行政院原子能委員會委託研究計畫期末報告(修定版)

計畫名稱:

「109年除役作業場所輻射分析之審查技術研究」

- 計畫編號: AEC10902004L
- 受委託單位:國立清華大學
- 研究主持人:劉鴻鳴
- 協同主持人:許芳裕、趙得勝
- 研究期程:中華民國 109 年 3 月至 109 年 11 月

行政院原子能委員會 委託研究

中華民國 109 年 11 月

(本報告內容純係作者個人之觀點,不應引申為本機關之意見)

綜合敘述

核子反應器設施之除役於取得主管機關核發之除役許可後,最長可達25年。 針對核電廠除役所進行之輻射特性調查與分析技術,為初期除役工作階段的關鍵 技術之一,分析調查結果將可用於提供執行除役期間工作人員劑量評估參考、決 定採取何種改善行動、估算除役成本、及進行除役運作與意外狀況所造成的影響 評估...等。

本計畫目的在於進行「強化核能電廠除役管制技術及環境輻射之研究」中有 關「除役作業場所輻射分析之審查技術」的相關研究,計畫成果將做為審查作業 之參考、並建立管制需求。本計畫在今年度將包含下列兩個子項計畫:

子項計畫一:難測核種比例因數評估之審查導則及要點建議

子項計畫二: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

難測核種活度的比例因數會隨設施而異,因此如何合理、正確的評估與決定 比例因數是除役過程中輻射偵檢與場址特性調查極為重要的工作。本計畫將彙整 國外現存難測核種分析技術與國內的技術現況,並且參考國際文獻,分析歸納除 役作業之難測核種比例因數評估做法、選用策略、應用實例說明及提出審查導則 建議。此外,獨立確認調查是重要的品質保證步驟,可確保除役廠址可符合釋放 標準。獨立確認調查除了可約束設施經營者嚴謹地執行最終狀態調查計畫的要求 與承諾之外,也可大大提升管制機關的公眾信譽。本計畫亦將針對除役核電廠之 獨立確認調查的執行策略、程序與方法進行研析,藉此建構國內確認調查的流程 並提出確認調查的管制及視察建議。

為了順利執行本研究計畫、並進行除役相關人才培育訓練工作,本研究籌組 團隊(如附圖1所示),除了不定期於校內舉辦讀書討論會之外,並與國內其他團 隊進行意見交流、以及實驗室建置與認證的規畫。本研究並將研發成果於109年 10月28日辦理教育訓練課程,參與人數達到50人以上(相關活動照片彙整如附 圖2所示)。本研究希望可以透過持續性的讀書討論會、技術問題的交流會談、研 討會的舉辦,來達到人才培育及教育訓練的目的。

本研究團隊也在期末將研發成果進行彙整·撰寫『電廠除役之難測核種分析 技術與比例因數評估方法介紹』文稿·發表於國內『輻射防護簡訊』(如附件)· 希望藉由研發成果的發表·可以增加國內除役相關人員的觸及率及後續相關議題 的討論。

有關本計畫所包含的兩個子項計畫(難測核種比例因數評估之審查導則及要 點建議、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)·其研究方 法、內容、及研究成果亦一併檢附於本報告內。



圖 1:研究團隊(109年度)





圖 2: 團隊成員參加相關讀書討論會、舉辦教育訓練課程

附件

已發表於國內『輻射防護簡訊』文稿

電廠除没之難測核種分析技術與比例因數 評估方法介紹

作者 許芳裕 博士 國立清華大學原子科學技術發展中心 核能技術師 國立清華大學生醫工程與環境科學系 兼任教授 作者 趙君行 博士 國立清華大學原子科學技術發展中心



前言

國內核能一廠已開始進行除役工作, 核能二廠的除役計書送主管機關進行 審查,也即將審查結束。除役工作之 輻射偵檢與場址調查(Radiation Survey and Site Investigation – RSSI) 過程的偵檢方式包括範圍、特性調 查、改善行動輔助與最終狀態偵檢。 其中範圍與特性調查輻射偵檢的目標 包含確認場址污染物、決定污染物的 相對比值,與建立污染物導出濃度指 引基準(DCGL)值與條件。針對國內核 電廠除役過程可能造成劑量影響之關 鍵核種中,有些核種的測量方法容 易,可直接且快速的測量(如以加馬能 譜分析技術測得), 即所謂的易測核 種:但也有些核種的測量·需進行取 樣、溶解、分離純化等複雜處理程序 後才能以儀器進行測定,因此稱這些 核種為難測核種。

由於電廠除役之核種複雜且多樣性, 要執行全面取樣分析難測核種是不太 可能的事。因此,國際上的經驗會藉 由部分取樣將各核種測出後,計算難 測核種相對於易測核種的比例關係(比 例因數),之後只需藉由測得之易測核 種之活度,即可由比例因數計算得到 難測核種活度。難測核種活度之決 定,必須運用這些核種與其它基本易 測核種(如 Co-60、Cs-137 等)之相互 比例關係之比例因數以推算其活度。 然而比例因數會隨設施而異,因此如 何合理、正確的評估與決定比例因數 亦是除役過程中輻射偵檢與場址調查 極為重要的工作。本文探討國際上目 前針對除役與放射性廢棄物中難測核 種的分析技術,及比例因數評估方法 進行介紹。

國外難測核種分析技術

國際上放射性核種的分析技術,主要

應用於地球科學與環境科學上的研 究,其中相關的核種包括天然放射性 核種針(²³²Th)與鈾(²³⁵U與²³⁸U)系列及 其子核種,碳(¹⁴C)與氯(³⁶Cl)等。另 外,因過往核爆落塵,核電廠事故與 核設施運轉期間所外釋之人工放射性 核種,基於民眾之輻射安全應予以監 測,亦可作為環境科學的研究。至於 核電廠於運轉與除役期間所產生之放 射性廢棄物,基於廢棄物分類的需 求,亦發展出相關的核種分析技術。

發展於環境試樣之放射性核種分析技 術多可應用於放射性廢棄物的核種分 析,如固體廢棄物中混凝土試樣可比 照環境中的土壤,含有機質成份的試 樣則可比照環境中的生物試樣。但放 射性廢棄物中亦有特殊的基質,如金 屬,活性碳等,則須有不同之化學前 處理方式。由於環境試樣分析應用的 分析低限值極低,故其技術能輕易滿

難測核種	化學分離方法	量測系統/測量儀器
H-3	燃燒/氧化成 H ₂ O	液體閃爍計測儀
C-14	燃燒/氧化成 CO2	液體閃爍計測儀
F-55	沉降法	液體閃爍計測儀
Ni-59	離子交換層析/DMG 沉澱	低能量光子偵檢儀
Ni-63	離子交換層析/DMG 沉澱	液體閃爍計測儀
Sr-90	沉澱/滚冻芸取/離子态拗屬析	液體閃爍計測儀
51 50		貝他計測儀
Nb-94	Nb 氧化物沉澱/離子交換層析	加馬能譜核種分析儀
		耦合電漿質譜儀
Tc-99	離子交換層析/溶液萃取	液體閃爍計測儀
		貝他計測儀
1-129	齡您/ 滚液芸取	中子活化/加馬能譜核種分析儀
1 123	図从 /ロ/ /ロ / X 4A	低能量光子偵檢儀
超鈾核種(TRU)	沉澱/離子交換層析/溶液萃取	阿伐能譜儀/耦合電漿質譜儀

表1國際上常見之難測核種及相關之化學分析方法與量測系統

足放射性廢棄物的分析低限需求。國際上有關放射性核種分析技術的參考 文獻繁多,包括應用於環境試樣與放 射性廢棄物試樣的核種分析,且多屬 於難測之放射性核種。近年來最具代 表性的專書為「Chemistry and Analysis of Radionuclides」(by Jukka Lehto and Xiaolin Hou, 2011)[1],其收錄彙整曾發 展於期刊的論文與技術報告,幾乎涵蓋 所有的難測放射性核種分析技術。

電廠除役期間所須檢測的關鍵難測核 種及其與關鍵易測核種(加馬核種)所建 立的比例因數,是用於推導 DCGL 以 作為除役作業場址劃分與外釋的依 據。這些難測核種多與廢棄物分類所 須分析的難測核種雷同,在分析技術 上亦會相同。此外,若其核種來源屬 性相同,運轉期間例行放射性廢棄物 核種分析所建立的比例因數或可應用 於除役期間所產生的物件與廢棄物。 因此,電廠除役期間對於放射性廢棄 物之難測放射性核種活度濃度分析, 大多亦可參考目前運轉中電廠之放射 性廢棄物難測核種分析技術,此技術 乃因放射性廢棄物處置作業之廢棄物 分類需求,此分類規範於「低放射性 廢棄物最終處置及其設施安全管理規 則」(原子能委員會放射性物料管理 局)[2],其乃依據美國核能管制委員會 (NRC)所訂之 10CFR61 報告[3]以測定 廢棄物中指定的關鍵難測核種的活度 做為放射性廢棄物分類的標準,常見 之關鍵難測核種列於表1。

針對除役與放射性廢棄物中難測核種 的分析技術,國際上現存的化學分離 方法與量測儀器之概況亦彙整於表1 中。

依據美國多部會輻射偵檢與場址調查 手冊(MARSSIM)文件,在輻射偵檢設 計時,包括現場直接量測、掃描等之 儀器與取樣後帶回實驗室進行樣品分 析之偵檢儀器等選用策略,選擇可信 賴的儀器有適當的量測靈敏度/最小可 測濃度(MDA或MDC),一般選擇 儀器介於 DCGL 值的 10~50 % [4]。

比例因數的使用

比例因數法(scaling-factor method) 或稱為經驗比例因數法(empirical scaling-factor method),是一種基於 難測核種與易測核種之間的相關性, 根據易測核種的放射性來評估難測核 種的放射性之方法。為達此評估目 的,了解核種的產生機制,核種的物 理與化學行為並觀察放射化學分析數 據非常重要。統計計算是一種補充技 術,用於對放射化學數據分組中的縮 放因子參數進行定量評估。

1.比例因數的決定與放射性活度的估 算流程

依據國際標準組織(ISO)與國際原子能 總署(IAEA)提出之比例因數方法 [5,6]·應用放射性廢棄物中難測核種 與其對應的易測核種(如 Co-60)之間的 比例關係,用以估算該難測核種的活 度濃度。此方法的應用可依下列程序 進行,比例因數的決定與放射性活度 的估算流程如圖1所示,依其流程可 分為四個步驟[6],分述如下。

(1) 採樣計畫的擬定(Step 1)

首先要瞭解核能電廠特性與其產生放 射性廢棄物類型,以供採樣進行核種 分析,重要的核能電廠特性如下:

- (A) 反應器型式
- (B) 反應器組件材料
- (C) 燃料功能歷史
- (D) 放射性核種生成機制
- (E) 放射性廢棄物類型
- (F) 反應器冷卻水化學影響
- (G) 電廠運轉歷史
- (2) 採樣與分析(Step 2)

依上述資料可選擇適當的放射性廢棄 物類型與核種,以進行採樣與核種分 析。進行適當的採樣並建立分析結果 數據庫非常重要,用於收集放射性數 據的基本概念,是比例因數方法的基 礎。確保採樣為代表性樣品的兩種常 見方法是均勻採樣 (homogenized sampling)與累積採樣 (accumulated sampling)。

(A) 均匀採樣

均匀採樣適用於可以視為均質的廢棄 物/廢料,為了確保樣品中包含的放射 性均勻分佈,在採樣之前或在採樣過 程中將廢棄物/廢料充分混合。即使對 於從少量樣本獲得的比例因數,也可 以確保令人滿意的準確性。

均匀採樣常用方法為將廢棄物/廢料均 勻攪拌並從儲罐中取樣,或可通過按 比例混合廢棄物/廢料來製備複合樣 品。

(B) 累積採樣

此方法以合適的數量或方式收集廢棄物/廢料樣品,以代表大量廢棄物/廢 料樣品的特徵,適用於均質廢棄物/廢 料和異質廢棄物/廢料。

在累積採樣的情況下,對確定的廢棄 物/廢料進行採樣時,重要的是要獲得 具有大範圍活度濃度的放射性廢棄物/ 廢料樣品,以確保難測核種與該廢棄 物/廢料中的易測核種之間的有效關 聯。如果在分析結果中發現異常值, 則應根據數據分佈和數據來源研究、 確定原因,並更正或放棄該異常值。 如果無法確定此類異常值的原因,則 可以選擇應用統計方法來排除異常 值。

(3) 適用性評估(Step 3)

(A) 依據核種分析的資料,以對數圖 進行難測核種與某易測核種的相關性 分析,以尋找貝顯著相依性者。若無 顯著者,則分析資料再細分為不同程 序的放射性廢料類別進行探討。

(B) 基本上,幾何平均數(geometric mean/log-mean)比算數平均
(arithmetric mean)更具代表性,更適合作為比例因數平均值的計算。

(4) 比例因數的決定與放射性活度的 估算(Step 4)

(A) 比例因數(SF)依幾何平均值(logmean)決定,以回歸分析(regression analysis)成對的核種資料,以確立難 測核種與易測核種間的比值,這些比 例因數均依電廠特性與廢棄物類型而 特性化。

(B) 易測核種的活度乃透過加馬能譜 核種分析,或廢棄物表面劑量率的測 量而決定。如此,難測核種活度即可 依比例因數而被計算出。

2. 比例因數的評估

通過將比例因數乘以易測核種的放射 性可以預測難測核種的放射性(如公式 1)。比例因數為分析值的幾何平均 值。

$$a_{\rm d} = f_{\rm SF} \times a_{\rm k}$$
 (公式1)

其中

ad 是難測核種的活度濃度、以每單位 質量的活度(Bq/kg)或每單位體積的活 度(Bq/m³)為單位。

 $f_{\rm SF}$ 是比例因數,請參見公式2;

ak 是易測核種的活度濃度,以每單位 質量活度(Bq/kg)或每單位體積活度 (Bq/m³)為單位。

難測核種放射性(活度濃度)與易測種放 射性(活度濃度)比值之幾何平均值可使



圖1比例因數的決定與放射性活度的估算流程[5]

用以下方式計算(公式 2)·其值即比例 因數:

 $f_{SF} = \sqrt[n]{(a_{d,1} / a_{k,1} \times ... \times a_{d,i} / a_{k,i} \times ... \times a_{d,n} / a_{k,n}}$ (公式2)

其中

*a*_{k,i}是樣品 i (i = 1...n) 中易測核種的 活度濃度;

*a*_{d,i}是樣品i(i=1...n)中難測核種的 活度濃度;

- n 是樣本數。
- 3. 易測核種的選擇

根據以下因素選擇用於評估難測核種 活度濃度的易測核種。發射加馬射線 的核種應滿足基本特性,建議它們至

- 少滿足下列特性之一。
- (1) 基本特性:
- -如果存在於廢棄物/廢料包中,則可 以通過非破壞性方法進行測量。
- -活度水平高於最低檢測值 MDA。
- -與所需的難測核種相關。
- -具有相對較長的半化期(例如:幾 年,而不是幾天)。
- (2) 其他特性:
- -具有類似於難測核種的核種產生機制。
- --具有與難測核種相似的物理性質(尤 其是溶解度)。

具體而言,通常將⁶⁰Co用作反應器 冷卻劑產生的腐蝕產物核種和活化產 物核種的易測核種,將⁶⁰Co或¹³⁷Cs 用作分裂產物核種和α發射核種的易 測核種。

4. 比例因數準確性

比例因數的準確度受幾個因素的影響,包括代表性的採樣和實驗室分析。應採用以下兩種方法之一,以確保用於確定廢棄物/廢料包放射性濃度的比例因數的準確性。

- 通過均質採樣確保準確性。

-採用累積採樣時,以下三種方法之一 足以確保準確性。透過考慮不確定性 或對多個樣本記錄應用平均方法來獲 得對各個比例因數的可信度。

(A) 考慮影響比例因數不確定性的參數。

(B) 獲得適當數量的分析數據。

(C)考慮適當的抽樣方式。

結語

電廠除役期間所須檢測的關鍵難測核 種多與廢棄物分類所須分析的難測核 種雷同,在分析技術上亦會相同。可 參考目前運轉中電廠放射性廢棄物之 難測核種分析技術,運用難測核種與 其它基本易測核種(如 Co-60、Cs-137 等)之相互比例關係之比例因數以推算 其活度。然而比例因數會隨設施而 異,因此如何合理、正確的評估與決 定比例因數亦是除役過程中輻射偵檢 與場址調查極為重要的工作。本文介 紹國際上目前針對放射性廢棄物中難 測核種的分析技術、相關化學分離方 法、量測儀器及比例因數評估方法, 提供一般民眾對國內核電廠除役作業 中難測核種分析技術之進一步認識。



(子項計畫一)

難測核種比例因數評估之審查導則及要點建議

計畫編號: AEC10902004L

執行單位:國立清華大學

總計畫主持人:劉鴻鳴

子項計畫一主持人:許芳裕

報告作者:許芳裕、趙君行、田能全、陳宗源

行政院原子能委員會 委託研究

中華民國 109 年 11 月

(本報告內容純係作者個人之觀點,不應引申為本機關之意見)

摘要

針對國內核電廠除役過程可能造成劑量影響之關注核種中,有些核種的測量方法比 較容易(即所謂的易測核種);但也有些核種的測量,需進行取樣、溶解、分離純化等 複雜處理程序後才能以儀器進行測定(這些核種稱為難測核種)。由於電廠除役之核種 複雜且多樣性,要執行面、全量取樣分析難測核種是不太可能的事;但藉由部分取樣將 各核種測出後,計算難測核種相對於易測核種的比例關係(即比例因數),往後只需藉由 測得之易測核種之活度,即可由比例因數計算得到難測核種活度。難測核種活度之決定, 必須運用這些核種與其它基本易測核種(如Co-60、Cs-137 等)之相互比例關係之比例因數 以推算其活度。難測核種活的比例因數會隨設施而異,因此如何合理、正確的評估與決 定比例因數是除役過程中輻射偵檢與場址調查極為重要的工作。本計畫之子項計畫一彙 整國外現存難測核種分析技術與國內的技術現況,並且參考國際文獻,分析歸納除役作 業之難測核種比例因數評估做法、選用策略、應用實例說明及提出審查導則建議。

Abstract

Among the nuclear species concerned about the possible dose effects of the decommissioning process of domestic nuclear power plants, some nuclear species are easier to measure (so-called easyto-measure nuclear species); but some nuclear species require complex procedures such as sampling, dissolution, and separation, purification, etc. Only then can the instrument be used for measurement (socalled difficult-to-measure nuclear species). Because of the complexity and diversity of nuclear species that are decommissioned in power plants, it is not possible to analyze the difficult-to-measure nuclear species by sampling and analyzing them. It is possible to calculate the relationship between the difficultto-measure and the easy-to-measure nuclear species after measuring each nuclear species through partial sampling, the relationship values are called scaling factors, and then the activity of the difficult-tomeasure nuclear species can be calculated from these scaling factors to obtain the activities of the difficult-to-measure nuclear species. For the determination of the activity of difficult-to-measure nuclear species, the scale factors obtained from the relationship between these difficult-to-measure nuclear species and other basic easy-to-measure nuclear species (such as 60Co-60, 137Cs, etc.) must be used. The scaling factors of difficult-to-measure nuclear species will vary with facilities. Therefore, how to make a reasonable and correct assessment and decision is a very important task for the radiation analysis and site investigation during the decommissioning process. This project refered to the international literature, and integrated both of the existing foreign/domestic technology, and also analyzed and summarized the evaluation methods, selection strategies, application examples, and review guidelines for difficult-tomeasure nuclear species in decommissioning operations of nuclear power plants.

摘要ii	
Abstractiii	
目錄iv	
圖目錄V	
表目錄v	
第一章 計畫背景1	
第二章 計畫目標與執行方法2	
第三章 執行成果概述5	
3.1 彙整國外現存難測核種分析技術與國內的技術現況5	
3.1.1 國外難測核種分析技術簡介5	
3.1.2 常用於實驗室內之放射性核種量測系統9	
3.1.3 國內現有難測核種分析技術與資源評估9	
3.1.4 國內各實驗室分析方法比較12	
3.1.5 相關法規與認證規範14	
3.2 分析歸納除役作業之難測核種比例因數評估做法、選用策略、應用實例15	
3.2.1 難測核種比例因數的方法與應用程序分析與彙整15	
3.2.2 國際上比例因數評估案例之探討25	
3.3 難測核種比例因數評估之審查導則及要點建議	
3.3.1 難測核種比例因數評估之計畫書內容建議30	
3.3.2 產源與廢棄物源分類	
3.3.3 採樣分析計畫	

目錄

3.3	3.4 比例因數計算方法	31
3.3	3.5 比例因數適用性評估	32
3.3	3.6 評估結果	3
第四章	〕 結論3	34
參考文	こ慮犬	35
附件一	-、 常用於實驗室內之放射性核種量測系統彙整簡介	38
附件二	、 國際上比例因數評估案例彙整4	15
附件三		50

圖目錄

圖 2.1	子項計畫一之預定進度甘特圖	4
圖 3.1	比例因數的決定與放射性活度的估算流程	19
圖 3.2	Sr-90 與候選易測核種(Co-60, Cs-137)的相關性分析	27
圖 3.3	反應器型式對比例因數(⁶³ Ni/Co-60)的影響	28
圖 3.4	比例因數 Ni-63/Co-60 依線性回歸分析評估	29

表目錄

表 3.1 單-	- 長半化期核種濃度值	6
表 3.2 單-	一短半化期核種濃度值	7
表 3.3 國際	察上現有難測核種分析技術概況	8
表 3.4. 國[內現有難測核種分析技術概況	9
表 3.5 難測	則核種分析技術之調查表(範例)1	1
表 3.6 國內	內各實驗室難測核種化學分離方法與計測儀器計測儀器1	3
表 3.7 國內	內各實驗室難測核種之分析低限值1	4
表 3.8 相關	揭於放射性核種分析之 TAF 技術規範與法規1	5
表 3.9 PV	NR 反應器中的放射性廢棄物的類型2	7
表 3.10 B	3WR 反應器中的放射性廢棄物的類型2	7
表 3.11 難	測核種的易測核種之選定	7

第一章 計畫背景

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送至主管機關進行審 查中。除役工作之輻射偵檢與場址調查(Radiation Survey and Site Investigation – RSSI)過程的 偵檢方式包括範圍、特性調查、改善行動輔助與最終狀態偵檢。其中範圍與特性調查輻 射偵檢的目標包含確認場址污染物、決定污染物的相對比值,與建立污染物導出濃度指 引基準(DCGL)值與條件。針對國內核電廠除役過程可能造成劑量影響之關注核種中,有 些核種的測量方法容易,即所謂的易測核種(easy-to-measure nuclear species);但也有些核 種的測量,需進行取樣、溶解、分離純化等複雜處理程序後才能以儀器進行測定,因此 稱這些核種為難測核種(difficult-to-measure nuclear species)。

由於核電廠除役之核種複雜且多樣性·要執行全面取樣分析難測核種是非常耗時且 不太可能達成的事·國際上的做法乃藉由部分取樣將各核種測出後·評估難測核種相對 於易測核種的比例關係(比例因數)·之後只需藉由測得之易測核種之活度·即可由比例 因數計算得到難測核種活度。

難測核種活度之決定,必須運用這些核種與其它基本易測核種(如 Co-60、Cs-137 等) 之相互比例關係之比例因數以推算其活度。然而比例因數會隨設備系統及設施而異,因 此如何合理、正確的評估與決定比例因數亦是除役過程中輻射偵檢與場址調查極為重要 的工作。對執行核電廠除役作業時使用難測核種比例因數評估技術之審查,亦為主管機 關相當關心且重視的項目之一。

第二章 計畫目標與執行方法

本計畫之子項一將彙整國外現存難測核種分析技術與國內的技術現況,並且參考國際文獻,分析歸納除役作業之難測核種比例因數評估做法、選用策略、應用實例說明及 提出審查導則建議。子項一之工作內容說明如下:

(一) 彙整國外現存難測核種分析技術與國內的技術現況

1. 國外現存難測核種分析技術

子項計畫一蒐集、彙整與探討國際上目前針對除役與放射性廢棄物中難測核 種的分析技術使用的化學分離方法與量測儀器之概況,以及進一步的資料如不同 廢棄物型態樣品的化學處理方式、分析技術可達到的偵測低限值等。

2. 國內現有難測核種分析技術與資源評估

子項計畫一透過主管機關行政院原子能委員會的協助安排,參訪與蒐集國內 之放射性核種分析實驗室如台電放射試驗室、核能研究所與清華大學等之全國(TAF) 認證實驗室,蒐集與彙整國內現有難測核種的分析技術與資源現況。

3. 彙整與比較國內外分析技術

比較前述所蒐集之國內外分析技術,如化學分離方法、測量儀器,與核種活 度分析的範圍(或偵測低限等資訊),彙整探討於核電廠除役期間之輻射偵檢調查 或放射性廢棄物處置的適用性。

(二) 參考國際文獻·分析歸納除役作業之難測核種比例因數評估做法、選用策略、應 用實例

在一些國家已經實行了對中低放射性廢棄物/廢料的處置,在處置之前,必須根據 處置設施安全評估得出的限值和標準宣布廢棄物中特定核種的放射性(活度)濃度。這些 核種中有一些很難從廢棄物的外部進行測量,因為它們是發射β或α的核種。為了評 估這些難以測量的核種,比例因數法得到了廣泛應用。比例因數方法是基於易於測量 的加馬發射核種與難以測量的核種之間相關性的一種方法。國際標準組織(International Organization for Standardization · ISO)於 2007 年發表了 ISO 21238: 2007(E)報告:核能-核燃 料技術-決定核電廠產生的中低水平放射性廢料包放射性的比例因數方法(Nuclear energy - Nuclear fuel technology - Scaling factor method to determine the radioactivity of low- and intermediate-level radioactive waste packages generated at nuclear power plants) · 該國際標準提 供了用於評估核電廠中低放射性廢棄物放射性的比例因數方法的指南。國際原子能總 署(International Atomic Energy Agency, IAEA)亦依循 ISO 21238: 2007(E)報告之方法 · 於 2009 年 發表了其核能系列(Nuclear Energy Series)之 NW-T-1.18 報告:核電廠廢棄物特性的難測核 種比例因數的決定和使用(Determination and Use of Scaling Factors for Waste Characterization in Nuclear Power Plants)。

核電廠除役期間所須檢測的難測核種及其與易測核種(加馬核種)所建立的比例因 數,是用於推導 DCGL 以作為除役作業場址劃分與外釋的依據。這些難測核種多與廢 棄物分類所須分析的難測核種雷同,在分析技術上亦會相同。若核種來源屬性相同, 運轉期間例行放射性廢棄物核種分析所建立的比例因數或可應用於除役期間所產生的 物件與廢棄物。因此,電廠除役期間對於放射性廢棄物之難測放射性核種活度濃度分 析,亦可參考目前運轉中電廠之放射性廢棄物難測核種分析技術。

本計畫之子項一規劃蒐集 ISO 21238: 2007(E) 及 IAEA NW-T-1.18 報告等相關國際文 獻,深入研析與分析歸納、彙整除役作業之難測核種比例因數評估做法、選用策略與 應用實例,詳細方法與程序包括下列工作項目。

1. 難測核種比例因數的方法與應用程序分析與彙整

使用比例因數方法,乃應用放射性廢棄物中難測核種與其對應的易測關鍵核種(如 Co-60 或 Cs-137 等)之間的比例關係,用以估算該難測核種的活度濃度。子項計畫一彙 整與探討比例因數方法的應用程序。

2. 國際上比例因數評估案例之探討

子項計畫一彙整與探討 IAEA NW-T-1.18 報告以及其他相關國際文獻中值得參考的 評估方法與案例,以供國內核能電廠除役作業與後續放射性廢棄物處置的參考建議。

3

(三) 提出難測核種比例因數評估之審查導則及要點建議

本計畫參考 ISO 及 IAEA 之相關報告並進行深入研析,分析歸納除役作業之難測核 種比例因數評估做法、選用策略、應用實例,並彙整相關結果,提出難測核種比例因數 評估之審查導則及要點建議,做為日後國內核電廠除役時進行輻射特性調查等輻射偵檢 各階段之難測核種比例因數評估之審查參考。本研究依照計畫書之甘特圖(圖 2.1)進行。

預定進度:	預定進度:												
109年													備
月	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	註
工作項目													
彙整國外難測核													
種分析技術與國			_										
內的技術現況													
參考國際文獻,													
分析歸納除役作			_										
業之難測核種比													
例因數評估做法													
提出難測核種比													
例因數評估之審													
查導則要點建議													
撰寫並提出期中							*						※7/15 前提出期
報告送審													中報告送審
撰寫並提出期末											*		※11/6 前提出期
成果報告送審											-		末成果報告送審
工作進度估計百			5	15	25	35	50	65	80	90	100	0/	
分比(累積數)	%	%	%	%	%	%	%	%	%	%	%	70	
	第1	季:	進行	國內	外相	關資	料蒐	集與	彙整				
新宁杏核點	第2季:於7/15前提出期中報告送審												
以化旦仪和	第3	季:	彙整	選用	策略	、應	用實	例並	草擬	審查導	劓		
第4季:於11/6前提出期末成果報告送審													

圖 2.1 子項計畫一之預定進度甘特圖

第三章 執行成果概述

3.1 彙整國外現存難測核種分析技術與國內的技術現況

子項計畫一蒐集與探討國際上目前針對除役與放射性廢棄物中難測核種的分析技術使用的化學分離方法與量測儀器之概況,以及不同廢棄物型態樣品的化學處理方式, 分析技術可達到的偵測低限值等,相關分析技術彙整狀況說明如下。

3.1.1 國外難測核種分析技術簡介

國際上放射性核種的分析技術,主要應用於環境科學上的研究,其中相關的核種包括天然放射性核種針(²³²Th)與鈾(²³⁵U與²³⁸U)系列及其子核種,碳(¹⁴C)與氯(³⁶Cl)等,應用於 地球科學與環境科學。另外,因過往核爆落塵,核電廠事故與核設施運轉期間所外釋之 人工放射性核種,基於民眾之輻射安全應予以監測,亦可作為環境科學的研究。至於核 電廠於運轉與除役期間所產生之放射性廢棄物,基於廢棄物分類的需求,亦發展出相關 的核種分析技術。

發展於環境試樣之放射性核種分析技術多可應用於放射性廢棄物的核種分析·如固 體廢棄物中混凝土試樣可比照環境中的土壤·含有機質成份的試樣則可比照環境中的生 物試樣。但放射性廢棄物中亦有特殊的基質·如金屬·活性碳等·則須有不同之化學前 處理方式。由於環境試樣分析應用的分析低限值極低·故其技術能輕易滿足放射性廢棄 物的分析低限需求。國際上有關放射性核種分析技術的參考文獻繁多·包括應用於環境 試樣與放射性廢棄物試樣的核種分析·且多屬於難測之放射性核種。近年來最具代表性 的專書為「Chemistry and Analysis of Radionuclides」(by Jukka Lehto and Xiaolin Hou, 2011)·其收 錄彙整曾發展於期刊的論文與技術報告·幾乎涵蓋所有的難測放射性核種分析技術。

國際上對於放射性廢棄物難測放射性核種分析技術的發展·乃因於放射性廢棄物處 置作業之廢棄物分類需求·此分類規範於「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理 規則」(原子能委員會放射性物料管理局)·其乃依據美國核能管制委員會(NRC)所訂之

5

10CFR61 報告以測定廢棄物中指定的難測核種的活度做為放射性廢棄物分類的標準(如表 3.1 與 3.2)。

核種	濃度值
¹⁴ C	0.30 TBq/m ³
¹⁴ C (活化金屬內)	3.0 TBq/m ³
⁵⁹ Ni (活化金屬內)	8.1 TBq/m ³
⁹⁴ Nb (活化金屬內)	0.0074 TBq/m ³
⁹⁹ Tc	0.11 TBq/m ³
129	0.0030 TBq/m ³
TRU (半化期大於 5 年之超鈾阿伐放射核種)	3.7 TBq/g
²⁴¹ Pu	130 TBq/g
²⁴² Cm	740 kBq/g

表 3.1 單一長半化期核種濃度值

表 3.2 單一短半化期核種濃度值

拉话	濃度值(TBq/m³)					
	第一行	第二行	第三行			
半化期小於5年之所有核種	24	<u>++</u>	註—			
總和	26	ā±—				
³ H	1.5	註—	註一			
60C0	26	註—	註一			
⁶³ Ni	0.13	2.6	26			
⁶³ Ni (活化金屬內)	1.3	26	260			
⁹⁰ Sr	0.0015	5.6	260			
¹³⁷ Cs	0.037	1.6	170			
	B 類廢棄物及 C 類歷	廢棄物並無此核種濃	貴値之限制。可			
	從實際執行運送、吊卸與最終處置作業時,考量體外輻					
註一:	射與衰變熱,而限制這些核種之濃度。除非由本表內其					
	他核種決定廢棄物歸於 C 類廢棄物 · 否則應歸於 B 類廢					
	棄物。					
	多核種之分類:					
	若低放射性廢棄物中含有多核種時·其分類應案下式判					
	$\sum_{i=1}^{n} = \frac{C_i}{C_{i,x}} \le 1$					
註 :	式中					
	C _i :第i個核種之	2濃度				
	C _{i,x} :第 i 個核種第 X(X=A、B、C)類之濃度值					
	N:所含核種之數目					
	若滿足上式‧則可歸於第 X(X=A、B、C)類廢棄物。					

至於除役期間所須檢測的關注難測核種及其與關注易測核種(加馬核種)所建立的比例因數,則是用於推導 DCGL 以作為除役作業場址劃分與外釋的依據。然而這些關注核種多與廢棄物分類所須分析的難測核種雷同,而在分析技術上亦會相同。此外,若其核種來源屬性相同,核電廠運轉期間例行放射性廢棄物核種分析所建立的比例因數或可應用於除役期間所產生的物件與廢棄物。

針對除役與放射性廢棄物中難測核種的分析技術·國際上現存的化學分離方法與量 測儀器之概況彙整於表 3.3 中。難測放射性核種分析方法之代表性學術論文列於本子項 計畫一之參考文獻(國外部分(1)-(21))。

難測核種	化學分離方法	測量儀器
H-3	燃燒/氧化成 H2O	液體閃爍計測儀
C-14	燃燒/氧化成 CO2	液體閃爍計測儀
Fe-55	沉降法	液體閃爍計測儀
Ni-59	離子交換層析/DMG 沉澱	低能量光子偵檢儀
Ni-63	離子交換層析/DMG 沉澱	液體閃爍計測儀
Sr 00	沉澱/滚菠芸取/融乙态场属析	液體閃爍計測儀
51-70	加敞府水平城南」又洪盾们	貝他計測儀
Nb-94	Nb 氧化物沉澱/離子交換層析	加馬能譜核種分析儀
		藕合電漿質譜儀
Тс-99	離子交換層析/溶液萃取	液體閃爍計測儀
		貝他計測儀
1 1 20		中子活化/加馬能譜核種分析儀
1-127	四双 /ロ1 /ロ / 又 'Y' 4X	低能量光子偵檢儀
超鈾核種(TRU)	沉澱/離子交換層析/溶液萃取	阿伐能譜儀/藕合電漿質譜儀

表 3.3 國際上現有難測核種分析技術概況

3.1.2 常用於實驗室內之放射性核種量測系統

參考美國多部會輻射偵檢與場址調查手冊(MARSSIM) 之附錄 H (Appendix H, MARSSIN, 2000) · 針對除役作業現場調查和實驗室分析設備的描述 · 彙整相關放射性核種量測系統 之特性於附件一中。依據 MARSSIM 文件 · 在輻射偵檢設計時 · 取樣後帶回實驗室進行 樣品分析之偵檢儀器等選用策略 · 選擇可信賴的儀器應有適當的量測靈敏度/最小可測 濃度 (MDA 或 MDC) · 介於 DCGL 值的 10~50 % 。

3.1.3 國內現有難測核種分析技術與資源評估

國內設有放射化學核種分析作業的實驗室均屬核設施單位·台電放射試驗室因核電 廠例行業務之需求而設置。核能研究所與清華大學乃以研發分析技術為主·期能滿足國 內核電廠於運轉、除役·放射性廢棄物處置作業之需求。國內難測核種之分析技術源於 國際上的發展經驗·歷時三十年以上·且隨國際上的發展而不斷更新·並能自主研發創 新的技術。茲將各實驗室目前可執行核種分析之項目列於表 3.4。

實驗室	難測放射性核種
台電放射試驗室放射化學組	³ H, ¹⁴ C, ⁵⁵ Fe, ⁶³ Ni, ⁹⁰ Sr, ⁹⁹ Tc, ¹²⁹ I, TRU (²³⁸ Pu,
「放射化學實驗室」	^{239/240} Pu, ²⁴¹ Pu, ²⁴¹ Am, ^{242/244} Cm)
核能研究所化學組	³ H, ¹⁴ C, ⁵⁵ Fe, ⁶³ Ni, ⁹⁰ Sr, ⁹⁹ Tc, ¹²⁹ I, TRU (²³⁸ Pu,
「核化學實驗室」	^{239/240} Pu, ²⁴¹ Pu, ^{241/243} Am, ^{242/244} Cm)
清華大學原子科學技術發展中心	94Nb 1291
「放射性核種分析實驗室」	/'IND, '-'I

表 3.4. 國內現有難測核種分析技術概況

子計畫一已依規劃進度,與國內相關實驗室進行交流討論,了解國內實驗室之難測 核種分析技術現況。本計畫研究團隊已於 109 年 5 月 6 日與核研所化學組「核化學實驗 室研究團隊人員進行初步討論與技術交流,並提供難測核種分析技術調查表供其填寫, 待回收後將回收後進行統計分析與彙整。此外,本計畫研究團隊人員亦已於 109 年 6 月 8 日至台電放射試驗室參訪,並進行技術討論與交流;6 月 20 日至台電公司後端處與處 理難測核種比例因數計算評估之相關人員進行討論與交流。7 月 6 日至原能會進行計畫 期中報告;7 月 17 日至原能會報告,與輻防處進行難測核種比例因數審查導則及要點建 議之初步討論;7 月 27 日至台電總公司進行難測核種比例因數審查導則及要點建議之 初步討論與意見交流;8 月 13 日赴核一廠參與原能會視察活動,了解核種分析 TAF 認 證進度。計畫執行期間建立了難測核種分析技術之調查表(範例如表 3.5),提供予國內核 研所及台電放射試驗室等相關放射性核種分析實驗室填寫,並於陸續回收後進行統計分 析與彙整。國內於研發難測放射性核種之分析方法而曾發表之學術論文列於本子項計畫 一之參考文獻(國內部分)。

表 3.5 難測核種分析技術之調查表(範例)



in cement-solidified radwastes using neutron activation. J. Radianal. Nucl. Chem. 298, 465-473.

