level

土壤樣本5271S0055和5271S00562的離散顆粒在離開廠址前就被分離並盛裝，因此在樣本原始編號後面加一個「A」做為這兩個離散顆粒樣本的新編號，表3.5總結了這兩個分離盛裝的離散顆粒樣本的關切核種總活度。

7. 摘要與結論

ORISE在摘要與結論中將前面所述的各項資訊做了重點說明，因為這份報告是將這兩次相關聯的獨立確認調查整合在一起，所以在結論中也是依次將兩次調查結果做摘要說明，由於第一次(2019年4月)是在確認調查過程中發現了離散顆粒，故請求NRC暫停驗證調查作業進行評估並採取修正行動後，於2019年7月再進行一次確認調查。兩次確認調查總計取了37(16+21)個樣品(在34個位置, 15+19)進行確認調查，兩次都有發現離散顆粒的存在，而在離散顆粒被移除之後，NaI偵檢器便回復背景值，顯示污染源已經被捕獲，除了一個樣品的SOF超過基於DCGL_{Ops}的值一限值之外(但並未超過基於DCGL_{BCS}的值一限值)，其餘樣品的量測結果均低於分析MDC

或DCGL_{Op}。據此，ORISE下的結論為：「研析之區域含有殘餘放射性，調查結果在此提供給NRC進行評估。」

8. 案例研析資訊彙整

(1) 儀器

ORISE的這份確認調查報告主要使用表面掃描方式去發現較高的伽瑪輻射資訊，土壤樣品則係取樣後送至ORISE進行核種分析。

所有現場儀器的校正均基於美國國家標準與技術研究院(National Institute of Standards and Technology, NIST)的標準/來源。偵檢活動的程序則基於下列文件：

- ORAU Radiological and Environmental Survey Procedures Manual (ORAU 2016a)
- ORAU Environmental Services and Radiation Training Quality Program Manual (ORAU 2019a)
- ORAU Radiological and Environmental Analytical Laboratory Procedures Manual (ORAU 2019b)

上述文件的內容符合美國能源部414.1D號命令及美國NRC核物質安全與保安辦公室品保手冊(Quality Assurance Manual for the Office of Nuclear Material Safety and Safeguards)，包含在程序執行期間的量測到評估過程。

所使用的儀器如下：

掃描與量測相關偵檢器組合(伽瑪)
Ludlum NaI Scintillation Detector Model 44-10, Crystal: 5.1 cm × 5.1 cm (Ludlum Measurements, Inc., Sweetwater, Texas)

Coupled to: Ludlum Ratemeter-scaler Model 2221 (Ludlum Measurements, Inc., Sweetwater, Texas) Coupled to: Trimble Geo 7X (Trimble Navigation Limited, Sunnyvale, CA)
實驗室分析儀器
Low-Background Gas Proportional Counter (氣體比例計數器) Series 5 XLB (Canberra, Meriden, Connecticut) Used in conjunction with: Eclipse Software Dell Workstation (Canberra, Meriden, Connecticut)
High-Purity, Extended Range Intrinsic Detector (HpGe偵檢系統) CANBERRA/Tennelec Model No: ERVDS30-25195 Canberra Lynx ® Multichannel Analyzer Canberra Gamma-Apex Software (Canberra, Meriden, Connecticut) Used in conjunction with: Lead Shield Model G-11 (Nuclear Lead, Oak Ridge, Tennessee) and Dell Workstation (Canberra, Meriden, Connecticut)
High-Purity, Intrinsic Detector (HpGe偵檢系統) EG&G ORTEC Model No. GMX-45200-5 Canberra Lynx ® Multichannel Analyzer Canberra Gamma-Apex Software (Canberra, Meriden, Connecticut) Used in conjunction with: Lead Shield Model G-11 (Nuclear Lead, Oak Ridge, Tennessee) and Dell Workstation (Canberra, Meriden, Connecticut)
High-Purity, Intrinsic Detector (HpGe偵檢系統) EG&G ORTEC Model No. GMX-30P4 Canberra Lynx ® Multichannel Analyzer Canberra Gamma-Apex Software (Canberra, Meriden, Connecticut) Used in conjunction with: Lead Shield Model G-11 (Nuclear Lead, Oak Ridge, Tennessee) and Dell Workstation (Canberra, Meriden, Connecticut)
High-Purity, Intrinsic Detector (HpGe偵檢系統) EG&G ORTEC Model No. CDG-SV-76/GEM-MX5970-S Canberra Lynx ® Multichannel Analyzer Canberra Gamma-Apex Software (Canberra, Meriden, Connecticut) Used in conjunction with:

Lead Shield Model G-11 (Nuclear Lead, Oak Ridge, Tennessee) and Dell Workstation (Canberra, Meriden, Connecticut)
Liquid Scintillation Counter (液態閃爍計數器) Perkin Elmer Tricarb 5110TR (Perkin Elmer, Waltham, Massachusetts)

(2) 品保程序項目

- 每日進行儀器背景和檢查源(check-source)量測，確認設備的運作在可以接受的統計波動範圍之內。
- 參與混合分析物性能評估計畫(Mixed-Analyte Performance Evaluation Program)和比對測試計畫(Intercomparison Testing Program)實驗室品質保證計劃。
- 對所有執行程序的人員進行訓練與認證。
- 定期進行內部與外部稽核。

(3) 取樣方式

ORISE對目標偵檢單元進行地毯式的 γ 偵檢(除了少部分積水區域)，再從偵檢結果中計數率較高的區域採集土壤樣品送實驗分析。

土壤樣品每個樣品約重0.5公斤，由ORISE人員使用乾淨的園藝鏟子，將土壤盛裝至新的樣品容器中，然後按照ORISE程序將容器貼上標籤並安全密封，在嚴密監管下將樣品運送到ORISE實驗室進行分析。在適用的情況下，離開廠址前將表現出較高放射性的離散顆粒在檢測之前與原始樣品分開並單獨裝入容器中。

(4) 分析方法

● 伽瑪能譜分析

對收到的樣品進行分析，根據需要將之均質化和(或)粉碎，並將乾燥的部分密封到適當體積的放射性樣品用馬林杯(Marinelli beaker, 如圖3.8所示)或容器中，選擇燒杯中的數量以重現校正後的計數幾何，量測材料淨重並使用與脈衝高度分析儀系統耦合的高純鍺偵檢器對樣品進行計數，背景值量測、康普吞移除、能峰位置確認、活度計測由分析儀系統內建的電腦功能進行，審視所有與關切核種相關的總吸收峰(total absorption peaks, TAPs)以確保活度一致，光譜並為其他可識別TAPs進行審視，表3.6為各核種計數一小時的TAPs和相關聯的MDCs。



圖 3.8、典型的放射性樣品用馬林杯

表3.6、各關切核種的總吸收峰及其最小可偵測活度

Table C.1. Typical MDCs Total Absorption Peaks		
Radionuclide	TAP (MeV) ^a	MDC (pCi/g)
Co-60	1.332	0.06
Cs-134	0.795	0.06
Cs-137	0.662	0.05

^aMeV = mega electron volt

● Ni-63分析

在土壤樣品中加入鎳和鈷作為載體，並用硝酸和鹽酸的混合物消解其為漿體(slurry)，經過陰離子交換色層分析法除去漿體中不需要的元素(例如鐵和鈷)，然後使用鎳選擇性樹脂濾罐從漿料中分離鎳，再用稀硝酸溶液將純化的鎳從濾罐上洗脫下來。Ni-63的活度用液體閃爍進行計數，對1克重含Ni-63樣品進行60分鐘計數時間的MDC為1.8 pCi/g。

● Sr-90分析

銨90(Sr-90)活度透過總樣品溶解和放射化學分離進行量化，並在低背景比例計數器上計數，樣品經過氟化氫鉀和焦硫酸熔合的混合液進行均質化和溶解。溶塊溶解後，銨會在硫酸鉛上共沉澱，將硫酸鹽複合物溶解在EDTA中，pH值為8.0。在pH為4.0的EDTA中重新沉澱硫酸銨，將銨與殘留的鈣和鉛分離，在DTPA中的銨和鋇混和後，將鋇沉澱為鉍酸鋇，從而將銨與鋇分離出來，最終銨將轉化為碳酸銨並在低背景氣體比例計數器上進行計數，對1克重樣含Sr-90樣品進行60分鐘計數時間的MDC為0.4~0.6 pCi/g。

● H-3分析

氡(H-3)的分析是對土壤樣品使用材料氧化劑並利用液體閃爍計數。材料氧化劑在氧氣流中燃燒樣品，並使燃燒產物(包括CO₂和水蒸氣)經過一系列催化劑，而後H-3由水攜帶並被捕獲在特定於水的誘捕閃爍混合物中。對1克重樣含H-3樣品進行60分鐘計數時間的MDC為3~5 pCi/g。

● 偵測極限

偵測極限指基於95%信心水準的MDCs，因為背景值的不同、量測效率、其他核種貢獻所致，偵測極限依樣品與使用儀器的不同而有所差異。

(5) 驗證標準及適用性評估

ORISE此次進行確認調查的驗證標準係與將抽驗區域的抽驗樣本的關鍵何種進行定性與定量的活度量測，並將其量測結果與ZNPS FSS報告中所呈提的DCGLs進行比對，除了單一核種的活度與其對應之DCGLs及MDCs進行比對之外，也使用值一法則進行複合核種樣品的驗證，因為抽驗樣品中發現離散放射性顆粒的存在，其中某些樣品的值一驗證也並未過關，因此ORISE驗證結論中明白指出該廠址仍具有殘餘放射性，建請美國NRC進行評估並決定後續處理方式。

由於本案例的目標區域為高度污染可能性的區域，故需針對區域進行高比例的偵測，所採用的方法是先執行表面 γ 掃描，除了部分積水區域外，執行地毯式全面性地掃描，然後再從掃描結果顯示較高計數率的區域採集

土壤樣品送實驗室分析，全面性的 γ 掃描可避免離散輻射顆粒未檢出的可能性，也能勾勒出整體場域表面輻射污染的分布情形，在較高輻射水平的區域取樣量測，便能確認該區域的污染核種。依此邏輯進行取樣點的決定，遠較隨機選取或依固定距離選取具有更好的科學性，並能針對問題點找出根源。

本案例中將確認調查關切核種的活度與單一核種的MDCs、DCGLs、複合核種的DCGL值一法則進行比對，係標準的確認調查驗證標準，MDCs和DCGLs均依照相關導則進行推導，經過管制機關核定，掃描量測、取樣方式、實驗室分析等技術都有明確的程序書，顯示確認調查的過程及驗證標準具備非常好的適用性。

(二) 洋基核電廠獨立驗證案例(汽機廠房與部分建築物)

美國Yankee Rowe核電廠(Yankee Nuclear Power Station，簡稱YNPS)位於美國麻薩諸塞州富蘭克林郡(Franklin County, Massachusetts，如圖3.9、圖3.11)，係一座單機組壓水式核電廠，由Yankee Atomic Electric Company (YAEC)負責建造及運轉，為美國第三座商業運轉，也是最早的民營核能電廠。在1954規劃建造當時，因新英格蘭區域有豐沛水力發電，且離煤礦運輸非常遠，因此，該廠的核能發電過去在當地具有非常的吸引力。

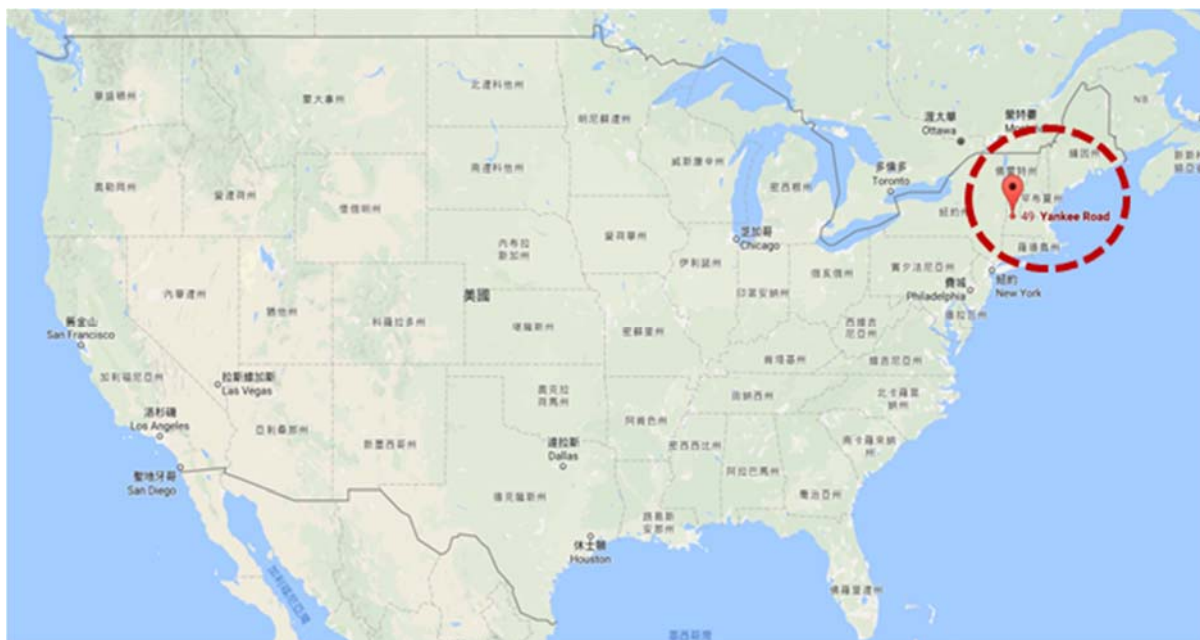


圖 3.9、YNPS 的位置

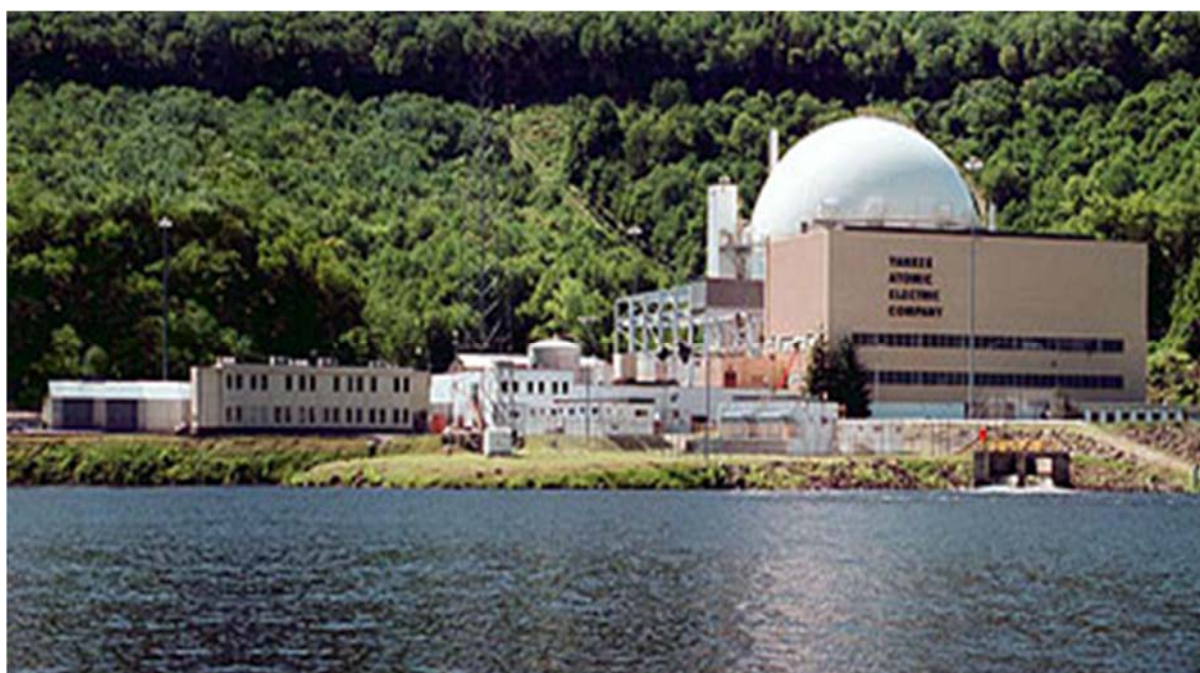


圖 3.10、YNPS 除役前之外觀



圖 3.11、YNPS 現址俯視圖(2012 年)