3.1.4 國內各實驗室分析方法比較

茲將各實驗室對於難測核種的化學分離方法與計測儀器彙整於表 3.6 。基本上而 言,台電「放射試驗室」與核能研究所化學組「核化學實驗室」幾乎可以完成低放射性 廢棄物分類所需求的關鍵核種(如表 3.1 與表 3.2 所列),且所使用的化學分離方法與計 測儀皆大致相同,並與國際上所使用的現行方法一致(如表 3.3)。因此,若是使用相同 的化學分離方法與計測儀器,其對核種的分析低限值亦會落於近似的範圍,如表 6 所 列。然而各實驗室間亦有差異之處如下所述:

- (1) 台電列出之 14 個難測核種乃滿足現階段除役作業之規畫需求,雖未如核研所列出 Fe-59/Sr-89/Am-243,但仍對這三核種具執行分析的能力。
- (2) 對於 Tc-99 的分析,雖然化學分離方法相同,但台電是以液體閃爍計測儀(LCS), 而核能研究所則採用耦合電漿質譜儀(ICP-MS)。
- (3) 對於 I-129 的分析,台電經化學分離後,以低背景計數器(LBG)計測其貝他射線, 而清大則是以中子活化方法,計測 I-129 的活化核種 I-130,此因清大具備研究用 反應器,此方法可獲得較佳的分析低限。另外,台電與核研所均規劃以低能量光子 偵測 I-129 的分析技術。
- (4) 對於 Nb-94 的分析,雖其有加馬射線可以直接以加馬能譜分析儀測量,但實際樣品恐因其活度甚少,會被活度較大的 Co-60 等於能譜上產生干擾,造成分析低限的限制。清大採用化學分離以純化 Nb-94,再以加馬能譜計測,可得到較低的分析低限值(如表 3.7 所列)。

拉括		⇒↓汨ル/美四			
	台電	核研所	清大		
H-3	氧化成 H ₂ O	氧化成 H ₂ O	/	均為 LSC	
C-14	氧化成 CO ₂	氧化成 CO ₂	/	均為 LSC	
Fe-55/59	沉澱/離子交換	沉澱/離子交換	/	均為 LSC	
Ni-63	沉澱/離子交換	離子交換	/	均為 LSC	
Sr-89/90	離子交換	離子交換	/	均為 LSC	
Nb-94	/	1	沉澱/離子交換	HPGe	
Tc 00	<u>敵了六</u> 協	産マ六拓	1	LSC(台電)	
10-99	——一种丁父换	——一种丁父换	1	ICP-MS(核研所)	
1 1 2 0	每個沉澱	1	。 虚 惊 (古 7 洋 化	LBG(台電)	
1-127	¥11L/ル//////////////////////////////////	1		HPGe(清大)	
Am-241/243	一一一一个	<u>敵了六協/</u> 南鏣	1	均為阿伐能譜	
Pu-238/239/240	┃ 椰丁次揆/电驳	一种丁父揆/电驳 	1	儀	
Pu-241	離子交換/電鍍	離子交換/電鍍	/	均為 LSC	
Cm 242/244	一 一 一 一 一	一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一		均為阿伐能譜	
0111-242/244	│↑↑↑↓↓↓↓↓↓↓↓↓↓↓↓↓↓↓↓↓↓↓↓↓↓↓↓↓↓↓↓↓↓↓↓↓↓	│↑₩丁次揆/电损	1	儀	

表 3.6 國內各實驗室難測核種化學分離方法與計測儀器計測儀器

註:LSC:液體閃爍計測儀;HPGe:純鍺加馬能譜儀;ICP-MS:耦合電漿質儀LBG:低 背景計數器(貝他)

	5	分析低限(Bq/g)	一定活度/比		
				AMDA	
核種	公雨	ᆉᆍᄪᇊ	注土	活度限值	(註2)
	口电	1交10万月11		(Bq/g)(註 1)	
Ц 2	0.1	0.0	/	102	15,000
11-5	0.1	0.9	/	10	13,000
C-14	0.1	0.2	/	1	300
Fe-55/59	0.01(Fe-55)	0.0025/0.002	/	10 ³ /1	260,000
Ni-63	0.1	0.5	/	10 ²	1,300
Sr-89/90	0.01(Sr-90)	0.5	/	10 ³ /1	15
Nb-94	/	/	10-3	0.1	/
Tc-99	0.01	0.02	/	1	110
I-129	0.1	/	10-3	0.1	3
Am-241/243					
Pu-	10-3	2×10 ⁻³	/	0.1	3.7
238/239/240					
Pu-241	1	2×10 ⁻³	/	10	130
Cm-242/244	10-3	2×10 ⁻³	/	10/1	3.7

表 3.7 國內各實驗室難測核種之分析低限值

註 1:一定活度/比活度限值以每年外釋超過一公噸之廢棄物為參考(「一定活度或比活 度以下放射性廢棄物管理辦法」·原能會)

註 2:「測試領域中低活度核種分析技術規範」所訂之 AMDA

3.1.5 相關法規與認證規範

目前國內各放射性核種分析之相關實驗室,基於單位業務上的需求,均有參加全國 認證基金會(TAF)的認證,TAF 訂有相關的技術規範與其相對應的可接受最小可測量 (AMDA),其乃依據主管機關現行的法規限值,如表 3.8 所列。故將來除役作業中有關難 測核種的認證技術規範可依此原則為參考。

TAF 規範		十笘继閱注坦
技術規範名稱	AMDA	土官饭附/云风
測試領域環境放射性核種技術	4342甘淮	四字 前针於测出统
規範[TAF-CNLA-T09(2)]	糺翊埜华	
測試領域中低活度核種分析技	廢棄物分類活	低放射性廢棄物最終處置及其
術規範[TAF-CNLA-T10(3)]	度濃度之1%	設施安全管理規則
一定活度或比活度以下廢棄物	外釋限值之	一定活度或比活度以下放射性
解除管制之加馬量測技術規範	20%	廢棄物管理辦法
[TAF-CNLA-T12(2)]		

表 3.8 相關於放射性核種分析之 TAF 技術規範與法規

3.2 分析歸納除役作業之難測核種比例因數評估做法、選用策略、應用實例

子項計畫一蒐集與探討 ISO 21238:2007(E) (2007)及 IAEA NW-T-1.18 (2009)報告等相關 國際文獻,深入研析與分析歸納、彙整除役作業之難測核種比例因數評估做法、選用 策略與應用實例,相關執行成果說明如下。

3.2.1 難測核種比例因數的方法與應用程序分析與彙整

IAEA 依循 ISO 21238: 2007(E)報告之方法,於 2009 年發表了 NW-T-1.18 報告,對核電 廠廢棄物/廢料的難測核種比例因數的決定和使用提出指導建議,本計畫針對 ISO 21238: 2007(E)報告及 IAEA NW-T-1.18 報告之內容彙整如下。

3.2.1.1 相關名詞和定義

(1) 難測核種 (difficult-to-measure nuclide)

核種的放射性很難通過非破壞檢測方法直接從廢棄物/廢料包的外部測量。例如:α 發射核種,β發射核種和特性 X 射線發射核種。

(2) 關注核種(或稱關鍵核種) (key nuclide)

加馬發射核種其放射性與難測核種是相關的,可通過非破壞性測定方法直接測量。 也稱為"易測核種(easy-to-measure nuclide)"或"標記核種(marker nuclide)",例如:⁶⁰Co 和/或 ¹³⁷Cs^o (3) 比例因數 (scaling factor)

根據從採樣和分析數據確定的關鍵核種的放射性計算難測核種的放射性得出的轉 換因數或參數。

(4) 廢棄物/廢料包 (waste package)

為處理、運輸、儲存和/或處置而準備的包括廢棄物/廢料形式以及任何容器和內部 屏障(例如吸收材料和襯墊)在內的物品。

(5) 代表性樣本 (representative sample)

從某個材料或該材料的一定數量的材料中獲取的樣品,其被認為具有該材料的平均 特性。

- 註:廢棄物/廢料樣品用於決定目標廢棄物/廢料的比例因數時,代表性樣本與目標廢棄 物/廢料的特徵性核種含量和活度比例應非常相似。
- (6) 複合樣本 (composite sample)

來自不同容器的樣品的混合物,其樣品的質量比等於容器中包含的物料質量的比。 例如:在給定的時間內採集的一系列樣品,並按採集率加權;或由一系列在指定時間內 採集並根據指定的加權因數(例如流量或採集速率)混合的離散樣本組成的組合樣本。

(7) 腐蝕產物核種 (corrosion product nuclide)

沉積在爐心表面的腐蝕產物產生的活化核種。例如:60Co,63Ni。

(8) 分裂產物核種 (fission product nuclide)

分裂核種或其隨後放射性衰變產生的核種。例如:¹³⁷Cs^{,90}Sr。

(9) a 發射核種 (alpha emitting nuclide)

核衰變時會發射出α粒子之核種。例如:大多數之錒系(Actinide)元素和超鈾(transuranic) 核種。 (10) 超鈾核種 (transuranic nuclide)

原子序數大於 92 的核種。

(11) 乾性活化廢棄物/廢料 (dry active waste)

核電廠各種廢棄物/廢料流中產生的固體廢棄物/廢料,包括防護服、更換的設備、 零件、塑料、聚氯乙烯薄板以及在電廠運行和維護期間拆除的高效顆粒空氣過濾器等。

(12) 均質廢棄物/廢料 (homogeneous waste)

放射性和物質含量基本均匀分佈之放射性廢棄物/廢料。例如:可流動的濃縮物廢棄物/廢料、固化的液體和廢樹脂,其放射性可合理地假定為在整個體積上均勻分佈,或可流動的廢棄物/廢料與固體基質均勻混合。

(13) 異質廢棄物/廢料 (heterogeneous waste)

不符合均質廢棄物/廢料定義的放射性廢棄物/廢料, 包括固體成分和固體成分的混合物, 例如乾燥的活化廢棄物/廢料和筒式過濾器。

(14) 廢棄物/廢料流 (waste stream).

同一類型或種類的廢棄物/廢料。

3.2.1.2 比例因數法的使用

比例因數法(scaling-factor method)或稱為經驗比例因數法(empirical scaling-factor method), 是一種基於難測核種與關鍵核種之間的相關性,根據關鍵核種的放射性來評估定義的難 測核種的放射性的方法。為達此評估目的,了解核種的產生機制,核種的理化行為並觀 察放射化學分析數據非常重要。統計計算是一種補充技術,用於對放射化學數據分組中 的縮放因子參數進行定量評估。

難以衡量的主要是半化期很長的核種·長半化期核種的評估結果對於評估處置場所 的健康和安全通常很重要。一些國家的低放射性廢棄物/廢料處置計劃規定了對單個廢

17

棄物/廢料包中長半化期核種的濃度及其在處置場中的總含量的具體限制。這些是國家 管制體系或廢棄物/廢料管理計劃設定的特定檢驗/驗收標準,其是根據處置設施的安全 評估得出的。放射性物質的運輸也需要有關活度濃度和總活度的資訊。

比例因數提供了一種機制,可基於對來自散裝廢棄物/廢料流的樣品進行的有限放 射化學分析,估算單個廢棄物/廢料包中難以測量的核種的數量。這是通過觀察樣品中各 個核種之間的一致且可重現的關係來實現的,在合理的可信度下,可以假定該關係代表 整個產源或廢棄物源的特性。

依據國際原子能總署(IAEA, 2009)提出之比例因數方法,乃應用放射性廢棄物中難測 核種(DTM)與其對應的關鍵核種(如 Co-60)之間的比例關係,用以估算該難測核種的活度 濃度。此方法的應用可依下列程序進行,比例因數的決定與放射性活度的估算流程如圖 3.1 所示。

(1) 採樣計畫的擬定(Step 1)

首先要瞭解核能電廠特性與其產生放射性廢棄物類型,以供採樣進行核種分析,重 要的核能電廠特性如下:

- (A)反應器型式
- (B)反應器組件材料
- (C)燃料功能歷史
- (D)放射性核種生成機制
- (E) 放射性廢棄物類型
- (F) 反應器冷卻水化學影響
- (G)電廠運轉歷史
- (2) 採樣與分析(Step 2)

依上述資料可選擇適當的放射性廢棄物類型與核種,以進行核種分析。

- (3) 適用性評估(Step 3)
 - (A) 依據核種分析的資料,以對數圖(log-log scatter diagrams)進行難測核種與某關鍵 核種的相關性分析,以尋找具顯著相依性者。若無顯著者,則分析資料再細分 為不同程序的放射性廢料類別進行探討。

- (B) 基本上,幾何平均數(geometric mean/log-mean)比算數平均(arithmetric mean)更具代 表性,更適合作為比例因數平均值的計算。
- (4) 比例因數的決定與放射性活度的估算(Step 4)
 - (A) 比例因數(SF)依幾何平均值(log-mean)決定·以回歸分析(regression analysis)成對的 核種資料·以確立難測核種與易測核種間的比值·這些比例因數均依核電廠特 性與產源或廢棄物類型而特性化。
 - (B) 關注易測核種的活度乃透過加馬能譜核種分析,或廢棄物表面劑量率的測量而 決定。如此,難測核種活度即可依比例因數而被計算出。



圖 3.1 比例因數的決定與放射性活度的估算流程
3.2.1.3 採樣

(1) 總則

比例因數乃基於樣本數據庫所建立,因此,進行適當的採樣並創建分析結果數據庫 非常重要。用於收集放射性數據的基本概念,是比例因數方法的基礎。

(2) 代表性抽樣

確保代表性樣品的兩種常見方法是:

✓ 均匀採樣(homogenized sampling);

✓ 累積採樣(accumulated sampling)。

(A) 均匀採樣

均匀採樣適用於可以視為均質的廢棄物/廢料。為了確保樣品中包含的放射性均勻 分佈,在採樣之前或在採樣過程中將同一特性分類之產源或廢棄物/廢料充分混合。即使 對於從少量樣本獲得的比例因數,也可以確保令人滿意的準確性(accuracy)。均勻採樣常 用之方法如下:

(a) 同一特性分類之產源或廢棄物/廢料均勻攪拌並從中取樣。

(b) 可通過按比例混合來製備複合樣品。

(B) 累積採樣

在這種方法中·以合適的數量或方式收集產源或廢棄物/廢料樣品·以代表大量樣品 的特徵。這適用於均質和異質產源或廢棄物源。

(C) 樣品的活度濃度範圍

在累積採樣的情況下,對確定的產源或廢棄物源進行採樣時,重要的是要獲得具有 寬範圍活度濃度的放射性樣品,以確保難測核種與該產源或廢棄物源中的易測核種之間 的有效關聯。

(3) 排除異常值

如果在分析結果中發現異常值,則應根據數據分佈和數據來源研究、確定原因,並 糾正或放棄該異常值。如果無法確定此類異常值的原因,則可以選擇應用統計方法來排 除異常值。

(4) 樣品記錄

應將以下資訊與各個樣品的測量數據一起記錄:

- ✓ 樣品識別號;
- ✔ 廠址名稱;
- ✓ 反應器識別/名稱或代號和建築物識別/名稱或代號;
- ✓ 反應器類型(例如沸水反應器,壓水反應器,重水反應器等);
- ✓ 產源或廢棄物源識別/名稱或代號;
- ✓ 產源或廢棄物源分類(例如廢樹脂・精礦・金屬・污蹟等);
- ✓ 取樣日期;
- ✓ 分析日期;
- ✓ 進行分析的機構或組織;
- ✓ 每種核種的放射性和最低可檢測值 MDA(應校正每種核種的活度濃度 · 使其 衰減至產源或廢棄物源的產生日期);
- ✓ 產源或廢棄物源的水分含量(如果需要進行 ³H 評估,應進行測量)。

3.2.1.4 比例因數評估方法

(1) 比例因數法的適用性

比例因數方法依賴於核種之間的相關性或可預測的關係。關鍵步驟是確定是否存在 相關性,此即比例因數方法是否適用之關鍵。

比例因數方法對給定難測核種和易測核種對的適用性可以通過以下兩種方法之一 或二種進行檢查: ✓ 考慮其產生機制,理化行為並觀察其相關性圖;

✓ 使用統計方法檢查相關性是否存在。

(2) 線性關係評估

通過將比例因數乘以易測核種的放射性(活度濃度)可以預測難測核種的放射性(活度濃度)。比例因數通常為分析值的幾何平均值。

$$a_{\rm d} = f_{\rm SF} \times a_{\rm k}$$
 (公式1)

其中 · ad 是難測核種的活度濃度 · 以每單位質量的活度(Bq/kg)或每單位體積的活度 (Bq/m³)為單位; f_{SF} 是比例因數 · 請參見公式 2; ak 是易測核種的活度濃度 · 以每單位質 量活度(Bq/kg)或每單位體積活度(Bq/m³)為單位 。

難測核種放射性(活度濃度)與易測核種放射性(活度濃度)比值之幾何平均值可使用 以下方式計算,其值即比例因數:

$$f_{SF} = \sqrt[n]{(a_{d,1} / a_{k,1} \times ... \times a_{d,i} / a_{k,i} \times ... \times a_{d,n} / a_{k,n}}$$
(公式2)

其中 · a_{k,i} 是樣品 i (i = 1...n) 中關鍵核種的活度濃度; a_{d,i} 是樣品 i (i = 1...n) 中難測核 種的活度濃度; n 是樣本數。

(3) 非線性關係評估

在難測核種與易測核種之間存在非線性關係的情況下,使用測量數據對數的線性回歸的方法可用於評估難測核種。例如,當核種比率顯示出對活度濃度的依存性時,可能存在非線性關係。在存在非線性關係的假設下進行評估相關性函數(correlation function):

$$a_d = \alpha \times (a_k)^{\beta}$$
 (公式3)

上式關係亦可表示成下式:

$$ln(a_d) = ln(\alpha) + \beta \times ln(a_k)$$
(公式4)

其中 $\cdot a_d$ 是待測定的難測核種的活度濃度; a_k 是易測核種的活度濃度; $\alpha \Delta \beta$ 是常數。

可使用最小平方法 (the least square method) 將一條直線擬合到所測放射性核種比活度的對數值,這種計算方法也稱為對數線性回歸 (linear regression of logarithms),其中β 是擬合直線的角度係數(斜率), ln(α) 是擬合直線的線性係數(截距)。

(4) 易測核種的選擇

根據以下因素選擇用於評估難測核種活度濃度的易測核種。發射加馬射線的核種應 滿足基本特性,建議它們至少滿足下列特性之一。

(A) 基本特徵:

✓ 如果存在於產源或廢棄物源中,則可以通過非破壞性方法進行測量,

- ✓ 活度水平高於最低檢測值 MDA,
- ✓ 與所需的難測核種相關,
- ✓ 具有相對較長的半化期(例如:幾年,而不是幾天)。

(B) 其他特徵:

- ✓ 具有類似於難測核種的核種產生機制,且/或
- ✓ 具有與難測核種相似的物理性質(尤其是溶解度)。

具體而言,通常將 ⁶⁰Co 用作反應器冷卻劑產生的腐蝕產物核種和活化產物核種的 關鍵核種,將 ⁶⁰Co 和/或 ¹³⁷Cs 用作分裂產物核種和α發射核種的關鍵核種。

(5) 比例因數的整合和分類方法

從各種產源或廢棄物源收集的數據可以合併起來,以確定特定的比例因數,前提是可以證明這些數據都是同一總體數據的一部分。也就是說,基於平均值(means)和變異數 (variance)的比較,可以確定數據總體沒有差異。

假設沒有明顯的趨勢或運轉/作業狀態沒有明顯的變化,可以將數據整合到更多的 產源或廢棄物源中。

(A) 腐蝕產物核種的整合和分類

(a) 按類型和設計考慮的核電廠

難測核種(例如腐蝕產物核種)與易測核種的相關性在很大程度上取決於所包含材料的組成。因此,如果幾個核電廠間的材料組成沒有明顯不同,則可以合併相關的放射化 學分析數據以建立單個比例因數。由於某些反應器爐心材料和水化學成分的不同,不同 反應器類型(例如沸水反應器與壓水反應器)通常其對來自相似產源或廢棄物源的核種 的比例因數會不同。

(b) 按產源或廢棄物源分類考慮

許多腐蝕產物核種在電廠中表現出相同的產生機制和傳輸行為。因此,對於已知特 定核電廠設計中的那些腐蝕產物核種,可能不必按產源或廢棄物源分類。

(B) 分裂產物核種和 α 發射核種的整合和分類

(a) 核電廠歷史記錄的考慮

分裂產物核種、發射 α 核種和易測核種之間的相關性可以根據燃料失效(fuel failure) 的歷史記錄(即分裂產物核種和發射 α 核種的清單)而變化。因此,如果分裂產物核種 和發射 α 核種的含量(例如在反應器冷卻水中)在幾家相似的核電廠之間沒有顯著差 異,則可以合併相關的放射化學分析數據以建立單個比例因數值。

(b) 按產源或廢棄物源考慮

由於分裂產物和發射 a 核種的溶解度可能與關鍵核種的溶解度不同·因此可能有必要根據難測核種和關鍵核種的組合對產源或廢棄物源進行分組。這需要考量已知特定電廠系統中單個核種傳輸行為的差異。

(6) 比例因數準確度

比例因數的準確度受幾個因素的影響,包括代表性的採樣和實驗室分析。應採用以 下兩種方法之一,以確保用於確定產源或廢棄物源放射性濃度的比例因數的準確性。

✓ 通過均質採樣確保準確性。

- ✓ 採用累積採樣時,以下三種方法之一足以確保準確性。透過考慮不確定性或對 多個樣本記錄應用平均方法來獲得對各個比例因數的可信度。
- (A) 考慮影響比例因數不確定性的參數。
- (B) 獲得適當數量的分析數據。
- (C) 考慮適當的抽樣方式。

可以考慮以下樣本數據來評估比例因數不確定性:

- ✓ 數據數量;
- ✓ 標準差。

3.2.2 國際上比例因數評估案例之探討

本研究主要參考IAEA NW-T-1.18報告·彙集與研析各國值得參考的評估方法與案例, 以供國內核能電廠除役作業與後續放射性廢棄物處置的參考。國際上難測核種比例因數 評估之應用案例,包括採樣計畫的擬定、採樣與分析、以及比例因數評估方式與適用性 探討等,研析案例共計15個案例(摘要彙整於附件二),茲列舉其中數案例並探討如下。

(1) 放射性廢棄物的類型

基於反應器型式(PWR 或 BWR)的不同,其內部組件材料與設施系統的差異,會導 致其產生的放射性廢棄物在分類上的不同。引用美國的案例,其廢棄物類型如表 3.9 與 表 3.10 所列。

表 3.9 PWR 反應器中的放射性廢棄物的類型

放射性廢棄物類型(PWR)

反應器冷卻系統過濾器(Reactor coolant filter)

燃料池高活度樹脂(Primary/fuel pool high activity resins)

硼回收系統過濾器(Boron recovery system cartridge filters)

用過燃料池過濾器(Spent fuel pool filters)

放射性廢棄物處理系統活性碳(Radioactive waste processing system charcoal)

固體廢棄物(DAW)

表 3.10 BWR 反應器中的放射性廢棄物的類型

放射性廢棄物類型(BWR) RWCU 樹脂(RWCU powdered resins) 燃料池廢棄物樹脂(Fuel pool/radioactive waste resins) 冷凝清洗系統樹脂(Condensate cleanup system resin) 過濾沉積物(Filter sludge) 固體廢棄物(DAW)

(2) 評估時使用放射性核種的選定

依據放射性核種於反應器中生成的機制與過程,可分為分裂核種(FP)、活化核種 (AP),與阿伐類核種(或超鈾)核種。有些國家或將活化核種再分為金屬類活化產物與 冷卻水活化產物。這些核種類別中須確認那些是比例因數評估的相關核種(難測核種), 並能尋得對應的易測核種。引用韓國的案例,如表 3.11 所列。

核種類別	放射性廢棄物(PWR)	
	難測核種	易測核種
活化核種	H-3, ¹⁴ C, ⁵⁹ Fe, ⁵⁹ Ni, ⁶³ Ni, ⁹⁴ Nb	Co-60
分裂核種	Sr-90, 99Tc, 1291	Cs-137
阿伐類核種	所有阿伐類核種	Co-60

表 3.11 難測核種的易測核種之選定

(3) 比例因數相關性分析

國際上多建議使用以對數圖(log-log scatter diagram)進行相關性分析,以尋找難測 核種相對應易測核種。如 Sr-90 可以選擇 Co-60 或 Cs-137 為易測核種。雖 Sr-90 與 Cs-137 同為分裂核種,但在反應器冷卻管路中往往與 Co-60 等腐蝕產物共同沉積,因它 們均為不易溶解的物質,導致 Sr-90 與 Co-60 的相關性大於 Sr-90 與 Cs-137 的相關性, 如圖 3.2 (IAEA 報告資料)。



圖 3.2 Sr-90 與候選易測核種(Co-60, Cs-137)的相關性分析

此外,不同型式反應器中,因其組件材料的不同,導致比例因數會有差異,如 圖 3.3 (西班牙案例)。



圖 3.3 反應器型式對比例因數(Ni-63/Co-60)的影響

(4) 比例因數的適用性(applicability)探討

舉法國案例,比例因數的平均值計算依線性回歸(linear regression)或最小平方法 (least squares method),以對數圖(log-log diagram)表示,並以相關係數(correlation factor) R² 執行適用性評估。

A. 於分析件數大於 5 的條件下, R² 期能 ≥ 0.7, 則此比例因數可被接受。

B. 當 0.5≦R² < 0.7 時,此時比例因數平均值(Gm)的計算依下式:

$$Gm = \sqrt[n]{\left(\frac{y_1}{x_1} \cdot \frac{y_2}{x_2} \cdot \frac{y_3}{x_3} \cdot \dots \cdot \frac{y_n}{x_n}\right)}$$

y:難測核種活度

x:易測測核種活度

n:分析件數

C. 當分析件數 < 5 · 或 R² < 0.5 時 · 則改採用算術平均值(arithmetical mean)。



D. 比例因數 Ni-63/Co-60 比值依線性回歸分析評估,範例如圖 3.4。

圖 3.4 比例因數 Ni-63/Co-60 依線性回歸分析評估

- (5) 比例因數幾何平均值的計算與適用性探討
- 前例幾何平均值的計算亦有以下式表達(美國): Α.

$$Gm = \operatorname{antilog}\left[\frac{\sum_{i=0}^{n} \log(\frac{y_i}{x_i})}{n}\right]$$

另外 · 該 Gm 值的散佈(dispersion) = antilog($\sqrt{S^2}$)
且 S² = $\frac{\left[\sum \log(\frac{y_1}{x_1})\right]^2 - \sum \log(\frac{y_1}{x_1})^2/n}{(n-1)}$
S² : 標準偏差(standard deviation)
S : 變度(variance)
上述幾何平均值的計算亦有以下式表達(巴西) :

В.

$$Gm = e^{\left[\sum_{i=1}^{n} \ln(SF)^{i}/n\right]}$$

另外 · 該 Gm 值的散佈(dispersion):

$$D_{2\sigma} = e^{2\{\sqrt{\sum_{i=1}^{n} [\ln(SF)_i - \ln(Gm)]^2/n - 1}\}}$$

國際上難測核種比例因數評估之應用案例,包括不同因素對比例因數的影響(A 類案例)、核種分類與易測核種的選定(B 類案例)、以及比例因數相關性評估與適用性探 討(C 類案例)等,目前研析案例共計 15 個案例,相關資料以表列方式彙整於附件二。上 述列舉之 5 個案例,亦屬附件二中所列之案例。

3.3 難測核種比例因數評估之審查導則及要點建議

子項計畫一規劃蒐集與探討 ISO 21238:2007(E) (2007)及 IAEA NW-T-1.18 (2009)報告等相關國際文獻·深入研析·提出除役作業之難測核種比例因數評估之審查導則及要點建議· 相關說明如下。

3.3.1 難測核種比例因數評估之計畫書內容建議

核設施除役業者所提出之難測核種比例因數評估之計畫書內容·建議須包括下列五 個部分:

- 1. 產源與廢棄物源分類
- 2. 採樣分析計畫
- 3. 比例因數計算方法
- 4. 比例因數適用性評估
- 5. 評估結果

針對上述建議須包括於難測核種比例因數評估之計畫書內容之五個部分,其要點 分別說明如下。

3.3.2 產源與廢棄物源分類

利用比例因數方法評估核電廠除役作業的難測核種,需在具有近似的核種組成的同一類產源或廢棄物源上才能適用。因此,需先區別出核電廠中哪些系統、組件、建

物或土地產生的產源或廢棄物源會具有近似的核種組成,而定義出核電廠除役的產源或廢棄物源分類。

3.3.3 採樣分析計畫

定義出核電廠除役的產源或廢棄物源分類後,即應再確認各產源與廢棄物源分類 中之難測核種與對應之易測核種,並指出規劃之各分類採樣分析數量,以及說明規劃 之分析數量合理性及提出佐證,如:國外例證。此外,應說明各產源或廢棄物源分類 難測核種與易測核種的分析方法、描述分析實驗室分析方法的 TAF 認證或實驗室比對 狀況;此外,亦應列出難測核種分析儀器之最低可測值 MDA 或 MDC,其應符合要 求:≤DCGL 的 50%,且 ≤ 一定活度或比活度限值之 50%。依據美國多部會輻射偵檢 與場址調查手冊(MARSSIM)文件,在輻射偵檢設計時,對取樣後帶回實驗室進行樣品 分析之偵檢儀器選用策略,建議選擇儀器量測靈敏度/最小可測濃度(MDA 或 MDC),介 於 DCGL 值的 10~50%,對於檢測低汙染可能區樣品,MDA 或 MDC 應較小(接近 DCGL 的 10%,檢測高汙染可能區樣品,MDA 或 MDC 可≤ DCGL 的 50%。

電廠除役期間所須檢測的難測核種及其與易測核種(加馬核種)所建立的比例因數, 是用於推導 DCGL 以作為除役作業場址劃分與外釋的依據。這些難測核種多與廢棄物 分類所須分析的難測核種雷同,在分析技術上亦會相同。若核種來源屬性相同,運轉 期間例行放射性廢棄物核種分析所建立的比例因數或可應用於除役期間所產生的物件 與廢棄物。因此,電廠除役期間對於放射性廢棄物之難測放射性核種活度濃度分析, 大多亦可參考目前運轉中電廠之放射性廢棄物難測核種分析技術。

若有特殊情形而難以採樣或無法採樣,亦可以其他方式評估難測核種活度濃度,如利用活化分析等方法進行推論,推論方法應於計畫書中闡明。

3.3.4 比例因數計算方法

應詳細說明比例因數之計算方法,如幾何平均或算數平均或其他方法等,並應向 列出計算公式與相關參數說明。例如:通過將比例因數乘以易測核種的放射性活度可 以估計難測核種的放射性活度:

$a_d = f_{SF} \times a_k$

其中, ad 與 ak 分別是難測核種與易測核種的活度濃度,單位為 Bq/kg 或 Bq/m³; fsr 是難測核種的比例因數。

比例因數 fSF 即難測核種放射性(活度濃度)與易測種放射性(活度濃度)比值,在此 以幾何平均值計算:(不限定一定以此法計算,如使用其他方法須詳述方法細節、計算 公式與參考來源)

 $f_{SF} = \sqrt[n]{(a_{d,1} / a_{k,1}) \times ... \times (a_{d,i} / a_{k,i}) \times ... \times (a_{d,n} / a_{k,n})}$

其中 ad,i是樣品i(i=1…n)中難測核種的活度濃度;

ak,i是樣品i(i=1…n)中易測核種的活度濃度;

n是樣本數。

根據以下因素選擇用於評估難測核種活度濃度的易測核種。發射加馬射線的核種 應滿足基本特性,建議它們至少滿足下列特性之一。

1. 基本特徵:

A. 如果存在於廢棄物中,可以非破壞性方法進行測量。

- B. 活度水平高於最低檢測值 MDA。
- C. 與欲評估的難測核種相關。
- D. 具有相對較長的半化期(例如:幾年,而不是幾天)。

2. 其他特徵:

A. 具有類似於難測核種的核種產生機制。

B. 具有與難測核種相似的物理性質(尤其是溶解度)。

通常將⁶⁰Co用作反應器冷卻劑產生的腐蝕產物核種和活化產物核種的易測核種, 將⁶⁰Co或¹³⁷Cs用作分裂產物核種和α發射核種的易測核種。

3.3.5 比例因數適用性評估

依據核種分析的資料,以對數圖進行難測核種與某易測核種的相關性分析,以尋 找具顯著相依性者。若無顯著者,則分析資料再細分為不同程序的放射性廢料類別進 行探討。比例因數的平均值計算以對數圖表示,並以相關係數(correlation factor) R² 執行適用性評估。幾何平均數比算數平均更具代表性,更適合作為比例因數平均值的計算。亦可以評估比例因數平均值之散布(dispersion)差異(標準差)評估其適用性。散布(dispersion)差異(標準差)之計算可參考前述國際上比例因數評估案例(5)。