1. YNPS的歷史背景與除役過程簡介

YNPS場址佔地面積約2,200英畝，位於迪爾菲爾德河(Deerfield River)谷地的謝爾曼水庫(Sherman Pond)旁，電廠規劃用地約為10英畝，周圍森林環繞。離YNPS最近的兩個小鎮Rowe及Monroe，人口各為350及140。最近的較大市中心為西南方距離約21英哩的Pittsfield，人口約為25,000人。

YNPS建造期間為1958年3月~1960年6月，建造費用3,900百萬美金，第一次的核心燃料費用為400百萬美金，於1960年7月9日取得執照，1960年8月19日達到臨界，1961年開始商業轉，當時為美國最大型的核能電廠。額定熱功率392百萬瓦(電功率120百萬瓦)，後歷經三次功率提升：(1) 1961年6月-熱功率485百萬瓦(電功率150百萬瓦)，(2) 1962年10月-熱功率540百萬

瓦(電功率165百萬瓦)，(3) 1963年12月-熱功率600百萬瓦(電功率185百萬瓦)。

1992年2月，YNPS在歷經21次的燃料週期運轉後停機，其容量因子為74%，

發電總能量33,047,000百萬瓦小時。

YNPS在運轉期間，主要的改善項目包括：

- (1) 熱功率提升為600百萬瓦時，增加了高壓安全注水系統；
- (2) 1972年，安裝3套400 kW發電機；
- (3) 1977年，安裝備用圍阻體隔離系統；
- (4) 三哩島事故後安裝遠端安全停機系統，以及電動飼水泵系統；
- (5) 改善用過燃料池架；
- (6) 1980年，安裝柴油消防泵及消防水槽；
- (7) 1990年，更換真空管控制系統為微處理器控制系統。

1990年YAEC公司在參加美國NRC舉行的執照更新會議中，提出了反應器壓力槽脆化問題，而後引發與NRC一系列的討論，最後YAEC公司決定於1992年10月1日將YNPS永久停機。其過程摘要如下：

- 1991年7月NRC因考慮反應器壓力槽脆化問題，提出應立即將YNPS停機，而後經討論又允許運轉至1992年4月。
- 1992年2月26日，YAEC因與NRC討論所衍生的安全問題，並因經濟的因素，經投票決定將YNPS永久停止運轉。
- 1992年10月1日YAEC正式提出將YNPS永久停機。

為符合美國NRC的10CFR50.2所定義之除役規範，需將YNPS廠址殘留輻射降低至可無限制使用的釋放標準並達到執照終止階段，YAEC可選擇以立即拆除(DECON)或遲延拆除(SAFSTOR)的策略來進行除役。由於YNPS為單機組，在考量經濟、時間、輻射、廢料量、保全保安及等主客觀因素，YAEC採用立即拆除方式進行除役。因麻州沒有低放處置場，而在南卡州的Barnwell於1993年1月1日被否決，導致拆除的進度延後。直至低放處置場問題解決後，2000開始的拆除至2003年才完成。YNPS除役計畫中的調查項目有關輻射部分及非輻射兩大類，前者的場址調查內容主要項目包括：(1)場址特性調查；(2)結構與系統組件偵測調查；(3)環境偵測調查；(4)污染事件調查等部分。

YNPS規劃除役計畫的輻射特性調查主要包括以下5個階段：

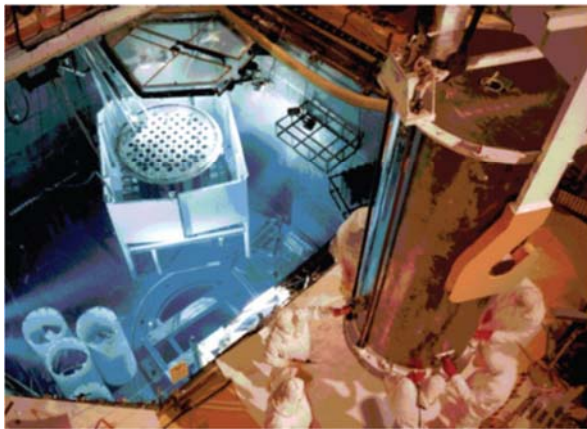
- (1) 調查範圍；(目的：工作規劃)
- (2) 特性調查工作細節；(目的：工作計畫)
- (3) 進行中的特性調查；(目的：工作監管)
- (4) 最終場址特性調查；(目的：廠址外釋)
- (5) 第三方驗證確認工作。(目的：提供NRC最後確認)

YAEC的除役計畫提供除役廢料量、放射性廢料活度、人員劑量等方面的詳細資訊，並由污染的假設情節分析，必須確認廠址釋放豁免值在15 毫侖/年標準以下。

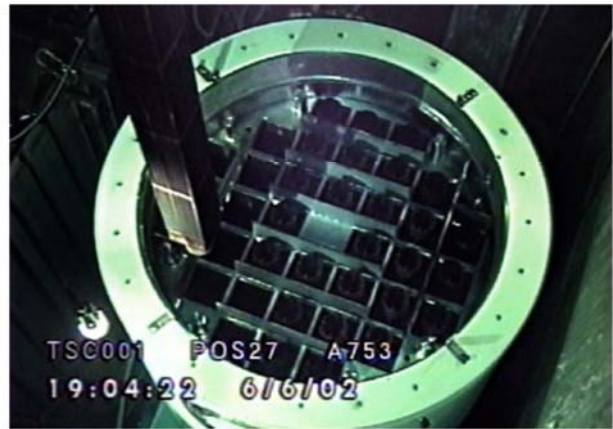
由於南卡州的Barnwell低放處置場對美國南部以外各州低放廢料的接收，展延至1994年6月，YNPS利用1993年1月~1994年6月這段期間快速處理了第一階段除役拆除的主要物件(4個蒸汽產生器、加壓器、壓力容器內部組件、受污染的石綿材料、安全系統、圍阻體內主蒸汽及飼水泵、4個主冷卻水泵)、低階廢料以及一些除役期間用過燃料池不需使用的系統，也包括用過燃料元件和超C類廢料(GTCC)的移除(此部分於2002年6月至2003年6月完成)，圖3-12分別為YNPS壓力容器運送、GTCC廢料及用過核燃料轉移的過程照片。而後第二階段進行了用過燃料池支援系統、結構、元件的除污及拆除，第三階段則進行執照終止和廠址釋放。



(a) 壓力容器運送過程



(b) GTCC廢料轉移安裝過程



(c) 用過核燃料轉移安裝過程

圖 3.12、YNPS 壓力容器運送、GTCC 廢料及用過核燃料轉移

2003年11月24日，YRNS提交執照終止計畫給NRC。2005年7月，NRC正式同意執照終止計畫。從2000年2月開始至2003年6月止，完成所有533個用過核子燃料元件從用過核子燃料穴(Spent Fuel Pit)轉移到用15個用過燃料獨立貯存設施(Independent Spent Fuel Storage Installation，ISFSI)中。另有一個ISFSI則存放YNPS的GTCC廢料，整個ISFSI大約占地2英畝(圖3.13)。YNPS自1961年開始運轉至1992年2月永久停機，前後總計運轉達30.3年，除役總經費約為5.08億美金。



圖 3.13、YNPS 用過核子燃料獨立貯存設施(ISFSI)俯視圖(2012 年)

圖3.14為YRPS規劃的除役時程摘要時程，執行進度進入最後階段，預計將於2022年完成最後三項工作：ISFSI拆除及除役、場址復原、以及執照的終止。

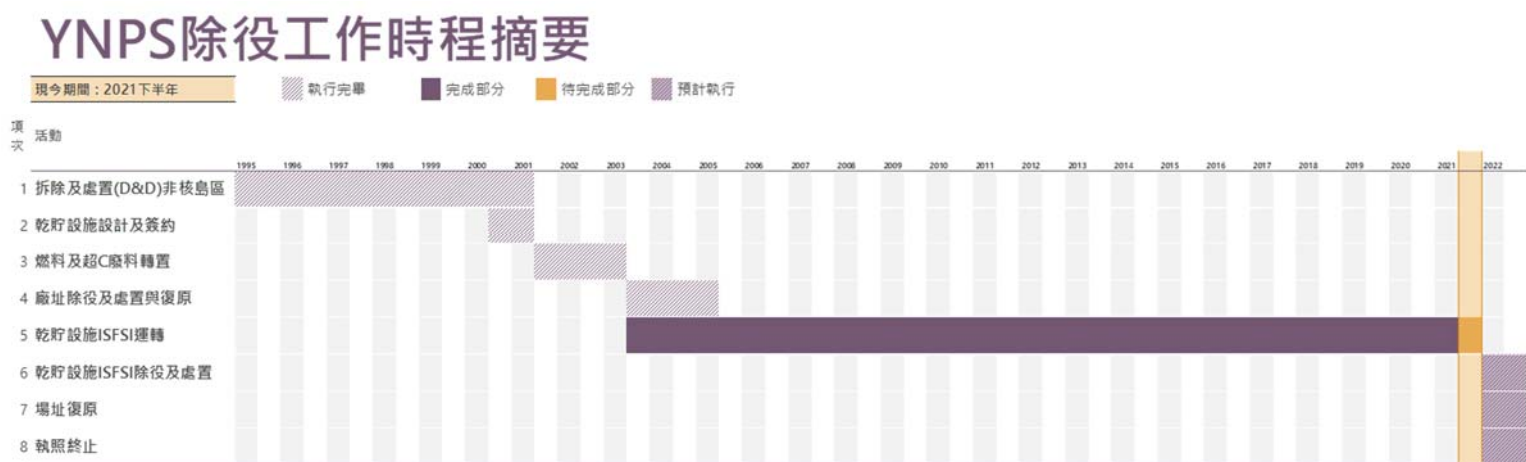


圖 3.14、YNPS 除役時程

2. YNPS的第三方驗證歷程

關於YNPS在除役過程中的確認調查，就NRC文件資料庫中顯示於2003年(表1)。但自1999年5月起，ORISE機構即接獲NRC的委託請求，開始針對YNPS的不同設施場所陸續進行驗證偵檢，而後有一系列的結果報告呈現。目前本研究所蒐集到的資料綜合整理如表3.7。第2~8項因未於YNPS的最終場址調查(FSS)中呈現，NRC特別要求ORISE進行的補充調查。

表3.7、YNPS確認調查案例綜整

項目	確認調查標的	執行確認調查活動日期	報告日期
1	Turbine Building and Portions of the Service Building Outside the RCA	Sep. 24-25, 2003	Dec. 24, 2003
2	Reactor Support Structure(RSS)	Sep. 15, 2004	March 30, 2005
3	Primary Auxiliary Building (PAB) Remaining Walls	Sep. 14, 2005	Oct. 12, 2005
4	Reactors Support Structure (RSS) Concrete Base and Inside Open Land (NOL)	Aug. 9-10; Sep. 13-14, 2005	Oct. 12, 2005
5	Turbine Building(TB) Slab Area	Nov. 7-8, 2005	Dec. 2, 2005
6	Remaining Spent Fuel Pool and Northeastern Upper RCA Yard Excavations and Concrete Structures with the Excavations	Dec. 6-7, 2005	March 13, 2006
7	Selected Inside and Outside Open Land Area Survey Units	June 21-22, 2006	Aug. 17, 2006
8	Industrial Area at Selected Outside Open Land Area Survey Units	Oct. 26, 2006	Jan. 10, 2007

第三方驗證一般進行的程序如下：當ORISE機構完成受委託區域之獨立確認調查之後，必須呈報一份完整的確認調查報告予委託機關以做為是

否可釋放廠址的參考。管制機關通常會以合約或分包的方式來委託第三方驗證機構執行各核電廠的調查驗證，委託的方式則可依廠區範圍、設施、調查單元或建物的界線來依序分次發包，委託的工作內容可以是較小範圍的過程中視察，或是較大範圍且較完整的獨立確認調查，而受委託的第三方驗證機構則必須在完成各委託案件的調查工作之後提報單獨的確認調查報告。每份調查驗證報告的內容格式大致相同，其中包含一封面信 (Cover letter)，致函予美國NRC的承辦人，封面信則有一主旨言明內附文件的名稱，表明該次確認調查標的偵檢報告，並附上文件編號。封面信的內文大多非常簡潔，說明這次確認調查的執行單位、對象目標與地點、偵檢執行日期等內容，並說明確認調查係主管機關要求且核准執行，確認調查報告的初稿也經過主管機關審視並提出建議，依建議修訂後再送出核備。

確認調查報告則通常以附件方式附在封面信的後方，其格式與內容說明主要包括：

(1)簡介與廠址歷史、(2)廠址描述、(3)目標、(4)文件審閱、(5)確認調查程序、(6)樣品分析與資料解釋、(7)發現及結果、(8)結果與規範的比較、以及(9)結論等。若為在過程中(in-process) 的調查報告，篇幅則相對較短，但也大致包括：(1)簡介、(2)程序、(3)樣品分析與資料解釋、(4)發現及結果、(5)結果與規範的比較、以及(6)結論。

YNPS係美國最早進行除役的PWR大型商用核電廠，另一部更早停機除役的秀崙核電廠(Shoreham Nuclear Power Plant)，是位於美國紐約東秀崙BWR大型商用核電廠，該電廠由長島照明公司於1973年至1984年出資建造，但期間因經歷1979年三哩島事件，而後在1983年，紐約蘇福克郡立法機構投票認定：(1)若位於長島中部的秀崙核電廠發生意外，可能無法安全疏散住在長島東部的人。(2)州政府否決任何長島照明公司提出的疏散計畫。此導致1984年電廠完工後無法繼續後續的運轉，直到1985年新的聯邦法規通過，只進行了5%低功率測試，但未正式商轉。1989年5月，長島照明公司與州政府達成協議，在州政府給予稅賦優惠等措施，換取該廠不商轉並於同年6月永久停機，故秀崙核電廠的除役相對單純。也因此，YNPS的除役亟具指標性，相關的除役程序及調查驗證的建立顯得十分重要。

YNPS相關的除役背景，前一節內容已描述，美國ORISE機構為美國能源部 (DOE) 與NRC合格的承包商，可獨立承攬環境評估和驗證的工作。自1980年以來，ORISE已承接過許多美國除役核電廠或放射性相關設施的獨立確認調查工作，總計已超過600個廠址。ORISE機構轄下有放射與環境分析實驗室 (Radiological and Environmental Analytical Laboratory, REAL)，設有合格的放射物理專家團隊與專業的儀器設備，包括：各式的輻射偵檢器、能譜儀、全球定位系統等，可獨立分析環境樣本、建築材料、廢棄物、以及其它類型的放射性和金屬污染樣本。在2003~2006年期間，ORISE陸續

進行的確認調查標的有：(1)汽機廠房及部分位於輻射管制區外的服務建物；(2)反應器支撐結構；(3)主要輔助廠房牆剩餘的牆面；(4)反應器支撐結構水泥基礎與開放區域；(5)汽機廠房平板區域；(6)用過燃料池與東北方輻射管制區域及水泥結構的挖掘區；(7)選擇性開闢地內外的採樣驗證；(8)選擇性工業區開闢地的採樣驗證等項目。表2分別摘要整理ORISE機構針對YNPS所執行確認調查的結果，表中列出了調查區域、調查類型、各式偵檢方案、掃描範圍、量測數量、偵測核種、調查接受標準、調查結論等。

表3.8、ORISE針對YNPS所執行之獨立確認調查案例分析

委託 ORISE 調查區域	Turbine Building and Portions of the Service Building Outside the RCA	Reactor Support Structure(RSS)	Primary Auxiliary Building (PAB) Remaining Walls	Reactors Support Structure (RSS) Concrete Base and Inside Open Land (NOL)	Turbine Building(TB) Slab Area	Remaining Spent Fuel Pool and Northeastern Upper RCA Yard Excavations and Concrete Structures with the Excavations	Selected Inside and Outside Open Land(OOL) Area Survey Units	Industrial Area at Selected Outside Open Land (OOL) Area Survey Units
調查日期	Sep. 24-25, 2003	Sep. 15, 2004	Sep. 14, 2005	Aug. 9-10; Sep. 13-14, 2005	Nov. 7-8, 2005	Dec. 6-7, 2005	June 21-22, 2006	Oct. 26, 2006
調查類型 (in-process or confirmatory survey)	Confirmatory survey	in-process	in-process	in-process	in-process	in-process	in-process	in-process
掃描偵檢方案 (scanning measurement)	·Total β activity scanned by gas proportional detector · γ radiation scanned by NaI detector	·Total β surface activity measurement, β surface scanned by gas proportional detector	· β surface scanned by gas proportional detector with audible indicators	·surface scanned by gas proportional detector with audible indicators · γ surface scanned by NaI detector	·surface scanned by gas proportional detector with audible indicators · γ surface scanned by NaI detector	·surface scanned by GM detector with audible indicators · γ surface scanned by NaI detector	· γ surface scanned by NaI detector with audible indicators	· γ surface scanned by NaI detector with audible indicators
掃描覆蓋率	~ 25 %	N.A.	~ 25 %	> 25 %(RSS)	>70% (TB Structure Concrete Surfaces)	>60%	·>80% at NOL- 04-01、NOL- 05-01、OOL- 09-01、OOL- 09-02 SU ·>50% at NOL- 07-02、NOL- 07-03 SU	Industrial Area: 50% OOL Area: 100% @ OOL- 03-02, 05-05, 05-06, 05-09, 05-10 ~40% @OOL- 08-07 (accessible portions)
直接量測方案 (direct measurement)	Total β activity scanned by gas proportional	Ludlum model radiation scanned by gas proportional detector	Total net β activity	·Total net β activity ·Soil sampling (5 locations within 6 RSS survey units)	·Total net β activity ·Soil sampling (5 locations within the exposed soil excavations)	·Total net β activity ·Soil sampling (9 locations within the exposed soil excavations)	·Soil sampling ·Soil sampling	·Soil sampling ·One rock provided by YAEC

直接量測位置 或取樣數量	TB: 152 locations SB: 23 locations Others: 20 locations	18 randomly selected locations	10 locations on the evaluated surfaces	>90% (γ scanned, NOL)	·30 random locations with TB SUs ·>90% (γ scanned, accessible portions)	·3 locations in NOL-05-02, 6 locations in NOL-01-04 ·>80% (γ scanned, accessible portions)	·5 locations in each SU ·1 location in each SU	·1 location OOL-05-06
取樣或擦拭測試 (smear test)	Gross α and β by low-background gas proportional detector, H-3 by liquid-scintillation analyzer	Gross α and β by low-background gas proportional counter	Gross α and β by low-background gas proportional counter	NA	NA	NA	NA	NA
偵測核種	Co-60 & Cs-137	Co-60 & Cs-137	Co-60 & Cs-137	Co-60 & Cs-137, others	Co-60 & Cs-137, others	Co-60 & Cs-137	Co-60 & Cs-137, others	Co-60 & Cs-137
接受基準 (DCGL, DCGL _{EMC} , or other guidelines?)	·Max. total activity: 5,000 dpm/100 cm ² ·Removable activity: 1,000 dpm/100 cm ²	·Max. total activity: 5,000 dpm/100 cm ² ·Removable activity: 1,000 dpm/100 cm ²	within DCGLs	·Co-60 DCGL 4.0 pCi/g ·Cs-137 DCGL 8.6 pCi/g	Scan: ·Co-60 DCGL 6,300 dpm/100 cm ² ·Cs-137 DCGL 22,000 dpm/100 cm ² ·Gross β DCGL 9,800 dpm/100 cm ² Soil sample: ·Co-60 DCGL 1.3 pCi/g ·Cs-137 DCGL 2.8 pCi/g	Scan: ·Co-60 DCGL 6,300 dpm/100 cm ² ·Cs-137 DCGL 22,000 dpm/100 cm ² ·Gross β DCGL 9,800 dpm/100 cm ² Soil sample: ·Co-60 DCGL 1.4 pCi/g ·Cs-137 DCGL 3.0 pCi/g	Soil sample: ·Co-60 DCGL 1.4 pCi/g ·Cs-137 DCGL 3.0 pCi/g	Soil sample: ·Co-60 DCGL 1.4 pCi/g ·Cs-137 DCGL 3.0 pCi/g
調查結論 (可釋放或不可釋放廠址?)	Yes	No (6 個位置超過限值)	All well within DCGLs	No	No (because one soil sample in excess of the soil DCGL)	No (because four soil samples within the Northeastern Upper Yard Excavation in excess of the soil DCGL)	No (because one soil samples within NOL-05-01 in excess of the soil DCGL)	Yes

3. 獨立驗證案例分析(YNPS汽機廠房與部分建築物)

在此章節中選擇YNPS發布於2003年12月24日，調查標的為YNPS的建物的確認調查報告進行案例分析 (Docket NO. 50-29; RFTA NO. 03-026)。在這份廠房與建物的確認調查報告中，記錄了在2003年09月24日至25日的確認調查行動，對象是YNPS的汽機廠房與部分建築物，圖4為此份報告的目錄，可以發現它的章節大綱和Rancho Seco核電廠(RSNGS)的確認調查報告相似，相關程序方法也相仿，其內容主要包括：(1)簡介與廠址歷史(Introduction and Site History)、(2) 廠址描述(Site Description)、(3)目標(Objectives)、(4)文件審查(Document Review)、(5)程序(Procedures)、(6) 樣本分析與數據解讀 (Sample Analysis and Data Interpretation)、(7)發現與結果(Findings and Results)、(8) 結果與導則的比較(Comparison of Results with Guidelines)、(9) 結論(Summary)，將主要儀器、偵檢及分析程序、以及視察與執行通告則於呈現於附錄中(Inspection and Enforcement Circular)，因YNPS執行除役期間，適逢規範轉換期，YAEC主動向NRC提出偵檢調查方法由NRREG/CR-5849轉換為MARSSIM，故此確認調查報告也為後來的案例立下了模式，以下擇要進行該案例的分析討論。

TABLE OF CONTENTS

	<u>PAGE</u>
List of Figures.....	ii
List of Tables	iii
Abbreviations and Acronyms	iv
Introduction and Site History.....	1
Site Description.....	3
Objectives	3
Document Review.....	4
Procedures.....	4
Sample Analysis and Data Interpretation	5
Findings and Results.....	6
Comparison of Results with Guidelines	7
Summary.....	7
Figures.....	9
Tables.....	16
References.....	25
Appendices:	
Appendix A: Major Instrumentation	
Appendix B: Survey and Analytical Procedures	
Appendix C: IE Circular No. 81-07: Control of Radioactively Contaminated Material	

圖 3.15、YNPS 汽機廠房與部份建築物確認調查報告目錄

(1) 簡介與廠址歷史

首先，該報告對YNPS的歷史與運轉過程進行簡單介紹，說明其除役及相關程序的歷程，因YNPS仍保留有ISFSI，所以NRC於1992年8月更正經營的運轉執照為擁有狀態。

值得注意的是，YNPS於1994年3月起陸續向NRC提出除役規劃：(1) 1994年3月的除役計畫(1995年10月獲准)；(2) 1997年5月的執照中止計畫；(3) 執行除役期間，適逢規範轉換期，該規範後於2000年獲得批准，所以1999年5月YAEC主動向NRC提出偵檢調查方法由NRREG/CR-5849轉換為MARSSIM，而後YAEC提出修正的執照中止計畫，即反映使用MARSSIM方法的規範與導則來執行。

之後，大略描述YNPS關注的汽機廠房拆除時，其污染物質的來源和事件原因(如1967年因汽機甲板上主冷卻泵翻新導致該區域的污染)。為完成除役，需確認並標示汽機廠房放射物質的地點。內部結構及板子的偵檢和因反應器運轉而產生的H-3、 β - γ 射源(來自分裂與活化)也是持續監測的重點，特性調查主要的核種為結構表面的Cs-137及Co-60。該階段的活動項目為：二次系統的移除、儀器設備的移除、樓板下的冷卻系統移除、樓板下系統的土壤移除、挖掘的回填土壤、汽機廠房的部分拆除。

最後說明本次ORISE調查係因NRC的要求且核准，自1999年5月起針對YNPS汽機廠房、服務大樓、以及前辦公區碎石堆的建物與土壤的部分所執行除役視察活動及結果報告。

(2) 廠址描述

描述廠址的地理位置(圖3.16)，以及確認驗證設施在廠區中的位置、基礎數據及分布情形，並簡易說明確認驗證的設施範圍(圖3.17)，包括：YNPS

汽機廠房 (Turbine Building) 含括底樓與二樓間即其間的夾層樓共三層、服務大樓 (Service Buildings)、以及前辦公區碎石堆的大致描述。