核設施除役業者所提出之難測核種比例因數評估之計畫書內容,應詳細說明比例 因數之適用性評估方法,如以對數圖表示,並以線性相關係數(correlation factor) R2 執 行適用性評估;或以考慮散布 dispersion (或標準差)的影響,探討比例因數適用性。比 例因數適用性不限定一定以上述方法評估,如使用其他方法須詳述方法細節、計算公 式與參考來源。

3.3.6 評估結果

在選用難測核種比例因數時,應考量適用性分析結果,並合理、保守的方式決定 比例因數值:如以平均值加上合理標準差來決定使用之比例因數值。此外,如以多種 易測核種評估,應選擇比例因數之散布/標準差較小者。計畫書中並應列出各種分類之 難測核種比例因數值。

第四章 結論

本子項計畫依照計畫預定進度順利進行,已完成彙整與探討國外現存難測核種分析技術, 包括國際上現存的化學分離方法與量測儀器之概況、以及不同廢棄物型態樣品的化學處理方 式、分析技術可達到的低限值等。此外,亦與國內相關實驗室進行交流討論,了解國內實驗 室之難測核種分析技術現況。完成研析共計 15 個國際上難測核種比例因數評估之應用案例, 包括不同因素對比例因數的影響(A 類案例)、核種分類與易測核種的選定(B 類案例)、以及比例 因數相關性評估與適用性探討(C 類案例)等,相關資料彙整於附件二。本計畫規參考 ISO 及 IAEA 之相關報告,分析歸納除役作業之難測核種比例因數評估做法、選用策略,彙整相關結 果,提出難測核種比例因數評估之審查導則及要點建議,相關資料如附件三。

在計畫 KPI 成果上,已於 2020 年 10 月投稿 1 篇論文(論文名稱:電廠除役之難測核種分 析技術與比例因數評估方法介紹,如附件四)於國內期刊(輻防簡訊),計有 5 位碩士研究生參 與子項計畫一之研究工作,並提出一審查導則建議(難測核種比例因數評估之審查導則及要點 建議)。

綜合而言,本計畫執行順利,依原規劃進度執行完成相關工作,提出難測核種比例因數 評估之審查導則及要點建議,做為日後國內核電廠除役時進行輻射特性調查等輻射偵檢各階 段,主管機關對於核電廠設施經營者提出難測核種比例因數評估計畫書之審查參考。

國外部分:

- (1) Jukka Lehto and Xiaolin Hou (2011) Chemistry and Analysis of Radionuclide. Wiley-VCH Verlag & Co. KGaA, Weinheim, Germany
- (2) S. D. Park, H. N. Lee, H. J. Ahn, J. S. Kim, S. H. Han, K. Y. Jee (2006) Distribution of C-14 and H-3 in low level radioactive wastes generated by wet waste streams from pressurized water reactors. J. Radioanal. Nucl. Chem. 270(3), 507-514.
- (3) A. Magnusson, K. Stenstrom, P. O. Aronsson (2008) Carbon-14 in spent ion-exchange resins and process water from nuclear reactors: A method for qyantitative determination of organic and inorganic fractions. J. Radioanal. Nucl. Chem. 275(2), 261-273.
- (4) M. Numajiri, Y. Oki, T. Suzuki, T. Miura, M. Taira, Y. Kanda, K. Kondo (1994) Estimation of Ni-63 in steel and copper activated at high-energy accelerator facilities. Appl. Radiat. Isot. 45(4), 509-514.
- (5) J. H. Kaye, R. S. Strebin, A. E. Nevissi (1994) Measurement of Ni-63 in highly radioactive Hanford waste by liquid scintillation counting. J. Radioanal. Nucl. Chem. 180(2), 197-200.
- (6) N. Vajda, C. K. Kim (2010) Determination of radiostrontium isotopes: A review of analytical methodology. Appl. Radiat. Isot. 68, 2306-2326.
- (7) V. Drabova, S. Dulanska, D. Galanda, B. Remenec, J. Strisovska (2014) Determination of ⁹⁰Sr in radioactive concentrate from Nuclear Power Plant Mochovce. J. Radioanal. Nucl. Chem. 299, 1661-1664.
- (8) Y. Yang, L. Song, M. Luo, X. Dai, X. Guo (2017) A rapid method for determining ⁹⁰Sr in leaching solution from cement solidification of low and intermediate level radioactive wastes. J. Radioanal. Nucl. Chem. 314, 477-482.
- (9) S. Osvath, N. Vajda, Z. Molnar (2008) Determination of long-lived Nb isotopes in nuclear power plant wastes. Appl. Radiat. Isot. 66(1), 24-27.
- (10) A. G. Espartero, J. A. Suarez, M. Rodriguez (1998) Determination of Nb-93m and Nb-94 in medium and low level radioactive wastes. Appl. Radiat. Isot. 49(9-11), 1277-1282.
- (11) E. S. C. Temba, A. S. Reis Jr, G. F. Kastner, R. P. G. Monteiro, R. M. Moreira (2016) Separation and determination of the difficult-to-measure radionuclide ⁹⁹Tc in radioactive wastes from nuclear power plants by using extraction chromatography and radiometric techniques. J. Radioanal. Nucl. Chem. 307, 1453-1458.
- (12) P. Hepiegne, D. Dallava, R. Clement, J. P. Degros (1995) The separation of ⁹⁹Tc from low and mediumlevel radioactive wastes and its determination by inductively coupled plasma mass spectrometry. Talanta. 42(6), 803-809.
- (13) B. J. Keller, T. T. Mckibbin, A. L. Erikson, C. W. Filby (1992) The sequential separation of Tc-99 and I-129 in waste sample. J. Radioanal. Nucl. Chem. 158(1), 75-78.
- (14) S. D. Park, J. S. Kim, S. H. Han, Y. K. Ha, K. S. Song, K. Y. Jee (2009) The measurement of I-129 for the cement and the paraffin solidified low and intermediate level wastes (LILWs), spent resin or evaporated bottom from the pressurized water reactor (PWR) nuclear power plants. Appl. Radiat. Isot. 67, 1676-1682.
- (15) J. A. Graudons, F. F. Dyer (1994) Neutron activation analysis of LWR ion exchange mixed-bed resins for I-129. J. Radioanal. Nucl. Chem. 180(1), 179-185.

- (16) J. Groska, N. Vajda, Zs. Molnar, E. Brokori, P. Szeredy, M. Zagyvai (2016) Determination of actinides in radioactive waste after separation on a single DGA resin column. J. Radioanal. Nucl. Chem. 309(3), 1145-1158.
- (17) Y. Shi, R. Collins, C. Broome (2013) Determination of uranium, thorium and plutonium isotopes by ICP-MS. J. Radioanal. Nucl. Chem. 296(1), 509-515.
- (18) M. H. Lee, Y. S. Jeon, K. Song (2009) Determination of activity concentrations and activity ratios of plutonium, americium and curium isotopes in radioactive waste samples. J. Radioanal. Nucl. Chem. 280(3), 457-465.
- (19) P. Tavcar, B. Smoclis, L. Benedik (2006) Radiological characterization of low- and intermediate-level radioactive wastes. J. Radioanal. Nucl. Chem. 273(3), 593-596.
- (20) S. Niese, B. Gleisberg (1995) Determination of radioisotopes of Ce, Eu, Pu, Am and Cm in low-levelwastes from power reactors. J. Radioanal. Nucl. Chem. 200(1). 31-41.
- (21) V. Remeikis, A. Plukis, L. Juodis, A. Gudelis, D. Lukauskas, R. Druteikiene, G. Lujaniene, B. Luksiene, R. Plukiene. G. Duskesas (2009) Study of the nuclide inventory of operational radioactive waste for the RBMK-1500 reactor. Nuclear Engineering and Design 239(4), 813-818.
- (22) MARSSIM 2002. Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (Revision 1). Nuclear Regulatory Commission NUREG-1575 Rev. 1 · Environmental Protection Agency EPA 402-R-97-016

Rev. 1 · U.S. Department of Energy DOE EH-0624 Rev. 1 · August.

國內部分:

- (1) T. L. Tsai, H. Mimura, C. P. Lee, S. C. Tsai (2019) Preparation and characterization of tri-n-octylamine microcapsule (TOA-MC) used for selective separation of Re (VII) [chemical analogs of Tc (VII)] in the high level liquid radioactive waste (HLLW). J. Radioanal. Nucl. Chem. 319(3), 1235-1242.
- (2) T. Y. Su, T. L. Tsai (2019) Determination of plutonium-241 in low-level radwastes using radiochemical separation combined with LSC, alpha spectrometer and ICP-MS. J. Radioanal. Nucl. Chem. 319(1), 447-452.
- (3) F. Y. J. Huang, T. Y. Su, T. L. Tsai, J. H. Chao (2017) Analysis of ⁶³Ni in radwastes by extraction chromatography and radiometric techniques. J. Radioanal. Nucl. Chem. 314(2), 879-886.
- (4) C.L. Kuo, T.L. Tsai, K.S. Chang-Liao, J.H. Chao (2017) Development of separation techniques for analysis of Nb-94 in radwaste samples. Appl. Radiat. Isot. 128, 165-170.
- (5) T. Y. Su, T. L. Tsai, H. C. Wu, L. C. Men (2015) Determination of ultratrace-levels of ⁹⁹Tc in the low level radioactive waste samples using ICP-QMS. J. Radioanal. Nucl. Chem. 303(2), 1245-1248.
- (6) T. H. Chuang, T. L. Tsai, G. L. Guo, R. S. Chang (2015) A simple sample preparation system for determination of ¹⁴C in environmental samples and radwastes using liquid scintillation counting. J. Radioanal. Nucl. Chem. 303(2), 1239-1243.
- (7) H. C. Wu, T. Y. Su, T. L. Tsai, S. B. Jong, M. H. Yang, Y. C. Tyan (2014) Rapid determination of technetium-99 by automatic solid phase extraction and inductively coupled plasma mass spectrometry. RSC Advances 4, 39226-39230.
- (8) L. S. Chen, T. H. Wang, Y. K. Hsieh, L. W. Jian, W. H. Chen, T. L. Tsai, C. F. Wang (2014) Accurate technetium-99 determination using the combination of TEVA resin pretreatment and ICP-MS measurement and its influence on the Tc-99/Cs-137 scaling factor calculation. J. Radioanal. Nucl. Chem. 299(3), 1883-1889.

- (9) C. L. Kuo, T. L. Tsai, A. C. Chiang, K. S. Chang-Liao, J. H. Chao (2013) Determination of I-129 in cementsolidified radwastes by neutron activation. J. Radioanal. Nucl. Chem. 298(1), 465-473.
- (10) 蘇德晏、蔡翠玲*、門立中「蘭嶼水泥固化體中 Tc-99 之分析技術精進」,台電工程月刊, 中華民國 102 年 7 月號,第 779 卷,11-16 頁。
- (11) 莊子函、蔡翠玲*、魏華洲、門立中,「研發 C-14 收集系統之技術」,台灣應用輻射與同 位素雜誌,中華民國 102 年 6 月號,第九卷第二期,601-610 頁。
- (12) 蔡翠玲、莊子函、魏華州、門立中,「放射化學與歷史考證」,科學月刊,中華民國 102年1月號,第 517 期,50-57 頁。
- (13) 田育彰、吳欣潔、劉公典、蔡弘毅、蔡翠玲、楊明慧、王嫥磚、鍾相彬,以 FIA-ICP-MS 測 定環境中 Tc-99, 化學 第 68 卷第 3 期 68 (3), 225-233 中華民國 99 年 9 月。
- (14) H. J. Wei, T. L. Tsai*, T. W. Wang, J. J. Wang (2009) Clearance Measurements of Metal Scraps for Nuclear Facilities at INER in Taiwan. Appl. Radiat. Isot. 67(5), 944-949.

附件一、 常用於實驗室內之放射性核種量測系統彙整簡介

系統1	阿伐能譜分析儀 ALPHA SPECTROMETER	
輻射偵測類別	主要: 阿伐	次要: 無
應用	這是一個非常強大的工具,用 品中多個 a 發射放射性核種的 法,包括鈾、針、鈽、釙和鋂 興趣的放射性核種與環境基質	於準確識別和量化土壤、水、空氣濾紙等樣 活度。分析大多數 a 發射放射性核種的方 。樣品必須首先在化學實驗室中製備,將感 分離。
操作方法	該系統由安裝在不透光的真空 器、類比到數位轉換器、多通 份。真空通常小於10微托(0.1 極體。撞擊二極體的 a 粒子產 關。 這些電子電洞對會導致 大器收集,並轉換為與 a 能量 放大及整形。多頻譜分析儀(Md 量的直方圖。由於大多數 a 會 MCA 顯示幕上可以看到峰值, 需要脈衝與 a 能量做關聯。分析 效率。由於樣品和偵檢器處於 最常遇到的 a 能量和偵檢器處於 最常遇到的 a 能量和偵檢器處於 最常通的 b 和貨物 b 新 之 時間的計數。	腔中內的阿伐偵檢器、偏壓電源、信號放大 道分析儀和電腦組成。偏壓通常為25到100 毫托)。偵檢器是一種使用反向偏壓的砂二 生電子電洞對;對數與每個 a 的能量直接相 二極體導通和電流脈衝流動。電荷由前置放 成正比的電壓脈衝。 I 它被經過放大器的 CA)儲存產生的脈衝,並顯示計數數與 a 能 將其所有能量都散落到二極體中,因此在 這些峰值可以通過特定的 a 能量來識別。這 少兩個已知 a 能量的射源被計數,用以將電 已知活度的標準射源,以確定檢測 a 的系統 真空狀態,因此,如果樣品中沒有自吸收, 致相同的效率。樣品需在化學實驗室中製 將感興趣的元素(鈾、針等)分開。可在分離 確定樣品從化學過程的整體回收率。樣品被 集在特殊濾紙上,或者經由電鍍到金屬盤上 放置在真空腔中,與二極體保持固定距離並 度濃度,通常需對樣品進行1000 分鐘或更
專一性及 敏感度	該系統可以準確識別和量化各 種具有不同的α能量·且能譜 測量到 0.004 Bq/g (0.1 pCi/g)以 性核種的α除外。	種α發射放射性同位素,前提是每個元素物 系統可以解析。對於土壤,放射性核種可以 下。該系統適用於所有α核種,但氣態放射
設備價格	視檢測器的數量和複雜程度及 美金至 10 萬美金。這還不包括	使用電腦和數據縮減軟體·價格介於 10 萬 品化學實驗室的設備的成本。
每量測成本	單一個核種·USD\$250-USD\$400 品。額外的核種分析成本取決 是那麼少。緊急分析需要額外)、每加一種核種約 USD\$100-USD\$200 每樣 於所涉及的分離化學方法,並且可能並不總 USD\$ 200- USD\$ 300。

系統 2	氣流式比例偵測器 GAS-FLOW	PROPORTIONAL COUNTER
輻射偵測類別	主要: 阿伐、貝他	次要: 加馬
應用	該系統可以確定水、土壤、空 結果可以提示是否需要對核種	氣濾紙或擦拭濾紙的總阿伐或總貝他活度。 進行特定分析。
操作方法	該系統由通氣式偵檢器、支援 衛偵檢器組成。氣體偵檢器和 器免受污染,或者樣品可以直 符合模式下運作樣品和防護偵 檢器 配點 點 定 電壓 加鑒 加器設置為計數 工作電壓通過在探測器中放置 壓,直到計數速率保持不變, 的 α 和 β 工作電壓。α 高原區的 區上作業還將檢測到一些加馬 至 β 頻道之間的干擾通常約為 取土壤樣品中的核種,必要時 減少自吸收,並加熱到乾燥狀 濾紙則直接則放置計測盤中。 數氣體不斷流經偵檢器。具有 析數十到數百個計測樣本。	電子裝置和用於降低背景計數率的可選用防 樣品之間可以放置一個薄視窗,以保護偵檢 接放入偵檢器中。帶防護偵檢器的系統在反 檢器,以降低背景和最低偵測值(MDC)。偵 α輻射、β輻射或同時計數兩者。α和β α源(如 ²³⁰ Th或 ²⁴¹ Am)並逐步增加高電 然後使用β源(如 ⁹⁰ Sr)重複,確定每個系統 或恆定計數率的區域應具有斜率 <2%/100V 斜率應為 <2.5%/100V 且>800V 寬。在β高原 輻射和制動輻射(X射線),但效率非常低。α 10%,而β到α則 <1%。使用化學方法提 薄薄的一層分離,沉積在計測盤中,以盡量 況。液體被沉積和乾燥,而空氣濾紙和擦拭 將每個樣品置於偵檢器下後,打開 P-10 計 自動樣品更換器的系統可以在一次批次中分
專一性及 敏感度	土壤樣品中存在的天然放射性 和任何自然產生的放射性核種 於篩選樣品。雖然可以使用比 般操作模式是檢測所有α事件 分辨α和β信號,允許同時 別檢測到的α或β能量,不能 常低,<0.2 cpm(<0.04 cpm使用 小。典型的4-π偵測效率,在 50%(無需開窗)。效率取決於窗 品和支架的反向散射以及偵檢 圍(<0.5 cpm使用防護偵測器) 窗)至+60%(無窗),但對於厚的 用保護偵測器的氣流式比例計 例計數器低一些。分析高放射 器可能會導致細顆粒汙染物懸	核種會干擾其他污染物的檢測。除非污染物的性質是眾所周知的,否則該系統最好用只例計數器大致確定 $a \ \pi \beta$ 輻射的能量,但一或所有 $a \ \pi \beta$ 事件。 某些系統使用鑒別器確定樣本中的 $a \ \pi \beta$ 活度。這些系統不識用於識別特定的放射性核種。 a 通道背景非防護偵測器下),具體則取決於偵檢器的大非常薄的 a 源的效率為 35-45%(開窗)和 40- 厚度、粒子能量、射源偵檢器幾何形狀、樣器大小。 β 通道背景約在 2 cpm 到 15 cpm 範。薄 90 Sr/ 90 Y 源的 4-pi 效率約為 $\pm 50\%$ (有視的射源,則可降至 <5%。由於背景較低,使數器的 MDA 對於 β 發射體而言比內部比性樣品或以過高的流量用 P10 氣體沖洗探測浮並污染偵測器。
設備價格	4K- 5K 美元(手動)・25K- 30K	美元(自動)
每量測成本	\$ 30 至\$ 50 美元再加上放射化	^劉程序成本 。

系統 3	液態閃爍能譜儀 LIQUID SCINTILLATION SPECTROMETER	
輻射偵測類別	主要: 阿伐、貝他	次要: 加馬
應用	液體閃爍可以是非常有效的土 濃度度量工具。液體閃爍在過 射核種 ³ H 和 ¹⁴ C,但是它也可 測量空氣和水中的氡氣。通過 步範圍界定調查(尤其是對於 合液內直接計測無需進行濾紙	壤,水,空氣濾紙和擦拭試紙中放射性核種 去更多地用於量測β發射核種,特別是β發 以適用於其他放射性核種。最近,它已用於 表面擦拭物或空氣微粒過濾,它可以進行初 鬆散的表面汙染)。它們可以在液態閃爍混 溶解或其他樣品前處理。
操作方法	液體閃爍過程涉及通過光電倍 (通常在可見光範圍內)。檢 的重構。首先吸收然後再發射 所駐留的溶液稱為"液體閃爍混 LSC 混合液小瓶中,無需前處 就被樣品本身的吸收了,或者 主誤差。為了獲得準確的結果 閃爍混合液無法將完整的能量 受到干擾,被稱為"脈衝猝熄"。 收的原始樣品"淬熄"並導致活性 萃取或粉碎使樣品與 LSC 混合 合液對所發射的光的波長能透 作。分析人員有幾種可靠的計 法是通過將樣品和純閃爍混合	增管(或概念上類似的設備)檢測光脈衝 測到的光脈衝來自先前激發的分子電子結構 可見光的分子物質稱為"液體閃爍體",它們 合液"。對於總計數,可以將樣品直接放入 理即可計數。當輻射在到達LSC 混合液之前 樣品吸收了閃爍混合液產生的光時,就會產 ,這些干擾要最小化。由於各種原因,使的 脈衝傳遞到光電倍增管,導致液體閃爍計數 因LSC 混合物渾濁或變色將使閃爍光被吸 性低估。通常先通過灰化,放射化學或溶劑 液緊密接觸來處理此類樣品。為了使閃爍混 明通過,也可能需要進行諸如漂白樣品的操 算或實驗程序來解決"淬熄"的問題。一種方 液暴露於外部放射性標準並測量反應差異。
專一性及 敏感度	當使用適當的校正和補償淬熄 爍產生的能譜波峰是加馬能譜 雜的多能β光譜。樣品製備範 下,液體閃爍具有許多獨特的 相比,計數前通常無需樣品製 的最新進展大大擴展液態閃爍 能量β以及α發射核種的理想 核種的電子化識別而大大提高 水或類似物質時所發射的切倫 液"的液體閃爍設備來計測非常	效應後,本方法極具靈活和準確性。液體閃 峰的 10 至 100 倍寬,因此無法定量測定複 圍從無到複雜的化學反應方法。在某些情況 優勢。與用於氣體比例計數的常規樣品製備 備。電子設備的穩定性和能量脈衝形狀判別 計數器的用途。液體閃爍計數器是度量中高 儀器,其中通過對脈衝形狀識別,對β和γ 了靈敏度。此外,使用高能量帶電粒子穿過 科夫光脈衝,可以使用不帶"液體閃爍混合 高能量的β發射體(高於 1.5 MeV)。
設備價格	\$ 20K 至\$ 70K 美元 · 視具體功能	能和自動化程度而定
每量測成本	\$ 50 -200 美元 · (如果需要)∓	再加上化學分離費用

系統 4	使用鍺偵檢器的多頻道分析儀 GERMANIUM DETECTOR WITH MULTICHANNEL ANALYZER (MCA)
輻射偵測類別	主要: 加馬 次要: 無
應用	該系統無需準備就可以精確地測量各種材料樣品(例如土壤·水·空氣濾 紙等)中發射加馬射線的放射性核種的活性。高純鍺偵檢器在處理多種放 射性核種和複雜光譜方面特別強大。
操作方法	該系統包括一個與液氮桶連接的高純鍺偵檢器、高壓電源、能譜級放大器、類比數位轉換器和一個多頻道分析儀。 P 型鍺偵檢器的工作電壓通 常為+2000 至+5000 伏。 N 型鍺探測器的工作電壓為-2000 至-5000 伏。鍺是 一種半導體材料。當加馬射線與鍺晶體相互作用時、會產生電子·電洞 對。施加電場後、使電子在導帶中移動、電洞使電荷從原子傳遞到相鄰原 子。電荷迅速收集,並與沈積的能量成比例。計數率/能量譜顯示在 MCA 螢幕上,全能量光電峰提供的有用信息比介於兩者之間的康普頓散射事件 的一般連續譜峰要多。該系統使用發射至少兩種已知加馬射線能量的核種 進行能量校正,因此 MCA 數據頻道具有等效的能量。然後,MCA 的顯示 將變為強度與能量的顯示。使用已知濃度的混合核種進行效率校正。生成 7加馬射線能量與計數效率的關係曲線、它顯示 P 型鍺半導體在 120 keV 時最敏感、並向兩側降低。由於計數效率取決於樣品與偵檢器之間的距 離,因此必須為每個幾何形狀的樣品提供單獨的效率校準曲線。從該點開 始、每個高斯形峰的中心告訴產生它的加馬射線能量,峰的組合標識每個 核種,其波峰下的面積是樣品中該核種量的度量。將樣品放在容器中並稱 量全重。塑膠計測皿置於檢測器頂部,可用於小體積或低能量的樣品校 正,而馬林(Marinelli)杯可嵌入在偵檢器周圍,並為體積樣本提供最佳的計 數效率。計數時間通常為 1000 秒至 1000 分鐘。每個能峰經過以手動或通 過加馬能譜分析軟體進行識別,並將每個能峰或能帶中的計數,樣品重 量,效率校準曲線和核種的衰變一起考慮在內,以得出樣品濃度。
專一性及 敏感度	該系統以最小的準備就可以準確地識別並量化樣品(例如土壤·水和空氣 濾紙)中多種加馬發射放射性核種的濃度。 P 型檢測器適用於 50 keV 以 上的能量。帶有鈹端窗口的 N 型或 P 型平面(薄晶體)檢測器使用放置在 窗口上方的較薄樣本,可對產生 5-80 keV 的能量的核種進行測量。
設備價格	35K至 150K 美元·視偵檢器的效率和複雜性(MCA/電腦/軟體系統)而定。
每量測成本	100 至 200 美元。

系統 5	化學物種鐳射消融質譜儀 CHEMICAL SPECIES LASER ABLATION MASS SPECTROMETER	
輻射偵測類別	主要: 無	次要: 無
應用	電感耦合等離子體質譜法(ICF 品的質譜法。它霧化樣品,並 出來。由於其可檢測液體樣品 名。由於它可以檢測同一元素 通用工具。 化學物種鐳射消融質譜法已成 的有機和無機分子物種分析。	P-MS)是一種使用電感耦合等離子體游離樣 產生原子和小的多原子離子,然後將其檢測 中極低濃度的金屬和幾種非金屬的能力而聞 的不同同位素,這使其成為放射核種度量的 功應用於凝結材料中具有高靈敏度和特異性
操作方法	固體可以轉化為氣溶膠顆粒, 種資訊。(這樣做的一種方法是 當揮發時,它攜帶其他分子, 顆粒在密閉或定向氣流中可以 的分析物就以氣溶膠顆粒的形 進行質譜分析時,鐳射消融也	這些顆粒包含原始材料中存在的許多分子物 通過固體混合物的一個成分的鐳射激發, 而不會分裂。在通過質譜分析之前,氣溶膠 被攜帶數百英尺而無顯著損失。一些感興趣 式存在。用於將氣溶膠顆粒轉化為分子離子 比傳統方法更可好。
專一性及 敏感度	該系統能分析有機和無機分子 在 10 ⁻⁹ - 10 ⁻¹⁴ 克/克的範圍內可以 時,它非常有效,但由於成本 位素的其他核素,則有可能量 4x10 ⁻⁸ Bq/kg(1x10 ⁻⁹ pCi/g), ²³⁹ Pu (1 pCi/g), ⁶⁰ Co 為 37 Bq/kg (10	物種的土壤和表面、靈敏度極高。環境濃度 人根據環境條件確定。當熟練的操作員使用 高、使用有限。如果樣品基質中不存在該同 化單個放射性核種。 ²³⁸ U的可達到 MDC 為 為 0.04 Bq/kg (10 ⁻³ pCi/g), ¹³⁷ Cs 為 4 Bq/kg pCi/g)。
設備價格	相當昂貴	
每量測成本	可與鐳射消融電感耦合等離子 感耦合等離子體質譜儀(LA-ICP- 的成本為每個樣品 4,000 美元 成本主要是傳統方法分析針樣 品所需的時間約為 30 分鐘。	體原子發射光譜儀(LA-ICP-AES)和鐳射消融電 MS)相媲美。使用原子發射光譜儀時,報告 ,或是傳統採樣和分析成本的 80%。這一高 品約需 2-3 天時間。使用質譜儀時,每個樣

系統 6	鐳射消融-電感耦合等離子體-原 Inductively Coupled Plasma-Atom Spectrometry. LA-ICP-AES OR LA	至子發射光譜儀或質譜法 Laser Ablation- ic Emission Spectrometry or Mass -ICP-MS
輻射偵測類別	主要: 無	次要: 無
應用	LA-ICP-AES/MS 技術用於現場領 壞性),以確定污染程度。它特 某種方式暴露出各深度不同樣 度。其具有不消耗表面材料、 員遠離取樣材料等優點。所取 試其應用。	席選/定性非常小的土壤和混凝土樣品(無破 別適用於測量鈾和釷的表面濃度。當應用 品材料時,該裝置可以評估不同深度的濃 提供即時響應、減少採樣和分析時間、使人 得的信息有助於確定挖掘地點。目前正在測
操作方法	該系統的包括採樣系統、光纖 應、機械臂、控制電腦、感應 經開發並原型化,將篩選/特性 壞。採樣探頭包括鐳射(50 Hz N 於在一平方英寸的樣品表面塗 長 20 米的臍帶連接到環境篩選 完全獨立的移動實驗室,包含 光纖電纜將鐳射輸送到感興趣 完全獨立的移動實驗室,包含 光纖帶走。材料進入等離子火 化、離子化及電子激發。這將 進行分析。MDLEST 中的分析 測,而是直接查看感興趣的元 屬,包括較長的半衰期的放射 同時檢測每個樣品中感興趣的 測土壤處理過程。此功能使除 確保與監管機構和 QC/QA 要求	電纜、光譜儀、水供應、低溫和高壓氣體供 耦合等離子火炬和視頻監視器。取樣探頭已 化地表土壤、混凝土地板或墊片和地下土 d/YAG 鐳射)、相關光學部品和控制電路,用 銷鐳射(消融)能量。兩個採樣探頭都由一個 技術移動示範實驗室(MDLEST),這是一個 的儀器,可立即分析鐳射消融產生的樣品。 的表面。這使少量物質在消融後經由一股氬 吃, 在約 8,000 K下,在那裡蒸發、原子 產生離子發射光譜,可在原子發射光譜儀上 義器 (ICP-AES/MS) 不依賴於放射性衰變來檢 素的原子組成。可以檢測和量化大量的金 性元素。光譜儀使用硬體、軟體或兩者,可 所有元素。可以在現場設置 MDLEST,以監 行管理者能夠即時監控除污的處理過程,並 於能達成令人滿意的結果。
專一性及 敏感度	該系統測量原子物種的表面或 熟練的操作員非常有效。具有 樣品處理。目前的例子所展現 AES 大約需要 10 分鐘,LA-ICP 儀的檢測低限如下: 1) AES(原子發射光譜儀)可以看 鈾 238 濃度為 1ppm,或 10 Bq/k pCi/g)。但是,該技術僅對元素 使的它無法用於評估具有穩定 位素的相對豐度。這可能會限 2) MS(質譜儀)可以看到亞 ppb 7 於搜索 230Th 和 226Ra,據報導	深度濃度,特別適用於鈾和針分析。它對於 的優勢是與土壤無接觸,結果實時展現,無 結果,可快速用於現場除汙決策,LA-ICP- -MS 大約需要 30 分鐘。已使用的兩個能譜 到約 70 個元素的 ppm 水準,並據報可檢測 g(0.3 pCi/g),針 232 濃度為 0.4Bq/kg(0.1 敏感;它不能區分鈾和針的不同同位素。這 同位素的下低 Z 元素,或確定任何元素的同 制了在某些地點的使用。 <準,能夠量化鈾和針同位素。該系統已用 ,對於除汙後土壤的 ²³⁰ Th 含量,該系統具

	有達到 0.8 ppm 或 0.6 Bq/g (15 pCi/g) 的能力。它似乎能比 LA-ICP-AES 系統 更靈敏地測量土壤的鈾和釷濃度。
設備價格	相當昂貴·高於 100 萬美元
每量測成本	使用原子發射光譜儀時,報告的成本為每個樣本 4,000 美元。使用質譜儀時,則未提供美元價格。

系統 7	中子活化分析法 Neutron Activation Analysis
輻射偵測類別	主要: 加馬、貝他、阿伐 次要: 無
應用	中子活化分析(NAA)是應用核活化過程來確定各種材料中元素濃度過程。 NAA 可以不考慮樣品的化學形式而對元素進行分離採樣,而僅關注 其原子核,不用考慮其化學性質。
操作方法	該方法基於中子活化,因此需要一個中子源。樣品被中子轟擊,導致元素 形成放射性同位素。每個元素的放射性發射和放射性衰變方式是眾所周知 的。利用此信息,可以研究放射性樣品的發射能譜,並確定其中的元素濃 度。該技術的一個特殊優點是它不會破壞樣品,因此已被用於分析藝術品 和歷史文物。 NAA 還可以用於確定放射性樣品的活性。 如果直接對對中子照射樣品進行 NAA,則稱為儀器中子活化分析 (INAA)。在某些情況下,對中子照射樣品先進行過化學分離以去除干擾 物質或濃縮目標放射性同位素,該技術則被稱為放射化學中子活化分析 (RNAA)。 NAA 可以對固體,液體,懸浮液,漿液和氣體進行無破壞分析,而無需進 行或只需很少的樣品製備。由於入射中子和產生的加馬射線的穿透性,此 技術可提供真正的體積分析。由於不同的放射性同位素具有不同的半衰 期,因此可以延遲計測,以允許干擾物質衰變而消除干擾。
專一性及 敏感度	在引入 ICP-AES 和 PIXE 之前, NAA 是用於執行多元素分析的標準分析方法, 其最小檢出限在亞 ppm 範圍內。NAA 的精度在 5%左右, 相對精度通常優於 0.1%。
設備價格	主要由於需要照射中子源成本昂貴。合適的活化核反應器的數量也在減少;由於缺乏照射設備,該技術的普及度下降並且變得更加昂貴。不過以加速器產生的中子源正改變此趨勢。
每量測成本	-

附件二、國際上比例因數評估案例彙整

說明: 國際上難測核種比例因數評估之應用案例,包括不同因素對比例因數的影響(A 類案例)、核種分類與關鍵核種的選定(B 類案例)、以及比例因數相關性評估與適用性探討 (C 類案例)等,目前研析案例共計15個案例。

案例 A1

研究主題:放射性廢棄物的類型

國別:美國

參考文獻: IAEA(2009)

案例說明:

基於反應器型式(PWR 或 BWR)的不同,其內部組件材料與設施系統的差異,會導致其產生的放射性廢棄物在分類上的不同,引用美國的案例,其廢棄物類型下表所列。

表 a. PWR 反應器中的放射性廢棄物的類型

放射性廢棄物類型(PWR)

反應器冷卻系統過濾器(Reactor coolant filter)

燃料池高活度樹脂(Primary/fuel pool high activity resins)

硼回收系統濾器(Boron recovery system cartridge filters)

用過燃料池過濾器(Spent fuel pool filters)

放射性廢棄物處理系統活性碳(Radioactive waste processing system charcoal)

固體廢棄物(DAW)

表 b. BWR 反應器中的放射性廢棄物的類型

放射性廢棄物類型(BWR)

RWCU 樹脂(RWCU powdered resins)

燃料池廢棄物樹脂(Fuel pool/radioactive waste resins)

冷凝清洗系統樹脂(Condensate cleanup system resin)

過濾沉積物(Filter sludge)

固體廢棄物(DAW)

案例 A2

研究主題:廢棄物型態對比例因數的影響

國別:日本/法國/德國

參考文獻: ISO(2007); IAEA(2009)

案例說明:

(1) 原則上·分裂產物會以 Cs-137 為關鍵核種以建立比例因數·然而此比例因數會因 核電廠產出廢棄物的流程上而產生差異。

(2) 由於 Cs-137 較易溶於水,故會存在於均質廢棄物(homogeneous waste)中,留存於 非均質廢棄物(heterogeneous waste)中的量較少,故在這兩類廢棄物中的比例因數會有 不同。

(3) 下圖顯示比例因數 ⁹⁰Sr/¹³⁷Cs 於均質廢棄物(反應器冷卻水/廢樹脂/濃縮廢液)與非均 質廢棄物(過濾器/固體)的差異。



46



案例 A4

研究主題:廢棄物處理對比例因數的影響

國別:IAEA

參考文獻: IAEA(2009)

案例說明:

(1) 於廢棄物處理過程中,比例因數會產生改變。以焚化(incineration)使廢棄物減容過 程中,其溫度可達 800℃~1000℃,如 ¹⁴C 等核種會因氧化成 CO₂ 而釋出。

(2) 圖(a)與(b)為廢棄物 DAW 經過焚化減容為灰狀廢棄物(ash)後,比例因數 C-14/Co-60 的改變。







研究主題:評估時核種分類與易測核種的選定

國別:韓國/美國/西班牙

參考文獻: IAEA(2009)

案例說明:

依據放射性核種於反應器中生成的機制與過程,可分為分裂產物(FP)、活化產物(AP),與 阿伐類核種(或超鈾)核種。有些國家或將活化產物細分為腐蝕產物(CP)與冷卻水活化產 物。這些核種類別中須確認用以評估比例因數的相關核種(難測核種),並能尋得對應的 易測核種。

表 a. 核種類別與易測核種之選定(韓國)

太	放射性廢棄物(PWR)	
们又们里哭只万丁	難測核種	易測核種
活化腐蝕產物	H-3, ¹⁴ C, ⁵⁹ Fe, ⁵⁹ Ni, ⁶³ Ni, ⁹⁴ Nb	Co-60
分裂產物	Sr-90, ⁹⁹ Tc, ¹²⁹ I	Cs-137
阿伐類核種	所有阿伐類核種	Co-60

表 b. 核種類別與易測核種之選定(美國)

核種類別	核種	易測核種
分裂產物	Cs-137, ⁹⁰ Sr, ⁹⁹ Tc, ¹²⁹ I	Co-60(Cs-137 除外)
金屬活化產物	Co-60, ⁵⁹ Ni, ⁶³ Ni, ⁹⁴ Nb, ¹⁴ C	Co-60
超鈾元素	Pu/Cm/Am 的同位素	Co-60
冷卻水活化產物	H-3, ¹⁴ C	Co-60

表 c. 核種類別與易測核種之選定(西班牙)

核種類別	核種	易測核種
冷卻水活化產物	H-3, ¹⁴ C	Co-60(Cs-137 除外)
腐蝕產物	Ni-59, ⁶³ Ni, ⁹⁴ Nb	Co-60
分裂產物	Sr-90, ¹²⁹ I	Co-60, ¹³⁷ Cs
阿伐類核種	所有阿伐類核種	Co-60, ¹³⁷ Cs



圖(a)易測核種以 Co-60(cc=0.72),(b)易測核種以 Cs-137(cc=0.78)

研究主題:易測核種的選擇(比例因數相關性分析)

國別:IAEA

參考文獻: IAEA(2009)

案例說明:

國際上多建議使用以對數圖(log-log scatter diagram)進行相關性分析,以尋找難測核種相對應易測核種。如 Sr-90 可以 Co-60 或 Cs-137 為易測核種。雖 Sr-90 與 Cs-137 同為分裂核種,但在反應器冷卻管路中往往與 Co-60 等金屬類之腐蝕產物共同沉積,因它們均為不易溶解的物質,導致 Sr-90 與 Co-60 的相關性大於 Sr-90 與 Cs-137 的相關性,如下圖所示。



研究主題:易測核種的選擇(比例因數相關性分析/歐洲國家資料)

國別:歐洲國家

參考文獻: ISO(2007)

案例說明:

歐洲國家進行的合作研究,彙整各國分析數據,探討分裂產物核種(⁹⁰Sr)與阿伐釋出核種 (如²⁴¹Am、²⁴⁴Cm・²³⁸Pu)與易測核種(⁶⁰Co與¹³⁷Cs)之間的相關性,以尋求適合的易測核種, 分析結果如下表。

核種對	PWR	BWR
(難測核種/易測核種)	相關係數	相關係數
²⁴¹ Am/ ⁶⁰ Co	0.82 (n=73)	0.67 (n=35)
²⁴¹ Am/ ¹³⁷ Cs	0.84 (n=67)	0.63 (n=34)
²⁴⁴ Cm/ ⁶⁰ Co	0.84 (n=99)	0.67 (n=44)
²⁴⁴ Cm/ ¹³⁷ Cs	-	0.62 (n=42)
²³⁸ Pu/ ⁶⁰ Co	0.85 (n=88)	0.63 (n=35)
²³⁸ Pu/ ¹³⁷ Cs	-	0.62 (n=34)
⁹⁰ Sr/ ⁶⁰ Co	0.78 (n=110)	0.74 (n=29)
⁹⁰ Sr/ ¹³⁷ Cs	0.77 (n=108)	0.76 (n=17)

研究主題:難測核種歷年活度趨勢與平均值

國別:西班牙/美國

參考文獻: IAEA(2009)

案例說明:

(1) 難測核種活度測量或其比例因數的評估是於核電廠運轉時定期執行·累積多年的 數據以觀察其變動趨勢。

(2) 一般而言,若無異常狀況,其值於某特定廢棄物中應維持穩定,可用以決定其活 度平均值。



(3) 下圖(a)為西班牙案例;圖(b)為美國案例。
案例 C1

研究主題:易測核種相關性的評估方法

國別:日本

參考文獻: IAEA(2009)

案例說明:

(1) 由於放射性核種於核反應器廢棄物中之活度分佈範圍可為數量級的變化,使用對 數刻度(logarithmic scale)較使用算數刻度(arithmetic scale)更適合作圖以尋求其間的相關 性。

(2) 圖(a)為 Ni-63 與 Co-60 以算數刻度的圖示。

(3) 圖(b)為 Ni-63 與 Co-60 以對數刻度的圖示。





研究主題:比例因數的計算方法

國別:IAEA

參考文獻: IAEA(2009)

案例說明:

- (1) 比例因數的主要計算方法有兩種: (a)算術平均值(arithmetic mean) · (b)幾何平均值 (geometric mean) · 後者可跨越數量級間的差距運作而不易受極端值的影響 ·
- (2) 圖(a)先以算術平均與幾何平均以建立 Co-60 與 Cs-137 之間的比例因數。
- (3) 圖(b)則依上述算術平均法的比例因數推估 Cs-137 活度,並與實際上 Cs-137 活度值比照;圖(c)則以上述幾何平均法的比例因數推估 Cs-137 活度,再與實際上 Cs-137 活度 值比對。



(4) 結果顯示,幾何平均法優於算術平均法。



案例 C4

研究主題:比例因數的適用性(applicability)探討

國別:法國

參考文獻:IAEA(2009)

案例說明:



(3) 當分析件數 < 5,或 R² < 0.5 時,則改採用算術平均值(arithmetical mean)。

附件三、難測核種比例因數評估之審查導則(草案建議)

1. 審查導則目的

由於核電廠除役之核種複雜且多樣性,要執行面、全量取樣分析難測核種是不太可能的 事,藉由對除役各產源或廢棄物源分類進行初步部分取樣將各核種測出後,計算難測核種相 對於易測核種的比例關係(即比例因數)。之後只需藉由測得之易測核種之活度,即可由比例因 數計算得到難測核種活度。難測核種活度之決定,必須運用這些核種與其它基本易測核種(如 Co-60、Cs-137等)之相互比例關係之比例因數以推算其活度。然而比例因數會隨設備系統及設 施而異,因此如何合理、正確的評估與決定比例因數是除役過程中輻射偵檢與場址調查極為 重要的工作。對執行電廠除役作業時使用之難測核種比例因數評估技術之審查,亦為主管機 關相當關心且重視的項目之一,本審查導則之目的即為提供對核電廠除役時業者提送之「比 例因數建立計畫」進行審查之依據。

2. 審查範圍

申請文件應有的項目與內容包括:

- (1) 產源與廢棄物源分類
- (2) 採樣分析計畫
- (3) 比例因數計算方法
- (4) 比例因數適用性評估
- (5) 評估結果

3. 程序審查

查核申請文件資料內容的完整性,確認其符合審查範圍所規定之基本要求,其資料的 詳細程度足供進行實質技術審查。

4. 審查要點與接受基準

逐項審查重點與接受基準如下:

審查項目	審查重點	接受基準
(1) 產源與廢棄物源分類	 利用比例因數方法評估核電廠除役作業的難測核種,需在具有近似的核種組成的同一類產源或廢棄物源上才能適用。 定義出核電廠除役的產源或廢棄物源分類,並對分類方式與原因提出說明,並能清楚區別出核電廠中哪些系統、組件、建物或土地產生的產源或廢棄物源會具有近似的核種組成。 	 有明確定義出核電廠除役的產源或廢棄物源分類。 分類方式與原因之說明清楚、合理。
(2) 採樣分析計畫	 確認與列出各產源與廢棄物 源分類中之難測核種與對應 之易測核種。 說明各分類採樣分析數,並 提出分析數合理性及佐證, 如:國外例證。 說明各分類難測核種與易測 核種的分析方法。 說明實驗室核種分析能力, 如 TAF 認證或實驗室比對狀 況。 列出難測核種分析之 MDA 或 MDC,應符合要求: 列出難測核種分析之 MDA 或 MDC,應符合要求: DCGL 值的 50% (介於 10~ 50%,檢測低汙染可能區樣 品,MDA 或 MDC 應接近 DCGL 的 10%,檢測高汙染 可能區樣品,MDA 或 MDC 可能區樣品,MDA 或 MDC 	 明確列出各產源與廢棄物源分類中之難測核種與對應之易測核種。 採樣分析數有提出說明及佐證,經判斷具合理性。 有明確說明核種分析方法。 上述方法有 TAF 認證或經實驗室比對,有相關證明文件。 MDA 或 MDC 符合要求。

	一定活度或比活度限值之	
	50% °	
(3) 比例因數計算方法	● 詳細說明比例因數之計算方	● 計算方法不侷限幾何平
	法,如幾何平均或算數平均	均或算數平均等,如利
	等。	用其他方法·應詳述計
	● 列出計算公式與相關參數說	算方法、引用依據、或
	明。	國外除役經驗引用案
		例。
(4) 比例因數適用性評估	● 說明比例因數之適用性評估	● 評估方法不侷限以線性
	方法(如以對數圖表示 · 並	相關係數或以考慮散布
	以線性相關係數(correlation	dispersion (或標準差)的
	factor) R2 執行適用性評估;	影響探討適用性,如利
	或以考慮散布 dispersion (或	用其他方法·應詳述評
	標準差)的影響·探討比例	估方法、引用依據、或
	因數適用性。	國外除役經驗引用案
		例。
(5) 評估結果	● 考量適用性分析結果(合	● 判斷選用比例因數之合
	理、保守:如以平均值加上	理性。
	合理標準差) · 決定使用之	
	比例因數。	
	● 如以多種易測核種評估·選	
	擇散布/標準差較小者。	

5. 審查發現

說明審查結果,詳列前節各項審查要點與接受基準及經與相關法規要求比對後之符合情形。

6. 相關法規及技術規範

計畫書應列出供審查參考之法規與技術規範名稱。

(子項計畫二)

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

計畫編號: AEC10902004L

執行單位:國立清華大學

總計畫主持人:劉鴻鳴

子項計畫二主持人: 趟得勝

報告作者: 趟得勝、蔣安忠、劉千田、裴晉哲

行政院原子能委員會 委託研究

中華民國 109 年 11 月

(本報告內容純係作者個人之觀點,不應引申為本機關之意見)

摘要

在除役核電廠進行廠址特性調查階段,獨立確認調查是重要的品質保證步驟,可確 保除役廠址符合釋放標準。獨立確認調查之目的係為管制機關可獨立地驗證除役廠址的 最終條件,並確認設施經營者所執行的最終狀態調查之程序、結果、以及文件等之正確 性。藉由獨立確認調查的實施,除了可約束設施經營者嚴謹地執行最終狀態調查計畫的 要求與承諾之外,也可大大提升管制機關對於公眾的信譽。藉由廣泛的技術資料收集與 研讀,本研究已深入地瞭解除役核電廠之獨立確認調查的執行策略、程序與方法,同時 針對美國在獨立環境驗證領域累積最多經驗的橡樹嶺科學與教育學院 (ORISE),藉由研 析其所執行的獨立確認調查案例及品保制度,已能初步掌握建立第三方驗證機構所應具 備的技術能力及相關要求。經由上述的分析結果,本研究也歸納 ORISE 機構執行獨立確 認調查的經驗回饋,並已嘗試建構國內執行獨立確認調查的建議做法,依此可做為國內 未來執行獨立確認調查的管制及視察參考。

Abstract

In the phase of site characterization survey of decommissioning nuclear power plants, independent confirmation survey is an important quality assurance step, which can ensure that the decommissioned site can indeed meet the release criterion. The purpose of the independent confirmation survey is to independently verify the final status of the site and confirm the correctness of the procedures, results, and documents of the final status survey performed by the licensee. Through the implementation of independent confirmation survey, in addition to keep the licensee strictly implementing the requirements and commitments of the final status survey plan, it can also greatly enhance the public reputation of the regulatory agency. By means of extensive technical documentation collection and review, this research has thoroughly explored the implementation strategies, procedures and methods of the independent confirmation survey for decommissioning nuclear power plants. Also, this research has been devoted to the case study of the independent confirmation survey as well as the analysis of the quality assurance system implemented by the Oak Ridge Institute of Science and Education (ORISE), which is a well experienced institute for independent environmental verification in United States. As a result, we can preliminarily understand the technical capabilities and related requirements for the establishment of a third-party verification contractor. Based on the above analysis results, this research also summarized the lessons learned from the independent verification activities conducted by ORISE and attempted to construct the recommended practices for domestic independent confirmation survey, which is expected to be useful for the inspection and regulation of independent confirmation survey for domestic decommissioning nuclear power plants.

摘要	I
Abstract	. 111
圖目錄	V
表目錄	. VI
壹、前言	1
貳、計畫目標及執行方法	3
參、獨立確認調查之策略及規範	5
3.1 過程中視察	5
3.2 獨立確認調查	6
3.3 獨立確認調查之程序	15
肆、第三方驗證機構之獨立確認調查案例分析	20
4.1 RSNGS 核電廠土壤與建物之獨立確認調查案例分析	30
4.2 HBPP 核電廠物質與設備之獨立確認調查案例分析	45
伍、第三方驗證機構之品保方案及經驗回饋	54
5.1 數據品質目標 (Data Quality Objectives · DQOs)	54
5.2 第三方驗證機構品保方案	57
陸、獨立確認調查之建議做法與經驗回饋	62
6.1 建議做法	62
6.2 經驗回饋	66
柒、結論	69
捌、參考資料	70
附錄、ORISE 環境調查與場址評估計畫 (ESSAP) 之品質保證手冊	. 72

目錄

圖目錄

圖 3.1	、輻射偵檢及廠址調查步驟及過程中視察與獨立確認調查實施時機	14
圖 3.2	、獨立確認調查之流程	17
圖 4.1	、已停用的 Rancho Seco 核能發電廠 (2007 年 7 月 1 日攝於 Hajihouse)	31
圖 4.2	、RSNGS 調查單元 F8100043 的表面活度直接量測位置	37
圖 4.3	、RSNGS 土壤樣本的取樣位置	38
圖 4.4	、RSNGS 調查單元 F8100042 的 beta 表面掃描全球定位偵測結果分布圖	41
圖 4.5	、RSNGS 調查單元 F8370001 的 gamma 表面掃描全球定位偵測結果分布圖	42
圖 4.6	、Humboldt Bay 電廠的 M&E 確認調查報告目錄	46
圖 5.1	、ESSAP 計畫之總體組織架構圖	59

表目錄

表 4.1、ORISE 機構針對 RSNGS 核電廠所執行之獨立確認調查案例分析	21
表 4.2、ORISE 機構針對 YNPS 核電廠所執行之獨立確認調查案例分析	25
表 4.3、ORISE 機構針對 ZNPS 核電廠所執行之獨立確認調查案例分析	27
表 4.4、Rancho Seco 核電廠確認調查案例綜整	32
表 4.5、ORISE 對 RSNGS 工業區外表面結構與土壤表面之確認調查區域	35
表 4.6、ORISE 對於 RSNGS 不同分級的調查單元所採用的表面掃描密度	37
表 4.7、RSNGS 各調查單元之結構表面與土壤 DCGLs	39
表 4.8、RSNGS 案例中各調查單元的 beta 掃描結果	40
表 4.9、RSNGS 案例中各調查單元的 gamma 掃描結果	41
表 4.10、RSNGS 調查單元 F8100042、F8100042、F8100044 的表面活度量測結果與	
DCGL/DCGL _{EMC} 符合情形	43
表 4.11、RSNGS 表土及次表土之土壤樣本量測結果	44
表 4.12、HBPP M&E 確認調查報告中的關切核種列表	47
表 4.12、HBPP 的 MARSAME 偵檢包	49
表 4.13、典型的確認調查紀錄表	50
表 4.14、每個偵檢單元中的掃描值範圍	51
表 4.15、每個偵檢單元的總β活度範圍	52
表 5-1、ZNPS 核電廠確認調查之決策過程	55
表 5.2、實驗室與現場各設備與儀器的校正頻率與職責	60

壹、前言

除役核電廠之廠址特性調查作業涵蓋了廠址歷史評估 (historical site assessment)、界 定調查 (scoping survey)、特性調查 (characterization survey)、整治調查 (remediation survey)、 以及最終狀態調查 (final status survey) · 各項調查作業都需要進行相應程度的輻射偵檢作 業。其中,最終狀態調查則是當除役核電廠完成除污、解體、拆除、整治等作業之後, 設施經營者為了證實殘留於廠址中的放射性污染可以符合管制機關所訂定之廠址釋放 標準,必須執行完整且嚴謹的廠址輻射偵檢及各項調查活動,包括廠址分類、調查單元 劃分、現場量測數據收集、以及統計測試方法建立等,因此最終狀態調查為廠址特性調 查中最重要且關鍵的階段。當設施經營者進行最終狀態調查時,管制機關必須在偵檢過 程中實施必要的視察行動,通常此類的視察行動可在調查偵檢活動結束之後進行,抑或 可在調查過程進行中,在調查人員執行調查偵檢的當下,隨同進行過程中視察 (in-process inspection)。另一方面,當設施經營者完成最終狀態調查之後,管制機關也必須藉由獨立 確認調查 (independent confirmatory survey) 的實施來確認設施經營者已確實執行最終狀態 調查計畫,並藉此驗證最終狀態調查結果的可信度與正確性。為確保量測結果的獨立性 並避免構成利益衝突,此階段的獨立確認調查必須由管制機關自行執行,或透過由管制 機關委託獨立的第三方驗證機構 (third party) 來負責執行。

藉由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之個體的健 康與安全之外,也可督促設施經營者確實執行最終狀態調查計畫,間接地可提升除役核 電廠各項調查計畫的成效。本研究計畫之執行將可協助管制機關研擬建立除役核電廠之 獨立確認調查的程序與方法,同時也能預先評估建構國內第三方驗證機構所需的資源及 配套方案,藉此可強化管制機關對於除役核電廠的安全審查與管制能量。此外,本研究 計畫的範疇雖僅聚焦於最終狀態調查之後的獨立確認調查,然該項調查的原則與做法實 可應用於除役核電廠輻射特性調查的各個階段,對於未來國內除役核電廠的管制應用應 有相當大的助益。由於此確認調查為除役廠址釋出前的最後一道防線,為確保設施經營 者所提供的最終狀態調查結果具備足夠的代表性及可信度,建立健全且嚴謹的獨立確認 調查制度對於國內除役核電廠管制有迫切的需求;再者,考量獨立確認調查牽涉高度專 業的輻射偵測實務,且國內過去也從未執行過獨立確認調查相關的活動。因此,本研究 計畫將針對除役核電廠之獨立確認調查的程序與方法進行研析,同時也將藉由國際確認 調查的案例分析,評估國內未來可採行的做法及建構第三方驗證機構所應具備的資格與 技術能力。

貳、計畫目標及執行方法

本研究計畫之目標為協助管制機關建立除役核電廠之獨立確認調查的機制,並建構 可適用於國內執行獨立確認調查的流程與方法。根據《多機構輻射調查和廠址調查手冊》 (Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual · MARSSIM)的定義,獨立確認調查 係為一種包含獨立第三方機構所執行之測量、取樣與分析,用以驗證最終狀態調查結果 的調查類型。為了獲得具足夠代表性及公信力的確認調查結果,管制機關或獨立的第三 方驗證機構應具備高度專業的輻射偵檢技術、充足的人力資源與儀器設備等,同時也應 建立適當的確認調查策略及品保制度,如此才能從複雜的除役廠址中獲取正確的資訊並 進行獨立的驗證與判斷。因此,本研究將循序漸進地進行獨立確認調查的程序及方法研 析,包括:技術文件的收集與研讀、獨立確認調查之規範及策略研析、廠址、建物及物 質與設備之確認調查研析、國際第三方驗證機構之調查案例分析與經驗回饋等,最後也 將嘗試建立國內執行獨立確認調查的流程並提出相關的管制及視察建議。

有關本研究計畫將進行的主要工作項目與執行步驟如下:(1) 資料收集與研讀:藉 由除役廠址獨立確認調查之管制規範、國際執行案例與相關技術文件的分析,建立獨立 確認調查的基本原則、執行策略、操作程序與方法,據此可有效地掌握獨立確認調查工 作的發展現況與挑戰,用以作為日後國內實際執行獨立確認調查或其它審查與管制時的 參考。(2) 獨立確認調查之執行策略研析:考量除役現場幅員廣闊及高複雜度之特性, 進行獨立確認調查之前必須先建立妥適的確認調查計畫與策略,如:調查前的輔助視察 措施、調查驗證的比例、確認調查區域的篩選標準、調查偵檢方案、調查數據分析、調 查結果比較分析、以及確認調查的品保方案及相應的指引或程序書等,如此才能獲取正 確且可靠的獨立確認調查結果,本研究將深入研析獨立確認調查相關的技術文件與調查 案例,藉此釐清上述各項工作的重要原則。(3) 第三方驗證機構執行獨立確認調查之流 程與方法研析:當確認調查的工作量超出管制機關所能負荷的情況之下,尋求適格的第 三方驗證機構的支援應是較為可行的配套方案。目前,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與驗證工作, 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。因此,本研究計畫將針對第 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,從中獲知獨立確認調查的流 程與方法及其經驗回饋。(4)建構國內獨立確認調查的建議做法:根據上述的研究結果, 嘗試建立國內執行獨立確認調查可採行的做法,並可依據其作業原則與國內現況將此做 法擴及延伸至除役各調查階段,藉此強化除役核電廠獨立確認調查作業的管制能量。

參、獨立確認調查之策略及規範

3.1 過程中視察

除役核電廠之輻射偵檢及廠址調查作業涵蓋一系列的調查活動,包括:廠址歷史評 估、界定調查、特性調查、整治調查、最終狀態調查、以及獨立確認調查,如圖3.1所示。 當設施經營者完成最終狀態調查之後,管制機關必須藉由獨立確認調查的實施來確認設 施經營者已確實執行最終狀態調查計畫,其調查結果則可用於協助管制機關決定是否可 終止執照或釋放廠址,並藉此驗證最終狀態調查結果的適切性與可信度。根據美國核管 會 (NRC) 所制訂的除役綜合指引 (NUREG-1757), 當核電廠除役計畫獲得管制機關核准 之後,設施經營者即必須依據除役計畫執行廠址的各項除污及除役活動,而管制機關則 必須在設施經營者執行輻射特性調查時,實施除役視察 (decommissioning inspection) 以驗 證調查結果的符合性,而可採行的除役視察方案則包含設施經營者的品保作業實施情形 審查、過程中視察、以及獨立確認調查。過程中視察會在廠址正在進行整治或調查的過 程中實施·為能進行相互比較·執行過程中視察的視察員應與設施經營者同時進行調查 與取樣, 取樣的方式可採用併行 (side-by-side) 或分開取樣, 視察員也應同時比較現場儀 器的讀數和靈敏度。另一方面,獨立確認調查則是在設施經營者完成最終狀態調查之後 才進行的,執行調查時則應優先選擇對於公眾健康與安全存在較大威脅的調查單元作為 調查目標·而確認調查的偵檢方法與數據類型通常應盡量與設施經營者一致以便於相互 比較,然對於其所選定的調查單元之偵檢範圍可採抽檢的方式來進行,並對於雙方所獲 致的數據進行獨立的統計評估。由於確認調查的目的僅是驗證設施經營者的最終狀態調 查之測量技術與數據的正確性,通常僅需使用有限的統計數據來與設施經營者提交的數 據進行比較即可,而管制機關最終則使用此確認調查報告來審核設施經營者的執照終止 申請並決定是否釋放該廠址。

此外·圖3.1也顯示當除役作業開始之後·各階段的廠址特性調查之流程及其過程 中視察與確認調查的實施時機·圖中空白方格係表示設施經營者應執行事項·而填滿方 格則代表管制機關應實施之管制活動。在各階段的廠址特性調查過程中·管制機關可適

時地執行過程中視察,月視察強度應隨設施經營者的調查與整治作業實施情形而調整, 但建議應隨著除役的進程而逐步加強。一旦過程中視察有發現任何缺失,可即時反饋設 施經營者並要求提出改善措施,且此過程中視察結果也可做為管制機關判斷設施經營者 是否已完成當前階段的調查活動並可以開始執行下一階段的調查。由於過程中視察是在 設施經營者執行調查活動的過程中同步執行,相較於其它視察方案,採用過程中視察通 常可縮減現場視察的時間,並目可使視察的範圍有效地聚焦於關鍵的除役活動:此外, 過程中視察的發現也可做為管制機關在設施經營者完成最終狀態調查之後,評估各調查 單元是否須執行更完整的獨立確認調查的重要依據。視察員可以僅需執行有限的測量, 其測量的範圍和數量應遠小於最終狀態調查結束之後所進行的獨立確認調查的數量。對 於除役核電廠這種大型的廠址,過程中視察是非常有效的,並可在調查初期而非最後階 段即可提出相關的調查問題。相對於較小規模的除役設施,由於最終狀態調查可能只需 要幾天時間即可完成,進行過程中視察可能比較不切實際,但仍然需要在設施經營者提 交最終狀態調查之後執行必要的審查及確認調查。過程中視察應可視為獨立確認調查的 範疇,可做為獨立確認調查的重要輔助措施。由於獨立確認調查是在設施經營者認定最 終狀態調查結果都已完備的情況下才開始進行,執行的時間點已接近除役作業尾聲,而 過程中視察則可以在初期的廠址特性調查的過程中即逐步實施,可以盡早地提出必須澄 清或解決的問題。因此,過程中視察可以大大節省確認調查的時間與成本,可提供更多 有用的資訊做為後續執行確認調查的依據,並且也可協助設施經營者盡量依循其規劃的 時程來完成除役作業。

3.2獨立確認調查

獨立確認調查係由管制機關或其承包的合格第三方驗證機構所進行的一項調查活動, 旨在驗證設施經營者的最終狀態調查結果, 同時也可反映在輻射偵檢及廠址調查過 程中所執行的特性調查、整治調查、最終狀態調查、以及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釋放標準。當設施經營者提交最終狀態調查報告之後, 管制機關即必須評估是否針對部分調查單元進行獨立的確認調查。由於除役廠址幅員廣 闊, 管制機關或第三方驗證機構所執行的確認調查並無法涵蓋整個廠區, 必須考量調查

單元的優先等級及其過往的整治情形與視察發現,並採用抽檢的方式來執行最後的調查 驗證。因此,管制機關必須先行制訂妥適的確認調查策略,如:確認調查範疇、調查比 例、調查單元的篩選原則、第三方驗證機構的合作機制等。此外,在執行確認調查之前, 也應完備執行確認調查的計畫或程序,以確保能夠順利地進行現場的輻射偵檢與取樣, 並於現場調查作業完成之後能夠依據正確的方法來進行量測數據的分析與比較,並提出 具代表性的確認調查報告。

- 確認調查之範疇:管制機管或第三方驗證機構執行獨立確認調查的範疇應涵蓋兩 種類型的驗證工作,分別為文件審查驗證與現場調查驗證:
 - (1) 文件審查驗證是確認調查之前相當重要的工作,藉由完整的文件審查可預先 驗證設施經營者之量測數據與調查結果的正確性。文件審查驗證項目包含查 驗設施經營者的儀器選擇、校正程序、最小可偵測濃度 (minimum detectable concentration,MDC) 計算、用於統計分析之樣本數量、掃描程序、測量技術、 取樣程序、分析實驗室技術、以及最終狀態調查計畫與結果等。
 - (2)除了文件審查驗證之外,現場調查驗證則屬於較完整的驗證,主要為現場的偵檢活動,包括:執行掃描量測、表面活度測量、樣本收集與分析等,同時也可能涵蓋對設施經營者在執行最終狀態調查活動時所進行的過程中視察。過程中視察可用於事先確認最終狀態調查計畫中,可能存在重要且尚未解決的問題,而這些問題必須在最終狀態調查完成之前解決。現場調查驗證的主要目的是進行足夠的現場視察及確認性偵檢和取樣,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。
- 調查比例:考量管制機關與第三方驗證機構之人力與資源有限,獨立確認調查的 範圍通常無法涵蓋整個廠區或驗證所有的最終狀態調查結果。根據DOE-STD-1136-2000的定義,管制機關在收到最終狀態調查報告之後應進行確認調查,以驗證設施 經營者最終的放射性偵檢報告的充分性及正確性。確認調查應採用與設施經營者 具相同型式的輻射偵測數據,但通常在其調查範圍內會採取抽查的方式來選擇欲

調查的單元,並與設施經營者的結果進行比較及獨立的統計評估,而確認調查應 涵蓋的廠址範圍應為1%至10%之間,但也可依異常情況或視察發現而增加其調查 比例。此外,Eric W. Abelquist所著之MARSSIM用戶手冊也提及,確認調查係涵蓋對 最終狀態調查程序及結果的審查以及獨立的現場測量,一般確認調查所需執行的 比例僅需達到最終狀態調查的10%以下即可。因此,確認調查的比例應以10%以下 為宜。

- 3. 調查單元的篩選原則:當設施經營者完成最終狀態調查之後,管制機關即必須審 核最終狀態調查報告,並由過去各調查階段所執行的過程中視察發現進行評估, 以決定那些調查單元必須執行獨立的確認調查。如前所述,確認調查僅需以10%以 下的調查比例來進行抽檢,考量各除役廠址的背景及現場狀況不一,為能有效地 驗證不同廠址的最終狀態調查結果,必須建立應執行確認調查單元的篩選標準, 美國NRC所制訂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如下:
 - (1) 符合以下條件的設施不需要進行確認調查:
 - (i) 設施經營者已針對該設施進行足夠的最終狀態調查。
 - (ii) 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。
 - (iii) 該設施中僅使用密封射源,且其洩漏測試小於0.005 Ci。
 - (iv) 該設施對於公眾的健康和安全風險很小。
 - (2) 符合以下條件的設施需要進行確認調查:
 - (i) 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 · 必須執行確認調查來進行驗證。
 - (ii) 該廠址或站點過往有重複違規之情。
 - (iii) 公眾或社會對於現場整治或調查作業嚴重缺乏信心的站點。

(iv) 在設施經營者執行最終狀態調查的過程中,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問題之站點或調查單元。

因此,過程中視察的結果以及最終狀態調查報告的文件與程序審查都可做為決定 是否執行確認調查的重要參考,確認調查並非為必要措施,只有在對設施經營者 的最終狀態調查結果存有重大疑問的情況之下,才需要進行完整的確認調查。例 如:設施經營者的最終狀態調查程序存在重大且未解決的瑕疵、測量結果或土壤 濃度不具有可比較性、區域分類不正確或儀器校正不正確等。

- 4. 第三方驗證機構的合作機制:考量獨立確認調查作業需仰賴相當多的人力與儀器 資源,並須具備輻射偵測技術的專業能力,單憑管制機關恐無法負荷此一工作。 是以,當確認調查的工作量超出管制機關所能負荷的情況之下,尋求適格的第三 方驗證機構的支援應是較為可行的配套方案。當設施或調查單元經評估確定需要 執行確認調查時,管制機關即必須決定自行執行確認調查抑或委託適格的第三方 驗證機構來協助執行確認調查。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:
 - (1) 當設施經營者的最終狀態調查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。
 - (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。

通常,管制機關可以合約或分包的方式來委託第三方驗證機構,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 以是過程中視察的現場量測或取樣,亦即在設施經營者執行各項調查時進行較小 範圍的併行取樣或分開取樣;也可以是較大範圍且較完整的確認調查,亦即在設 施經營者完成最終狀態調查之後才執行。

- 5. 確認調查現場偵測技術:管制機關執行獨立確認調查的主要目的係為了證實設施 經營者所提供的最終狀態調查結果,除須完整地審查最終狀態調查的程序與結果 以找出相關文件中的缺失之外,調查的範疇也必須涵蓋實際的現場偵測,如:掃 描量測、直接量測、核種的取樣分析等。獨立確認調查可視為小規模的最終狀態 調查,為了使得獨立確認調查結果與設施經營者所獲得的最終狀態調查結果可進 行相互比較,建立適當的現場偵測技術與取樣方法是必要的。對於任何現場量測 或取樣技術,操作時都必須考量放射性的種類、幾何條件、特性及範圍等,並考慮 儀器設備和量測技術的物理限制,另也應制訂明確的操作程序書以供遵循。以下 即說明執行確認調查可採用的現場偵檢技術:
 - (1) 掃描量測:掃描量測是進行確認調查最簡單的方法,可以很容易且快速地驗證 確認調查單元的污染資訊與範圍,並可藉由讀值的變化與警示訊息來標定輻 射異常的位置,藉此獲知需要進一步調查或驗證的位置。執行掃描量測應採用 手持式或可移動式的輻射偵檢器來進行,儀器也應同時具備視頻與音頻輸出, 以方便於掃描過程可有效且即時地確認污染的位置或熱點。進行掃描偵測時, 儀器應盡量靠近調查單元的實體表面,並且保持固定距離與固定的移動速度, 通常建議採用的掃描速度應介於3~5 cm/s之間。
 - (2) 直接量測:相對於掃描量測,直接量測則是將儀器固定於待測物上方固定距離 之位置,並以特定的時間間隔進行離散測量。確認調查的量測位置可依據前述 的文件審核結果、過程中視察發現或掃描量測的結果來決定,不同的儀器可以 相互搭配使用,並應依污染源或輻射種類來選擇適合的儀器。此外,執行確認 調查時也應搭配使用不同的現場量測技術,藉此可以更完整地揭露現場的污 染資訊,例如:藉由輻射場的劑量率量測可估算污染物的活度、藉由污染物表 面的擦拭測試可偵測殘留於牆面或物件表面的活度、藉由能譜分析方法則可 以獲取放射性核種最詳細的資訊。
 - (3) 取樣分析:完整的確認調查也必須仰賴代表性樣本的取樣分析,並藉由其放射 性能譜來決定污染的組成與活度。如果所取得的樣本可代表整體區域或結構

的污染情形,則可由此分析推知該區域或結構的總活度。取樣分析技術可用於 難測核種、複雜的放射性同位素混合物、以及較低濃度的放射性污染。取樣分 析必須在實驗室中且由合格的操作人員進行,另也必須搭配具備較高解析度 的儀器,如:高純鍺偵檢器或液體閃爍偵檢器,因此取樣分析通常需要較長的 時間與成本。在現場進行確認調查時,取樣分析則可與掃描量測或直接量測互 為支援搭配使用,取樣點的位置亦可由先前的過程中視察發現或其它量測方 法的結果來決定,或以隨機或系統化網格方式來進行。