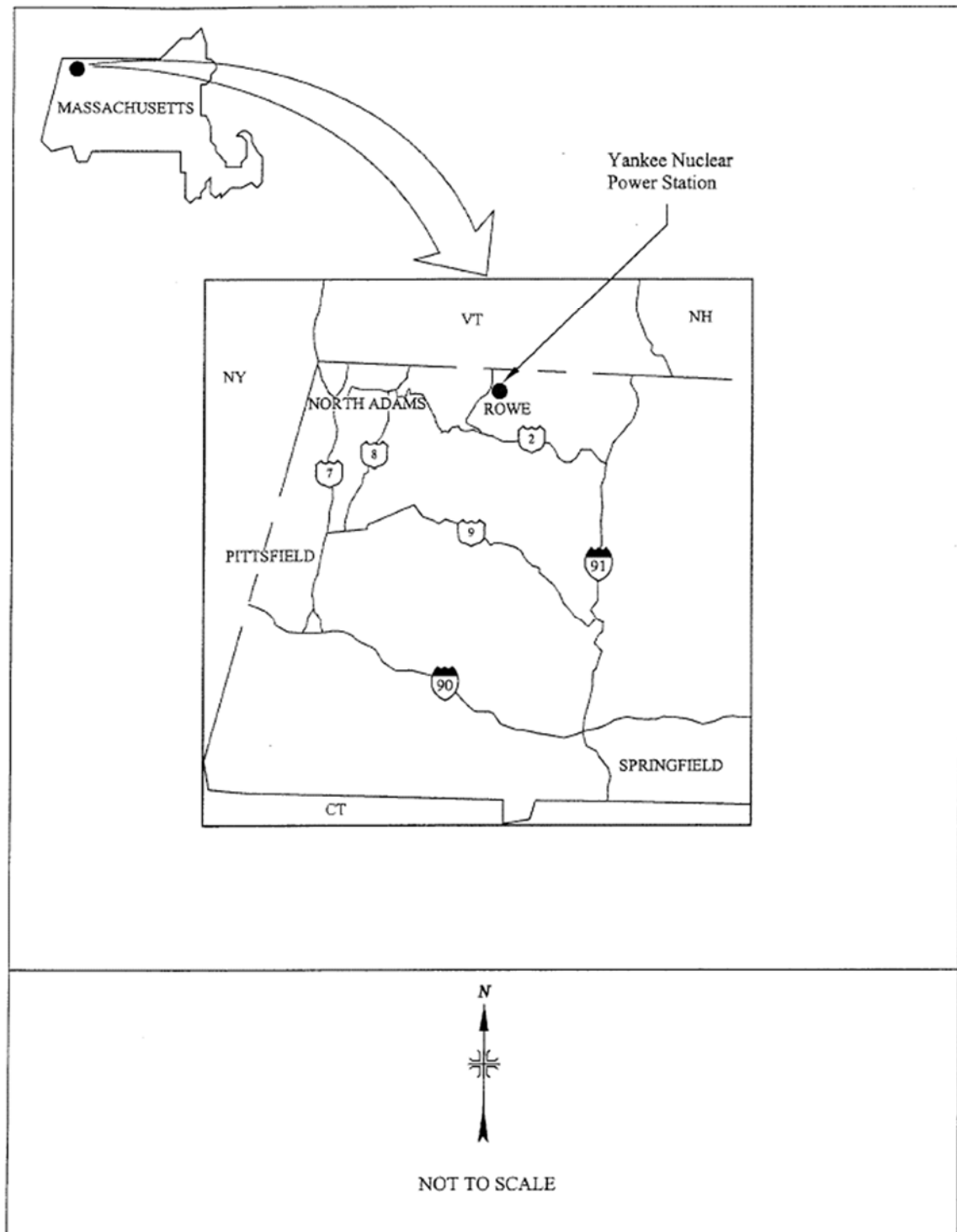


圖 3.16、YNPS 廠址所在地簡圖

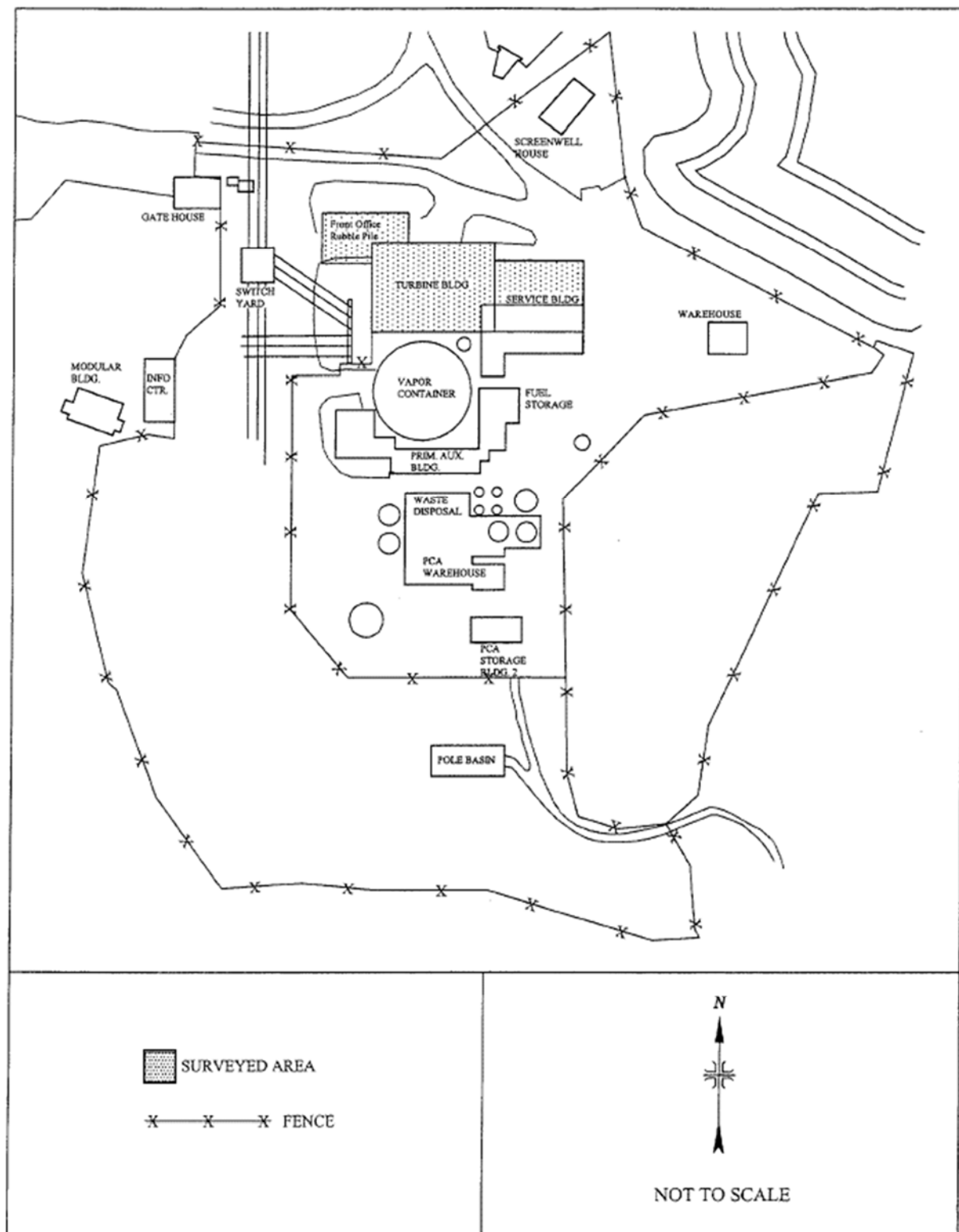


圖 3.17、YNPS 偵檢區域範圍(汽機廠房、服務大樓、前辦公區碎石堆)

(3) 目標

說明本確認調查報告的目的是產出獨立的輻射偵檢回顧資料，作為NRC評估設施經營者提交最終狀態調查結果和結論的適切性(adequacy)與正確性(accuracy)。

(4) 文件審查

ORISE審查設施經營者初步的汽機廠房和前辦公室最終輻射偵檢資料，確認其適切性與正確性。YNPS最終輻射偵檢結果則未包括此次偵檢活動中的服務大樓部分。

(5) 程序

ORISE此次偵檢執行的期間在2003年9月24日至25日，進行了廠址視察、獨立測量及樣品採樣，調查活動均依循ORISE的特定計畫、調查程序與品質保證手冊制定的規範進行。報告中也說明了額外的調查活動與未包含的範圍。相較於RSNGS的確認調查，YNPS的程序部分說明較為簡單。

● 參考系統 (Reference System)

ORISE量測與取樣位置係基於YNPS提供的座標格系統和YNPS提供的圖片(圖3.18~圖3.21)。但並未提供前辦公區碎石堆的測量位置。

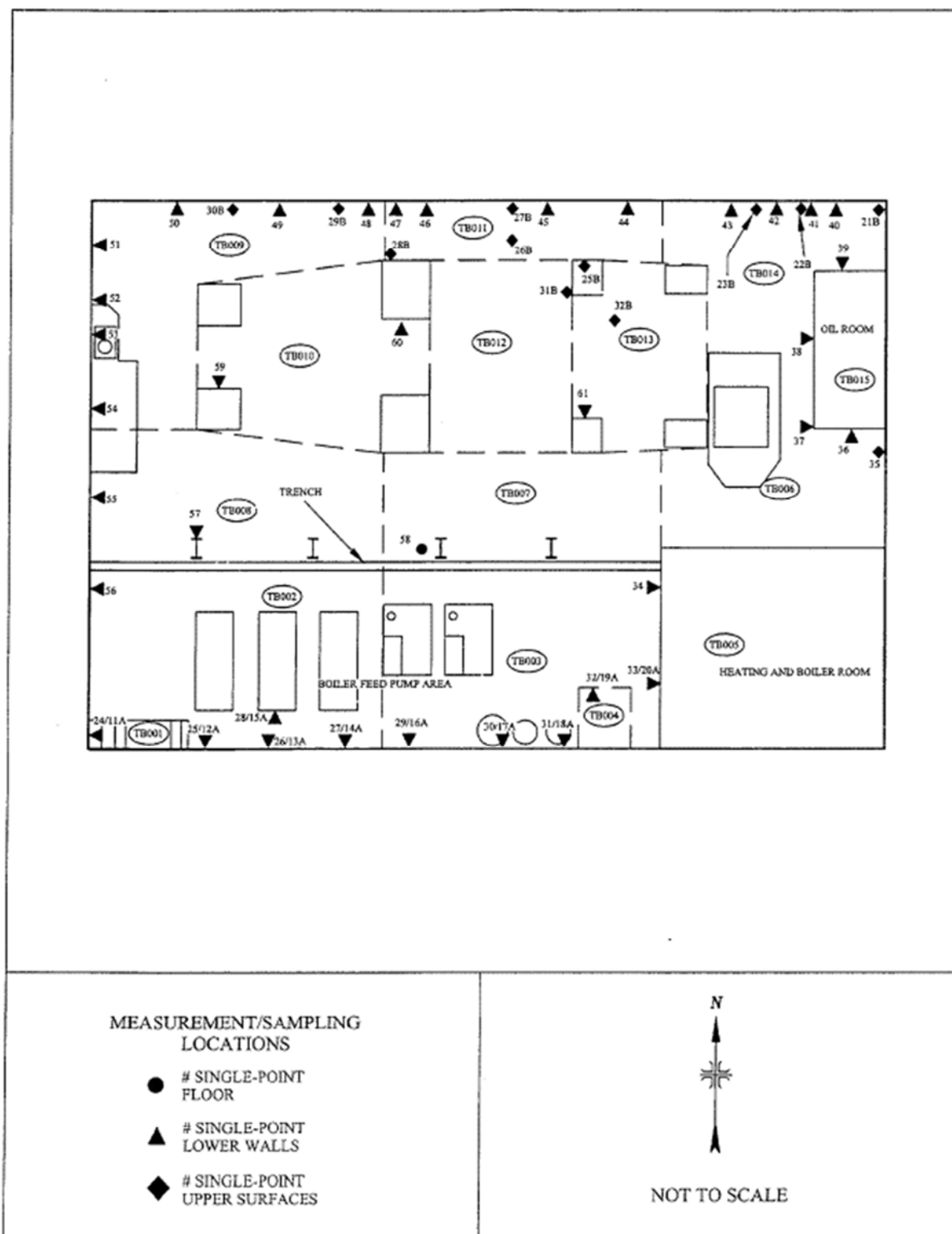


圖 3.18、YNPS 汽機廠房地樓層取樣及測量配置圖

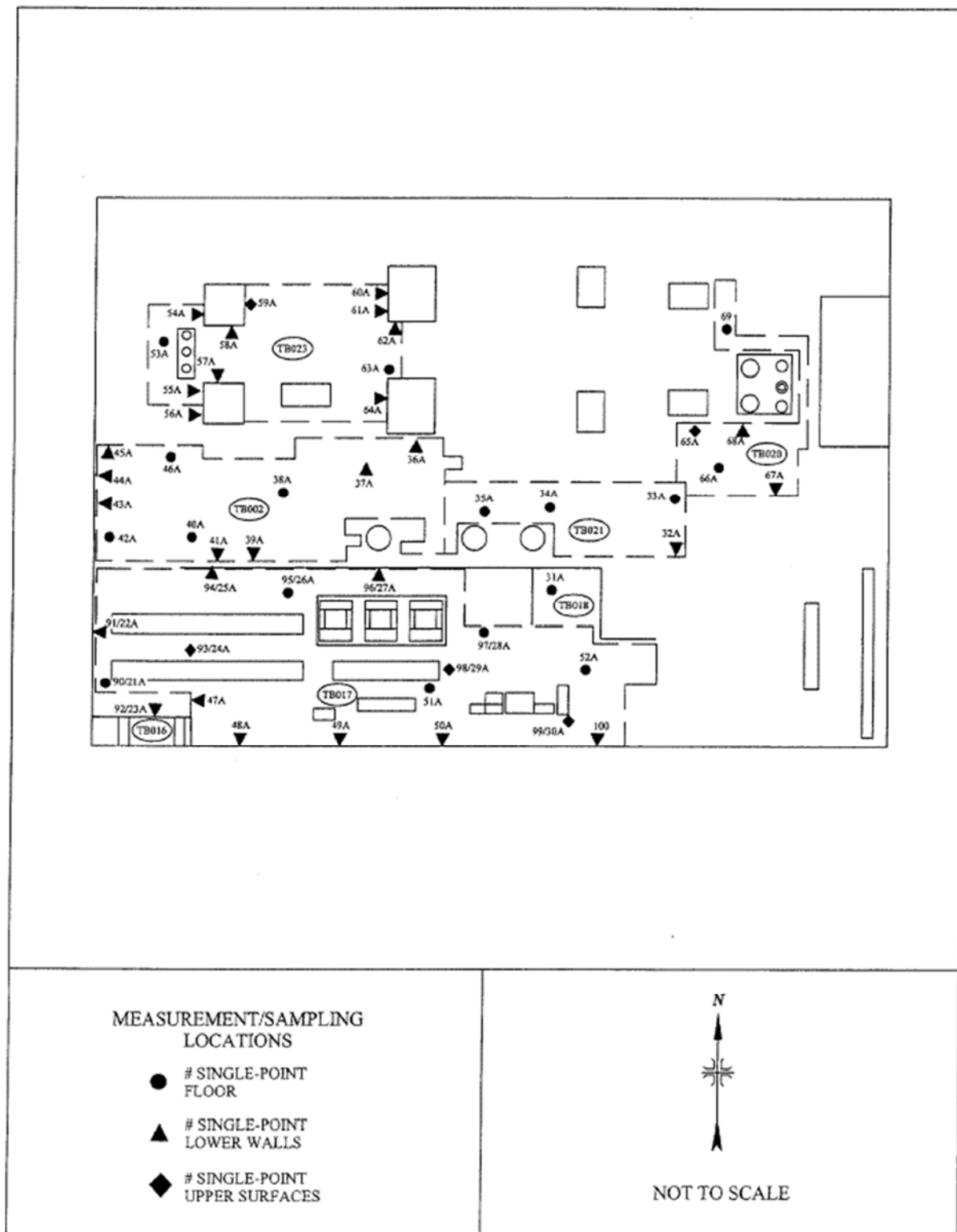


圖 3.19、YNPS 汽機廠房底樓與二樓間夾層樓取樣及測量配置圖

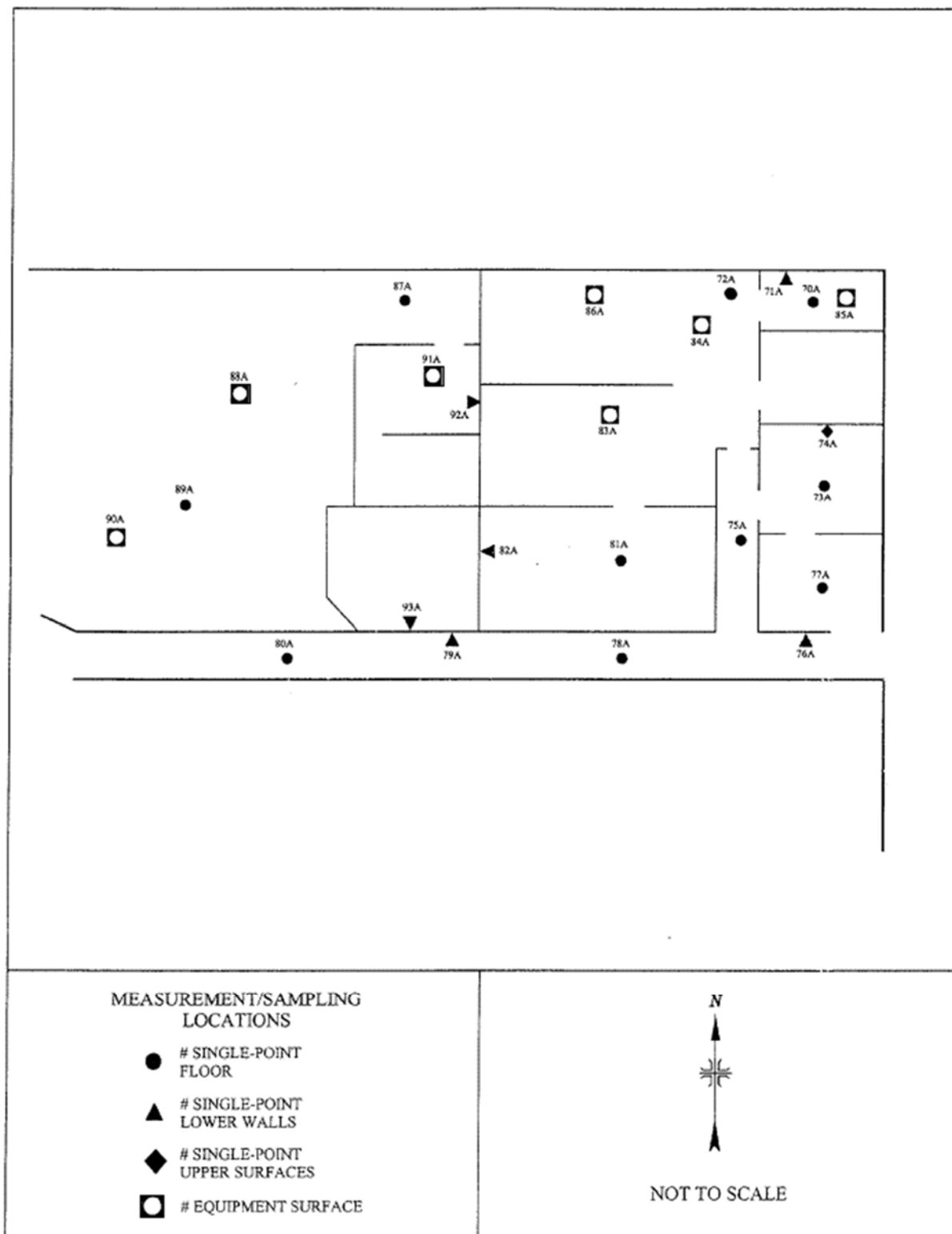


圖 3.21、YNPS 服務大樓取樣及測量配置圖

- 表面掃描 (Surface Scan)

ORISE所進行的調查對一些混凝土及牆壁表面進行 β 表面偵檢，係使用氣體比例計數器，計數器具有聲音指示及比例計標尺； γ 掃描則使用NaI閃爍偵檢器，亦具有聲音指示及比例計標尺。進行範圍大約是25%。此外，對於混凝土表面裂痕、交接處、粗糙表面等容易累積物質處的調查，會特別採用不同密度的表面掃描。

- 表面活度量測 (Surface Activity Measurements)

氣體比例計數器的背景值係於現場建立，依照YNPS所提供的圖3-18~圖3-20資料，選擇在受評估汽機廠房混凝土和金屬表面對應的152個位置上，執行總 β 活度的直接量測；在圖3-21部分的調查，則執行了23個位置；在辦公區碎石堆的部分，則執行了20個位置。測量部分使用手持式氣體比例偵檢器(耦合比例計標尺)，擦拭部分的樣品則於對應的量測位置同步取得。另外，為確定H-3的活度，需要執行濕擦拭樣品的採樣，則在汽機廠房每一樓層的10個直接測量位置，同步取得之，服務大樓及辦公區碎石堆則不執行該濕擦拭取樣。

(6) 樣品分析與數據解讀

樣本與數據會被送回ORISE在Oak Ridge的實驗室中進行分析，樣本分析係遵循ORISE實驗室程序手冊 (Laboratory Procedures Manual)，擦拭測試

及直接量測總表面活度的單位是使用dpm/100 cm²。H-3則使用液態閃爍體分析儀分析。

偵測資料結果後與NRC視察與執行通告(IE Circular 81-07)中的規範比較，汽機廠房的污染核種主要為β-γ放射物質，來自運轉時受活化或產生的分裂產物所污染，主要儀器、取樣設備和分析步驟討論，該確認報告係安排於附錄A及附錄B中。

(7)發現與結果

● 文件審查

在ORISE在進行現場的確認調查之前，必須先進行YAEC預先所提供的相關文件審查。在此確認調查案例之中，ORISE對的初步最終狀態調查數據包進行審查，結果表明的最終狀態調查實施的程序和方法是適當的，且所得的數據也可接受。

● 表面掃描

β表面掃描包含汽機廠房與服務大樓的地板和牆壁表面結果，γ表面量測則發現，除了北方與反應器圍阻體接鄰的牆面外，其餘地區與背景值相當。

● 表面活度

a. 汽機廠房

結果列於表3-9~表3-11中，汽機廠房底樓、夾層樓與二樓的總β活度量測結果，分別介於-610~810 dpm/100 cm²、-580~970 dpm/100 cm²、及-330~1,200 dpm/100 cm²，可移除表面活度(擦拭測試結果)的總α活度約為0~5 dpm/100 cm²、總β活度-6~8 dpm/100 cm²、及總H-3活度-16~52 dpm/100 cm²。

b. 前辦公區碎石堆

結果列於表3-12，分別介於130~1,300 dpm/100 cm²，可移除表面活度(擦拭測試結果)的總α活度約為0~1 dpm/100 cm²、及總β活度-5~6 dpm/100 cm²。

c. 服務大樓

結果列於表3-13，總β活度量測結果，分別介於-310~1,300 dpm/100 cm²，可移除表面活度(擦拭測試結果)的總α活度約為0~3 dpm/100 cm²、及總β活度-4~5 dpm/100 cm²。

(8) 結果與導則的比較

偵測資料結果發現，汽機廠房的污染物主要為β-γ放射物質，來自運轉時受活化或產生的分裂產物核種所污染，表面污染的主要核種為Cs-137及Co-60。NRC視察與執行通告(IE Circular 81-07)中的規範指出的最低可測值如下：

最大總活度5,000 β-γ dpm/100 cm²

可移除活度1,000 $\beta - \gamma$ dpm/100 cm²

以上三區(汽機廠房、服務大樓、前辦公區碎石堆)，在這次的所有測量的結果，均未超過以上所規定的限值。

(9) 結論 (Conclusion)

在本章節中，ORISE做最後摘要的總結說明於2003年9月24日至25日期間，在YNPS的汽機廠房、服務大樓、以及前辦公區碎石堆區域所進行的確認輻射調查結果，其中也包括了最終狀態調查資料的審查。在這次的所有表面量測及直接活度量測的結果，均未超過規範所規定的限值，符合廠址釋放作非限制使用的標準。

表3.9、ORISE針對YNPS汽機廠房底樓執行之獨立確認調查結果(對應圖3-18)

Location	Surface ^a	Total Beta Activity (dpm/100 cm ²)	Removeable Activity (dpm/100 cm ²)		
			Alpha	Beta	H-3
SU TB002					
24/11A	LW	48	0	-4	-10
25/12A	LW	24	0	-1	-3
26/13A	LW	-210	0	-4	-10
27/14A	LW	-63	1	1	22
28/15A	LW	87	0	-3	3
32B	US	-330	0	-2	-- ^b
33B	US	850	0	3	--
SU TB003					
29/16A	LW	320	0	-2	21
30/17A	LW	-79	3	3	-1
31/18A	LW	-410	0	1	15
32/19A	LW	-8	0	-1	13
SU TB006					
35	US	-370	0	-6	--
36	LW	-380	0	2	--
37	LW	-130	1	-6	--
SU TB007					
33/20A	LW	-600	0	2	14
34	LW	-450	5	-3	--
58	LW	480	0	3	--
SU TB008					
55	LW	-330	0	-1	--
56	LW	-170	0	-1	--
57	LW	-71	0	1	--
SU TB009					
49	LW	40	0	-2	--
50	LW	-56	1	-4	--
51	LW	-320	0	2	--
52	LW	710	0	-4	--
53	LW	-610	1	-4	--
54	LW	250	1	-1	--
29B	US	16	0	4	--
30B	US	-40	0	2	--
SU TB010					
59	LW	16	0	-2	--
60	LW	-170	0	1	--
SU TB011					
44	LW	24	0	1	--
45	LW	740	0	-3	--
46	LW	180	1	1	--
47	LW	-120	1	1	--
48	LW	-370	1	-1	--
25B	US	-510	1	-1	--
26B	US	400	0	3	--
27B	US	110	0	2	--
28B	US	-250	3	-1	--
SU TB012					
31B	US	-140	1	-1	--
SU TB013					
61	LW	-95	0	-3	--
SU TB014					
38	LW	-280	0	3	--
39	LW	-320	1	-2	--
40	LW	-250	1	1	--
41	LW	-310	0	2	--
42	LW	390	0	1	--
43	LW	-300	0	-2	--
21B	US	-100	0	-1	--
22B	US	370	0	-3	--
23B	US	56	0	-3	--

^aLW= 下牆壁，US= 上表面；^b未執行

表3.10、ORISE針對YNPS汽機廠房夾層樓執行之獨立確認調查結果(對應圖3-19)

Location	Surface ^a	Total Beta Activity (dpm/100 cm ²)	Removeable Activity (dpm/100 cm ²)		
			Alpha	Beta	H-3
SU TB006					
65A	US	-430	0	-4	-- ^b
SU TB017					
90/21A	F	600	1	-5	17
91/22A	LW	-340	1	-3	15
92/23A	LW	63	0	3	5
93/24A	US	290	0	2	0
94/25A	LW	-370	0	3	15
95/26A	F	280	0	-1	0
96/27A	LW	63	0	1	6
97/28A	F	490	1	3	3
98/29A	US	560	0	1	0
99/30A	US	140	0	-2	-5
100	LW	-270	0	-1	--
47A	LW	87	0	-3	--
48A	LW	-150	0	8	--
49A	LW	-24	1	3	--
50A	LW	-100	0	-1	--
51A	F	540	1	3	--
52A	F	440	0	-1	--
SU TB018					
31A	F	-71	0	3	--
SU TB020					
66A	F	570	0	-2	--
67A	LW	180	0	-1	--
68A	LW	520	1	-3	--
69A	F	700	0	-4	--
SU TB021					
32A	LW	-580	1	5	--
33A	F	-870	0	2	--
34A	F	-750	1	2	--
35A	F	440	0	-2	--
SU TB022					
36A	LW	-520	0	-5	--
37A	US	79	1	-3	--
38A	F	410	1	3	--
39A	LW	-140	0	2	--
40A	F	220	0	-4	--
41A	LW	790	1	-1	--
42A	F	280	0	1	--
43A	LW	420	1	4	--
44A	LW	110	1	-1	--
45A	LW	-310	1	3	--
46A	F	400	0	1	--
SU TB023					
53A	F	970	1	-2	--
54A	LW	-290	0	-4	--
55A	LW	-400	5	-1	--
56A	LW	-260	0	1	--
57A	LW	87	1	-3	--
58A	LW	-180	1	-2	--
59A	US	210	3	2	--
60A	LW	140	1	-2	--
61A	US	180	0	-2	--
62A	LW	-150	0	2	--
63A	F	430	0	-2	--
64A	LW	-56	0	1	--

^aF= 地板，LW= 下牆壁，US= 上表面；^b未執行

表3.11、ORISE針對YNPS汽機廠房二樓執行之獨立確認調查結果(對應圖3-20)

Location	Surface ^a	Total Beta Activity (dpm/100 cm ²)	Removeable Activity (dpm/100 cm ²)		
			Alpha	Beta	H-3
SU TB024					
89	LW	32	1	-4	-- ^b
SU TB025					
77	F	630	0	-3	--
78	LW	480	0	-3	--
79	F	530	0	1	--
80	LW	440	0	-3	--
81	F	1,000	1	-1	--
82	LW	250	1	-1	--
83	LW	330	0	-3	--
84	F	910	1	-3	--
85	LW	440	1	1	--
86	F	700	1	-2	--
87	F	600	0	-2	--
88	LW	470	0	1	--
SU TB028					
67	F	710	1	1	--
1/1A	LW	1,200	0	1	-8
2/2A	LW	700	1	-1	13
3/3A	F	950	5	1	-4
SU TB029					
4/4A	LW	-250	0	-2	5
5/5A	F	600	0	4	-16
6/6A	F	900	1	-3	0
65	F	810	3	2	--
66	F	710	0	-1	--
SU TB030					
7/7A	F	640	0	-3	-6
8/8A	LW	-48	0	-2	5
9/9A	F	590	1	4	-10
10/10A	LW	-150	0	5	52
11	LW	220	0	2	--
12	LW	370	3	-4	--
13	F	480	0	1	--
14	LW	430	1	5	--
64	F	710	1	-2	--
SU TB031					
15	LW	130	0	3	--
16	LW	-32	0	1	--
17	LW	140	0	7	--
18	LW	680	5	1	--
19	LW	-8	0	2	--
20	LW	-330	0	-1	--
21	LW	-250	0	3	--
22	F	360	0	-3	--
23	LW	-63	0	-1	--
62	F	390	0	-1	--
63	F	430	0	-1	--
75	LW	-8	3	3	--
SU TB033					
72	LW	830	0	2	--
73	LW	290	0	-1	--
74	F	560	0	-3	--
76	F	520	3	4	--
SU TB035					
68	LW	290	0	1	--
69	LW	830	1	5	--
70	F	500	5	6	--
71	F	760	1	-1	--
24B	US	130	1	-1	--

^aF= 地板，LW= 下牆壁，US= 上表面；^b未執行

表3.12、ORISE針對YNPS前辦公區碎石堆執行之獨立確認調查結果
(未提供對照圖)

Location	Surface ^a	Total Beta Activity (dpm/100 cm ²)	Removeable Activity (dpm/100 cm ²)	
			Alpha	Beta
1B	Concrete	440	0	-2
2B	Concrete	690	1	6
3B	Metal	880	0	1
4B	Metal	510	0	-4
5B	Concrete	290	0	-2
6B	Concrete	1,100	0	-1
7B	Concrete	420	0	-5
8B	Concrete	130	0	-4
9B	Sheetrock	750	0	3
10B	Wood	1,000	0	-3
11B	Concrete	680	1	2
12B	Concrete	140	0	-3
13B	Metal	650	0	2
14B	Metal	710	1	-2
15B	Metal	780	0	1
16B	Metal	920	1	-2
17B	Metal	1,300	0	3
18B	Metal	1,100	0	-1
19B	Metal	280	1	-1
20B	Metal	440	1	-3

^a 建物材料表面類形

表3.13、ORISE針對YNPS前辦公區碎石堆執行之獨立確認調查結果
(對應圖3-21)

Location	Surface ^a	Total Beta Activity (dpm/100 cm ²)	Removeable Activity (dpm/100 cm ²)	
			Alpha	Beta
70A	F	370	0	-3
71A	LW	71	1	1
72A	F	890	1	5
73A	F	920	0	5
74A	LW	-140	0	2
75A	F	1,100	0	-1
76A	LW	-160	1	3
77A	F	980	0	1
78A	F	1,000	0	1
79A	LW	260	0	2
80A	F	790	0	-4
81A	F	1,300	0	2
82A	LW	-260	0	-2
83A	E	850	1	-1
84A	E	560	1	-1
85A	E	870	0	-1
86A	E	280	0	1
87A	F	760	0	1
88A	E	620	3	3
89A	F	540	0	1
90A	E	870	0	-1
91A	E	800	0	-2
92A	LW	-310	0	3
93A	LW	-79	0	-4

^aF= 地板，LW= 下牆壁，US= 設備表面

4. 案例研析資訊彙整

(1) 儀器

所使用的儀器列示於確認調查報告的APPENDIX A中，如下：

掃描與量測相關偵檢器組合
--beta-- Ludlum Floor Monitor Model 239-1 combined with Ludlum Ratemeter-Scaler Model 2221 coupled to Ludlum Gas Proportional Detector Model 43-37, Physical Area: 550 cm ² (Ludlum Measurements, Inc., Sweetwater, TX) Ludlum Ratemeter-Scaler Model 2221 Ludlum Gas Proportional Detector Model 43-68, Physical Area: 126 cm ² (Ludlum Measurements, Inc., Sweetwater, TX) --gamma-- Eberline Pulse Ratemeter Model PRM-6 (Eberline, Santa Fe, NM) Coupled to Victoreen NaI Scintillation Detector Model 489-55, Crystal 3.2 cm x 3.8 cm (Victoreen, Cleveland, OH)
直接量測相關偵檢器組合
--beta-- Ludlum Ratemeter-Scaler Model 2221 Ludlum Gas Proportional Detector Model 43-68, Physical Area: 126 cm ² (Ludlum Measurements, Inc., Sweetwater, TX)
實驗室分析儀器
Low-Background Gas Proportional Counter (氣體比例計數器) Model LB-5100-W (Tennelec/Canberra, Meriden, CT) Tri-Card Liquid Scintillation Analyzer Model 3100 (Packard Instrument Co., Meriden, CT)

(2) 品保程序項目

- 每日進行儀器背景和檢查源(check-source)量測，確認設備的運作在可以接受的統計波動範圍之內。
- 參與混合分析物性能評估計畫(Mixed-Analyte Performance Evaluation Program)和比對測試計畫(Intercomparison Testing Program)實驗室品質保證計劃。
- 對所有執行程序的人員進行訓練與認證。
- 定期進行內部與外部稽核。

(3) 取樣/量測

針對建築物的量測，ORISE主要進行表面掃描(surface scans)與表面活度量測(surface activity measurements)。

表面掃描係將偵檢器緩慢掃過物件表面，物件和偵檢器的盡量保持最接近的距離，通常約1cm左右。對於 γ 輻射，使用NaI閃爍偵檢器，對於樓層、牆面或內縮區域使用手持式的小面積偵檢器，升高輻射的區域可藉由偵檢器發出較多聲量訊號得知。由於NaI閃爍偵檢器只是用來找出可能升高輻射的區域，其掃描MDC並未被估算。