- 6. 確認調查的品保方案:由於獨立確認調查可被視為小規模的最終狀態調查,管制機關或第三方驗證機構在執行確認調查的過程中亦應符合MARSSIM指引中所建議的數據品質目標 (Data Quality Objectives, DQOs) 原則或其它可供遵循的品質保證方案,以確保管制機關及其承包機構執行的所有量測均具有可接受的精度和準確性,並使這些量測能夠如實反映設施經營者實際偵檢的執行成效。美國NRC針對放射性確認量測制訂了品質保證方案的視察手冊 (Manual Chapter 1230: Quality Assurance Program for Radiological Confirmatory Measurements),本報告也整理其重點與原則如下:
 - (1) 目的:用於確保管制機關及其承包機構在進行視察或調查過程中的獨立放射 性量測結果的品質,同時也可要求執行調查機構應依據此方案制訂並實施相 關的品保程序書與文件紀錄等。
 - (2) 組織職責:該品質保證方案應制訂相關人員的權限與職責,包括對書面程序的 審查、批准以及對測量數據和報告的準備、審查和評估。
 - (3) 人員資格:從事獨立確認調查活動(包含品質保證相關職務)的人員必須具有保健物理學或放射物理技術領域的培訓和經驗,包括在處理和使用輻射測量 儀器方面的經驗。
 - (4) 程序書與指引:執行確認調查的機構應準備與輻射量測活動一致的書面程序 書或指引·且其內容必須涵蓋所有與品質相關的活動·例如:樣本收集、包裝、 運送和接收、樣本的製備和分析;儀器操作與維護;放射性參考標準;輻射和

放射性量測系統的校正和性能檢查;量測數據的評估、紀錄和報告等。此外, 程序書中也應建立供樣本分析識別和追蹤的編碼系統。

- (5) 紀錄:重要的品質保證活動的執行應保留紀錄,以下的紀錄應該被留存:(a) 追蹤與控制樣本在經過收集、分析、數據驗證、結果的最終紀錄、報告等過程;
 (b) 輻射偵檢儀器及檢測所有計數和實驗室分析設備之可靠性和穩定性的校正與性能測試;(c) 放射和環境科學實驗室的樣本分析測量結果或交叉比對結果;(d) 用於識別和維護放射性標準射源以及稽核等相關訊息。上述的這些紀錄應至少保留兩年以上。
- (6) 取樣的品質控制:取樣程序書中應明確說明取樣方法(如:類型或取樣週期),以確保所取得的樣本可具有代表性,也可藉由重複的取樣來確認樣本的再現性。為了驗證調查結果,可與設施經營者分開取樣並藉由立即的分析來進行結果的比較,或可藉由重複取樣並將其運送到其它實驗室進行分析或保存一段時間之後再行分析。取樣設備的相關訊息應記錄在案,空氣取樣設備也應定期進行校正。程序書中也應規範取樣、包裝、運輸與貯存等相關程序,以確保樣本從收集到分析的這段時間可保有其完整性。
- (7) 輻射偵檢儀器的品質控制:用於實施確認調查的程序書中應盡可能包含輻射 偵檢儀器檢查、性能測試與校正等要求,並且這些要求應符合ANSI N323-1978 的標準。
- (8) 放射分析實驗室的品質控制:(a) 輻射測量系統的計數效率應使用經正式認證 的放射性標準核種進行驗證,且每年應進行一次;(b) 輻射測量系統的性能測 試應有對應的程序書,並應明確說明測試類型及測試週期,測量系統性能測試 的結果應予以記錄,另也應使用適當的統計方法來評估測量系統效能隨時間 的變化;(c) 分析實驗室應依據測量系統性能測試結果建立實施矯正措施(調 整、修理、校準等)的標準,並應建立不同分析實驗室之間的不同樣本的交叉 比對驗證計畫。

- (9) 放射性物質濃度計畫:程序書中應要求計算放射性物質濃度時·應由進行原始 計算的人以外的其他人對計算結果進行獨立驗證。如果使用計算機進行計算· 也應在初次例行使用之前及每次程式修改之後進行輸入數據的驗證。
- (10) 數據審查與分析:數據審查和分析程序應涵蓋對實際樣本和品質控制活動中 所取得的數據進行審查,並應建立識別數據缺失的一般標準,同時也應要求對 已知的缺失進行調查和矯正,並進行記錄。
- (11) 稽查:執行確認調查的機構應規畫並對其自身的運作進行定期內部稽查,以確認品質保證計畫的執行情況,此內部稽查應由與稽查事項無直接責任歸屬的 合格人員負責。稽查結果應形成文件,並由負責稽查的管理或監督人員審核。 對於稽查結果的相關缺失,也應採取適當的矯正措施。



圖 3.1、輻射偵檢及廠址調查步驟及過程中視察與獨立確認調查實施時機

3.3 獨立確認調查之程序

如前所述,過程中視察雖為獨立確認調查重要的輔助措施與執行的參考依據,然過 程中視察的範疇僅涵蓋現場片面的隨行視察、量測或取樣的分析比較,仍欠缺全面且完 整的確認驗證。當調查單元經評估決定進行獨立確認調查之後,則必須遵循確認調查的 品保程序,執行有系統性的審查、規劃、調查與報告等工作。完成此項調查所需的直接 現場調查時間取決於設施的整體複雜性以及設施經營者的最終狀態調查計畫的持續時 間。對於需要花費大量心力進行最終狀態調查的設施,估計大約需要10到40個小時才能 完成對選定調查的每個系統、建物或調查單元的最終狀態驗證。圖3.2所示為執行獨立確 認調查時的必要程序,分項說明如下:

- 文件審查:審查設施經營者所提出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整治和最終狀態調查計畫。
- 最終狀態調查視察:在進行現場視察之前,應先行審查設施的除污情況、除役計畫、已獲核准的最終狀態調查計畫、以及已提交的最終狀態調查報告。當設施經營者正在執行最終狀態調查的當下,管制機關應掌握最終狀態調查的現場作業進度,並選擇優先等級較高或可能存在疑慮的調查單元,隨同設施經營者一同進行過程中視察,此種"進行中"的過程中視察的好處是可以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。
- 3. 確認調查準備:執行確認調查之前,除審核前述的除役計畫與廠址終止計畫之外, 先行查看設施經營者與除役活動有關的紀錄也將有助於評估最終狀態調查的實施 情形。在查看紀錄時,可特別關注可能存在潛在問題的領域,例如:劑量變化、廢 水排放或地下水污染等,也可以隨機檢查調查紀錄、廢棄物處置、儀器校正、品保 審核流程等。此外,一旦管制機關選定確認調查的地點之後,執行單位或委託機 構也應針對欲調查之標的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。
- 4. 確認調查執行:當管制機關發現設施經營者的最終狀態調查結果存有重大疑問或

有尚未解決的弱點,則應考慮執行獨立確認調查,同時也應決定由管制機關自行 執行或委託由第三方驗證機構來執行。執行獨立確認調查時,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。除了文件與紀錄審查之外,確認調查的過程中也必須選擇調查 單元進行現場的確認性調查量測,可以根據數據審查的結果或過程中視察發現, 以隨機或判斷的方式來選擇調查單元。針對選定的調查單元,建議應進行掃描量 測及直接量測,取樣分析由於需要較長的時間及較高的成本,可視其必要性再評 估是否進行。掃描量測建議使用具有比例計標尺及聲音指示器的氣體比例計數器, 藉以進行beta與gamma的表面掃描量測,各調查單元的掃描比例原則上可設定在25 ~100%之間,掃描量測過程也應標記放射性升高的區域,以供進一步調查。直接量 測應在每個選定的調查單元中進行,直接量測的次數則可取決於設施經營者所制 訂的導出濃度指引基準 (Derived Concentration Guideline Level,DCGL) 大小及掃描結 果而定。為方便進行量測數據的比較,直接量測的位置應該包含設施經營者測量 的位置,並可要求設施經營者在5至10個判斷性確認調查的地點進行直接測量的比 對。

- 5. 調查數據記錄與分析比較:確認調查結果應適當地被記錄,特別應該清楚呈現與標記量測結果的編號及其所對應的真正位置,以方便後續的追蹤比對。此外,確認調查的數據也應與該除役廠址所推算出的特定廠址或建物的DCGL或其它管制機關核准的標準進行分析比較,並據此評估與驗證設施經營者的最終狀態調查結果的符合性。
- 6. 最終確認調查報告:完成確認調查之後,執行確認調查之機構必須提出最終的調 查報告,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,內容 可包括:前言、廠址歷史、廠址說明、調查目標、文件審查、確認調查程序、樣本 分析與數據說明、量測結果的比較分析、以及結論等章節,通常也必須附上參考 的圖、表以及調查使用的儀器說明與程序書等。此調查報告完成之後應形成正式 文件並發送予設施經營者,以做為進一步改正之參考,並可做為管制機關判定執

照終止與安全釋放廠址的基礎。



圖 3.2、獨立確認調查之流程

美國NRC的最終狀態調查視察程序書 (IP 83801: Inspection of Final Surveys at Permanently Shutdown Reactors) 附錄A也提供了最終狀態調查計畫視察與確認調查的清單,茲綜整如下供參:

- (1) 規劃執行最終狀態調查視察之前應確認事項
 - (a) 最終狀態調查報告是否已提交給管制機關?
 - (b) 設施經營者的最終狀態調查計畫之前是否已檢查過?
 - (c) 如果未提交最終狀態調查報告,設施經營者的最終狀態調查是否正在進行中?
 - (d) 最終狀態調查計畫是否已提交並獲管制機關核准?
- (2) 最終狀態調查之視察區域
 - (a) 應根據設施經營者的除役計畫、執照終止計畫或最終狀態調查計畫中的承諾進行視察。

- (b)對於需要進行大量除污作業的設施,應在設施經營者的最終狀態調查計畫進 行期間針對這些區域進行視察。對於不需要大量除污作業的設施,僅某些區域 可能適用,且這些區域只需要在設施經營者完成最終狀態調查並將最終狀態 調查報告提交給管制機關之後再進行視察即可。
- (c) 進行設施經營者的最終狀態調查視察也可由管制機關的視察員或承包商進行 獨立的確認性測量。
- (3) 設施經營者的最終狀態調查計畫與程序書
 - (a) 確定是否所有可能的污染物已被確認。
 - (b) 審查組織和職責的適切性與完整性,包括: 偵檢計畫文件、偵檢人員的職責和 資格等。
 - (c) 審查品質保證/品質控制計畫的適切性與完整性:包括:組織架構、品保方案、 文件控制/記錄管理程序、設備維護程序、稽查和矯正措施計畫等。
- (4) 確定實驗室分析程序 (包括QA/QC) 是否可以接受,以及分析結果是否有適當地記錄。
- (5) 確定設施經營者是否根據指引文件準備了適當的最終狀態調查計畫。
- (6) 確定所使用或規劃使用的現場和實驗室儀器是否足夠且適合用於所關注放射性核 種 (radionuclides of concern · ROC)的掃描、直接測量和取樣分析。
- (7) 確定儀器校正時是否考慮了所有可能的關注放射性核種。
- (8) 審查關注放射性核種、區域分類、調查單元大小、估計的平均值和標準偏差等。
- (9) 審查在最終狀態調查計畫中規劃用於解決同時存在多個關注放射性核種影響的方法。
- (10) 審查儀器的使用程序,包括:最小可偵測濃度 (minimum detectable concentration · MDC) 的計算方法、實際與要求的掃描靈敏度、以及考慮多種放射性核種和可能影響儀

器性能的任何環境因素的校正方法。

- (11) 評估是否需要執行確認調查,可依據前述的確認調查篩選標準,如:該調查單元 是否存有重要且懸而未決的缺失、重複違規、影響公眾利益等。
- (12) 評估是否需要委託第三方驗證機構,可依據前述的三個標準,包括:確認調查牽 涉獨特且複雜的技術問題、預期需要高度的人力需求、以及是否須及時完成。
- (13) 選擇要進行確認調查的調查單元或區域,並根據分類來確定掃描範圍是否合適、 審查其分析程序是否適合測量關注放射性核種、根據計畫要求交叉比對最終狀態 調查的結果。
- (14) 對於土壤取樣,應確定取樣深度要求和取樣間隔。至少應從異常區域或其它判斷 的區域收集樣本,並與設施經營者所歸檔的樣本一起進行確認分析。同時,其它 隨機/系統性樣本的必要性及樣本的具體數量也應使用MARSSIM指引中所建議的 DQOs流程來分別評估。
- (15) 對於結構表面,至少應針對異常或判斷的區域及其它可進行量測比較的位置進行 直接測量。同時,也應使用DQOs流程分別評估其它隨機/系統性樣本的必要性及其 具體數量。
- (16) 如果設施經營者的計畫文件與調查結果足夠完整且正確,並且足以代表當前的狀況且符合釋放標準,則建議接受;如果不足,請應提供技術意見。
- (17) 應建立在驗證/確認調查中用以調查異常發現的行動基準。
- (18) 評估在驗證/確認調查的過程中所發現的異常是否符合最終狀態調查計畫的承諾, 包括:污染的範圍與濃度是否可以接受?設施經營者是否已適當地解決?污染程 度是否在調查單元分類的範圍之內?
- (19) 審查確認性分析或測量結果是否與該廠址的最終狀態調查報告結果一致。
- (20) 審核隨機選擇和判斷性選擇調查位置的測量值是否小於DCGL。

肆、第三方驗證機構之獨立確認調查案例分析

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釋放廠址之前也都 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,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 研究已蒐集並分析ORISE機構過去所執行的除役核電廠確認調查的案例,表4.1至4.3即分 別摘要整理ORISE機構過去所執行的除役核電廠確認調查的案例,表4.1至4.3即分 別摘要整理ORISE機構針對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,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。以下將以RSNGS核電廠典型的獨立確認調查報告做為分析案例, 具體說明獨立確認調查的工作內容。

表 4.1、ORISE 機構針對 RSNGS 核電廠所執行之獨立確認調查案例分析

除役電廠	Rancho Seco Nuclear Generating Station (RSNGS)								
委託 ORISE 調查 區域	Reactor Building Dome Upper Structural Surfaces	Portions of the Auxiliary Building Structural Surfaces (Rooms 23 to 25 and Rooms 43 through 49) and Turbine Building Embedded Piping	Auxiliary Building Structural Surfaces (Rooms 18, 50 and 53 and Vaults 30, 31, 34 and 35), Portions of the Acid Waste Piping System, and Two Exterior soil Areas	Site Specific Decommission Inspection Report	Auxiliary Building Structural Surfaces (Rooms 10, 15, 40, 42, 51 and 52), Pump Alley, Fuel Storage Building Exterior Excavation, and Portions of the Rad Waste and Acid Waste Drain Systems	Structural Surfaces in the Containment Building	Structural Surfaces in the Auxiliary Building (Rooms 132 and 319), Auxiliary Steam Supports, Turbine Building, and Fuel Storage Building	The Exterior Structural and Soil Surfaces in the Immediate Vicinity of the Industrial Area	The Interim On- Site Torage Building and Surrounding Two Acre Incensed Site Area
調查日期	June 7-8, 2006	Oct. 15-18, 2007	Dec. 10-13, 2007	Site Inspection Report for the previous 3 confirmatory surveys (Dated Apr. 2008)	Apr. 14-17, 2008 May 29, 2008	Dec. 9-11, 2008 Mar. 10, 2009	Sep. 9-11, 2008 Oct. 27-30, 2008	Mar. 10-12, 2009	Aug. 29-Sep.1, 2016
調查類型				,					In-process
(in-process inspection or confirmatory survey)	Confirmatory survey	Confirmatory survey	Confirmatory survey	In-process inspection	Confirmatory survey	Confirmatory survey	Confirmatory survey	Confirmatory survey	Confirmatory survey
掃描偵檢方案 (scanning measurement)	 In situ gamma spectroscopy measurement s Beta surface scans 	 Radiation scanned by Nal detector Total β activity scanned by large-area / 	 Radiation scanned by Nal detector Total β activity scanned by large-area / 	N/A	 Radiation scanned by Nal detector Total β activity scanned by large-area / 	 Radiation scanned by Nal detector β radiation scanned by proportional 	 Radiation scanned by Nal detector Total β activity scanned by large-area / 	Radiation scanned by Nal detector (Hi-density scan for Class 1, medium-to-	 Radiation scanned by Nal detector Total β activity scanned by

	 Direct measurement s for beta activity Collection of soil samples 	hand-held gas proportional detector, GM detectors (coupled to ratemeter- scalars with audible indicator) • Collection of soil samples	hand-held gas proportional detector, GM detectors (coupled to ratemeter- scalars with audible indicator) • Collection of soil samples		hand-held gas proportional detector, GM detectors (coupled to ratemeter- scalars with audible indicator) • For drains and pipe penetrations: CsI(TI) gamma scintillation detector coupled to a ratemeter with an audible indicator. • Collection of soil samples	detector (All detectors were coupled to ratemeters or ratemeter- scalers with audible indicators.)	hand-held gas proportional detector, GM detectors • collection of soil samples	 high density scan for Class 2, very-low- density scan for the remaining Industrial Area walkover surveys) Total β activity scanned by large-area gas proportional detector coupled to a GPS system Collection of soil samples 	large-area / hand-held gas proportional detector • Collection of soil samples
掃描覆蓋率	~80%	Gamma floor ~100% Beta floor ~50% Beta lower floor ~50% Beta upper floor 2~20%	Gamma floor 100% Beta floor 70~100% Beta lower wall 50~75% Beta upper surfaces 5%	N/A	25 ~ 100%	50-100%	75~100% (10 % for some Beta Upper Surfaces)	Class 1: 50- 100% Class 2: 10-50% Class 3 5-10% Remaining Industrial Areas: up to 5%	accessible lower surfaces inside storage cells C-1 and E-1 in the IOSB: 50-100 % gamma, 5-10 % alpha+beta) the surrounding two-acre land area: 5-10 % gamma
直接量測方案 (direct measurement)	Total β activity scanned by gas proportional	Total β activity scanned by gas proportional	Total β activity scanned by gas proportional	N/A	hand-held gas proportional detectors coupled to ratemeters-	Total β activity scanned by gas proportional	Total β activity scanned by gas proportional	Total β activity scanned by gas proportional	Total β activity scanned by gas proportional

					scalers.				
直接量測位置或 取樣數量	31 locations (6 on the metal brackets, and 25 on the concrete walls)	62 locations	26 locations	N/A	70 locations (59 within the Aux Building, and 11 within the Pump Alley.)	157 locations	66 locations	31 locations	40 locations (30 random and 10 judgmental)
取樣或擦拭測試 (smear test)	 Gross α and β by low- background gas proportional detector 	NA	 Gross α and β by low- background gas proportional detector 	N/A	 Gross α and β by low- background gas proportional detector 	 Gross α and β by low- background gas proportional detector 	 Gross α and β by low- background gas proportional detector 	N/A	 Gross α and β by low- background gas proportional detector
偵測核種	Co-60 & Cs-137 (also Mn-54, Cs- 134, Eu 152, Eu 154 for soil samples)	Co-60 & Cs-137	Co-60 & Cs-137 (also C-14, Ni- 63, Sr-90, Cs- 134 for soil samples)	N/A	Co-60 & Cs-137 (also C-14, Ni- 63, Sr-90, Cs- 134 for soil samples)	Co-60 & Cs-137	Co-60 & Cs-137 (also Mn-54, Cs- 134, Eu 152, Eu 154 for soil samples)	Co-60 & Cs-137	Co-60 & Cs-137 (also C-14, Ni- 64, Sr-90, Cs- 134)
接受基準 (DCGL, DCGL _{EMC} , or other guidelines?)	DCGLs DCGL _{EMC}	DCGLs DCGLEMC DCGLs for Co- 60 and Cs-137 in Soil Sample	DCGLs DCGL _{EMC} Single nuclide DCGLs for soil samples	N/A	DCGLs DCGL _{EMC} Single nuclide DCGLs for soil samples	DCGLs DCGL _{EMC}	DCGLs DCGL _{EMC}	DCGLs	DCGLs
調查結論 (可釋放或不可釋 放廠址?)	Yes	Yes (some results exceed DCGL, but do not exceed DCGLEMC)	 Yes only for Outfall Area Found 1 discrete particle of Cs- 137 and Co-60 in Aux. Building Room 18 Found discrepancy in Acid Waste System Drain Line 14-1-12. RHUT area results exceed the soil DCGL for Co-60 Need Further investigation 	N.A	Yes (some results exceed DCGL, but do not exceed DCGL _{EMC})	Yes (some results exceed DCGL, but do not exceed DCGLEMC)	Yes	Yes	Not mentioned
---------------------------	-----	--	--	-----	---	--	-----	-----	---------------
---------------------------	-----	--	--	-----	---	--	-----	-----	---------------

表 4.2、ORISE 機構針對 YNPS 核電廠所執行之獨立確認調查案例分析

除役電廠	Yankee Nuclear Power Station (YNPS)						
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 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
調查類型 (in-process inspection or confirmatory survey)	Confirmatory survey	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 Nal 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 γsurface scanned by Nal detector 	 surface scanned by gas proportional detector with audible indicators γsurface scanned by Nal detector 	 surface scanned by GM detector with audible indicators γsurface scanned by Nal detector 	 γsurface scanned by Nal 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
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	Total net β activity Soil sampling (9 locations within the exposed soil	Soil samplingSoil sampling

					excavations)	excavations)	
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% (γscanned, NOL)	 30 random locations with TB SUs >90% (γscanned, accessible portions) 	 3 locations in NOL- 05-02, 6 locations in NOL-01-04 >80% (γscanned, accessible portions) 	 5 locations in each SU 1 location in each SU
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
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 • others	• Co-60 & Cs-137 • others
接受基準 (DCGL, DCGL _{EMC} , or other guidelines?)	 Max. total activity: 5,000 dpm/100 cm² Removable activity: 1,000 dpm/100 cm² 	 Max. total activity: 5,000 dpm/100 cm² Removable activity: 1,000 dpm/100 cm² 	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
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)

表 4.3、ORISE 機構針對 ZNPS 核電廠所執行之獨立確認調查案例分析

除役電廠			Zion Nuclear Pow	ver Station (ZNPS)		
委託 ORISE 調 查區域	Containment and Auxiliary Buildings	Crib House and Non- impacted Open Land Areas	Select Penetrations and Embedded Piping in the Containment and Auxiliary Buildings	Spent Fuel Pool (SFP) and Transfer Canal	Waste Water Treatment Facility and Select Land Areas	Subsurface Soils Associated with the Sacrificial Barrier
調查日期	April 16-26, 2018	July 6-9, 2015	June 4-7, 2018	July 9-12, 2018	Sep. 24-27, 2018	July 15–19, 2019
調查類型 (in-process inspection or confirmatory survey)	Confirmatory survey	Confirmatory survey	Confirmatory survey	Confirmatory survey	Confirmatory survey	Confirmatory survey
掃描偵檢方案 (scanning measurement)	Thallium doped sodium iodide (Nal [TI]) detectors were used to evaluate direct gamma radiation levels.	 Beta scans were performed using plastic scintillation detectors. gamma scans using sodium iodide (Nal) detectors coupled to ratemeter scalers with audible indicators. 	 Cesium iodide (CsI) and Nal pipe detectors were used to evaluate direct gamma radiation levels 	Thallium doped sodium iodide (Nal [TI]) detectors were used to evaluate direct gamma radiation levels.	Thallium doped sodium iodide (Nal [TI]) detectors were used to evaluate direct gamma radiation levels.	Thallium doped sodium iodide (Nal [TI]) detectors were used to evaluate direct gamma radiation levels.
掃描覆蓋率	 The Auxiliary Building basement floor received high-density scan coverage. High-density gamma scans were performed on the lower walls and floor of the Containment 	N.A.	N.A.	Accessible SFP surfaces received high-density scan coverage.	 Accessible WWTF surfaces received high- density scan coverage. High-density stµ:face scans of the excavated overburden material in Land Area 7 were performed. 	Accessible areas associated with the power block SUs were scanned with medium- to high- density coverage.

	Undervessel Area and 565-ft Elevation and Above.					
直接量測方案 (direct measurement)	Measurements were performed using a portable broad energy high-purity germanium (HPGe) detector.	The in situ measurements were made such that the detector field-of-view (FOV) covered an area of 28 in ² .	Static surface activity measurements were collected using a Nal pipe detector or a Csl detector, depending on the length of the penetration.	Canberra's In Situ Object Counting System (ISOCS) software was used to model efficiency curves for each location measured with a portable Broad-Energy high-purity germanium (HPGe) detector.	N.A.	N.A.
直接量測位置 或取樣數量	 A ranked set sampling (RSS) process was used to determine the necessary number of samples. 	 5 randomly selected beta measurement locations. 	 Visual Sample Plan (VSP) was used to determine the number of random co- located measurements to meet the DQOs specified in the previous section. 	 VSP was used to assess the sample size required for decision making and to randomly place locations throughout the survey area. 16 in situ gamma spectrometry measurements— including 14 random and two judgmental measurements—were collected from the SFP. 	 VSP was used to assess the sample size required for decision making and to randomly place locations throughout the survey area. 16 random concrete samples were collected from the WWTF. 8 soil samples were collected from the bottom surface of the trench in each land area. 	 A total of 37 samples were collected between the two site visits—16 samples in April and 21 samples in July. Two samples were discrete radioactive particles (DRPs) that consisted solely of cobalt-60 (Co-60).
取樣或擦拭測 試 (smear test)	 Concrete samples were collected from randomly and judgmentally selected locations using a concrete hole-saw and an electric drill. Concrete samples were collected from a depth of up to 15 cm in the Undervessel Areas. For the auxiliary building, concrete samples were 	 Concrete sampling followed the same approach described for direct surface activity measurements NRC requested that two judgmental samples be collected of the residual sediment materials observed inside the remaining pump components. 	The sample was collected by wiping a cloth over the bottom portion of the penetration interior totaling ~0.25 m ² .	Concrete samples were collected from randomly- and judgmentally- selected locations using a concrete hole saw and an electric drill. Samples were collected from a depth of up to 15 cm, or until refusal, and sample depth noted at each location.	 Concrete samples were collected from randomly and judgmentally selected locations using an electric concrete coring machine with a 15.24 cm diameter coring bit. Samples were collected to a depth of up to 15 cm, or until refusal, and the sample depth was noted at each location. 	 Soil sampling locations were judgmentally selected from the study area and collected following the removal of the sacrificial barrier. These samples will represent subsurface soil conditions after final backfill. Soil samples were collected from the exposed surface to a

	collected from a depth of approximately 6.7 cm.	Samples were delivered to the ORAU/ORISE facility for analysis.				depth of 15 cm.
偵測核種	• Cs-134, Cs-137, Co-60, Eu-152, Eu-154	• Cs-134, Cs-137, Co-60, Eu-152. Eu-154	 Embedded Piping and Penetration: H-3, Co-60, Ni-63, Cs-134, Cs-137, Sr-90, Eu-152, Eu-154 Swipe samples: Am-241, Co-60, Cs-134, Cs-137, Eu-152, Eu-154, Cm-244 	• H-3, Co-60, Ni-63, Cs- 134, Cs-137, Sr-90, Eu- 152, Eu-154	 Concrete samples: Co-60, Cs-134, Cs-137, Sr-90, Ni-63 Soil samples: Co-60, Cs- 134, Cs-137 	• Soil samples: Co-60, Cs- 134, Cs-137, Ni-63, Sr-90, H-3
接受基準 (DCGL, DCGL _{EMC} , or other guidelines?)	 DCGL_{op}: operational DCGL DCGL_{bc}: base case DCGL The sum of fractions (SOF) approach was used to prove the compliance. 	 DCGL_ws: volumetric soil and buried pipe derived concentration guideline levels ORISE did not perform SOF calculations due to the extremely low concentrations in the samples. 	 DCGL_{op}: operational DCGL DCGL_{bc}: base case DCGL SOF approach was used to prove the compliance. 	 DCGL_{op}: operational DCGL DCGL_{bc}: base case DCGL SOF approach was used to prove the compliance. 	 DCGL_{op}: operational DCGL DCGL_{bc}: base case DCGL SOF approach was used to prove the compliance. 	 DCGL_{op}: operational DCGL DCGL_{bc}: base case DCGL SOF approach was used to prove the compliance.
調查結論 (可釋放或不 可釋放廠址?)	No	Yes	Yes	Yes	Yes	No

4.1 RSNGS 核電廠土壤與建物之獨立確認調查案例分析

1. 背景說明

1966 年 · 沙加緬度市立設施 (Sacremento Municipal Utility District · SMUD) 在沙加緬度郡 (Sacramento County) 東南方購買了 2100 英畝 (850 公頃) 的土地作為 Rancho Seco Nuclear Generating Station (RSNGS) 核能發電廠用地 · 電廠建於沙加緬度市中心東南方 25 英里 (40 公里) 的 Herald · 在 1970 年代初將一個小池塘擴建為 160 英畝 (65 公頃) 的湖泊 · 作為 該電廠的緊急備用水 · 湖水源自福爾索姆南運河 (Folsom South Canal) · 與電廠日常供水 無關聯 · 湖泊周圍是 400 英畝 (160 公頃) 的休閒區 · 最初是由沙加緬度郡經營 · 用於日 間活動 · 電廠內的 2722 MWt Babcook & Wilcox 壓水式反應器 (913 MWe) 初次臨界於 1974 年 9 月 16 日 · 並於 1975 年 4 月 17 日投入商轉 · 1978 年 3 月 20 日 · 該電廠的非核能儀 器發生電源故障 · 導致蒸氣產生器乾透 (參考 NRC LER 312/78-001) · 觸發反應器自動急 停 · 2005 年美國 NRC 的一份文件中指出這是美國迄今第三大最嚴重的安全相關事件 · 僅次於三哩島事故 (Three Mile Island) 和布朗斯渡輪電纜橋架火災 (Browns Ferry cable tray fire) ·

該電廠於 1975 年 4 月至 1989 年 6 月間運轉,其平均使用時間僅 39%。由於長期多 次年度停機、成本超支、管理不善,發生包括前述蒸汽產生器乾透的多起事故、未解決 自動急停即重新起動等原因,於 1989 年 6 月 7 日透過公民投票方式使其關閉,接著進 入一段長時間的安全暫存階段 (SAFSTOR),直至 1997 年陸續開始進行拆解作業,1999 年 7 月 SMUD 董事會同意進行全盤除役,預計要在 2008 年完成除役,實際上附屬設備建物 (Auxiliary Building) 的系統移除始於 1999 年 10 月,反應器建物的系統移除則始於 2000 年 1 月 (完成於 2003 年底),該電廠的用過核子燃料係移至廠址內的乾式貯存設施中 (2002 年 8 月 21 日完成)。目前所有的發電設備都已從廠區拆除,如今空的冷卻塔仍然是當地 的重要景觀之一 (如圖 4.1),被遺棄的民防警報器還散佈在整個廠區周邊區域,一旦發 出警報,人們會被警告該附近有輻射外釋。SMUD 對 Rancho Seco 設施的新增項目包括大 規模的太陽能裝置,以及於 2006 年投入使用的以天然氣為燃料的 Cosumnes 發電廠。根 據 SMUD Rancho Seco 核能教育中心的說法,該電廠於 1974 年建造時耗資 3.75 億美元 (依

30

2018 年美元價值算為 15.2 億美元),預估除役費用約 1.2 億美元 (2018 年美元計算為 4.85 億美元)。2009 年 10 月 23 日,美國 NRC 將大部分廠址釋出作為非限制公眾用途,另有 11 英畝 (4.5 公頃) 的土地,包括一個用於存放低放射性廢棄物的倉庫和一個用過核子 燃料乾式存儲設施仍受 NRC 管制。自 1989 年公投關閉電廠,至完成除役已經過了 20 年 的時間。



圖 4.1、已停用的 Rancho Seco 核能發電廠 (2007 年 7 月 1 日攝於 Hajihouse)

2. RSNGS 的獨立確認調查

關於 Ranche Seco 核電廠在除役過程中的確認調查,就 NRC 資料庫中的文件顯示係 始於 2006 年。自 2006 年起,由 ORISE 機構陸續針對 Rancho Seco 核電廠的不同設施場 所進行驗證偵檢,目前本研究所蒐集到的資料如下表 4.4 所示。

確認調查標的	執行確認調 查活動日期	報告日期
Reactor building dome upper structural surfaces	2006.06.07~ 2006.06.08	2006.10.25
Portions of the auxiliary building structural surfaces (Rooms 23 to 25 and Rooms 43 through 49) and turbine building embedded piping	2007.10.15~ 2007.10.18	2007.12.21
Auxiliary building structural surfaces (Rooms 18, 50 and 53 and Vaults 30, 31, 34 and 35), portions of the acid waste piping system, and two exterior soil areas [Outfall area and the regenerant hold-up tank (RHUT) auxiliary building soil area]	2007.12.10~ 2007.12.13	2008.03.12
Site specific decommission inspection report	上述3次偵 檢之除役廠 址視察報告	2008.04.25
Auxiliary building structural surfaces (Rooms 10, 15 and 40, 42, 51 and 52), the pump alley, the fuel storage building exterior excavation, and portions of the rad waste and acid waste drain systems	2008.04.14~ 2008.04.17, 2008.05.29	2008.08.29
Structural surfaces in the containment building	2008.12.9~ 2008.12.11, 2009.03.10	2009.05.06
Auxiliary building (Rooms 132 and 319), the auxiliary steam supports, the turbine building (north condensate area, condensate pump pit, lube oil pit, north central floor, and grade level south), and the fuel storage building [+40 level and the spent fuel pool floor, east wall, west wall, north wall and south wall)]	2008.09.09~ 2008.09.11, 2008.10.27~ 2008.10.30	2009.05.07
Exterior surfaces and soils with the Industrial Area	2009.03.10~ 2009.03.12	2009.07.21

表 4.4、Rancho Seco 核電廠確認調查案例綜整

3. 獨立確認調查報告

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。如表 4.1~4.3 所示,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。每一份調查驗 證報告的內容格式大致相同,其中包含一封面信 (Cover letter),致函給美國 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物件的偵檢報告, 並附上文件編號。封面信的內文相當簡潔,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。

確認調查報告則附在封面信的後方做為附件·其格式與內容說明摘要如下 (以 2009 年 7 月 21 日的驗證報告為例):

(1) 簡介與廠址歷史 (Introduction and Site History)

對 RSNGS 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,並且 大略描述 RSNGS 關注的污染物為因反應器運轉而產生的 beta-gamma 射源 (來自分裂與 活化),特性調查主要的核種為結構表面的 Cs-137 及 Co-60。

接著說明本次調查係因 NRC 的要求且核准,針對 RSNGS 工業區外表面與土壤的部分進行偵檢,於附錄中圖示偵檢區域位置,並且記載此次偵檢執行的日期在 2009 年 3 月 10 日至 12 日。

(2) 廠址描述 (Site Description)

描述廠址的地理位置、占地面積、設施分布情形,包含獨立用過燃料貯存設施

(independent spent fuel storage installation ·ISFSI)·並簡易說明 RSNGS 由位於工業區 (industrial area) 內的附屬設備建築 (auxiliary building)、圍阻體及反應器建築 (containment/reactor building)、用過燃料建築 (spent fuel building)、燃料貯存建築 (fuel storage building)、渦輪機建築 (turbine building)、冷卻塔 (cooling towers)、以及用來貯存放射性液體的容器槽 (the tanks for storage radioactive liquids)·也包含支援一般情形運轉的輔助設施,含倉庫 (warehouse)、 污水處理廠 (sewage treatment plants)、行政辦公大樓 (administrative office buildings)。

(3) 目標 (Objective)

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

(4) 文件審閱 (Document Review)

ORISE 考量在執照終止計畫 (License Termination Plan · LTP) 中的資料品質目標 (Data Quality Objectives · DQOs) · 審閱設施經營者初步的最終輻射偵檢資料 · 確認其適切性與正確性 · ORISE 也依據經 NRC 核准的廠址確認調查計畫審閱並評估最終狀態調查計畫與最終狀態調查報告 · 確保最終狀態調查程序與結果符合執照終止計畫中的承諾及MARSSIM 的原則 ·