對於 β 表面活度使用比例計數器，其掃描MDC可由NUREG-1507所提供的方法估算，使用的參數為：混凝土的平均背景值325 cpm、金屬(或其他)的平均背景值180 cpm、 $d'=2.32$ (NUREG-1507 table 6.1, 95% true positive rate,

25% false positive rate)、偵檢效率0.5。就此參數估算，偵檢器對混凝土的掃描MDC約為4000 dpm/ cm²，對於金屬則約為3000 dpm/ cm²，均比外飾標準的5,000 dpm / cm²要來得低，可以確實符合偵檢儀器的要求。

可移除的總 α 和總 β 活度等級由編號的濾紙(直徑47 mm)進行擦拭採樣，使用中等壓力擦拭大約100 cm²物件表面進行擦拭取樣，然後放入有標籤的信封中，記錄位置和其他有關資訊。

對於H-3的取樣，使用去離子水沾濕第二片擦拭片，擦拭相鄰的100 cm²區域，然後將擦拭片密封在標誌的液體閃爍瓶中，記錄位置和其他有關資訊。

(4) 分析方法

總 α/β ： 總 α/β 活度係將擦拭片放入低背景的氣體比例計數器系統中進行 2 分鐘的計數，對於 α 和 β 的 MDC 分別為 8 dpm/100 cm² 以及 15 dpm/ 100 cm²。

液體閃爍分析：使用液體閃爍分析儀計數擦拭片中的低能量 β 活度，以決定 H-3 的活度，此程序的一般 MDC 為 22 dpm/ 100cm²。

(5) 驗證標準及適用性評估

YNPS主要的污染核種為 β - γ 射源，來自反應器運轉產生的分裂與活化產物，輻射特性調查顯示主要分布於表面的核種為Co-60與Cs-137，外釋標準係採用NRC Circular 81-07 (NRC 1981)的活度標準：

總活度 (Total Activity)

5,000 β - γ dpm/100 cm², 100 cm² 內最大值

可移除活度 (Removable Activity)

1,000 β - γ dpm/ 100 cm²

本案例中的量測結果顯示所有量測點都沒有超過此標準。對於5,000 dpm/cm²這樣的表面活度限值來說，僅會造成每年5 mrem (0.05 mSv)的些微潛在劑量，此限值一般被利用於物件是否能被回收(recycle)，通常是被受影響物件中最無污染者，若輻射特性調查及後續的驗證均顯示其無超過此限值，表示此物件確實屬於非常乾淨的等級，若有可觀數量的驗證量測無法滿足此外釋標準，表示FSS的量測結果是有錯誤的，需要重新進行量測，而本案例對象目標之確認調查結果全部都沒有超過限值，加以本次確認調查在ORISE完善的品保要求下，經過嚴謹的取樣、分析以及資料驗證過程的執行，足以可確保驗證結論的正確性。

本案例針對YNPS汽機廠房及部分建築物進行獨立確認調查，在汽機廠房選取152處、服務大樓23處、其餘部分20處進行偵檢，掃描覆蓋範圍超過受驗區域的25%以上，由於受驗區域非屬高度受影響區，故其掃描覆蓋率為ORISE確認調查建議的25%，針對 β 和 γ 掃描的儀器與設備均為標準偵檢系統，足以滿足偵檢要求，除了對於關切核種(Cs-137及Co-60)的量測外，也以濕擦拭樣品分析的方式對H-3進行檢測(每樓層取10個樣品)，對於取樣、掃描

覆蓋率、掃描量測、樣品分析等作法都符合ORISE標準程序，對本案例中對象目標的適用性佳。

(三) 洪堡灣核電廠物質與設備獨立驗證案例

1. 案例簡介

目前在NRC資料庫中所能取得物質與設備相關的獨立驗證案例中，仍然只有近年剛完成除役的洪堡灣電廠(Humboldt Bay Power Plant, HBPP)部分1號機與2號機物質與設備的驗證調查報告(DOCKET NO. 50-00133; RFTA NO. 11-003, DCN: 2029-SR-01-0)，本研究團隊在109年度行政院原子能委員會委託研究報告「109年除役作業場所輻射分析之審查技術研究(AEC10902004L)」之子計畫二「除役核電廠最終狀態偵檢之獨立確認調查程序及方法研析」中對此案例進行研析，在該計畫中，本研究團隊已概要描述此案例之各項內容，並進行分析討論，詳細內容可參閱並對照該份研究報告，部分內容已經揭露者，在本報告中將不再贅述或僅做摘要性的彙整說明。

此案例的調查報告是按照ORISE制式的獨立驗證調查報告格式撰寫，包含廠址歷史簡介、關切核種、驗證調查目標、文件審閱、MARSAME分級、輻射偵檢程序、資料解讀、結果與發現、與導則比較、總結、參考資料等、附錄等章節。由於此案是針對物質與設備的驗證調查，多了一個關於

MARSAME分級的定義以及HBPP在執行MARSAME偵檢時，各物質與設備對象所使用的偵檢包及其MARSAME分級供參考。

物質與設備的驗證偵檢對象有可能位於原處，也有可能拆卸、分解後堆置於特定的貯存場域，而以土壤與建築物為對象的確認調查則通常是以場域或建築物平面圖來呈現不同的分級區域或驗證偵檢的位置分布，因此從各偵檢包中挑出特定的偵檢單元，再從中取若干數量的驗證點進行偵測，是為一個有效且可行的確認調查取樣方式。

表3.14、HBPP的MARSAME偵檢包

TABLE 2: MARSAME SURVEY PACKAGES HUMBOLDT BAY POWER PLANT EUREKA, CALIFORNIA			
Package #	Class	Description	Additional Description
HBPP-GN-001	3	Units 1 and 2 Generators	Units 1 and 2 Generators
			Units 1 and 2 Exciters
HBPP-TB-001	3	Units 1 and 2 Turbines	Turbines
HBPP-CS-001	3	Condensate System	Condensate System
HBPP-DWT-001	3	Distilled Water Tanks	Distilled Water Tanks
			Fire Water Tank
			Light Oil Tank
HBPP-EL-001	3	Electrical Components	Various Electrical Components
HBPP-FOT-001	3	Fuel Oil System	Storage Tank (1)
			Service Tanks (2)
HBPP-FW-001	3	Feedwater System	Feedwater Heaters (10)
			Feedwater Pumps (4)
HBPP-IS-001	3	Intake Structures	Circulating Water Pumps (4)
			Screen Wash Pumps (4)
			Smaller Pumps (6)
HBPP-LO-001	3	Lube Oil Systems	Lube Oil Tanks
HBPP-NG-001	3	Natural Gas Systems	Multiple Gas Lines
HBPP-SA-001	3	Station Air	Receiver Tanks (4)
HBPP-SS-001	3	Structural Steel	Various-Sized Steel
HBPP-PT-001	3	Propane Tank	NA
HBPP-BL-001	3	Boilers	NA
HBPP-MS-001	3	Main/Auxiliary Steam	Main Steam System
			Auxiliary Steam System
HBPP-TF-001	3	Units 1 and 2 Transformers	Transformers (2)
HBPP-VN-001	3	Ventilation System	Stacks (2)
HBPP-MEPP-001	NI	Mobile Electric Power Plants	MEPP Buildings
			Control Buildings
HBPP-MM-001	1, 2, 3	Miscellaneous Materials	Various Classifications

在執行確認調查時，從各偵檢包中選取特定偵檢單元進行偵檢，報告中並未詳細說明選取的原則，但應該是根據該物件的使用歷史以及現場狀況進行抽測。對於選中的偵檢單元，每個單元選定10個位置進行中等密度 (Medium density, 50%掃描覆蓋率)的 β 輻射表面掃描，並將結果記錄在制式

的偵檢紀錄表上，對於偵檢單元中最大的 β 掃描位置處則進行1分鐘的靜態計數。

TABLE B-1:

ORISE CONFIRMATORY SURVEYS OF HBPP MARSAME SURVEY UNITS

HUMBOLDT BAY POWER PLANT, EUREKA, CALIFORNIA

MARSAME Survey Package	HBPP-TF-001	Action Levels				
DESCRIPTION	Transformers and Control Breakers	Recycling Action Level (dpm/100 cm ²)			Burial Action Level	
SURVEY UNIT	Units 1 and 2 Transformers	Cs-137	Total	5,000	(pCi/g)	(dpm/100 cm ²)
 # Indicates scanned 1m² area and surface activity measurement location		Removable	1,000	15	16,600	
	Scan Location	Max Scan	Unshielded	Shielded	Net Beta Activity	
	(1 m ²)	(cpm)	(cpm)	(cpm)	(dpm/100 cm ²)	
	1	430	294	164	400	
	2 Elec box	180	203	152	130	
	3	270	263	154	330	
	4	210	152	123	55	
	5	260	288	173	350	
	6 fin	200	245	181	180	
	7 fin	280	245	204	97	
	8 top	290	305	103	650	
	9	240	137	119	17	
	10	140	149	102	120	
Ambient BKG Measurements		Instrument Efficiency		Other Data		
Location:	Shielded	Static Efficiency		Mat.-Spec.Beta BKG		
Count	cpm	$\epsilon_1 =$	0.46	13		
1	236	$\epsilon_1 =$	0.5	Scan MDCR		
2	240	$\epsilon_1 =$	0.23	183 cpm		
3	222	Scan Efficiency		Scan Action Level		
4	265	$\epsilon_1 =$	0.3	422 cpm		
5	233	$\epsilon_1 =$	0.5	Scan MDC		
Average	239	$\epsilon_1 =$	0.15	1728 dpm/100 cm ²		

圖 3.22、HBPP 一號機與二號機變壓器的確認調查紀錄表

圖3.22為HBPP一號機與二號機變壓器的確認調查紀錄表，表標題說明此表格屬於HBPP MARSAME偵檢單元的確認調查，並註明此表格係屬於HBPP偵檢包HBPP-TF-001(變壓器與控制斷路器)，偵檢單元為一號機和二號機的變壓器。表上註明此物件的行動基準有兩個，適用於回收者為Cs-137表面活度5,000 dpm/100 cm²及可移除1,000 dpm/100 cm²，適用於掩埋者為

Cs-137比活度15 pCi/g及表面活度16,600 dpm/100 cm²。其餘資訊尚包括了：掃描區域的實際照片(標註確切的掃描位置)、10個掃描位置的掃描結果(cpm)、總β活度(dpm/100 cm²)、5次背景值量測與平均值、儀器效率(含靜態與掃描)、以及其他資料(掃描MDCR、掃描行動基準、掃描MDC等資訊，可由MARSSIM提供的公式進行計算而得)。

此項確認調查的結果與業主先前提提供的MARSAME偵檢數據包相一致，展現其符合之前核准的回收外釋條件。而本案例中額外包含的反應器屏蔽塞之前並未獲准進行回收，確認調查顯示其確實含有超越回收基準的較高β輻射等級，應適當地移至USEI進行掩埋處置。

2. 案例研析資訊彙整

(1) 儀器

在這份物質與設備驗證偵檢報告中使用的儀器設備列示於該份報告的Appendix C中，針對β和α進行表面掃描量測的儀器如下：

掃描與量測相關偵檢器組合
--beta-- Ludlum Ratemeter-Scaler Model 2221 (Ludlum Measurements, Inc., Sweetwater, TX) coupled to Ludlum Gas Proportional Detector Model 43-68, Physical Area: 126 cm ² (Ludlum Measurements, Inc., Sweetwater, TX) Calibration Due Date: 04/06/2011 Ludlum Ratemeter-Scaler Model 2221 (Ludlum Measurements, Inc., Sweetwater, TX) coupled to

Ludlum Plastic Scintillation Detector Model 44-142, Physical Area: 100 cm² (Ludlum Measurements, Inc., Sweetwater, TX)
Calibration Due Date: 02/27/2011

--alpha--

Ludlum Ratemeter-Scaler Model 2221
(Ludlum Measurements, Inc., Sweetwater, TX)
coupled to
Ludlum Alpha Scintillation Detector Model 43-92, Physical Area: 100 cm²
(Ludlum Measurements, Inc., Sweetwater, TX)
Calibration Due Date: 04/20/2011

此儀器清單相較於過去ORISE所提的報告，多附註了該儀器最近校正的日期，對偵檢儀器來說是一個十分重要的資訊。

(2) 品保程序項目

附錄D.2中有針對此案例的校正與品保相關的說明。所有儀器校正的標準均基於美國國家標準與技術研究院(National Institute of Standards and Technology, NIST)，場域偵檢活動的程序符合ORAU和ORISE的相關文件，包括：

ORISE偵檢程序手冊(Survey Procedures Manual, ORISE 2008)

ORAU品質計畫手冊(Quality Program Manual, ORAU 2009)

以上手冊中的程序符合10 Code of Federal Regulations (CFR) 830 Subpart A, Quality Assurance Requirements, Department of Energy Order 414.1C Quality Assurance, and the U.S. Nuclear Regulatory Commission Quality Assurance Manual for the Office of Nuclear Material Safety and Safeguards並且包含在執行過程中的量測評估程序。

此外，品保程序應包含：

- 每日進行儀器背景和檢查源(check-source)量測，確認設備的運作在可以接受的統計波動範圍之內。
- 對所有執行程序的人員進行訓練與認證。

(3) 取樣/量測

- 背景量測

關於背景值的量測，ORISE採取了不同的做法，因為大部分物質與設備的量測是在金屬表面，ORISE在未受三號機污染排放處選取了5個位置金屬表面進行屏蔽(γ -only)與未屏蔽($\beta+\gamma$)的直接量測，由未屏蔽值減去屏蔽值而取得 β -only的測量值，金屬表面 β -only的平均計數率為13 cpm。接著ORISE在物質與設備表面進行同樣的量測方法，取得物質與設備表面 β -only計數率，再將物質與設備表面 β -only計數率減去金屬表面 β -only平均計數率，作為物質與設備的 β -only表面活度，將此值除以總效率並考慮幾何因素，可得表面活度(dpm/ 100 cm²)，之後便可將最後的值與HBPP物質與設備行動基準進行比較。

- 表面掃描

ORISE對選定的幾個物質與設備偵檢單元進行中等密度(Medium density, 50%掃描覆蓋率)的 β 輻射表面掃描，重點關注在運轉過程中污染物可能集中的位置，以及根據現場觀察結果進行其他判斷性選擇的位置，每個偵檢單元選取10個位置量測其計數率(cpm)。

● 表面活度量測

在每個偵檢單元內每個1 m²掃描區域內量得最高 β 掃描計數率的位置進行一分鐘靜態 β 計數測量。表面活度量測位置被標註在每個特定偵檢單元的記錄表中的內嵌照片上(見圖3.22)。

(4) 分析方法

本案例物質與設備的確認調查主要藉由表面掃描和表面活度量測來確認對象物件是否符合行動基準，並不牽涉複雜的分析方法，主要問題是環境背景值的選取，本案例為HBPP 1號機和2號機的部份組件，可能受到鄰近3號機的輻射污染影響，考量環境背景的影響，ORISE制定了一個特殊的背景量測方法(參見前頁)，將HBPP 3號機污染物可能造成對背景基線(baseline)的影響移除，得到校正回歸後的表面活度，再以此值與行動基準進行比較，是為一個客觀且簡易的作法。

(5) 驗證標準及適用性評估

本案例的主要對象是HBPP 1號機和2號機的部份組件，起初並未包含在輻射特性調查當中，為保守之故，引用鄰近3號機的特調結果，將Cs-137做為關鍵污染核種的主要來源，也將這些物件列為受影響物質與設備，採用的行動基準為：(回收) Cs-137表面活度5,000 dpm/100 cm²及可移除1,000 dpm/100 cm²；(掩埋) Cs-137比活度15 pCi/g及表面活度16,600 dpm/100 cm²。物質與設備的移置偵檢標準往往都是法規標準或接收/處理站的接受標準，

都是固定值，不像土壤與建築物那樣以DCGL為比較標準，可能會依除污、整治或環境變動而有所更動，而且物質與設備的偵檢往往也都只是進行表面掃描和表面活度量測，除非發現特殊狀況才可能會用到取樣及實驗室分析，執行起來相對容易，本案例在適用於回收的物件方面，都符合之前量測的回收標準，故ORISE給予正面的驗證結論，而在此案例中額外進行的反應器屏蔽塞也確實量到了較高的輻射等級，需進行進一步的量測及掩埋處理。

在本案例中，ORISE對於可能有污染集中的區域及現場判斷的部分位置採用中密度beta(> 50%覆蓋率)的 β 表面掃描，針對每一個偵檢單元也選10個1 m²的區域進行掃描，從其中最高計數率者再進行直接量測，以確認偵檢結果，驗證調查記錄表中所展示的現場照片顯示各取樣點的位置，分布於偵檢單元的不同位置，其密集度和代表性足以滿足驗證要求，再加上ORISE完備的品管要求和嚴謹的量測程序，配合定期校正的儀器設備，其驗證結論具有高度可信度。

由於本案例的回收行動基準是最為嚴格的表面活度等級，若獨立確認調查的結果也全數通過此行動基準，則此物質與設備不當外釋的機率應微乎其微，總結來說，本案的驗證標準對於對象目標的物質與設備的適用性佳。

四、第三方驗證計畫之訂定與偵檢執行方式之綜概說明

(一) 第三方驗證視察與確認調查計畫的制定

當核設施除役之最終狀態偵檢牽涉獨特或複雜的技術問題、確認調查工作需要超過一個人週的人力、或是確認調查具高優先度，管制機關人員可能無法及時完成時，管制機關應考慮將最終狀態偵檢之後的獨立確認調查委託第三方驗證機構執行。在此情形之下，管制機關得視現場作業或輻射特性偵檢需要，選擇適格的第三方驗證機構並提出確認調查的委託需求。當第三方驗證機構執行接獲委託需求之後，即應依受委託標的之屬性及其除役活動進程進行確認調查規劃並提出確認調查計畫，該確認調查計畫並應先行陳報管制機關，待核可之後即可據此執行確認調查作業。根據ORISE機構過去的調查案例，在執行之前應提出確認調查計畫，而其內容應涵蓋前言、廠址描述、目標、責任、文件審核、健康與安全、調查程序、指引、取樣分析及數據說明、暫定時間表、以及參考資料等，以下逐項說明各項內容：

(1) 前言：此章節應簡述調查標的物所在位置、隸屬公司、開始運轉時間、

廠址營運資訊、以及該廠址過去曾發生過的放射性外釋或洩漏等歷史資訊，另外也必須簡要說明許可證終止之決定及相關規劃等。

(2) 廠址描述：說明廠址之具體地址、占地面積、以及周遭的環境生態等。

- (3) 目標：說明確認調查的目標是針對設施經營者或承包商的現場數據進行審查，並產生獨立的放射性偵檢數據，提供予主管機關用於評估設施經營者或承包商之程序和最終狀態偵檢 (FSS) 結果的充分性和正確性。
- (4) 責任：陳述調查計畫中描述的工作將在第三方驗證機構的調查運營總監和調查專案負責人的指導下進行。經現場評估之後，如認為偵檢程序有不妥適之處，經與主管機關人員協商後，第三方驗證機構現場被授權的主管有權進行適當地修改，而任何有關調查計畫或程序範圍的變更應被記錄在現場日誌之中。
- (5) 文件審核：說明第三方驗證機構將審查設施經營者的除役計畫(DP)以獲取歷史信息，以確定關注的放射性核種(ROC)及適用的推算濃度指引水平(DCGL)。此外，也應說明文件審查的目的是確保設施經營者可滿足主管機關的要求，並確保確認調查區域內當前的FSS活動可充分且適當地考慮到任何必要的文件規範和MARSSIM指引。
- (6) 健康與安全：說明第三方驗證機構將遵守所有適用的管制要求，相關人員也會參加任何必要的現場特定培訓，所有調查活動將在現場作業期間根據廠址的整體健康和 safety 計畫(HASP)和放射防護計畫(RPP)進行。專案工作人員將被告知已知和可能的危險，藉以有效地採取必要的安全預防措施。在調查之前預先走訪計畫調查的區域也將有助於評估在調查程序書的工作危害分析中未解決的任何其它潛在的健康和安全問題。當執

行人員發現有程序書或現場健康和 safety 計劃未涵蓋的危險，在適當的工作危害分析提出之前，不應啟動或繼續工作。調查活動可以在需要輻射工作許可證的地區進行，但應盡量合理抑低輻射劑量，且預期不會有劑量超出規範的問題。

(7) 調查程序：第三方驗證機構應敘明其調查小組將開展的現場驗證性調查活動，如：藉由過程中視察、目視檢查、測量和取樣等活動來評估廠址的污染情形，第三方驗證團隊所執行的調查活動也應依據相關的調查程序及品保手冊進行。

(i) 參考系統：第三方驗證機構將使用設施經營者建立的參考系統和/或全球定位系統(GPS)坐標及明顯的站點特徵來做為調查結果的參考系統。測量和取樣位置將記錄在詳細的調查地圖上。

(ii) 表面掃描：伽馬輻射的表面掃描將根據管制機關的要求在區域內進行，將使用與帶有聲音指示器的速率計耦合的偵測器進行掃描。偵測器將與GPS系統耦合，以實現實時伽馬計數率和位置數據的映射分布圖。另外，將標記直接伽馬輻射升高的位置以供進一步調查。

(iii) 直接量測：在每個測量單元中進行直接測量輻射劑量率測量，選擇的測量次數將取決於設施經營者的DCGL標準和表面掃描結果，另也可在與設施經營者測量相對應的位置進行直接測量，以進行直接數據比較。

(iv) 土壤取樣：表層土壤和/或其他材料樣本將從直接伽馬輻射升高可能超過DCGL的判斷位置收集，樣本數量將由調查結果並隨著調查進行過程中調整。此外，將從隨機或判斷地點收集樣本，並要求設施經營者或承包商提供FSS土壤樣本以進行確認分析。

(8) 指引：確認調查區域的主要關注放射性核種之後，應針對個別核種訂定適用的DCGL廠址釋放標準以作為調查時的指引，相關關注核種的DCGL可由設施經營者的除役計畫或最終狀態偵檢計畫取得。

(9) 取樣分析及數據說明：現場收集的所有數據將被帶回進行整理與解釋，放射分析收集的樣本則將被送到第三方驗證機構的放射化學實驗室進行分析，樣品分析將按照其制定的實驗室操作程序書進行。土壤樣品將藉由伽馬能譜分析所含有的放射性核種，能譜也將藉由確認其它可識別的能峰以進行審查。土壤樣品結果將以比活度作為報告的單位(ORISE以pCi/g為比活度單位，我國為Bq/g)，產生的數據將與批准的DCGL標準進行比較，比較結果將在報告草案中說明，並提交給管制機關進行審查及評論。

(10) 暫定時間表：說明第三方驗證機構人員預計進行測量和取樣活動的時間，並說明在收到所有樣品的分析數據後，大約多久可向管制機關提交確認調查結果的報告草稿(如：15天內)。此外，如發現任何超出廠址釋放標準並會影響專案完成的樣本結果，將立即呈報管制機關。最後，最終的

確認調查報告將在收到管制機關的意見決議後數天內(如：10天內) 提交。

- (11)參考資料：確認調查計畫應列示相關的參考資料，包含：調查廠址的除役計畫、品保程序書、調查程序書、實驗室分析程序書、以及引用的管制規範或技術文件等。

(二) 第三方驗證之偵檢及分析程序

第三方驗證機構執行獨立確認調查時，除須完整地審查最終狀態調查的程序與結果之外，調查範疇中最為重要的部分為現場的偵檢驗證，包含掃描量測、直接量測、取樣分析等。為確保調查過程中所執行的獨立放射性量測結果的品質，第三方驗證機構應制訂偵檢與分析程序書，並據以實施相關偵檢與分析作業。第三方驗證機構所提交的確認調查報告應提供所使用的儀器類型及規格，並且也應詳細說明偵檢與分析程序中的校正與品保相關項目，通常會將上述資訊詳述於附錄章節之中。在儀器方面，執行單位應針對掃描偵檢、直接量測、以及實驗室分析所使用的儀器與偵檢器組合進行說明，除應提供量測各類輻射種類所對應的儀器/偵檢器之廠牌與型號之外，也應附註偵檢器的重要參數，如：物理面積、晶體尺寸等，這些資訊將有利於後續進一步地驗證比對。另一方面，為了達成量測品質目標，

偵檢與分析程序中的校正與品保要求也必須符合相關的規範，以下即摘述 ORISE機構的調查案例所列示的重點：

(1) 校正與品保：

- 所有現場和實驗室儀器的校正應使用可追溯到美國國家標準與技術研究院 (NIST) 的標準及射源；假如無法取得該類標準及射源，亦可使用由工業界認可組織所提供的標準。
- 執行分析與現場偵檢活動應依據第三方驗證機構所制訂之偵檢程序書、實驗室分析程序書、以及品保手冊等。
- 上述相關程序書與手冊必須滿足相關主管機關的品質保證要求，並應包含執行過程中評估流程的措施。

(2) 品質控制程序：

- 每日執行儀器背景和檢查射源測量，以確認設備運行在可接受的統計波動範圍內。
- 應考慮參與混合分析物性能評估計劃、NIST放射化學比對測試計劃(NRIP)和比對測試計劃(ITP)等實驗室品質保證計劃。
- 對所有執行偵檢程序的人員進行培訓和認證。
- 定期執行內部和外部稽核。

(3) 校正程序：

- 用於評估表面污染的偵檢器應依據ISO-7503表面污染測量與評估標準的建議進行校正。
- 個別儀器/檢測器組合的表面活度偵檢總效率(ϵ_{total})由 2π 儀器效率(ϵ_i)和表面效率(ϵ_s)決定，關係式如下：

$$\epsilon_{\text{total}} = \epsilon_i \times \epsilon_s$$

- 表面掃描之手持偵檢器被置於與射源接觸以進行校正。100 cm²的熱點尺寸被假設以用於決定儀器的掃描效率。手持式氣體比例探測器的掃描 ϵ_i 值為0.34；掃描 ϵ_{total} 值為0.08。當射源面積超過偵檢器面積時，校正射源發射率不進行校正。
- 用於確認調查表面活度測量的氣體比例偵檢器的靜態 ϵ_i 值為 0.40；靜態 ϵ_{total} 值為 0.10。當射源面積超過偵檢器面積時，校正射源發射率被校正為偵檢器的物理面積。

(4) 偵檢程序：

a. 表面掃描

- 表面掃描是藉由偵檢器在表面上緩慢移動，偵檢器和表面之間的距離保持在最小值，約為1 cm。使用NaI閃爍偵檢器進行升高伽馬輻射的表面掃描；地板和牆壁表面以及凹痕(粗糙區域)則使用小面積(126 cm²)的手持式偵檢器進行掃描。

- 使用 NUREG-1507 中描述的計算方法估計掃描的最小可檢測濃度 (MDC)。掃描 MDC 是許多變量的函數，包括背景水平。為計算掃描 MDC，選擇的其它參數包括：兩秒的觀察區間、 d' 值為 2.32、測量員效率 (surveyor efficiency) 為 0.5。以手持式氣體比例偵檢器做為範例，表面的最小可檢測計數率 (MDCR) 和掃描 MDC 可依下式計算：

$$\begin{aligned}
 b_i &= (BKG)(2\text{sec})(1\text{min}/60\text{sec}) \\
 MDCR &= (d')(b_i)^{1/2} [(60\text{sec}/\text{min})/(2\text{sec})] \\
 MDCR_{\text{surveyor}} &= MDCR/(p)^{1/2} \\
 \text{Scan MDC} &= \frac{MDCR_{\text{surveyor}}}{\epsilon_{\text{total}}} (\text{dpm}/100\text{cm}^2)
 \end{aligned}$$

其中， d' 為特定的性能水平 (specified level of performance)、 b_i 為觀察區間內的背景計數數、BKG 為背景計數率、 p 為測量員效率。

b. 表面活度量測

- 總 β 表面活度測量是使用氣體比例偵檢器進行的，將偵檢器維持在固定位置靜置量測一分鐘可取得其計數率 (cpm)，藉由將淨計數率除以總靜態效率 ($\epsilon_{\text{total}} = \epsilon_i \times \epsilon_s$) 及偵檢器的物理面積即可求得表面活度 (dpm/100 cm^2)。
- 由於不同的建築材料 (混凝土、磚、木材、鋼等) 可能具有不同的背景水平，因此在調查區域中遇到的各種材料，若無已知的放射性歷史，其平均背景計數率可在類似材料的位置上確定。

- 表面活度測量的MDC可使用以下公式計算：

$$MDC = \frac{3 + (4.65\sqrt{BKG})}{T * \varepsilon_{Total} * G}$$

其中，BKG時間間隔內的背景總計數、T為用於現場儀表的計數時間(分鐘)、G為幾何形狀之偵檢器物理面積(cm²/100)。

c. 土壤取樣

- 在每個樣本位置收集大約0.5到1公斤的土壤。收集的樣品放入塑膠袋中密封，並按照偵檢程序書進行標記。

d. 擦拭活度測量

- 使用已編號且直徑為47 mm的濾紙盤擦拭測定可移除的總α和總β活度。對塗片施加中等壓力並擦拭約100 cm²的表面後，將塗片放入貼有標籤的信封中，並記錄位置和其它相關信息。
- 對於H-3測定，用去離子水潤濕第二個塗片並擦拭相鄰的100 cm²。然後，將塗片密封在標記的液體閃爍瓶中，並記錄位置和相關信息。

e. 伽馬放射能譜分析

- (i) 必要時將土壤樣品乾燥、混合、壓碎和/或均質，並將一部分密封在0.5升燒杯或其它合適的容器中；(ii) 選擇放置在燒杯中的量來重現校正的計數幾何；(iii) 視需要過濾和酸化水樣；(iv) 測定淨材料重量和體積；(v) 使用鉀偵檢器耦合脈衝高度分析儀系統對樣品進行計數；(vi) 使用

分析儀系統的計算機功能進行背景濾除、能峰搜索與識別、以及濃度計算；(vii) 審查與關注的放射性核種相關的所有總吸收峰以確保活度一致性。

f. 不確定度

- 報告中提供與分析數據相關的不確定度代表該數據的總傳遞不確定度，這些不確定度應根據總樣品計數水平和相關背景計數水平計算求得。

五、除役時程與管制規劃

(一)台電核一廠除役工作時程

核一廠一號機組及二號機組分別自2018及2019年停機後，隨即進入並展開為期25年的除役預定時程，由於目前用過核子燃料因乾式貯存設施尚未完成，在用過核子燃料無法退出爐心的情況下，並無法立即展開全面性的輻射特性偵檢作業。因此，針對核一廠除役的時程規劃，從除役前的規劃階段、一直到最後廠址的復原階段，總計可大略分為五個時期，各階段之預定時程及主要工作內容概述如下：