(5) 確認調查程序 (Confirmatory Survey Procedures)

在設施經營者提供了最終狀態初步偵檢數據之後,ORISE 將與 NRC 廠址代表進行協調並合作執行確認調查,提供 NRC 品質保證指標,可以證明廠址回報的輻射狀態符合執照終止條件。ORISE 的偵檢活動係基於上述確認調查目標,透過精選的調查單元在RSNGS 廠址執行確認調查,從而評估整治活動是否滿足非限制外釋的 DQOs 條件。

在 2009 年 3 月,ORISE 對 RSNGS 工業區外表面結構與土壤表面進行輻射驗證偵檢 活動,包括 beta 與 gamma 表面掃描、直接量測總 beta 活度和土壤取樣。直接升高輻射 的位置可能超過導出濃度指引水平 DCGLs,會被標記為「須要進一步調查」。此外,在 此案例中,由於 SMUD 蒐集了次表土樣本,ORISE 也要求將次表土樣本保存建檔作為實

34

驗室比較分析之用。基於初步最終狀態調查結果,ORISE 審慎選定數個調查單元,對於 選定調查單元進行全面的驗證偵檢,表 4.5 列出在此案例中數個被選定的調查單元資訊 (編號、位置描述、分級)。由表可知,確認調查的單元不應僅侷限於等級 1 的受影響區 域,只要評估結果或先前的視察發現可能存在缺失的區域,都應列為確認調查的目標。

TABLE 1: ORISE CONFIRMATORY SURVEY AREAS								
Survey Unit	Survey Unit Description	Classification						
F8000105	Industrial Area, North/South Roadway	2						
F8080031	Cooling Tower Buffer	2						
F8080032	Cooling Tower Buffer	2						
F8080033	Cooling Tower Buffer	2						
F8100011	Southwest Tank Farm	1						
F8100021	Northwest Tank Farm	1						
F8100031	Northeast Tank Farm	1						
F8100041	Tank Farm, Condensate Storage Tank (CST) Pad	1						
F8100042	Tank Farm, Demin RC Storage Tank (DRCST) Pad	2						
F8100043	Tank Farm, Borated Water Storage Tank (BWST) Pad	1						
F8100044	Tank Farm, Tritium Evaporator Pad	2						
F8100052	Trench 1 East Surface	1						
F8340012	Industrial Area Railway	2						
F8370001	Auxiliary Boiler Pad and RHUT Land Areas	1						

表 4.5、ORISE 對 RSNGS 工業區外表面結構與土壤表面之確認調查區域

由各調查案例分析可知,ORISE 執行確認調查必須符合已送交 NRC 核備的特定廠 址確認調查計畫,這份調查計畫主要遵循 ORISE 機構所制訂的確認調查偵檢程序書、品 質計畫手冊、以及實驗室分析程序書等,茲羅列如下:

- a. Oak Ridge Institute for Science and Education. Survey Procedures Manual for the Independent Environmental Assessment and Verification Program. Oak Ridge, TN; 2009.
- b. Oak Ridge Institute for Science and Education. Quality Program Manual for the Independent Environmental Assessment and Verification Program. Oak Ridge, TN; 2009.
- c. Oak Ridge Institute for Science and Education. Laboratory Procedures Manual for the Independent Environmental Assessment and Verification Program. Oak Ridge, TN; 2009.
- ◆ 參考系統 (Reference System)

量測與取樣位置係基於 RSNGS 的座標格系統和 (或) RSNGS 提供的圖片。對於 ORISE 土壤樣本,使用全球定位系統 (global positioning system, GPS) 座標作為量測與取樣位置 的參考,使用的特定參考系統是加州平面座標系統 (California State Plane Coordinate System, SPCS Zone 4202 US Survey Feet)。

◆ 表面掃描 (Surface Scan)

ORISE 進行 gamma 掃描使用的偵檢器是具有聲音指示及比例計標尺的 Nal 閃爍偵檢器;對一些混凝土及瀝青表面進行 beta 表面偵檢,使用比例計數器。進行某些表面掃描時,偵檢器會耦接至全球定位系統,可以同時計讀 gamma 與 beta 計數率與位置資訊。 在調查報告中,表列顯示各選定的偵檢單元的偵檢結果及其掃描密度,也應有相關圖面 顯示偵檢位置或路徑,圖面結果也可搭配使用全球定位系統的圖譜映射紀錄,以用於追 蹤與顯示熱點區域。完成表面掃描偵檢之後,也應使用表格來呈現各調查單元的掃描檢 測結果。此外,ORISE 對於 RSNGS 不同分級的調查單元,會採用不同密度的表面掃描, 而各調查單元所採用的 gamma 與 beta 掃描比例也會有些許變化,如表 4.6 所示。

◆ 表面活度量測 (Surface Activity Measurements)

根據 beta 和 gamma 表面掃描結果,依主觀判斷選擇在受評估的結構表面上 31 個位 置執行外牆瀝青或混凝土表面的直接 beta 活度測量。在 8 個偵檢單元使用手持式氣體 比例偵檢器 (耦合比例計標尺)。在本案例中,並未使用乾擦拭方法來進行可移除核種的 總 alpha 與 beta 活度量測,此係由於所有針對 beta 活度的固定直接量測結果均少於 DCGLs 的 10%,因而認定並無必要進行擦拭量測。此外,為了方便後續的比較與追蹤,各表面 活度偵測位置也應該有清楚的圖示及編號,如圖 4.2 所示。

36

表 4.6、ORISE 對於 RSNGS 不同分級的調查單元所採用的表面掃描密度

TABLE 2:								
SCAN DENSITY/PERCENTAGE (%) FOR RSNGS SU CLASSIFICATIONS								
Class 1	High Density	50 to 100 %						
Class 2	Medium Density	10 to 50 %						
Class 3	Low Density	5 to 10 %						
Remaining Industrial Areas	Very Low Density	Up to 5 %						

TABLE B-2 SURVEY UNIT CLASSIFICATION AND CONFIRMATORY SCAN COVERAGE RANCHO SECO NUCLEAR GENERATING STATION HERALD, CALIFORNIA								
Summer Harits	C1	Percent Scan Coverage						
Survey Offic	Class	Gamma	Beta					
F8000105, Industrial Area, North/South Roadway	2	100	^b					
F8080031, Cooling Tower Buffer	2	30						
F8080032, Cooling Tower Buffer	2	65						
F8080033, Cooling Tower Buffer	2	25	25					
F8100011, Southwest Tank Farm	1	100						
F8100021, Northwest Tank Farm	1	100						
F8100031, Northeast Tank Farm	1	100						
F8100041, Tank Farm, Condensate Storage Tank (CST) Pad	1	100	50					
F8100042, Tank Farm, Demin RC Storage Tank (DRCST) Pad	2	100	25					
F8100043, Tank Farm, Borated Water Storage Tank (BWST) Pad	1	100	100					
F8100044, Tank Farm, Tritium Evaporator Pad	2	100	20					
F8100052, Trench 1 East Surface	1	100						
F8340012, Industrial Area Railway	2	50						
F8370001, Auxiliary Boiler Pad and RHUT Land Areas	1	100						



圖 4.2、RSNGS 調查單元 F8100043 的表面活度直接量測位置

◆ 土壤取樣 (Soil Sampling)

ORISE 從 7 個在 gamma 掃描過程或目視觀察中顯現升高 gamma 輻射的區域蒐集表面 (0~15 cm) 土壤樣本,還從一個特定調查單元 (F8000105) 中收集了沉積物樣本。同樣 地,取樣位置也應該有明確的圖示,如圖 4.3 所示。此外,若干 SMUD 調查單元含有次 表土,ORISE 在 NRC 許可下要求並收到來自 SMUD 所保存的 10 個選定的次表土樣本, 基於 SMUD 的初步土壤樣本結果選了 3 個樣本進行偵測。



圖 4.3、RSNGS 土壤樣本的取樣位置

(6) 樣本分析與數據解讀 (Sample Analysis and Data Interpretation)

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),土壤與沉積物樣本使用 gamma 光 譜分析 Co-60 與 Cs-137 核種,使用的比活度單位為 pCi/g,直接量測總表面活度的單位則 是使用 dpm/100 cm²。

關注污染核種為 Cs-137 與 Co-60 · 在 SMUD 的廠址執照終止計畫第六章中 · SMUD 已 基於劑量評估及個體每年接受的有效劑量不超過 25 mrem/yr 的標準建立其廠址特定 DCGLs 並經 NRC 核備;此外 · 在被評估的特定調查單元中 · SMUD 也修訂結構表面的 DGCLs,用以反映核種濃度的比例及考慮無法量測的污染物存在所造成的影響。經由調查所取得的數據則與設施經營者的總 beta (結構表面)及每一個進行確認調查的特定調查單元的土壤 DCGLs 進行比較,這些 DCGLs 數值可由設施經營者的最終狀態調查計畫或執照終止計畫中取得,如表 4.7 所示。

DERIVED (MEASU RA	TABLE B-1 DERIVED CONCENTRATION GUIDELINE LEVELS AND ELEVATED MEASUREMENT COMPARISONS FOR THE EXTERIOR AREAS RANCHO SECO NUCLEAR GENERATING STATION HERALD, CALIFORNIA							
Survey Unit ^a	Class	Gross Beta Activity DCGL ^b (dpm/100 cm ²)	Design DCGL _{EMC} (dpm/100 cm ²)/ Area Factor	Soil DCGL ^d (pCi/g)	Soil DCGL _{EMC} (pCi/g)/ Area Factor			
F8000105, Industrial Area, North/South Roadway	2	NA°	NA	51.2	NA			
F8080031, Cooling Tower Buffer	2	NA	NA	51.2	NA			
F8080032, Cooling Tower Buffer	2	NA	NA	51.2	NA			
F8080033, Cooling Tower Buffer	2	NA	NA	51.2	NA			
F8100011, Southwest Tank Farm	1	NA	NA	51.2	74.2/1.45			
F8100012, Southwest Tank Farm Subsurface	1	NA	NA	51.2	NA			
F8100021, Northwest Tank Farm	1	NA	NA	51.2	62.97/1.23			
F8100022, Northwest Tank Farm Subsurface	1	NA	NA	51.2	NA			
F8100031, Northeast Tank Farm	1	NA	NA	51.2	61.5/1.2			
F8100032, Northeast Tank Farm Subsurface	1	NA	NA	51.2	61.5/1.2			
F8100041, Tank Farm, Condensate Storage Tank (CST) Pad	1	43,000	152,901/3.56	NA	NA			
F8100042, Tank Farm, Demin RC Storage Tank (DRCST) Pad	2	43,000	NA	NA	NA			

表 4.7、RSNGS 各調查單元之結構表面與土壤 DCGLs

(7) 發現與結果 (Findings and Results)

◆ 文件審閱 (Document Review)

ORISE 在進行現場的確認調查之前,必須先進行相關的文件審閱。在此確認調查案例之中,ORISE 對 SMUD 的初步最終狀態調查數據包進行審查,結果表明 SMUD 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 (Surface Scans)

表面掃描包含結構和土壤表面的結果:

a. 結構表面 beta 活度計數率 (Structural Surface Beta Activity Count Rates)

由 beta 表面掃描並未發現任何因廠址污染物造成的升高表面 beta 輻射的區域,掃 描計數率約 1,700 ~ 3,400 cpm 之間,與環境 beta 背景的變動相當,且此結果與局部結構 表面材料類型及調查期間所使用的偵檢器一致。完成表面掃描偵檢之後,也應使用表格 來呈現各調查單元的掃描檢測結果,表 4.8 即顯示各調查單元的 beta 淨計數率的最大與 最小值。此外,掃描結果也應有相關圖面顯示偵檢位置或路徑,圖面也可搭配使用全球 定位系統的圖譜映射記錄,以用於追蹤與顯示熱點區域,圖 4.4 即為 RSNGS 的調查單元 F8370001 使用 beta 表面掃描的結果與現場照片的映射情形。

b. 結構與土壤表面 gamma 活度計數率 (Structural and Soil Surface Gamma Activity Rates)

ORISE 在 RSNGS 工業區的外部區域進行的 gamma 表面掃描,發現了 3 個離散顆粒 位於 F8100021 和 F8100031 調查單元的土壤表面。NRC 和 SMUD 的人員被告知且由 SMUD 人員清除了這些離散顆粒。除了這些離散顆粒以外,土壤與結構表面的 gamma 掃描結 果範圍約在<1,600 到 15,000 cpm 之間,與環境背景值的變動差異一致,各偵檢單元的淨 計數率最大/最小值如表 4.9 所示。同樣地,gamma 表面掃描也應搭配全球定位系統,藉 以呈現活度的分布情形,如圖 4.5 所示。

TABLE 3: SUMMARY RESULTS FOR BETA SCAN MEASUREMENTS OF STRUCTURAL SURFACES								
Survey Unit	Survey Unit Description	Minimum Gross Count	Maximum Gross Count					
-		Rate (cpm)	Rate (cpm)					
F8080033	Cooling Tower Buffer, East	<1,900	3,400					
F8100041	Tank Farm, CST Pad	<1,800	3,100					
F8100042	Tank Farm, DRCST Pad	<1,700	2,300					
F8100043	Tank Farm, BWST Pad	<1,900	2,600					
F8100044	Tank Farm, Tritium Evaporation Pad	<1,700	2,300					

表 4.8、	RSNGS	案例中各調查單元的	beta	掃描結果
--------	-------	-----------	------	------



圖 4.4、RSNGS 調查單元 F8100042 的 beta 表面掃描全球定位偵測結果分布圖

TABLE 4 SUMMARY RESULTS FOR GAMMA SCAN MEASUREMENTS ON STRUCTURAL AND SOIL SURFACES						
Survey Unit	Survey Unit Description	Minimum Gross Count	Maximum Gross Count			
		Rate (cpm)	Rate (cpm)			
F8000105	Industrial Area Central Yard	<3,100	4,800			
F8080031	Cooling Tower Buffer	<3,200	13,000			
F8030032	Cooling Tower Buffer, West	<3,900	6,300			
F8030033	Cooling Tower Buffer, East	<1,600	15,000			
F8100052	Trench 1, East Surface	<3,700	4,800			
F8340012	Industrial Area Railway	<2,000	11,600			
F8370001	Auxiliary Boiler Pad and RHUT Land Areas	<3,200	5,700			
Industrial Area	Remaining Industrial Area Soils	<2,500	5,500			

表 4.9、RSNGS 案例中各調查單元的 gamma 掃描結果



圖 4.5、RSNGS 調查單元 F8370001 的 gamma 表面掃描全球定位偵測結果分布圖

在此調查案例中·總 beta 活度量測結果介於 350~4,400 dpm/100 cm²·各調查單元相 對應的量測結果及符合性亦以表格呈現·如表 4.10 所示。

[◆] 直接量測表面活度 (Surface Activity Levels)

表 4.10、RSNGS 調查單元 F8100042、F8100042、F8100044 的表面活度量測結果與 DCGL/DCGL_{EMC} 符合情形

TABLE B-3 SURFACE ACTIVITY LEVELS RANCHO SECO NUCLEAR GENERATING STATION HERALD, CALIFORNIA						
Survey Unit /Location ^a	Surface	Gross Beta Activity (dpm/100 cm ²) ^b	Activity Meets Gross Beta DCGL/DCGL _{EMC} ^c			
F8100042, Tank Fa	Irm DRCST Pac	4				
1	Concrete	580	YES/NA			
2	Concrete	630	YES/NA			
F8100043, Tank Fa	rm BWST Pad					
1	Concrete	350	YES/YES			
2	Concrete	580	YES/YES			
3	Concrete	480	YES/YES			
4	Concrete	500	YES/YES			
5	Concrete	410	YES/YES			
F8100044, Tank Fa	F8100044, Tank Farm Tritium Evaporation Pad					
1	Concrete	440	YES/NA			
2	Concrete	600	YES/NA			

◆ 土壤樣本 (Soil Samples)

由於此案例的 gamma 掃描結果發現了如前面提到的 3 個離散顆粒位置,此處也補充發現這些離散顆粒的處置方式。當 ORISE 發現這些顆粒後,由 SMUD 人員將之移除, 並由 ORISE 從這三處單獨採集土壤樣本。SMUD 人員在原址對這三處土壤樣本進行分析 確認這些顆粒含有 Co-60 與 (或) Cs-137, NRC 要求 SMUD 針對這些 ORISE 發現的離散顆 粒進行影響評估,並要求 SMUD 人員對運輸路線和所有室外 Class 1 區域進行 gamma 的 簡易複查。

除此之外,其餘由 ORISE 所採集的土壤樣本的 Co-60 與 Cs-137 活度濃度範圍為 Co-60:-0.03~0.28 pCi/g、Cs-137:0.00~6.41 pCi/g,而由 SMUD 所採集的次表土樣本的活度 濃度範圍為 Co-60:-0.01~0.43 pCi/g、Cs-137:0.01~39.4 pCi/g,各樣本詳細的活度濃度如 表 4.11 所列。

TABLE B-4 RADIONUCLIDE CONCENTRATIONS IN SOIL SAMPLES RANCHO SECO NUCLEAR GENERATING STATION HERALD, CALIFORNIA								
ORISE ID	ORISE ID SMUD ID ^a Co-60 Cs-137							
Soil Samples Collected	by ORISE ^b							
1695S0019	NA°	0.28 ± 0.04^{d}	0.19 ± 0.03					
1695S0020	NA	0.05 ± 0.02	1.64 ± 0.16					
1695S0021	NA	0.05 ± 0.03	6.41 ± 0.60					
1695S0022	NA	0.05 ± 0.04	0.00 ^e ± 0.03					
169580023	NA	-0.03 ± 0.05	0.00 ± 0.03					
1695S0024	NA	0.07 ± 0.04	0.27 ± 0.05					
1695S0025	NA	0.02 ± 0.03	0.14 ± 0.03					
1695S0026	NA	0.02 ± 0.04	0.03 ± 0.01					
Subsurface Soil Sampl	es Collected by SMUD a	and Analyzed by ORISE	, ,					
169580027	F8100012S0202SS	0.01 ± 0.05	0.01 ± 0.04					
1695S0028	F8100012S0081SS	0.00 ± 0.03	0.75 ± 0.07					
169580029	F8100022S0091SS	-0.01 ± 0.03	0.59 ± 0.07					
169580030	F8100022S0141SS	0.43 ± 0.05	39.4 ± 3.8					
169580031	F8100031S0002SS	0.04 ± 0.02	1.05 ± 0.09					
169580032	F8100031S0006SS	0.00 ± 0.00	1.49 ± 0.14					
1695S0033	F8100032S0071SS	0.04 ± 0.03	0.05 ± 0.02					
1695S0034	F8100053S0008SS	0.05 ± 0.04	0.08 ± 0.02					
1695S0035	F8100011SS0001SS	0.04 ± 0.01	1.21 ± 0.12					
1695S0036	F8100011S0005SS	0.18 ± 0.03	1.55 ± 0.15					

表 4.11、RSNGS 表土及次表土之土壤樣本量測結果

*SMUD sample identification numbers provided by SMUD. These samples were judgmentally selected by ORISE from FSS preliminary data results for SMUD subsurface soil sampling in the surveyed areas. bRefer to Figure A-24.

"Wot applicable. ORISE collected these samples based on gamma surface scan results. "Uncertainties are total propagated uncertainties, based on the 95% confidence interval. "Zero values due to rounding.

(8) 結果比較 (Comparison of Results with Site Release Criteria)

在結構表面部分,確認調查結果被用來與該評估調查單元結構表面的廠址特定 DCGL 進行比較。所選調查單元的 31 個直接 beta 活度量測結果中並未發現有超過總 beta DCGL (43,000 dpm/100 cm²) 的情形,在受評估調查單元的所有驗證結構表面之直接表面活 度量測都低於 SMUD 在最終狀態調查資料中所提供的廠址特定 DCGLs。

在土壤表面部分,確認調查結果被用來與該評估調查單元土壤之廠址特定 DCGL 進 行比較。所選調查單元的 18 個土壤樣本沒有一個超過替代核種的土壤 DCGL (51.2 pCi/q for Cs-137)·在受評估調查單元的所有驗證土壤濃度都低於 SMUD 在最終狀態調查資料中 所提供的廠址特定調查單元的 DCGL。

(9) 結論 (Conclusion)

在結論章節中,說明 ORISE 在 2009 年 3 月 10 日至 12 日期間在 RSNGS 的工業區外 部區域所進行的確認輻射調查結果,包括 beta 和 gamma 表面掃描,gamma 活度直接測 量以及土壤採樣。所選結構表面的 beta 和 gamma 表面掃描未發現輻射升高的任何位置, 但是 gamma 土壤表面掃描識別出幾個區域,這些區域顯示有伽馬輻射升高的現象。進 一步的調查顯示這些區域的表層土壤中應存在三個離散顆粒。ORISE 發現離散顆粒的問 題之後,NRC 即要求進行額外的評估作業及簡易複查,以確認這些顆粒的影響性。另外, 在 31 個地點進行了總 beta 活度的直接測量,並未發現有任何地點超過廠址特定的總 beta DCGL。由以上的評估結果顯示,各調查單元的結構表面與土壤的確認調查結果與設施 經營者的最終狀態調查結果所顯示的這些調查單元的放射線狀態一致,受評估調查單元 的量測結果均未超過其廠址特定 DCGLs。

4.2 HBPP 核電廠物質與設備之獨立確認調查案例分析

在前一節中,我們簡單分析了 RSNGS 核電廠的獨立確認調查案例,可以發現在這 些案例中多半是以建築或區域為單位進行確認調查,並未看到以物質與設備為單位的確 認調查報告,據推測是由於 RSNGS 電廠的除役時間點是在美國多部會物質與設備輻射 偵檢與評估手冊(Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment Manual, MARSAME) 發布之前,所以在其各個偵檢區域的確認調查報告均是以土壤與建築物為調 查對象。

在近年較新的除役案例中,洪堡灣核電廠 (Humboldt Bay Power Plant, HBPP) 的除役 也是值得參考的案例,目前也有數份 HBPP 的獨立確認調查報告可供研析,Humboldt Bay 電廠的獨立確認調查同樣是由 ORISE 機構進行,其報告撰寫格式與 RSNGS 電廠的確認 調查報告相似,除了與土地與建築物相關的確認調查目標物之外,我們在 HBPP 的獨立 確認調查報告中見到除役物質與設備的確認調查案例,在此章節中我們選擇其中一份發

45

布於 2011 年 4 月 20 日、調查標的為 HBPP 1 號機與 2 號機的物質與設備 (M&E) 的確認 調查報告進行案例分析 (Docket NO. 50-00133; RFTA NO. 11-003; DCN 2029-SR-01-0)。在這份 物質與設備的確認調查報告中,記錄了在 2010 年 11 月 15 日至 19 日的確認調查行動, 對象是 HBPP 1 號機與 2 號機的物質與設備,但其報告中也包含部分 3 號機的混凝土反 應器屏蔽塞 (concrete reactor shield plug),圖 4.6 為此份報告的目錄,可以發現它和 RSNGS 電廠的確認調查報告相似,相關內容的描述也和 RSNGS 案例雷同,以下擇要進行分析 討論。

TABLE OF CONTENTS

LIST OF	F FIGURES	v
LIST OF	F TABLES	v
ABBRE	VIATIONS AND ACRONYMS	vi
1.0	INTRODUCTION AND SITE HISTORY	1
2.0	SITE DESCRIPTION	2
3.0	RADIONUCLIDES OF CONCERN	
4.0	CONFIRMATORY SURVEY OBJECTIVE	4
5.0	DOCUMENT REVIEW	4
6.0	MARSAME CLASSIFICATION	4
7.0	RADIOLOGICAL SURVEY PROCEDURES	6
7.1	Reference System	7
7.2	BACKGROUND MEASUREMENTS	7
7.3	SURFACE SCANS	7
7.4	Surface Activity Measurements	8
7.5	MARSAME DATA COMPARISON	8
8.0	DATA INTERPRETATION	8
9.0	FINDINGS AND RESULTS	8
9.1	DOCUMENT REVIEW	8
9.2	SURFACE SCANS	9
9.3	BETA DIRECT MEASUREMENTS	9
9.4	MARSAME DATA COMPARISON	
10.0	COMPARISON OF RESULTS WITH GUIDELINES	11
11.0	SUMMARY	
12.0	REFERENCES	13

APPENDIX A: FIGURES APPENDIX B: TABLES APPENDIX C: MAJOR INSTRUMENTATION APPENDIX D: SURVEY PROCEDURES

圖 4.6、Humboldt Bay 電廠的 M&E 確認調查報告目錄

(1) 廠址簡介與關切核種

ORISE 所提交的所有確認調查報告的前面幾個章節都是有關於該廠址的簡介、歷史、 周邊環境的一些描述·HBPP 電廠的確認調查報告也不例外·其報告前面概略性的描述 了 HBPP 電廠的歷史及其廠址用途,接著指出 HBPP 全廠址的關切核種(Radionuclides of Concern, ROCs),主要的核種如表 4.12 所示,報告指出 HBPP 的關切核種和其它曾經發生 過燃料護套故障的核反應器一致,但因 HBPP 的反應器經過 30 年停機,半衰期 4.3 年及 更短的核種已經衰變至原活度的 99%以下,因此表中的 Mn-54 被註記為衰減到很低,而 其它的長半衰期核種則註記其是否存在於表土或來自反應器系統,表中也註記了其在 1981 年的活度存量及 2008 年的活度存量,作為參考比較。

TABLE 1: DECAY CORRECTED RADIONUCLIDE INVENTORY HUMBOLDT BAY POWER PLANT EUREKA, CALIFORNIA					
Nuclide	Half-Life (years)	1981 Inventory (millicuries) [*]	2008 Inventory (millicuries) ^b	Soils ROC ^c	Comment ^d
H-3	12.3	unknown	unknown	N	Not a surface soils ROC
Fe-55	2.7	149,000	146	N	Reactor systems ROC only
Co-60	5.27	18,000	517	Y	Surface soil ROC
Cs-137	30.2	2,200	1,180	Y	Surface soil ROC
Ni-63	100	1,400	1,160	Y	Surface soil ROC
Mn-54	0.855	337	1.1 E-07	Ν	Decayed to de minimus levels
Sr-90	28.5	17.9	9.3	Y	Surface soil ROC
Am-241	432	12.1	11.6'	N	Not a surface soils ROC
Pu-238	87.7	7.0	5.7	Ν	Not a surface soils ROC
Pu-239/240	24,110	6.1	6.1	N	Not a surface soils ROC
Cm-244	18.1	4.9	1.7	N	Reactor systems ROC only

表 4.12、HBPP M&E 確認調查報告中的關切核種列表

HBPP 的 1 號機與 2 號機位於輻射控制區 (radiological control area, RCA) 之外,但物質 與設備有很多位於室外,來自 3 號機的放射性氣態沉積物是潛在的污染源,僅就此理由 即將 1 號機與 2 號機的物質與設備列為受影響,並未實際對其執行特性調查,而在特性 調查中針對 3 號機物質與設備的取樣結果顯示分布在表面超過背景值放射性主要來自 Cs-137,因此選擇 Cs-137 為 1 號機與 2 號機物質與設備的主要關切核種。

(2) 確認調查目標、文件審閱

本節說明確認調查的目標係為主管機關 (NRC) 產出一份獨立的輻射資料,用來評 估設施經營者為1號機、2號機物質與設備所提供的 MARSAME 輻射表面活度結果是否 正確適當,由獨立確認單位 (ORISE) 及設施經營者所提供的資料被審閱後用以評估基於 MARSAME 的廢棄物分類是適當的,並且確認報告的表面活度結果符合 MARSAME 數據 包的處置外釋條件 (disposition release criteria)。ORISE 審閱了設施經營者的 MARSAME 數據 包,也驗證了設施經營者是否符合 10 CFR 20.2002 的豁免要求。

在執行確認調查行動之前,ORISE 人員審閱了 HBPP 初步的 MARSAME 輻射調查數 據包,其目的是評估用於確定1號機和2號機的物質與設備處置的技術過程和輻射調查 技術。有關數據包中技術問題的評論已於2011年1月17日經由電子郵件提交給NRC和 HBPP。

(3) 物件分級與 MARSAME 偵檢包

HBPP 的物質與設備輻射偵檢分級採用 MARSAME 相同的分級,調查偵檢使用分級 方法 (graded approach),使得偵檢資源的投入程度與超過指定行動基準的可能性有關,最 有可能超過行動基準的受影響物質與設備 (Class 1) 在處置偵檢中需要投入最多偵檢資 源,具有較低可能性超過行動基準的物質與設備 (Class 2 or 3) 則需要較少的偵檢資源, 關於受影響與未受影響物質與設備以及受影響中的三項分級可參閱 MARSAME 或過去的 相關研究報告,在此便不再贅述。

表 4.12 為 HBPP 的 MARSAME 偵檢包,可以看到幾乎全部都是 Class 3 的高輻射程度 分級,只有移動發電站 (Mobile Electric Power Plants, MEPP) 的偵檢包 HBPP-MEPP-001 屬 於非受影響、以及雜項材料 (Miscellaneous Materials) 的偵檢包 HBPP-MM-001 分屬於 Class 1、2、3。

(4) 輻射調查程序

ORISE 人員在 2010 年 11 月 15 日至 19 日訪視 HBPP · 執行了目視檢測並進行獨立測 量與取樣 · 輻射確認調查則是依照 ORISE 偵檢程序書 (the ORISE Survey Procedure Manual, ORISE 2008 and 2010) 及 ORAU 品保手冊 (Oak Ridge Associated Universities (ORAU) Quality Program Manual, ORAU 2009) · 本次調查 ORISE 選了 9 個偵檢單元進行確認調查 · 同時美 國 NRC 也要求 ORISE 對 3 號機的混凝土反應器屏蔽塞 (concrete reactor shield plug) 進行輻 射確認調查 · 主要的量測方法還是以表面掃描與表面活度量測為主 · 以下摘錄幾點進行

表 4.12、HBPP 的 MARSAME 偵檢包

TABLE 2: MARSAME SURVEY PACKAGES HUMBOLDT BAY POWER PLANT EUREKA, CALIFORNIA					
Package #	Class	Description	Additional Description		
HEDD CNI 001	2	Units 1 and 2 Commuters	Units 1 and 2 Generators		
HBPP-GN-001	3	Units I 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		
			Distilled Water Tanks		
HBPP-DWT-001	3	Distilled Water Tanks	Fire Water Tank		
			Light Oil Tank		
HBPP-EL-001	3	Electrical Components	Various Electrical Components		
HEDE FOT 001	2	Fuel Oil System	Storage Tank (1)		
11877-1-01-001	5	Fuel Oil System	Service Tanks (2)		
HEDD EW 001	3	Feedwater System	Feedwater Heaters (10)		
11077-1-W-001			Feedwater Pumps (4)		
	3		Circulating Water Pumps (4)		
HBPP-IS-001		Intake Structures	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		
HEDD MS 001	2	Main (Augulia ge Steam	Main Steam System		
11011-1013-001	5	Main/ Adxinary Steam	Auxiliary Steam System		
HBPP-TF-001	3	Units 1 and 2 Transformers	Transformers (2)		
HBPP-VN-001	3	Ventilation System	Stacks (2)		
HEDD MEDD 001	NU	Mahila Electric Domos Diante	MEPP Buildings		
IIDFF-MEFF-001	INI	MODIE Electric Power Plants	Control Buildings		
HBPP-MM-001	1, 2, 3	Miscellaneous Materials	Various Classifications		

- 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它判斷性選擇的位置。
- 2. ORISE 對每一個偵檢單元,掃描 10 個面積為 1 m² 的區域,紀錄這些區域所量測之最高計數率 (單位是 cpm)。(例外:HBPP-NG-001 偵檢單元做了 9 個,HBPP-MS-001 做了

11 個·數量與其它偵檢單元的 10 個掃描區域略有差異·可能是依照現場狀況進行的 調整處理)。表 4.13 為典型的確認調查紀錄表·其內容包含偵檢包代號 (表中例子為 HBPP-IS-001)、描述、偵檢單元名稱、行動基準 (此處例子為回收、掩埋兩層次)、掃 描區域的實際照片、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 (靜態與掃描)、以及其它資料 (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)。

- NRC 要求 ORISE 對被拆解為 8 個區段的混凝土反應器屏蔽塞的其中 2 個區段進行α 與β掃描,每個區段各有 5 個 1 m² 的區域進行掃描。
- 對每個偵檢單元中顯示出最高計數率的區域進行定量直接測量 (quantitative direct measurement),執行一分鐘靜態β計數測量。
- β輻射掃描使用手持式氣體比例偵檢器,並有音效指示其計數率。
- 6. 標記了可能與背景有區別的直接β輻射的位置,留待後續進一步調查。

ORISE CONFIRMATORY SURVEYS OF HBPP MARSAME SURVEY UNITS HUMBOLDT BAY POWER PLANT, EUREKA, CALIFORNIA							
MARCANE Score Reduce LIRDE IS 001			Action Levels				
MARSAME Survey Package	HBFF-15-001	Recyc	ling Acti	on Level (dpm/	(100 cm ²)	Buria	Action Level
DESCRIPTION	Intake Structures and Piping	Cs-1	37	Total	5,000	(pCi/g)	(dpm/100 cm ²)
SURVEY UNIT	Intake Structures			Removable	1,000	15	16,600
		Scan Lo	cation	Max Scan	Unshielded	Shielded	Net Beta Activity
1	1	(1 m	3	(cpm)	(epm)	(cpm)	(dpm/100 cm2)
		1		360	291	156	420
000		2		250	174	150	38
	2	3		260	187	127	160
		4		330	408	186	720
	CONTRACTOR DE LA CONTRA	5		490	388	216	550
		6		500	370	239	410
Hel-con				330	238	165	210
		8		330	245	174	200
	1 3 10	9		420	301	191	330
6		10		340	194	181	0
Indicates scanned 1m ²							
# area and surface activity measurement location		Ambien	t BKG M	easurements	Instrume	nt Efficiency	Other Data
	The second secon	Location:	\$	ihielded	Statie	Efficiency	MatSpec.Beta BKG
		Count		cpm	ε _i =	0.46	13
		1		180	ε,=	0.5	Scan MDCR
				186	ε, =	0.23	162 cpm
				182	Scan I	Efficiency	Scan Action Level
				198	$\epsilon_i =$	0.3	349 epm
		5		190	$\epsilon_s =$	0.5	Scan MDC
and the second sec		Average		187	$\epsilon_i =$	0.15	1529 dpm/100 cm ²

表 4.13、典型的確認調查紀錄表

(5) 資料解讀與結論

所有確認調查的資料返回 ORISE 進行解讀 · β與α表面活度量測結果使用了 dpm/100 cm² 作為單位 · 與 HBPP 的 MARSAME 數據包與物質與設備行動基準做比較 · 所使用的儀器與偵檢程序書相關的資訊則列在附件中。

表 4.14 摘要了各偵檢單元中的掃描值範圍 (cpm) 與掃描行動基準的比較 (這裡的 掃描行動基準相當於各偵檢單元的掃描最小偵測計數率與平均背景值的總和。表 4.15 則 為各偵檢單元的總β活度範圍 (dpm/100 cm²) 與最小可偵測濃度。

TABLE 3: MAXIMUM SCAN VALUE RANGES PER SURVEY UNIT HUMBOLDT BAY POWER PLANT EUREKA, CALIFORNIA						
Quantum II.a.!a	Max Scan Range	(cpm) within 1 m ²	Scan Action Level			
Survey Unit	Low	High	(cpm)			
HBPP-TB-001	160	380	415			
HBPP-GN-001	220	320	415			
HBPP-FW-001	210	360	415			
HBPP-TF-001	140	430	422			
HBPP-NG-001	190	420	486			
HBPP-MS-001	210	450	486			
HBPP-SA-001	100	300	362			
HBPP-BL-001	260	540	416			
HBPP-IS-001	250	500	349			