1. 除役前規劃階段(2015~2018): 此一階段主要是進行核一廠除役的前期規劃，並提送除役計畫書審查；另外，也必須提送核電廠除役的環境影

響評估報告，並經環評大會審查。目前兩項審查皆已完成並獲得審查通過在案。

2. 停機過渡階段(2018~2026): 此一階段主要是進行停機後的現場調查作業、建立系統除污技術、興建用過核子燃料的乾貯設施、以及興建低放射性廢棄物貯存庫。目前正積極進行停機後完整的輻射特性偵檢與報告，並規劃興建除役所需之設施與場地準備。
3. 除役拆廠階段(2026~2038): 此一階段主要是進行用過核子燃料移置乾貯設施作業，並開始進行反應器拆除、用過核子燃料池拆除、以及主要圍阻體的拆除作業。除此之外，因應用過核子燃料移出爐心後仍須進一步補足尚未完成輻射特性偵檢報告的區域。
4. 最終狀態偵檢階段(2038~2042): 此一階段主要是進行最後廠房的拆除作業，並針對除役廠址進行完整之最終輻射狀態偵檢，以利後續之審查與廠址外釋準備。
5. 以及廠址復原階段(2042~2044): 此一階段主要是進行最後的地面復原及景觀工作，達成原定的除役計畫目標。

(二)輻射偵測與廠址調查作業流程

伴隨核一廠除役時程的推進，各項輻射偵測與廠址調查(Radiation Survey and Site Investigation, RSSI)作業也必須配合執行。MARSSIM (Multi-

Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual) 是美國多部會在2000年所發表的輻射偵測暨場(廠)址調查作業參考手冊，內容所提及的RSSI流程也是目前已被廣泛採用作為除役核電廠之廠址特性調查(土壤、建築物)的重要指引。RSSI流程是經由一系列的偵測，用以證實廠址放射性污染物符合以劑量或風險為基準的法規標準，在其作業流程中主要包含六個步驟，包括：

1. 廠址確認：用來確認除役的標的與範圍。
 2. 廠址歷史評估(Historical Site Assessment, HSA): 藉由歷史文件的蒐集與人員訪談，初步將除役範圍劃分為受影響區及非受影響區。
 3. 範圍界定偵測(Scoping Survey, SS): 範圍界定偵測主要是延續廠址歷史評估後的偵測行動，若HAS判定該區域為受影響區、但範圍偵檢卻未發現污染物，則該區域可被分類為第3級，並執行第3級的FSS；反之，若範圍偵測找出污染位置，則該區域可考慮分類為第1級(或第2級)，並執行後續之特性調查偵測。
 4. 特性偵測(Characterization Survey, CS): 特性偵測是RSSI流程中，執行最為廣泛及產生最多數據的偵測，包含準備參考座標、系統化和專業判斷的量測，以及各種不同介質的偵測(如表土、建築物內部與外部的表面)。
- 執行至此，可將受影響區域，依據量測結果與推導濃度指引水平(Derived

Concentration Guideline Level, DCGL)比較，將受影響程度分為第1級、第2級、以及第3級三種污染程度。

5. 改善行動輔助偵測(Remedial Action Support Survey, RASS): 若一區域經特性偵測後，確定污染超過 DCGL值，則須準備除污計畫。當執行改善時，改善行動輔助偵測即須進行，並同步引導執行中的清除作業。
6. 最終狀態偵檢(Final Status Survey, FSS): 最終狀態偵檢是RSSI流程中最後也是最重要的偵檢步驟，透過FSS可以提供數據，以證明所有的輻射參數滿足所定的導則數值與條件，並足以證實廠址放射性污染物符合以劑量或風險為基準的法規標準，符合外釋條件。

(三)對於台電核一廠各階段審查資料與第三方驗證排程的建議

由於用過核子燃料短期無法退出爐心，導致除役執行單位(台電)必須依據實際除役過程分階段執行，相對應的輻射偵檢計畫也必須配合調整。依據上述的五個除役階段、以及RSSI輻射偵檢流程，可以大略將各階段所需進行的輻射偵檢作業表示如表3.15所示。

負責監督的主管機關(原能會)經常需要確認廠址的輻射水平是否可接受而外釋，確認的動作是由主管機關或由公正第三者來完成。確認與證實過程中所需進行的大部分工作，在於審查與評估輻射偵測活動的文件與數據。評估過程中可能包含廠址的訪查，了解輻射偵測的量測程序或樣品的

實驗室分析方法。所以，每一種類型的輻射偵測在規劃階段，須說明其確認與證實的方法。某些情況下，改善行動後的取樣與分析可由其他公正的團體執行。

目前核一廠已進入停機過渡階段，核二廠也依照相對應的期程逐步進行除役，在整個RSSI過程中，進行數據確認與證實工作是一項不間斷的過程，做為管制單位的主管機關如何在各階段適時的進行必要的視察與驗證，必須盡早規劃。

表3.15、核一廠除役各階段與RSSI輻射偵檢流程對應表

	除役前規劃階段 (2015~2018)	停機過渡階段 (2018~2026)	除役拆廠階段 (2026~2038)	最終狀態偵測階段 (2038~2042)	廠址復原階段 (2042~2044)
場地確認	v				
歷史評估 (HSA)	v	v			
範圍偵測 (SS)	v	v			
特性偵測 (CS)		v	v	v	
改善措施輔助偵測 (RASS)		v	v	v	
最終狀態偵測 (FSS)				v	v
平行驗證 (公正第三方驗證)		v	v	v	v
審查重點 (台電繳交資料)	除役計畫書、 環境影響評估	輻射特性偵測報告、 除役規劃與場地準備	用過核子燃料移置、 反應器機組拆除	廠房拆除、 最終狀態輻射偵測	土地復原、 環境監測計畫

肆、結論

獨立確認調查是除役核電廠廠址釋出前的最後關卡，應建立妥適的調查策略及偵檢程序，本研究承接 109 年度原能會委託研究計畫，持續進行第三方驗證的精進研究，持續蒐集並研析不同的國際案例，期能從中獲取重要資訊，作為管制機關未來執行確認調查的採參資訊。

為了瞭解獨立確認調查的實務細節，本研究彙整更多美國 ORISE 第三方驗證機構針對各除役電廠所執行的獨立確認調查案例，針對土壤、建築物、物質與設備各舉一國際案例進行研析，將研析過程所得的相關資訊彙整作為第三方驗證執行策略，包含第三方驗證視察與確認調查計畫的訂定、偵檢與分析的進程序等基本項目的指引。

關於土壤的獨立確認調查，本研究以錫安核電廠(ZNPS)獨立驗證案例(犧牲屏障相關的地下土壤)進行研析，本案例(ZNPS)為 2020 年所提之較新驗證報告，其相關內容或章節編排都有更新，驗證報告是依照標準的資料品質目標來進行撰寫，同時由於土壤內含多種關鍵核種，除了 Co-60、Cs-134、Cs-137 等核種外，如 Ni-63、Sr-90、H-3 等需要使用特殊化學方法將之分離出來，才能求得其活度含量，此案例針對這些核種的分析方式進行歸納說明，可做為難測核種分析的參考借鏡。對於複合核種的 DCGL 解除管制規範，本案例也有實例展示，應用值一法則的判斷方法來決定受影響的土壤的解除管制，驗證結果顯示仍有部分土壤樣品含有離散顆粒，在移

除後輻射程度回復正常值，二次驗證仍發現離散顆粒的存在，顯示此場域的土壤仍有殘餘的放射性，因此 ORISE 建議 NRC 對此進行評估並進行後續處置，顯示驗證標準確實有達到其作為最後一道關卡的功能性。本案例先對受驗場域表面進行地毯式 γ 掃描，再依掃描結果從中選取代表性土壤樣本送實驗室分析，其取樣原則十分合乎科學邏輯。此外，對於土壤樣本的離散顆粒，以一維散布圖的方式加以清楚呈現，可以清楚顯示離散顆粒的可能存在，也是值得參考的地方。

關於建築物的獨立確認調查，本研究是以洋基核電廠(YNPS)的汽機廠房和部分建築物為目標執行的第三方驗證，本案例對於 YNPS 的歷史背景與除役歷程做了詳盡說明，在 NRC 資料庫的 8 份 YNPS 第三方驗證報告中，只有 1 份(本案例)是針對汽機廠房和部分建築物所執行的確認調查，其他的都是因為 YNPS 的 FSS 中並未呈現相關資訊而於後續進行的補充調查，係以 in-process 視察方式執行。本案例確認調查的主要偵檢方式是表面掃描、表面活度量測、以及針對 H-3 的擦拭取樣。由於建築物結構通常複雜且範圍遼闊，需依照使用歷史與現場情形判斷可能有問題的位置進行確認調查，本案例提供受確認調查場所的平面圖，並於其上清楚標示執行偵檢的位置，其分布情形可供未來我國執行類似驗證作業之參考。

關於物質與設備的獨立確認調查，本研究仍以洪堡灣電廠(HBPP)物質與設備確認調查案例為研析對象，此案例亦為目前 NRC 資料庫中唯一以

MARSAME 方式執行的獨立確認調查。使用 MARSAME 方式進行輻射特性調查時往往苦於環境背景值的定義，ORISE 在這個案例中設計一個特別的量測方法決定環境背景值，可以將來自 3 號機的污染物影響排除，未來我國核電廠鄰近高污染建築物的低影響物件應可按照類似方式決定環境背景值。對於驗證量測點的決定，本案例也提供一種相對有效率的方案，從偵檢單元中取若干(10)個點進行表面掃描，再從其中最高計數處進行表面活度量測，進一步確認問題點的存在，驗證過程並未找到高於行動基準之處，故其結論為符合預定之移置方式，由於 ORISE 有完備的品管及符合規範的偵檢程序，只要取樣點合乎邏輯與現場判斷，作為物質與設備移置前的最後把關者，專業性應可受公評。

第三方驗證包含過程中視察與現場確認調查兩種方式，依照眾多案例來看，核電廠除役的停機過渡階段即可開始逐步進行第三方驗證，除役業主在擬定各階段的輻射偵測計畫時，即應提供對應的驗證機制與執行方法建議，由於第三方單位執行驗證過程中尚需要主管機關的參與，需掌握第三方驗證排程與除役階段的時程關聯性，在偵檢資源有限的條件下，必須盡早規劃有效率的過程中視察與確認調查，作為除役場址清潔外釋與物件移置的最後把關。

伍、參考文獻

1. MARSSIM 2002, Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (Revision 1), Nuclear Regulatory Commission NUREG-1575 Rev. 1, Environmental Protection Agency EPA 402-R-97-016 Rev. 1, Department of Energy DOE EH-0624 Rev. 1, August.
2. NRC, Consolidated Decommissioning Guidance: Characterization, Survey, and Determination of Radiological Criteria, NUREG-1757, Vol. 2, Revision 1.
3. DOE, Guide of Good Practices for Occupational Radiological Protection in Uranium Facilities, DOE-STD-1136-2000.
4. Eric W. Abelquist, Decommissioning Health Physics: A Handbook for MARSSIM Users, CRC Press, 2013.
5. NRC Inspection Manual, Closeout Inspection and Survey, Inspection Procedure 83890, Nuclear Regulatory Commission, Issue Date: 05/01/03.
6. NRC Inspection Manual, Inspection of Final Surveys at Permanently Shutdown Reactors, Inspection Procedure 83801, Nuclear Regulatory Commission, Issue Date: 01/28/02.
7. NRC Inspection Manual, Decommissioning Power Reactor Inspection Program, Inspection Manual Procedure 2561, Nuclear Regulatory Commission, Issue Date: 03/06/18.
8. NRC Inspection Manual, Decommissioning Inspection Procedure for Materials Licensees, Inspection Procedure 87104, Nuclear Regulatory Commission, Issue Date: 07/29/02.
9. NRC Inspection Manual, Quality Assurance Program for Radiological Confirmatory Measurements, Manual Chapter 1230.

- 10.E.N. Bailey, Independent Verification Review and Survey of the Argonne National Laboratory Building 301 Footprint Argonne, Illinois, ORISE, 5061-SR-01-0, 2010.
- 11.E.N. Bailey, Independent Confirmatory Survey Summary and Results for the Plum Brook Reactor Facility Sandusky, Ohio, ORISE, 1760-SR-01, 2008.
- 12.P.C. Weaver, Verification Survey of Final Grids at the David Witherspoon, INC. 1630 Site Knoxville, Tennessee, ORISE, 0465-SR-04-0, 2009.
- 13.E.N. Bailey, Independent Confirmatory Survey Summary and Results for the Plum Brook Reactor Facility Sandusky, OHIO, ORISE, 1760-SR-01-Final, 2008.
- 14.ORISE, Inspection and Confirmatory Survey Reports for Rancho Seco Nuclear Generating Station, HERALD, CALIFORNIA; DCN 1695-TR-01; DCN 1695-SR-01; DCN 1695-SR-02; DCN 1695-SR-03; DCN 1695-SR-04; DCN 1695-SR-05; DCN 1695-SR-06 (Docket NO. 50-312, RFTA No. 06-003).
- 15.ORISE, Inspection and Confirmatory Survey Reports for Yankee Nuclear Power Station, ROWE, MASSACHUSETTS, (DOCKET NO. 50-29, RFTA NO. 05-008); (DOCKET NO. 50-29, RFTA NO. 04-007); (DOCKET NO. 50-29, RFTA NO. 03-026).
- 16.ORISE, Inspection and Confirmatory Survey Reports for Zion Nuclear Power Station, ZION, ILLINOIS, (RFTA NO. 18-005, DCN 5271-SR-03-0); (RFTA NO. 15-005, DCN 5271-SR-01-0); (RFTA NO. 18-004, DCN 5271-SR-04-0); (RFTA NO. 18-004, DCN 5271-SR-05-0); (RFTA NO. 18-004, DCN 5271-SR-07-0); (RFTA NO. 18-004, DCN 5271-SR-06-0).

17. ORISE, Inspection and Confirmatory Survey Reports for Connecticut Yankee Haddam Neck Plant, HADDAM, CONNECTICUT, (DOCKET NO. 50-0213, RFTA NO. 03-008); (DOCKET NO. 50-0213; RFTA NO. 06-006).
18. ORISE, Inspection and Confirmatory Survey Reports for Maine Yankee Atomic Power Company, WISCASSET, MAINE (DOCKET NO. 50-0309; RFTA NOS. 04-003 and 05-006).
19. ORISE, Confirmatory Survey Results for Portions of the Materials and Equipment from Units 1 and 2 at the Humboldt Bay Power Plant, EUREKA, CALIFORNIA (DOCKET NO. 50-00113; RFTA NO. 11-003; DCN 2029-SR-01-0).
20. ORISE, Confirmatory Survey Results for Portions of the Materials and Equipment from Unit 1 and 2 at the Humboldt Bay Power Plant, Eureka, California (Docket NO. 50-00133; RFTA NO. 11-003; DCN 2029-SR-01-0).
21. ESSAP, ORISE, Quality Assurance Manual for the Environmental Survey and Site Assessment Program.
22. E.N. Bailey, ORISE, Lessons Learned from Independent Verification Activities (DCN 0476-TR-02-0), 2008.