表 4.14、名	每個偵檢單元中的掃描值範圍
----------	---------------

表 4.15、	每個偵檢單元的總β活度範圍
---------	---------------

TABLE 4: NET BETA ACTIVITY VALUE RANGES PER SURVEY UNIT HUMBOLDT BAY POWER PLANT EUREKA, CALIFORNIA					
Survey Unit	Net Beta Activity R	ange (dpm/100 cm²)	Minimum Detectable Concentration		
	Low	High	$(dpm/100 \text{ cm}^2)$		
	Confirmatory Survey	Unit MARSAME Data P	ackages		
HBPP-TB-001	97	390	260		
HBPP-GN-001	110	390	260		
HBPP-FW-001	24	860	260		
HBPP-TF-001	17	650	260		
HBPP-NG-001	3	580	280		
HBPP-MS-001	52	820	280		
HBPP-SA-001	-130	130	230		
HBPP-BL-001	-66	270	260		
HBPP-IS-001	0	720	230		
Reactor Shield Plug Beta Measurements					
HBPP-BP-09-081	240	15,000	160		
HBPP-BP-09-079	160	17,000	160		
Reactor Shield Plug Alpha Measurements					
HBPP-BP-09-081	0	60	64		
HBPP-BP-09-079	-9	9	64		

確認調查的量測結果與 HBPP 的 MARSAME 偵檢數據包及行動基準比較,可以做出 兩項結論:

- 此項確認調查的結果與業主先前提供的 MARSAME 偵檢數據包相一致,顯示其符合 之前核准的回收外釋條件。
- 反應器屏蔽塞之前並未獲准進行回收·確實含有超越了回收基準的較高β輻射等級· 應適當地移至 USEI (U.S. Ecology Idaho) 進行掩埋處置。

關於這份 HBPP 物質與設備確認調查報告的研析心得分項摘要如下:

 物質與設備確認調查報告其內涵與土壤與建物相同,所應具備的章節與附件也十分 類似,必須敘述標的物件的廠址特性、歷史沿革、運轉狀況等,指出其關切核種, 並對確認調查的區域選定與量測方式進行說明,詳細紀錄量測結果並與行動基準進 行比對,最後做出結論,說明其是否符合原定之處置方式。

- 確認調查的目標並非隨機抽樣或漫無目的,必須依照目標物件的運轉情形,配合現場勘查的狀況,挑選出適當的量測位置,進行有系統的量測,循序漸進地從表面掃描開始,找出輻射程度較高的區域,再進行進一步的量化量測,如果這些較高輻射程度的區域都能符合行動基準的要求,那麼其它較低輻射的位置也一定可以符合標準。
- 3. 量測流程需依照既定的程序書與品保規範,以確保量測的適當性與正確性。
- 確認調查表格之內容應具備各項重點資訊,附上清楚標註量測區域的照片,足以讓 審閱者清楚瞭解物件特徵與量測點的幾何位置,並列示行動基準與相關儀器參數, 可以直接與量測結果進行比較。
- 5. HBPP 的這份確認調查報告標題雖僅為非屬輻射管制區內的受影響物件,但其中亦含 有依照主管機關要求進行量測的高輻射等級物件,顯示主管機關可以在實際進行確 認調查時向確認調查單位要求進行特定物件的調查,並指定量測項目與區域,報告 內容係以該次執行確認調查時段所進行的量測項目為範圍進行撰寫。

伍、第三方驗證機構之品保方案及經驗回饋

5.1 數據品質目標 (Data Quality Objectives, DQOs)

根據 MASSIM 及美國環保局的數據品質目標程序指引 (Guidance on Systematic Planning Using the Data Quality Objectives Process) · 任何與數據生命週期相關的計劃階段都應使用數 據品質目標流程來執行。使用 DQOs 流程計劃放射性調查可以提高調查的有效性和效率 · 從而提高決策的可辯護性。藉由消除不必要的、重複的或過於精確的數據 · 它還可以最 大程度地減少與數據收集相關的成本。DQOs 流程的使用可確保決策中使用的環境數據 類型、數量和品質可符合預期的應用目標 · 其提供了系統化程序可用於定義調查設計應 滿足的標準 · 包括:執行測量的地點與時間、調查的決策錯誤級別、以及測量次數等。 此種方法可提供有效的調查設計 · 並可做為判斷所收集數據的可用性的基礎。設施經營 者執行除役核電廠各階段的廠址特性調查時都應遵循 DQOs 流程 · 特別是最重要的最終 狀態調查階段 · 以確保偵檢數據及其決策的品質。同樣地 · 當管制機關或第三方驗證機 構執行最終狀態調查之獨立確認調查時 · 亦應符合 DQOs 流程的原則。

DQOs 流程涵蓋定性及定量的重要原則,由七個步驟所組成,包括:描述問題 (State the Problem)、確定決策 (Identify the Decision)、確定決策所需的資訊 (Identify Inputs to the Decision)、定義研究邊界 (Define the Study Boundaries)、制定決策規則 (Develop a Decision Rule)、指定決策錯誤的限制條件 (Specify Limits on Decision Errors)、最佳化獲取數據的設計 (Optimize the Design for Obtaining Data)。以下係參考 ORISE 機構執行 Zion 核電廠 (ZNPS) 的 確認調查案例,以第三方驗證機構執行獨立確認調查時,如何達成上述七個步驟的要求 進行逐項說明:

(1) 描述問題

DQOs 流程的第一步定義需要進行研究的問題,確定計畫團隊,並檢查計畫預算和 時程表。第三方驗證機構應在管制機關提出確認調查的要求時,事先確定調查的目的是 為管制機關提供獨立的確認數據,以供管制機關在評估最終狀態調查結果考慮時使用。 問題描述的表述如下:確認調查對於產生獨立的放射性偵檢數據是必要的,可提供管制 機關進行最終狀態調查設計、實施和結果的評估,藉此證實結果可符合廠址釋放標準。

(2) 確定決策

DQOs 流程的第二步驟為確定主要研究問題 (principal study question) 和替代措施 (alternate actions)·並為此制定一項或多項的決策描述。第三方驗證機構執行確認調查時· 主要的研究問題為確認調查結果是否與調查區域或建物的最終狀態調查數據一致·並需 要根據此問題的結果建立對應的替代措施。當上述問題的結果為真·則可彙編確認偵檢 數據並將結果報告給管制機關進行決策·並提供獨立的解釋說明現場確認調查未發現殘 留放射性的異常區域·且現場定量和實驗室分析數據亦滿足管制機關核可的除役標準; 當上述問題的結果為否時·同樣也應彙編確認偵檢數據·並將結果報告給管制機關進行 決策·並提供獨立的解釋說明確認調查結果所發現的任何異常的現場量測或實驗室分析 數據·或其統計樣本群集檢查/評估條件不符合管制機關的要求。根據上述的主要研究問 題與替代措施·第三方驗證機構即可制定決策描述如下:確認調查結果有/沒有發現異常 結果或其它導致最終狀態調查數據無法證明符合釋放標準的情況·表 5-1 所示即為 ORISE 機構執行 ZNPS 核電廠圍阻體及輔助廠房確認調查時所制定的決策過程。

Table 3.1. ZNPS Confirmatory Survey Decision Process	
Principal Study Question	Alternate Actions
Do confirmatory survey results agree with the final radiological survey data for the Unit 1 and Unit 2 Containment Buildings and the Auxiliary Building?	Yes: Compile confirmatory data and report results to the NRC for their decision making. Provide independent interpretation that confirmatory field surveys did not identify anomalous areas of residual radioactivity, quantitative field and laboratory data satisfied the NRC-approved decommissioning criteria, and/or that statistical sample population examination/assessment conditions were met. No: Compile confirmatory data and report results to the NRC for their decision making. Provide independent interpretation of confirmatory survey results identifying any anomalous field or laboratory data and/or when statistical sample population examination/assessment conditions were not satisfied for the NRC's determination of the adequacy of the FSS data.
Decision Statement	
Confirmatory survey results did/did not identify anomalous results or other conditions that preclude the FSS data from demonstrating compliance with the release criteria.	

表 5-1、ZNPS 核電廠確認調查之決策過程

(3) 確定決策所需的資訊

DQOs 流程的第三步驟為確定所需的資訊及此資訊的來源,確定行動基準的基礎, 並確定取樣和分析方法符合數據要求。因此,決策所需的資訊須包括以下內容:調查區 域的特性偵檢數據、調查區域的最終狀態調查數據、DCGLs 數值、第三方驗證機構的確 認調查結果,包括:表面輻射掃描、直接表面活度量測、現場放射能譜量測、以及第三 方驗證機構的樣本分析結果等。再者,必須確認設施經營者所考慮的關切核種及其所對 應的 DCGLs 數值,並須確認其評估釋放標準符合性的實施方式,例如:使用替代性量測 (surrogate measurements)、提高量測比較 (Elevated Measurement Comparison)、以及單一率 (unity rule) 等方法。

(4) 定義研究邊界

DQOs 流程的第四步驟為定義目標群集和空間邊界,確定數據收集和執行決策的時 間範圍,解決實際的限制,並確定必須做出單獨決策的最小子群集、面積、數量和時間。 因此,當第三方驗證機構接獲管制機關委託進行確認調查時,應先確認受委託調查的區 域及範圍,並確認進廠調查的適合日期且粗估所需的時間,如有調查可能遭遇的問題亦 必須事先釐清。

(5) 制定決策規則

DQOs 流程的第五步驟為指定適當的統計群集參數 (如:平均值、中位數),確認高 於檢測極限的行動基準,並提出"if ... then ..."的決策規則。調查的決策規則主要建立在獨 立的掃描偵檢、現場能譜測量、特定樣本的分析結果,據此評估這些結果相對於最終狀 態調查數據是否存在統計偏差。一般而言,決策規則主要是針對第三方驗證機構的確認 調查數據及設施經營者的最終狀態調查數據的統計比較,然而確認調查與最終狀態調查 樣本群體之間的大小差異很大,因此可能會降低檢測兩個樣本組之間所存在較小但可能 有意義的統計差異的能力,必須採行其它替代方案。由於每個調查區域的關注參數為各 關切核種的平均濃度以及其該平均值的 95%信賴區間 (confidence interval),儘管確認調查 與最終狀態調查的樣本不同,但基本上此研究中感興趣的關鍵參數在每個調查區域都是 相同的,依此原則即可制定較為簡易可行的確認調查決策規則,該規則如下:

當確認調查與最終狀態調查所得的關切核種平均濃度在 95%的信賴區間上重疊·並且其結果低於所採用的限制值時·則可得出確認調查與最終狀態調查數據一致的結論;反之· 則必須進一步評估並提供技術評論供管制機關參考。

(6) 指定決策錯誤的限制條件

DQOs 流程的第六步驟為檢驗做出錯誤決策的後果並建立決策錯誤的界限。決策錯 誤可能發生在確認調查和數據品質評估期間,並受樣本數量與儀器的最小可偵測極限兩 個因素所控制。通常,可以使用適用的軟體 (如:Visual Sample Plan (VSP)) 來決定確認調查 的樣本數量,並可藉此約束估計的平均值可落在 95%的信賴區間。此外,為了降低決策 錯誤,也必須最佳化現場與實驗室量測的最小可偵測濃度 (MDCs),例如:現場的 gamma 能譜量測 MDC 應低於 50%的 DCGL、用於實驗室儀器的標定 MDC 亦應足以評估樣本中 關切核種的濃度並做為後續決策使用。

(7) 最佳化獲取數據的設計

DQOs 流程的第七步驟旨在產生可滿足 DQOs 要求的最節省資源的調查設計,包括 六個步驟:審查 DQOs 的輸出、提出數據收集設計的替代方案、為每種數據收集設計替 代方案製定解決設計問題所需的數學關係式、為各個替代方案選擇滿足 DQOs 的最佳設 計、選擇滿足所有 DQOs 要求的資源最有效的調查設計、以及記錄所選設計的操作細節 和理論假設。因此,在執行確認調查的過程中,應隨時檢視及滾動檢討上述各步驟,以 提出最佳化的確認調查設計。

5.2 第三方驗證機構品保方案

美國 ORISE 機構在過去執行過許多放射性設施及除役核電廠獨立確認調查的案例, 應為目前國際上最為成熟且在此領域累積最多經驗的第三方驗證機構。ORISE 轄下的環 境調查與場地評估計畫 (Environmental Survey and Site Assessment Program, ESSAP), 根據合 約向美國能源部 (DOE)、核管會 (NRC) 和其它跨機構協議下的聯邦機構提供技術援助。 ORISE 及其計劃課程則由橡樹嶺聯合大學 (ORAU) 通過與美國能源部的合約來營運。根 據此計劃調查的場址主要是那些因先前運轉可能殘留的污染物,會對環境或在附近個體 的健康和安全構成潛在風險的區域。其它主要活動包括環保評估、與除役調查活動有關 的培訓、廢水取樣和監測、特殊實驗室分析、計劃評估和文件審查、與環境有關的主題 和技術諮詢、以及協助制定指南等。由本計畫所執行的調查案例分析結果可知,ORISE 機構在執行獨立確認調查時,主要係遵循三份程序書:

- 1. Oak Ridge Institute for Science and Education. Survey Procedures Manual for the Independent Environmental Assessment and Verification Program. Oak Ridge, TN; 2009.
- 2. Oak Ridge Institute for Science and Education. Quality Program Manual for the Independent Environmental Assessment and Verification Program. Oak Ridge, TN; 2009.
- 3. Oak Ridge Institute for Science and Education. Laboratory Procedures Manual for the Independent Environmental Assessment and Verification Program. Oak Ridge, TN; 2009.

其中,第二份程序書"獨立環境評估與驗證計劃之品質計劃手冊"係用於維繫 ORISE 執行 獨立確認調查作業的各個重要程序及其數據品質目標,依此可窺知第三方驗證機構在執 行獨立確認調查時所應建立的品保制度,可做為未來國內的管制單位選擇第三方驗證機 構時,執行獨立確認性調查活動必須具備的品保基準要件。為此,本計畫則針對 ORISE 的獨立環境評估與驗證計劃之品質計劃手冊進行研析,除摘錄該手冊的要點之外,也提 供完整的翻譯內容如附錄。

該手冊中的品質管控程序係基於美國能源部於 1999 年 9 月 29 日發布之 414.1A 號品 質保證命令、1997 年 ASME NQA-1 的核設施品質保證計劃要求、1994 年 ANSI/ASQC E4, 用於環境數據收集和環境技術程序品質體系規範和指南、以及 ORAU 品質保證與卓越營 運之政策和程序 (GP-IPD-810 及 GP-IPD-800)。本手冊共有十二節,依據各章節的內容簡 述如下:

第1節、ESSAP 之品質保證職責範圍:第1章節定義出各部門所負的責任,與彼此之間 相互的職權關係,使各部門能夠動作及目標一致,確保開發數據的有效性和品質。圖 5.1 所示為 ESSAP 計畫之總體組織架構,在計畫主管轄下設置三個部門,分別由調查項目 經理、行政支援經理、以及實驗室經理負責統籌,並有品質經理來負責維護相關品質作



業。

圖 5.1、ESSAP 計畫之總體組織架構圖

第2節、程序:ESSAP使用的程序被記錄在特定的程序書中。在各程序實施之前,程序 應由該項目相對應的經理、計畫主管或計畫副主管、以及品質經理進行審核和批准。本 章除規範程序書的審核與批准之外,亦說明程序書分配機制、程序實施與修改、程序偏 差處理等。

第3節、培訓和認證:培訓和認證之目的為使人員具備執行與計畫活動相關程序的資格。 本章說明培訓和認證相關定義,並陳述在職培訓的權責與應涵蓋的課程內容,及新程序 的初始培訓和認證機制。

第4節、儀器品質控制:本章說明儀器的標識、校正準則、現場儀器的校正與背景建立 方法、維修後檢查、實驗室儀器與設備檢查、現場儀器檢查、以及校正頻率與責任等。 表5.2 即列出實驗室與現場各設備與儀器的校正頻率與職責。

59
Item	Calibration Frequency	Responsibility	
Laboratory Instruments	Laboratory Instruments		
Alpha Spectrometers	When new, after repair, and when QC results indicate a need	Laboratory Manager	
Gamma Spectrometer	When new, after repair, and when QC results indicate a need	Laboratory Manager	
Low Background Alpha and Beta Counters	When new, after repair, and when QC results indicate a need	Laboratory Manager	
Liquid Scintillation Counter	When new, after repair, and when QC results indicate a need	Laboratory Manager	
Balances	Monthly - in house Annually - professional calibration service	Laboratory Manager	
Field Survey Instruments			
Portable Radiological Survey Instruments	Prior to each site survey	Project Leaders	
Portable Environmental Survey Instruments	Prior to each site survey	Project Leaders	
Pressurized Ionization Chambers	Every 2 years	Laboratory Manager	
Pulser	When new and annually thereafter	Laboratory Manager	

表 5.2、實驗室與現場各設備與儀器的校正頻率與職責

第5節、樣本監管鏈:樣本保管責任和完整性通過使用監管鏈程序來維護,樣本保管文件會在收集或由程序接收樣本時啟動,並一直持續到樣本在分析中消耗、轉移到另一個 組織或正確地被處置取出為止。當樣本受到直接監管時、存放在無篡改的容器中、或處 於受控範圍內,應維持可接受的樣本監管鏈。本章說明如何啟動樣本監管、轉移監管、 安全與運輸、實驗室樣本監管等。

第6節、分析品質控制:品質控制 (Quality Control·QC)活動旨在根據標準衡量工作流程的績效,以驗證對已定義要求的符合情況。本章說明品質控制要求、品質控制結果失控 之處置、報告數據、以及控制圖等。

第7節、數據品質控制:收集數據以支持技術項目評估,此類評估的文件應彙整為技術報告的型式,數據管理對於確保維持品質標準是必備程序。本章說明如何達成數據品質目標、數據審查/修正/驗證方法、以及數據核准等。

第8節、文檔品質控制:項目計畫、報告和其它可交付成果必須在發布給客戶之前進行 審查並發布。本章說明報告審核流程及權責、各類報告或工作計畫的要求、以及內部審 核人員的職責。

第9節、不合格系統:不符合項目 (Nonconformance System, NC) 是不符合既定或預期要 求條件的項目或過程,或對產品品質有不利影響的任何事件。要求應被定義在 ESSAP 程 序書中,但製造商的規格、工作者經驗和工業標準也可用於識別不利於品質的狀況。本 章說明現場發現不合格項之處理機制及報告要求。

第 10 節、服務組織的支持:品質保證/品質控制系統受內部和外部影響。這些機構包括 對品質控制過程很重要的服務組織,並由品質經理連續監控。本章說明設施服務、採購 服務、以及運輸、處理、存儲服務等。

第 11 節、關鍵紀錄的處理和存儲: ESSAP 維護所有紀錄材料,稱為"關鍵紀錄"。 關鍵 紀錄定義為那些包含原始數據的紀錄或文件,這些數據會是較難以替換的;非關鍵記錄 則係指具有支援性質,可以較容易替換的。本章說明紀錄的責任與所有權、紀錄完成標 準、現場紀錄、現場文件要求與傳輸、實驗室紀錄、品保紀錄、紀錄存檔等。

第 12 節、績效評估:對調查活動進行評估,以確保持續實現滿足客戶項目目標的充足 性和有效性。本章說明項目文件審查、實驗室績效評估、獨立稽核、以及稽核後續追蹤 等評估項目。

61

陸、獨立確認調查之建議做法與經驗回饋

6.1 建議做法

綜合上述獨立確認調查研析結果·本研究嘗試擬定獨立確認調查之流程與建議做法 如下·以供未來國內執行獨立確認調查時的參考:

- 調查需求:管制機關提出獨立確認調查需求,並與第三方驗證機構協調執行細節並 簽訂合約。
- 2. 調查計畫:第三方驗證機構提出確認調查計畫,並應於執行前獲管制機關核准。
- 3. 一般性準備工作:
 - (a) 審查該調查區域過去是否有任何放射性污染洩漏外釋紀錄及整治相關文件等。
 - (b) 事先安排至現場參觀,以熟悉調查區域之設施、周圍區域、以及已完成的除役 工作。
 - (c) 查核設施經營者完成設施除污及最終狀態調查的計畫與時程。
- 4. 污染及外釋標準確認:
 - (a) 查核過去的測量和分析結果,以確認廠址資訊和廠址污染物性質。尤其要確認 設施經營者用於決定關注核種、難測核種偵測及其對總活度貢獻比例和變異度 的方法。
 - (b) 審查最終狀態調查時用於偵測結構表面與嵌入式管路的儀器之技術基礎足以用 於證實釋放標準的符合性,另也應確認設施經營者已經考慮了最終狀態調查將 調查的所有污染媒介。
 - (c) 評估 DCGL 釋放標準實施方式之適切性。
- 5. 調查區域分類:
 - (a) 根據廠址現場參觀、特性偵檢或其它偵檢結果的審查,評估設施經營者將廠址

分類為受影響區域及未受影響區域的技術基礎之適切性。

- (b) 針對受影響區域,審核初始用於分類該區域的相關資訊與數據。
- 6. 最終狀態調查程序:
 - (a) 確認設施經營者所選擇之參考區域是否適當,及其是否可用於評估背景對於表面活度及其它體積介質的貢獻。
 - (b) 審查建立調查單元邊界的程序,並查看顯示初步調查單元名稱的地圖。
 - (c) 審查決定所需測量數量的程序。
 - (d) 審查基於調查單元分類所需的掃描範圍的程序。
 - (e) 審查掃描偵檢過程中,用於評估提高活度偵檢區域的方法。
 - (f) 審查掃描偵檢時被提出的調查值·及其相對於必要及實際最小可偵測濃度 (scan MDCs) 之適切性。
 - (q) 審查調查單元量測位置之選擇程序。
 - (h) 審查被提出用於偵檢嵌入式管路或其它難以接近或無法到達區域之方法及程序。
 - (i) 審查決定何時需要對結構表面進行取樣的方法。
 - (j) 審查取樣及其監管鏈 (chain-of-custody, COC) 程序。
- 7. 最終狀態調查儀器:
 - (a) 查核以下項目以確保儀器足以達到表面活度的量測要求:(i) 審查校正和性能檢 查程序、(ii) 確認校正程序有考慮可能影響性能的任何環境或其它因素、(iii) 評 估用於決定儀器效率之校正射源能量的適切性,以及所關注的放射性核種的任 何應用加權因子、(iv) 評估設施經營者所選擇的表面效率值、(v) 審查偵檢儀器 的操作檢驗程序及接受參數。

- (b) 審查掃描及靜態量測之最小可偵測濃度的決定方法,以確保儀器可以正確地量 測調查單元中的表面活度值。
- (c) 審查儀器現場使用的程序·並評估是否已考慮到可能影響現場使用的任何因素· 如:掃描速度和背景變異性等。
- (d) 查核現場測量儀器操作人員的訓練紀錄。
- 8. 實驗室分析程序:
 - (a) 審查用於樣本分析的實驗室儀器及分析方法,並確定所選設備對所關注的放射 性核種的適用性和靈敏度。
 - (b) 審查設施經營者的樣本收集、包裝、監管鏈、以及運送程序。
- 9. 過程中視察:
 - (a) 審查設施經營者的偵檢技術人員執行最終狀態調查的現場實施情形。
 - (b) 確認現場偵檢技術人員理解最終狀態調查計畫的概念以及相關的文件和程序。
 - (c) 確認現場偵檢技術人員遵守設施經營者為實施現場最終狀態調查所制定的各項 調查指引及規範。
 - (d) 審查現場偵檢技術人員執行掃描偵檢的結果,並評估其用於確定放射性活度升高的區域以進行進一步調查的程序。
 - (e) 確認現場掃描及直接量測程序符合先前用於決定儀器 MDC 的準則。
- 10. 確認調查之現場量測:
 - (a) 根據數據審查及過程中視察的結果,隨機或判斷性的選擇調查單元進行確認調查。
 - (b) 依據第三方驗證機構的確認調查程序書及品質保證手冊執行確認調查。

- (c) 依據第三方驗證機構的實驗室分析程序書執行土樣與擦拭樣本分析。
- (d) 使用具有比例計標尺及聲音指示器的氣體比例計數器執行 gamma 及 beta 的表面掃描,被選定的調查單元的掃描覆蓋率應介於 25~100%,並且應標註活度升高的區域以進行進一步的調查。
- (e) 在任一調查單元中執行直接量測,量測數量則應依設施經營者的 DCGL 及表面 掃描結果而定,直接量測的位置也可對應於設施經營者的量測位置,以進行直 接的數據比較。
- (f) 執行直接量測的過程中·也可要求設施經營者在5至10個判斷性確認調查地點 進行併行的直接測量。
- (g) 針對掃描偵檢所發現的活度升高區域,可進行擦拭取樣或土壤樣本收集並送實 驗室分析。
- (h) 進行偵檢結果的分析與比較,當結果出現明顯的差異或存有任何疑點時,應直 接或透過管制機關要求設施經營者釐清,無法及時釐清的部分則應列為確認調 查發現。
- 11. 品質保證/品質控制 (QA/QC) 及數據管理程序:
 - (a) 審查設施經營者執行最終狀態調查之品質保證/品質控制程序,特別是人員訓練要求及最終狀態調查接受標準。
 - (b) 審查設施經營者的數據管理系統,該系統可用於追蹤現場和分析結果。
- 12. 獨立確認調查報告及管控:
 - (a) 完成獨立確認調查之後,第三方驗證機構應根據調查結果提出獨立確認調查報告,報告內容應清楚說明調查過程並清楚呈現偵檢結果,可參閱本文第四章第4.1 節之參考案例的做法。
 - (b) 獨立確認報告應經過第三方驗證機構內部的品保系統管控及審核,完成之後必

須正式行文交付管制機關核備,以做為判定最終狀態調查結果的重要依據。

6.2 經驗回饋

過去 ORISE 機構已完成許多由美國 DOE 與 NRC 所委託的獨立確認調查案例,其在 放射學調查方面保持著相當高水平的專業知識,包括輻射偵檢技術發展、輻射調查手冊 編寫、輻射調查執行、以及輻射調查方法的訓練等。為能分享 ORISE 執行這些獨立確認 調查的經驗,以利於持續改善相關設施的放射性調查作業,DOE 於 2008 年特別資助 ORISE 編寫一份獨立驗證活動的經驗回饋報告 (0476-TR-02-0),以下則擷取其重要的經驗 回饋如下:

- ORISE 進行獨立驗證時,部分設施的外釋條件仍處於未明的狀態,建議設施經營者 應及早並清楚地確認法定限值。
- 設施經營者必須提供完整的最終狀態調查相關程序文件,包括校正資訊及用於計算 的方程式,以使第三方驗證機構能夠評估程序及其所提交數據的適當性。
- 如果可能,設施經營者應採納獨立確認調查機構的建議。例如:在嘈雜的環境中使 用耳機的建議可能有助於技術人員識別熱點、不適當的偵檢技術等。
- 現場確認調查發現在設施經營者提交最終數據之後,常存在許多活度升高的地點。
 建議完成整治活動後,應執行整治後驗證調查以盡可能地降低未發現污染留在現場
 的風險。
- 獨立確認調查應該整合到最終狀態調查計畫階段,現場確認調查活動可與設施經營 者進行協調或併行執行,如此可避免對除役作業時程、預算和結果產生不利影響。
- 獨立確認調查應在承包商解散之前進行,可避免承包商離開現場後,無法解決獨立 確認調查所發現的問題。
- 雖然區域調查是執行大面積土地初始特性偵檢的一種可接受的方法,但通常無法識別和評估污染活度升高的小區域。

- 8. 設施經營者應制定並實施針對獨立確認調查結果的矯正措施計劃。
- 獨立確認調查並非取代設施經營者的品管,但能改善其表現及結果,包括:文件的完整性、程序的正確性、矯正措施的完成等。

此外·根據本研究針對 ORISE 所提出的獨立確認調查報告的案例分析·為能提供管制機關之參考與借鏡·茲歸納執行獨立確認調查作業必須遵循的重要原則與值得參採的 管制建議事項如下:

- 執行確認調查之機構應備有偵檢、實驗室分析與品保計劃程序書,並須經主管機關 核可。
- 確認調查可由第三方驗證機構及主管機關共同執行,每次對特定目標進行驗證偵檢 所花的時間約1~3天。
- 確認調查報告內容應包含:簡介與廠址歷史、廠址描述、確認調查目標、文件審閱 結果、驗證偵檢程序及量測項目(大部分的案例使用表面掃描、表面活度量測、土壤 取樣等三種方式,另有少部分也會配合使用擦拭測試)、樣本分析與資料解讀的方法、 發現與結果、與廠址外釋條件比較、結論、參考資料、對應之圖表、使用儀器清單、 偵檢與分析流程等。
- 4. 確認調查的目標核種可以簡化為關注核種 (如: Co-60 與 Cs-137)。
- 如驗證發現未被揭露之輻射源 (離散顆粒), 設施經營者與確認調查單位應各自取樣 量測, 設施經營者須提出評估報告並對 Class 1 區域執行複查。
- 報告結論應說明確認調查的量測結果,並應小於設施經營者在最終狀態調查計畫中 所提供的 DCGLs。
- 6. 偵檢器可配合使用全球定位系統,應備有聲音指示裝置,並應將量測位置、路線與 量測值整合呈現在廠址地圖上,更易於進行驗證比對。
- 8. 確認調查單元的選取可依據設施經營者提供的偵檢資料中,挑選可能升高的輻射區

域·或由目視檢視過程中·選取可能的量測點進行驗證量測。一般挑選 Class 1 及 Class 2 若干單元進行確認調查 · 偵檢範圍為受確認調查單元的 100%。

- 9. 確認調查報告在正式提送主管機關之前,可徵詢主管機關建議進行修訂或增補內容。
- 10. RSNGS 核電廠除役時僅有 MARSSIM 手冊·故其除役及相關確認調查報告僅針對建築 物與土壤等項目執行相關偵檢·並未就物質與設備進行確認調查。由 HBPP 核電廠 的物質與設備確認調查案例的研究心得來看·兩者的確認調查程序應相差不遠。

柒、結論

獨立確認調查為除役核電廠廠址釋出前最重要的一道關卡,必須建立適切的調查策 略及偵檢程序,才可收其事半功倍之成效。本研究已深入地分析獨立確認調查的策略, 包括:過程中視察輔助措施、調查範疇、調查驗證比例、調查單元篩選標準、調查偵檢、 第三方驗證機構合作機制、確認調查偵檢技術、以及品保方案等,另也針對確認調查程 序進行分析。此外,為了瞭解獨立確認調查的實務細節,本研究也廣泛地分析美國 ORISE 第三方驗證機構針對各除役核電廠所執行的獨立確認調查案例,報告中並以 RSNGS 核 電廠建物與土壤及 HBPP 核電廠物質與設備的典型確認調查報告做為研析範例 · 藉此更 深入地瞭解第三方驗證機構執行獨立確認調查的實務細節。另一方面,鑒於過往國內並 未有實際執行獨立確認調查的經驗,且並未建立可承包獨立確認調查的第三方驗證機構, 本研究也針對第三方驗證機構所需建立的數據品質目標及品保制度進行研析,同時也歸 納獨立確認調查的建議做法與經驗回饋,期可藉此做為國內建立第三方驗證機構的重要 參考。目前,國內核電廠已進入或即將進入除役階段,如何確保廠址不會有殘留的放射 性污染而可安全地釋出廠址係為除役的最終目標,而獨立確認調查則是確保達成上述目 標的重要管制手段。因此,獨立確認調查的有效性與核電廠除役相關單位息息相關,設 施經營者應嚴謹執行廠址特性調查及最終狀態調查計畫的承諾與要求,並配合管制機關 或第三方驗證機構實施獨立確認調查;管制機關則應全盤掌握獨立確認調查的實施原則 與流程.積極整合國內可運用的人力與資源.並建構國內實施獨立確認調查最有利的方 案; 有意承接除役核電廠獨立確認調查的機構, 則應先行檢視第三方驗證機構所應具備 的資格與技術能力,並先行針對不足之處予以補強。

69

捌、參考資料

- 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.

附錄、ORISE 環境調查與場址評估計畫 (ESSAP) 之品質保證手冊 (2000 年 3 月 10 日核准)

第1節: ESSAP 品質保證職責範圍

- 第2節:程序
- 第3節:培訓和認證
- 第4節:儀器品質控制
- 第5節:樣本監管鏈
- 第6節:分析品質控制
- 第7節:數據品質控制
- 第8節: 文檔品質控制
- 第9節:不合格系統
- 第10節:服務組織支援
- 第11節: 關鍵紀錄的處理和存儲

第12節:績效評估

橡樹嶺科學研究和教育機構 (ORISE) 的環境調查與廠址評估計畫 (ESSAP)·係根據 合約 DE-AC05-76OR00033 向美國能源部 (DOE) 以及核管會 (NRC) 和其它跨機構協議下 的聯邦機構提供技術援助。ORISE 機構及其計劃課程則由橡樹嶺聯合大學 (ORAU) 經由 與美國能源部的合同來營運。根據此計畫的調查場址主要是那些因先前運轉可能殘留的 污染物,對環境或在附近這些人的健康和安全構成潛在風險的區域。其它主要業務包括 環保評估、與除役調查活動有關的培訓、廢水採樣和監測、特殊實驗室分析、計畫評估 和文件審查、與環境有關的主題和技術諮詢、以及協助制定指南等。業務的績效在政策 框架的程序內進行管理,確保開發數據的有效性和品質。 本手冊中的品質管控程序基於以下規範:

- ◆ 美國能源部 414.1A 號命令,品質保證,1999 年 9 月 29 日
- ◆ 應用 ASME · NQA-1 的核設施品質保證要求 · 核設施品質保證計畫要求 · 1997 年
- ◆ ANSI / ASOC E4 · 用於環境數據收集和環境技術程序品質體系規範和指南 · 1994 年
- ◆ ORAU 政策和程序,品質保證,GP-IPD-810
- ◆ ORAU 政策和程序,卓越營運,GP-IPD-800

第1節 ESSAP 品質保證職責範圍

ESSAP 計畫之總體組織架構如圖 1 所示。下表則列出了 ESSAP 中職位的 QA / QC 職責:

職位	品質檢查/品質控制職責
Program Director	◆ 建立政策和程序;
Associate Program Director	◆ 監視培訓運作 ;
計畫副主管	 ◆ 監視數據收集、開發和管理;
計畫主管	◆ 主持計書 (加有必要, 啟動外部案核)·
	 ◆ 在最終調查報告送出前進行審核;
	 ◆ 授權豁免本手冊的要求事項。
調查項目	
Survey Projects Manager	◆ 監督調查程序手冊;
調查項目經理	 ◆ 監視調查品質控制以確保遵守良好的做法;
	◆ 在最終調查報告送出前進行審核 ;

	◆ 監督調查人員之培訓和認證;
	 ◆ 監督用於調查軟體之驗證,包括相關的紀錄保
	存。
Site Coordinator	 ◆ 監督現場品質管控的績效·包括校正以及日常儀
Note: This role can be performed by	哭椧杏·
Project Team Leaders, Assistant	
Project Team Leaders, or Field Survey	◆ 進行現場紀錄審查;
Team Leaders	◆ 監督樣本監管鏈文件的準備情形;
現場協調員	◆ 確保分配的項目文件和紀錄在存檔之前進行適
註:此角色可以是由項目執行團	當地管控;
隊負責人、助理項目團隊負責	◆ 提出實驗室分析要求;
人、或現場調查組組長執行	◆ 準備調查報告。
Field Survey Team Leaders	◆ 培訓技術人員執行現場工作;
現場調查組組長	◆ 維護儀器校正表格;
	 執行現場品質控管程序·包括校正和每日儀器檢
	查;
	◆ 準備現場監管鏈文件;
	 ◆ 接受由調查項目經理分配提供下放的職責。
HP Technicians	◆ 根據要求進行同行評審;
輻射防護技術人員	

	◆ 為調查項目的經理提供關於改進工作流程的意
	見;
	 ◆ 熟悉項目負責人和現場調查小組負責人品質檢
	查職責·並按要求提供協助。
Graphics Coordinator	◆ 訓練其他人執行圖像功能;
圖像協調員	◆ 與 ORISE 資訊系統部門協調以確保可維護圖像
	硬體部分;
	◆ 維護電子圖像文件。
技術資源小組	
Laboratory Manager	◆ 監督實驗室程序手冊;
實驗室經理	 ◆ 監控實驗室品質控制確保符合規定並徹底實踐;
	◆ 監督實驗室人員之培訓和認證;
	 ◆ 如果必要,提供採購部門規格以用於購買設備、
	服務、材料、試劑和化學藥品;
	◆ 確保對新產品已完成檢查/測試·並確保購買的
	物品滿足既定要求;
	 ◆審查已獲得的實驗室數據;包括從合約實驗室收
	到的數據;

 在最終調查報告送出前進行審核;
 ◆ 監督用於實驗室軟體部分之驗證,包括相關的紀
錄保存;
◆ 監督樣本建檔;
◆ 維護和校正輻射測量設備並保留這些活動的紀
錄;
◆ 維護和校正實驗室調查儀器;
◆ 維護可追溯的標準校正文件。
◆ 視需要發起培訓和認證實驗室人員;
 ◆ 監督或執行實驗室品質控管程序·包括交叉檢查
分析、重複、尖峰、空白、校正和日常分析儀器
檢查;
◆ 審查實驗室數據表格;
 ◆ 維護原始數據表文件,包括未獲得和已獲得的數
據·直到數據存檔;
◆ 維護實驗室用品和化學品之品質並確保數量;
◆ 維護實驗室設備操作條件;
◆ 於分析和存檔的期間接受並維護樣本監管鏈;

	 維護用於試劑水質紀錄和檢查的程序; 	
	◆ 維護實驗室標準認證文件的紀錄;	
	◆ 執行和/或監督新購買物品的檢查/測試 · 以確保	
	滿足既定要求。 	
Count Room Coordinator	 接受由實驗室經理下放分配的職責; 	
計數室協調員	 ◆ 培訓技術人員執行儀器計數程序。 	
Chemist and Senior Laboratory	 接受由實驗室經理下放分配的職責; 	
Technician	◆ 培訓技術人員進行分析程序;	
化學家兼資深實驗室技術員	 ◆ 提供有關改進工作流程的意見。 	
Laboratory Technicians	 逐漸熟悉化學家兼資深實驗室技術人員之品質 	
實驗室技術員	檢查職責·以及協助其指派的工作;	
	 ◆ 提供有關改進工作流程的意見。 	
註:以下組不是 ESSAP 計畫的一部分,但負責某些品質保證職責。技術資源經理則擔		
任與這個小組的聯絡。		
Information Systems Department	◆ 維護程序文件和內部生成的軟件流程圖;	
資訊系統部門	 ◆ 維護計算機設備維修和保養紀錄的文件; 	
	◆ 維護原始商業軟體和 ESSAP 的軟體文檔。	
行政組	·	

Administrative Support/Quality	 ◆ 提供獨立的監督與項目和實驗室有關的品質檢 	
Manager	查/品質控制 ;	
行政支援/品質經理	 ◆ 執行或監督項目文件審查的績效; 	
	 ◆ 審核與技術資源經理合作的簽約服務實驗室的 	
	品質檢查/品質控制結果;	
	◆ 監督品質保證手冊;	
	 ◆ 監督品質控制、審核和不符合項數據庫之維護; 	
	◆ 監督 ESSAP 的培訓和認證紀錄之維護;	
	◆ 監督 ESSAP 績效評估活動;	
	◆ 協調代理商/供應商評估計畫主管認為必要的事	
	項;	
	◆ 監督行政人員之培訓和認證計畫;	
	 ◆ 監視行政品質控制以確保符合規定及確實落實。 	
Senior Program Specialist	◆ 進行同行審查;	
資深計畫專家	◆ 執行關鍵計畫的存檔紀錄;	
	◆ 執行管控文件的分配;	
	◆ 維護 ESSAP 職員資格培訓和認證紀錄;	
	 ◆ 提供有關改進工作流程的意見。 	





圖一、ESSAP 計畫之總體組織架構

第2節:程序

▶ 程序制定

制定程序係用於執行例行活動,並被認為對計畫營運至關重要。根據以下過程執行作 業程序開發:

- ◆ 經理分配編撰特定程序的責任給工作人員。
- 經理審查程序草案並提供意見給編撰程序之作者。
- ◆ 經理應確認程序測試已被執行,以確保該程序步驟的準確性和可實施性。
- 編撰程序之作者要求品質經理進行審查。
- ▲ 品質經理檢查程序內容,並確認所有其它交叉引用的手冊均已備齊並且是正確的。
- ◆ 最終程序以格式化包含在適當的程序書中並準備批准。
- 程序必須由業務經理、品質經理和計畫主管批准。
- 最終程序提交給資深計畫專家進行管控分配。
- ▶ 程序書

程序書每年應進行審查,並根據需要進行修訂。修訂應由相應的經理、品質經理和計 畫主管審核並批准,然後實施並納入手冊。執行環境調查與場址評估相關的程序主要 列於以下三份程序書之中:

- 實驗室程序書
- ◆ 調查程序書
- ◆ 品質保證程序書
- ▶ 分配管控

ESSAP 使用該資訊進行規劃、執行或評估工作的人員或機構代表被允許取得這些程 序書,程序書的分配是由資深計畫專家經由特定編號控制分配並在數據庫中進行追 蹤。受讓人有責任在收到修訂後將其合併並退回已簽名的收據文檔表格。

▶ 程序實施

程序書中的一般程序適用於通過制定項目特定的調查計畫或工作說明來實施,所有 調查計畫和工作說明也應由相應的經理或計畫主管審核並批准。

- ▶ 程序修改
- 程序中發現的不足之處必須立即傳達給相應的經理。
- ◆ 經理確定是否需要立即處理有偏差的程序。如果需要調整 · 則應按照以下說明進行處 理。
- 負責人的經理確保將永久性的程序更改納入受控程序書中,並提交給品質經理和計畫主管以供審核。
- ◆ 必要的程序已由主管部門、品質經理和計畫主管批准。

▶ 特別的程序

對於程序書和調查計畫未涵蓋的現場或實驗室活動,可以使用共識或工業界的程序, 例如:EPA、EML、ASTM、ANSI和其它公認的標準組織。使用此類程序必須經由負責 該業務的經理核准,文檔必須包含在現場文件中並提供給品質經理。

▶ 程序偏差

為了滿足機構要求或臨時糾正在使用過程中發現的不足之處,計畫主管/副主管、經 理或現場站點協調員可以實施與批准的程序、調查計畫或工作說明書的偏差。調整偏 差文檔必須包含在每個受影響的項目文件中,並包含以下信息:

◆ 項目主管姓名

- ◆ 需要調整的情況
- ◆ 替代方法和選擇理由
- ◆ 調整的生效日期
- ◆ 批准代理商代表有關偏差而影響計畫範圍的調查計劃
- 修改工作說明的批准應從項目聯繫人處獲得

第3節:培訓和認證

▶ 定義

- ◆ 認證培訓:由當前認證人員提供的指導。
- ◆ 認證:確認培訓符合本手冊所有要求,並且受訓者能夠獨立的執行一個程序。
- ◆ 主管審查:通知主管認證已完成。
- 重新認證:定期更新以前收到的認證,包括程序執行以及新指令信息和經驗教訓。
- 年度培訓:每年需要指導和重新認證應在初始認證的 365 天內執行 (可以接受一個月 的延緩期限)。
- ▶ 在職培訓

程序培訓和認證需求由負責經理定義。在進行初始培訓之前,應記錄並批准程序,檢 查清單將用於確保文件的一致性。每次培訓課程旨在確保可為員工提供以下服務:

- ◆ 程序目的
- ◆ 工作危害分析
- ◆ 正確實施程序
- ◆ 相關的安全危害

- ◆ 相關政策/程序
- ◆ 進行操作前需要監督批准的條件
- ◆ 適用的品質控制要求

新程序的初始培訓和認證應由制定程序的開發工作人員負責,制定者應由對應的經理依 過去的經驗來認證指派。

第4節:儀器品質控制

新設備和儀器項目在接收時需要個別查勘,以確保每個項目的獨立可追溯性。

- ▶ 校正指引
- 根據相應領域或實驗室手冊中所定義的準則方法來執行校正程序。
- 校正應基於可追溯到國家標準技術研究所 (NIST) 的標準。如果 NIST 的可追溯標準不可用時,可以使用行業公認組織的標準。
- ◆ 當控制圖、大量維修或儀器的搬遷可能會使之前的校正數據無效時,需要再校正。
- 校正文件將在下次使用該物品之前,由負責的經理或主管審查並核准。
- 發送給製造商進行校正的物品,使用前進行檢查是否可以正常運作,以確保在運送過 程中沒有損壞。
- ▶ 現場儀器校正的背景建立
- 對於每個儀器,在一個區域中進行一系列的30次測量代表背景條件的背景數據。
- ◆ 計算並記錄平均值、±2 和±3 標準偏差。
- ◆ 在校正之前執行背景測量,然後與2個標準偏差和3個標準偏差接受限值相比。
- 如果背景在已建立的儀器/偵檢器控制圖平均背景的±2 個標準偏差接受限值之間,則
 使用控制圖的平均值進行校正。

- 如果背景值介於2標準偏差和3標準偏差調查限值之間,進行兩個或多個背景測量。
 如果兩個計數均在2個標準偏差範圍內,則使用控制圖中的平均值進行校正。
- 如果初始背景測量超出3個標準偏差限值,再進行三個附加測量一分鐘的背景測量。
 如果三個附加測量中至少有兩個落入2個標準偏差限值,並且第三次測量小於3個標準偏差限值,則使用控制圖中的平均值進行校正。
- 如果不滿足上述條件,則儀器/偵檢器組合必須停止使用,直到可以進行儀器維修或 該組合的操作參數或其它因素的改變已被評估。在進行任何可能影響背景範圍的修 理或修改之後,將需要建立新的控制圖。
- ▶ 維修後的操作檢查
- 當進行儀器維修不影響儀器效率時,如儀器進行檢查維修後已經達到操作標準,則可 重新使用。當進行可能會改變效率的維修時,必須在建置儀器/偵檢器組合重新投入 使用之前先進行效率驗證。
- > 實驗室儀器操作檢查
- 儀器的操作檢查將在每天使用之前進行,並將結果放置在控制圖或表格上。原始數據
 用於生成控制圖的操作應被彙整且易於追蹤。
- ◆ 維護關鍵儀器參數的控制圖,以提供可持續進行的過程能力和穩定性的方法。
- 至少每週檢查和記錄一次運營績效,包括:完整性、符合驗收標準、解決方案或矯正 措施。
- > 實驗室天秤操作檢查
- ・ 實驗室將在每一天使用之前進行天秤的檢查,並記錄在紙本或電子日誌中。
- ▶ 現場儀器操作檢查

現場活動期間,通過品質控制測量的操作性能來評估用於定量測量的便攜式儀器/偵 檢器組合所用儀器的一致性操作,如下所述:

- ◆ 結果超出規定範圍的儀器將被移除,從服務開始直到解決差異為止。
- ◆ 獲得了兩次有效 QC 測量之間收集的數據 · 當獲得不可接受的結果時 · 必須進行驗證 或指定為無效。
- 應執行以下的背景測量:
- 一在一天開始進行數據測量和/或掃描之前

—工作日中途

- --完成一天的測量和/或掃描後
- --任何時候懷疑偵檢器有污染時
- —任何儀器操作有問題時
- --結果必須在為場址建立的背景範圍之內
- 檢查射源測量應按以下方式執行:
- 一在一天開始進行數據測量和/或掃描之前
- --完成一天的測量和/或掃描後
- --任何儀器操作有問題時
- 註:檢查射源測量如可行時也建議在中午進行。
- --結果必須在為場址建立的檢查射源範圍之內

▶ 校正頻率與職責

下表列出實驗室與現場各設備與儀器的校正頻率與職責:

Item	Calibration Frequency	Responsibility	
Laboratory Instruments	Laboratory Instruments		
Alpha Spectrometers	When new, after repair, and when QC results indicate a need	Laboratory Manager	
Gamma Spectrometer	When new, after repair, and when QC results indicate a need	Laboratory Manager	
Low Background Alpha and Beta Counters	When new, after repair, and when QC results indicate a need	Laboratory Manager	
Liquid Scintillation Counter	When new, after repair, and when QC results indicate a need	Laboratory Manager	
Balances	Monthly - in house Annually - professional calibration service	Laboratory Manager	
Field Survey Instruments			
Portable Radiological Survey Instruments	Prior to each site survey	Project Leaders	
Portable Environmental Survey Instruments	Prior to each site survey	Project Leaders	
Pressurized Ionization Chambers	Every 2 years	Laboratory Manager	
Pulser	When new and annually thereafter	Laboratory Manager	

第5節:樣本監管鏈

樣本保管責任和完整性通過使用監管鏈程序來維護·樣本保管文件會在收集或由程序接 收樣本時啟動,並一直持續到樣本在分析中消耗、轉移到另一個組織或正確地被處置取 出為止。當樣本受到直接監管時、存放在無篡改的容器中、或處於受控範圍內,應維持 可接受的樣本監管鏈。由其它組織收集並提供給現場人員的樣本將由接收樣本的人員為 其建立監管鏈。當組織具有適當的監管鏈時,該表格的副本將附加到 ESSAP 表格中。

▶ 樣本監管啟動

- 必須每天準備監管鏈表格。
- ◆ 樣本收集者承擔保管人的責任,並發起一式兩份的保管鏈形式。
- 其它組織收集的樣本提供給現場人員,將為該樣本的個別接收發起監管鏈。當組織擁 有適當的監管鏈時,將表格副本附在 ESSAP 表格上。
- 樣本必須在樣本保管人的直接監視下,固定在上鎖的車輛或建築物中,或防篡改容器中。
- ◆ 每個樣本可以在表格上單獨列出;或一組單個站點具有共同特徵的樣本,可能使用樣本標識號範圍紀錄為單個項目。
- 如果可以在同一容器中包裝和運輸樣本,而不會影響樣本完整性,則可以在表格上列 出不止一種基質的樣本。
- ◆ 如果某個項目不適用,則輸入"NA"。

▶ 轉移監管

- 樣本保管轉移由原保管人在簽字時,簽署"保管被……放棄",而收貨人在簽字時簽署
 "樣本狀況良好被…接收"。
- 在保管轉移交存之前檢查樣本,以確定是否存在篡改的證據。篡改和/或任何偏差的 證據必須在表格的"備註"部分中進行解釋。如果樣本完整性因任何原因值得懷疑,將 啟動不合格報告,包括作為矯正措施計畫的一部分,以確定其對分析數據有效性的影響。
- ▶ 安全與運輸
- 可以將樣本安全封條放在樣本容器上,運輸時須確保容器是防篡改的。安全封條編號
 必須輸入監管鏈表格。
- 帶有安全封條的容器不必保留在安全區域內,但應採取預防措施,以限制授權個人才可提取。

- 監管鏈形式的正本必須包含所有有關監管權的簽名和其它相關紀錄。因此,在任何特定時間原件留給有看管權的人所有。
- ◆ 只要樣本仍在收集者的監護下,監管鏈形式應隨樣本一起提供。
- 運送樣本時,監管鏈的黃色副本與樣本一起密封在容器中,白色副本由保管人維護。
 如果保管人不會在樣本分析截止日期之前返回實驗室,白色副本必須簽名並郵寄給
 ESSAP 實驗室主管。
- > 實驗室樣本監管
- 實驗室分析人員應檢查樣本容器和內容物是否被篡改、相比於原始監管鏈形式、注意 備註中的任何不足之處,並簽署表格接受監護。
- ◆ 將樣本信息輸入關係數據庫 (Relation Database, RDB)。
- ◆ 表格的白色副本由實驗室經理保存;黃色副本是歸檔在項目文件中。
- 在分析過程中,工作時間樣本將保留在上鎖的建築物中,以及非工作期間在建築物的 一個上鎖的房間中。
- ・ 實驗室經理負責確保監管鏈。
- ▶ 樣本建檔與處置
- ◆ 樣本被認為是具有活度的,直到被處置、消耗、轉移或銷毀。
- 建檔的樣本存儲在存取受限的鎖定建築物中。
- 樣本處理必須經由相關的機構批准。

第6節:分析品質控制

▶ 品質控制要求

下表列出了放射物理分析的品質控制要求:

Quality Control Activity	Frequency	Acceptance Criteria
Background: empty chamber count	Weekly	Within 3 σ of established limits for defined regions of interest and for full spectrum background
Reproducibility Check: count reference material of known activity	Daily	Within 3 σ of known

- ◆品質控制樣本應使用可追溯到美國國家標準技術研究院 (NIST) 一級或二級標準的樣本,或經工業認可的參考材料。
- 不符合要求標準的背景或可重複性計數必須重作並進行評估。必要時對系統進行維 修或校正,直到獲得可接受的結果並驗證或重新建立校正參數為止。
- ▶ 品質控制結果失控
- 品質控制結果不符合這些準則的分析由實驗室人員與計畫副主管或調查項目經理共同評估。使用諸如數據最終用途和樣本矩陣特徵之類的資訊來確定是否需要重新分析。在所有這些情況下,說明性註釋都應添加到數據表和項目文件中。
- ▶ 報告數據
- 品質控制結果符合這些準則的分析數據,被認為可以在項目報告中使用。當對樣本進行重新分析時,所有由實驗室經理與計畫副主管或調查項目經理共同確定為在技術 上合理的分析結果都應呈現在報告中。
- ▶ 一般品質控制要求

- 除非另有說明,否則用在於試劑製備的化學藥品最低要求,需要是美國化學學會試劑
 等級。樣本應使用可追溯到美國國家標準技術研究院 (NIST) 一級或三級標準的樣本, 或經工業認可的參考材料。
- 樣本分批流經化學程序。批次是用於監測樣本流量並確保品質控制。收到實驗室工作 要求後,按以下方式建立批次:
- 一批次樣本包含要通過相同程序分析一組共同參數的樣本。
- —根據分析要求的數量、樣本基質、分析參數、以及所需的品質控制水平,批次可能包含 1-20 個樣本。
- —每個批次均分配有唯一的標識號,這個標識號是批次處理日誌或者數據庫中的下一個 順序號。批次的 ID 號、樣本標識號和相關的品質控制樣本記錄在批次處理日誌或數 據庫中。
- 批次將按以下方式處理:
- —以連續/序列的方式分析樣本;不要因處理其它批次的樣本而中斷。分析應該在實驗室 或設施的同一區域。

一使用相同數量的試劑。

◆ 品質控制樣本將包括在批次內,並按下表所示進行評估:

Туре	Frequency	Acceptance Criteria
Method Blank	One per batch	Established Process Control Limits
Standard	One per batch	 Analysis value within 20 % of known value. Within 50% of known value for GAB. Uncertainty is ≤ 20% of the analysis value.
Chemical Recovery (Yield)	Per sample or at least 1 per batch	30 - 110%

◆ 定義:

- --空白方法 (Method Blank):一種分析控制,由所有試劑和內部標準組成,貫穿整個分析 過程。空白方法用於定義實驗室背景和試劑污染的水平。
- —控制標準 (Control Standard): NIST 可追溯材料或其它工業認可的標準和參考資料 (例如
 NRM · TRM)。
- ▶ 控制圖
- 維護用於關鍵實驗室品質控制參數的控制圖,以提供一種評估正在進行的過程能力 和穩定性的方法。
- 控制圖可使用以下參數來進行維護:
- --計數儀器背景
- --化學空白方法
- --參考材料
- _標準
- --化學回收 (產率)
- 空白和背景值將被繪製為總活度的實際值。
- 無論特定基質或濃度水平如何,放射化學標準品和產率結果都將以圖表形式繪製用 於特定的分析程序,以相對於已知值的比率(相對於1.0)進行繪製。

第7節:數據品質控制

收集數據以支持技術項目評估,此類評估的文件應彙整為技術報告的形式,數據管理對 於確保維持品質標準是必備程序。

- ▶ 數據品質目標 (Data Quality Objectives)
- 數據必須以清晰的方式記錄。

- ◆ 數據生成將允許在分析結果的 95%置信水平下評估最小可偵測濃度。
- 檢測靈敏度基於3加4.65倍的背景計數標準偏差。
- 報告中用於值的有效數字的數量將代表程序限制。
- 總傳遞不確定性必須要在報告中呈現。
- ▶ 數據審查

數據審查應評估以下數據:

- ◆ 記錄和轉錄的準確性
- ◆ 程序符合性
- ◆ 完整性
- ◆ 精度
- ◆ 數據處理的準確性
- ◆ 數據呈現的一致性

審查過程中發現的任何問題都將應在發布數據以供進一步使用之前解決。

- ▶ 數據修正
- 通過在條目上打一行線來指出更正,輸入新數據,然後對更正進行初始化和註明日期。數據不能使用橡皮擦或修正帶擦掉。
- ◆ 整個數據表中發現不正確的數據將被標記為此類,並標記審閱者的日期和姓名縮寫。
- ▶ 數據驗證

數據驗證是獨立於數據處理所進行的評估,以用於:

- 追蹤並證明活動、分析和決定的合理性,以確保一切都可以抵禦。
- 將一組數據與一組性能目標或數據品質目標進行比較。

每個工作陳述都應建立特定的要求,必須被驗證的項目包括:

- ◆ 使用正確的程序
- 人員培訓和認證
- 在既定參數範圍內可接受的設備/儀器功能
- ◆ 完整的數據審查
- ◆ 問題解決
- ◆ 完整的文檔
- ◆ 根據 ESSAP 不合格報告程序,驗證過程中發現的缺失都應該被處理
- ▶ 數據核准

要求發布信息的授權如下:

- 數據從實驗室放行之前,實驗室經理會審核數據以供批准。
- 最終項目報告由作者、調查項目經理、實驗室經理、品質經理和計畫主管審閱。計畫 主管批准報告分發。

第8節:文檔品質控制

項目計畫、報告和其它可交付成果必須在發布給客戶之前進行審查並發布。

▶ 責任

報告草稿審查的流程如圖二所示,最終調查報告的審核流程圖則如圖三所示。計畫相 關人員都應賦予明確的職責,包括:計畫副主管、調查項目經理、品質經理、計畫主 管、實驗室經理、項目負責人、辦公室助理、圖像協調員、業務支援分析師、作者、 資深計畫專家等。此外,依據報告類型與重要性,內部負責審查簽核的人員也應有所 調整,如下表所示:

Draft Survey Reports:	Associate Program Director
	Survey Projects Manager
	Laboratory Manager
	Quality Manager
Final Survey Reports:	Program Director
	Associate Program Director
	Survey Projects Manager
	Laboratory Manager
	Quality Manager
Survey/Project Plans:	Associate Program Director and/or Survey Projects Manager
Comment Letters:	Associate Program Director and/or Survey Projects Manager
Laboratory Statements of Work:	Associate Program Director
	Laboratory Manager
Letter Reports—Survey:	Associate Program Director
	Survey Projects Manager
	Laboratory Manager
	Quality Manager
Letter Reports - Laboratory:	Associate Program Director
	Laboratory Manager
	Quality Manager
General Correspondence:	Cognizant Manager,
	OR Associate Program Director
	OR Program Director




圖三、最終報告審查流程圖

第9節:不合格系統

不符合項目 (Nonconformance System · NC) 是不符合既定或預期要求條件的項目或過程 · 或對產品品質有不利影響的任何事件 · 要求應被定義在 ESSAP 程序書中 · 但製造商的 規格、工作者經驗和行業標準也可用於識別不利於品質的狀況 ·

▶ 現場發現不合格項

- ◆ 在完成現場活動之前,應糾正影響現場活動結果的不符合項目。
- 現場協調員確定可能的原因、矯正措施和任何必要的重新測試要求,以確保矯正措施
 已成功完成。
- 根據需要與品質經理聯繫,以幫助解決關注的狀況。
- ◆ 不合格報告返回 ESSAP 後將提交給品質經理。
- 品質經理將分配追蹤代碼,並在數據庫輸入資料。
- 從其它組織收到的與 ESSAP 活動有關的不符合項將轉發給品質經理,以按照相同的 程序進行處理。

▶ 報告要求

- 品質經理將提供季度總結報告給經理、助理計畫主管和計畫主管。季度報告將包括對
 不符合項目潛在趨勢的評估。
- 將在必要時向客戶提供不合格信息,以確保滿足項目要求。

第10節:服務組織的支援

品質保證/品質控制系統受內部和外部影響,這些機構包括對品質控制過程很重要的服務組織,並由品質經理連續監控。

▶ 設施服務

- 設施的設計和維護應與設施管理科協調,以符合安全和環境保護部批准的政府法規。
- 新設備的設計和設備維護由工作單列出的規格加以處理。
- ◆ ESSAP 制定概念計劃並確定設施和設備的品質要求,並與設施和運輸部以及安全與 環境保護部合作制定規範。
- ◆ 設施管理科制定計劃和圖紙,並維護相關的關鍵文件。
- 安全環保部執行或批准確保遵守政府安全與健康法規的措施。

▶ 採購服務

- 與財務營運部中的採購組協調確定要採購的項目。
- ◆ ESSAP 提供項目或服務的描述、規格、健康和安全注意事項、以及品質要求。
- ◆ ORISE 財務營運部負責採購處理並遵守所有適用規定。
- ◆ ESSAP 負責項目或服務的評估/檢查和付款批准。
- 控制與該過程有關的原始文件是財務營運部的責任。
- ▶ 運輸、處理、存儲服務
- 物品的運輸、處理和存儲應與安全和環境保護部以及設施和運輸部協調。
- 設備、儀器和耗材的特定處理和存儲要求,在適當的 ESSAP 或安全及環境保護署的 政策或程序中標識。設施運輸部負責遵守所有適用的運輸規定和接收物品。ESSAP 員 工可能會開始運送文書工作,但是所有貨運必須由設施運輸部人員批准和發起。

第 11 節: 關鍵紀錄的處理和存儲

ESSAP 維護所有紀錄材料,稱為"關鍵紀錄"。 關鍵紀錄定義為那些包含原始數據的紀錄 或文件,這些數據會是較難以替換的。為了進行比較,非關鍵記錄係指具有支援性質, 可以很容易替換,例如其它組織的報告或地形圖。 ▶ 責任與所有權

- 負責的項目主管確定紀錄項目的關鍵性質。
- 原始的現場和實驗室數據所有權屬於資助之機構。
- ◆ 如果他們需要這些原始材料,將保留副本以用於 ESSAP 文件。
- 經理將確定何時需要限制電子文件、拷貝文件或文件夾的存取權限。

▶ 紀錄完成標準

- 關鍵紀錄應用墨水書寫。注意圖紙和地圖可能先是用鉛筆繪製的,但必須用墨水再描繪書寫一次,或在添加數據之前通過製作複印頁面,以備永久化保存。
- 影印件必須標記為"如原件"。
- 重要紀錄必須註明日期並簽名才能有效。
- 關鍵紀錄中的資料數據不得通過擦拭或使用修正帶而抹掉紀錄。不正確的項目應通過單行輸入糾正整個項目。更正應輸入、初始化和註明日期。
- 必須修改不適合特定情況的標題列或紀錄表上要求的資訊,以滿足任務的要求。
- 如果表格或格式化日誌中要求的資訊不適用時,必須在相應的空格或列上進行標 記"NA"或經由它們以表明資訊不適用,而不是因為可能忘記填寫了。
- ▶ 現場紀錄
- 關鍵現場紀錄包括但不限於:
- —尋求技術援助 (Requests for Technical Assistance, RFTA);

—調查計畫

--調查計畫批准書

—現場日誌

- --現場數據表
- —校正數據表
- -每日結帳表
- —現場圖紙
- --監管鏈表格
- --現場認證文件
- --射源認證表
- —用於追蹤校正頻率的文件
- 原始儀器校正和維護紀錄應保存在儀器室,直到要求存檔的時間。
- 現場站點日誌必須包含以下信息:
- —現場的全名
- —項目追蹤號
- --資助機構
- --現場聯繫人姓名和電話號碼
- —代理商代表姓名和電話號碼
- —現場方向指示
- —項目目標簡介
- —入境現場時間
- --完成入境現場填寫的個人簽名
- --初步實地考察信息;當適用時

--現場人員清單,例如 ESSAP、代理商代表

—工作時間

--指定的現場主管(如果與調查計畫指定的人物不同時)

--樣本篩選計劃

-健康和安全問題

- --天氣情況 (用於外部調查)
- 一不利於調查以及人身安全的場地條件
- --數日調查活動摘要
- --計畫或程序的偏差、偏差的原因、對總體調查結果的影響、資助機構的同意
- --採集樣本的數量、類型、使用的樣本編號

▶ 現場文件要求

- 發起者負責記錄,直到任務完成。要求現場協調員負責完成的現場紀錄和在現場活動 結束前,檢查所有數據的準確性和完整性。
- 不使用紀錄時,紀錄和/或現場文件應由現場協調員保存及控制,並放置在可以密封的容器或上鎖。
- ◆ 完成後,現場檔案紀錄將放置在現場文件中,並由現場協調員負責管理。
- 現場協調員將通過註明日期和姓名縮寫來記錄評論,或在每個數據表上簽名。文件也可能通過現場日誌項目(包括所查看數據的摘要、審查者的簽名和審查日期)完成。
- ▶ 文件傳送
- 完成現場活動後,由現場協調員或其指定人或用可追蹤的運輸方式,將紀錄傳送至適當地點。

- 如果可能的話,關鍵紀錄應由程序人員運送。如果物品已寄出,則貨物必須包含在現場文件中。現場協調員啟動關鍵紀錄清單,並在紀錄清單表上輸入資訊,紀錄庫存表保存在項目文件中。
- ▶ 實驗室紀錄
- 關鍵實驗室紀錄包括但不限於:
- —工作聲明
- --實驗室分析表
- --實驗室培訓證書
- 一分析標準認證文件
- —標準砝碼組的認證文件
- --實驗室調查文檔
- —餘額日誌
- —批次處理日誌
- --監管鏈表格
- 儀器校正和操作檢查紀錄
- --計算機磁盤/磁帶
- —用於追蹤校正頻率的計算機文件
- ▶ 品保紀錄
- 關鍵的品保紀錄包括但不限於:

—在職培訓文件

-審核報告和後續文檔

--績效評估結果和相關文件

◆ 當前和前一個日曆年的紀錄應保存在品質經理辦公室,更早之前的資料則應歸檔。

▶ 紀錄檔案

- 關鍵項目紀錄,包括任何相關的文書文件,將在最終報告或最終分析結果發布給資助
 機構的三個月內完成建檔並永久保存。
- 重要紀錄將保留至少7年,以最終項目報告的日期起算。特定紀錄的保留時間,則根 據與該項目相關活動的狀態而定。
- 應向存檔協調員提交"存檔請求"表格。
- 存檔協調員將根據在表單上的清單內容驗證現場文件的內容,並通過簽署表格確認
 已收到文件,紀錄資訊將被輸入到電子數據庫。
- 歸檔完成後,"請求歸檔"表單將由存檔協調員簽名並註明日期。
- 文件存儲位置(文件櫃號和抽屜號)將在表格上註明·然後按現場名稱字母順序存放 在檔案室的活頁夾中。
- ◆ 為滿足 DOE、NRC 和 ORISE 紀錄存儲的要求,紀錄將以存取控制權限的方式存儲在 設施中。
- 歸檔文件的補充資料將與原始文件以相同的方式處理。

▶ 處置

紀錄的處置只需要由計畫主管或計畫副主管授權,並需要獲得個別項目資助機構人員的批准。

▶ 簽出/簽入

- 出於任何原因從存檔文件中刪除材料應經由存檔協調員執行。應保留日誌以標識現場標題、刪除的材料、刪除的日期、負責該文件的人員、以及其返回文件庫的日期。
 檔案協調員應在每個日期的開頭確認所有材料的移走和返還。
- ▶ 遺失的品項
- ・ 向現場協調員報告丟失的物品。如果可能,丟失的物品應予以更換或恢復。如不可行, 應嘗試將文檔添加到文件中:描述物品並根據其它可用資訊總結遺失的訊息。
- 遺失紀錄應添加到項目日誌中。

▶ 其它

- ◆ 認證和培訓紀錄由品質經理保存在個人人員檔案。
- 監管鏈紀錄必須根據第5節進行處理。
- ◆ 實驗室標準證書將歸檔並存儲在適當 (放射化學或非放射化學) 實驗室的主管辦公 室。
- 現場儀器校正射源證書應歸檔並存儲在儀器室文件。
- 與特定項目無關的關鍵紀錄將由主管認定的要求被永久存儲。
- ▶ 借入紀錄
- ◆ 其它組織生成的重要紀錄將由 ESSAP 在有限時間內保有擁有權。
- 庫存必須在收到貨物後進行驗證,然後再將貨物退還給所有者時進行驗證。負責人驗證庫存應在庫存清單上簽名並註明日期。
- ▶ 顯示已經過上述驗證程序的貨物清單副本,應包含在現場文件中。

第12節:績效評估

對 ESSAP 活動進行評估,以確保持續實現滿足客戶項目目標的充足性和有效性。

▶ 項目文件審查

- ◆ 確定對項目成功至關重要的領域/任務。基本項目工作完成後,將進行項目文件審查 (Project File Review · PFR)。
- 使用檢查表來確保所有關鍵任務都得到審查。
- 不符合要求的項目將提供與調查項目經理和/或實驗室經理進行解決。
- ◆ 所有不符合要求的項目將在發布前得到解決,最終交付給客戶。
- 將至少審查百分之二十五的項目文件。
- ▶ 將根據建立項目追蹤編號的順序選擇要審核的項目,審核也會應客戶要求執行。
- 審核文件將與項目文件一起保存在核心品保文件中。

▶ 實驗室績效評估

- ◆ ESSAP 實驗室參與績效評估 (PE) 計畫。
- ◆ 在實驗室時間表中,對樣本分析的性能評估應排在最優先等級。
- ◆ 選擇績效評估樣本類型以對應於 ESSAP 實驗室常規處理的介質和核種。
- 如果結果不在評估計畫報告所定義的可接受範圍內,則將盡快調查結果。這種情況將構成不符合項。如果有足夠的原始材料,將再次(繼續)進行分析,否則將使用 NIST 可追溯標準。無論哪種情況,都將評估結果以找出異常原因。
- 重新分析和結果評估的文檔將包含在不合格文件中。
- 在績效評估報告所定義的可接受範圍內,但在警告範圍內的結果可以由實驗室經理

 酌情決定,或在項目主管的指示下進行重新分析。
- 績效評估計畫的結果將在控制圖上進行追蹤。當評估程序提供誤差值時,將繪製
 ESSAP 結果與已知值的比率以及該比率的總傳遞誤差。

- ▶ 摘要報告將根據要求提供給客戶。
- ◆ 品質經理維護所有 PE 文件,包括電子數據庫。
- ▶ 獨立稽核
- 合約組織可隨時進行獨立稽核。
- ◆ 如果兩年內未進行獨立稽核,則應啟動進行一次稽核。
- ▶ 稽核後續追蹤
- ◆ 將及時啟動對評估/稽核結果的回應方式。
- ◆ 根據矯正措施的定義,將對完成情況進行追蹤行動要求。
- ◆ 審核、發現和結案的紀錄將保留在品質經理的辦公室或紀錄檔案中。