

行政院原子能委員會放射性物料管理局
委託研究計畫期末報告

核電廠除役之審查與驗證技術研究
(修訂版)

計畫編號：104FCMA016

執行單位：國立清華大學

計畫主持人：裴晉哲

共同主持人：白寶實、趙得勝、蔣安忠、林志宏

報告日期：中華民國 105 年 11 月 10 日

核電廠除役之審查與驗證技術研究

受委託單位：國立清華大學

研究主持人：裴晉哲

協同主持人：白寶實、蔣安忠、趙得勝、林志宏

研究期程：中華民國 105 年 1 月至 105 年 12 月

研究經費：新臺幣 480 萬元

行政院原子能委員會放射性物料管理局

委託研究

中華民國 105 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)

子計畫一：

除役核電廠用過核子燃料貯存安全與審查技術研究

計畫主持人：白寶實

報告作者：白寶實、陳美雪、謝懷恩

目錄

第一章 前言	1
第二章 計畫目標與執行方法	3
第三章 期中進度執行概況	6
3.1 獨立用過核子燃料貯存設施管制規範	6
3.1.1 ISFSI 申請執照	7
3.1.2 用過核子燃料貯存護箱核准憑證	8
3.2 美國除役電廠用過核子燃料貯存設施案例	10
3.3 受損用過核子燃料乾式貯存安全管制技術規範	26
第四章 受損燃料相關規範	31
4.1 MAGNASTOR 安全評估報告背景介紹	31
4.2 MAGNASTOR FSAR 修正案簡介	33
4.2.1 燃料提籃安全分析報告	38
4.2.2 受損燃料罐安全評估報告	39
4.2.3 主要裝載活動	40
4.2.4 結構安全評估	41
4.2.5 熱評估	43
4.2.6 熱模型規範	44
4.2.7 可運輸貯存鋼筒裝載受損燃料提籃組合之熱傳條件	44
4.2.8 傳送時溫度計算	45
4.2.9 運轉程序評估	45
4.3 貯存受損燃料之其他貯存鋼筒介紹	52
第五章 高燃耗用過核子燃料管理規範	61
5.1 背景	61
5.2 高燃耗乾式貯存研究發展計畫(HDRP)	64

5.2.1 系統設計和資料蒐集.....	67
5.2.2 數據蒐集和檢測儀器.....	68
5.2.3 量測頻率.....	72
5.2.4 姐妹棒(sister rod)評估.....	73
5.2.5 高燃耗乾式貯存計畫中之運輸計畫及後續檢測.....	73
第六章 結論.....	75

圖目錄

圖 3-1 Crystal River Unit3 reactor 和 ISFSI 預定場址圖	12
圖 3-2 NUHOMS-24p 水平式乾貯設施系統圖	14
圖 3-3 San Onofre 核電廠之 ISFSI.....	15
圖 3-4 San Onofre 核電廠和 ISFSI 場址圖.....	15
圖 3-5 Trojan 核電廠和 ISFSI 場址圖	19
圖 3-6 Trojan 核電廠之 ISFSI.....	19
圖 3-7 Trojan 核電廠 ISFSI 配置圖	20
圖 3-8 Rancho Seco 核電廠和 ISFSI 場址圖	22
圖 3-9 Rancho Seco 電廠之 ISFSI.....	22
圖 3-10 Vermont Yankee 核電廠及 ISFSI 場址圖	25
圖 3-11 用過核子燃料分類關係圖.....	27
圖 4-1 受損燃料提籃組合配置圖	34
圖 4-2 受損燃料罐外型尺寸	35
圖 4-3 受損燃料罐細部詳圖(1).....	36
圖 4-4 受損燃料罐細部詳圖(2).....	37
圖 4-5 受損燃料罐細部詳圖(3).....	38
圖 4-6 PWR 燃料提籃優先負載排列形式.....	43
圖 4-7 24PT1-DSC 及 24PT4-DSC 燃料格架間隙最小寬度配置.....	55
圖 4-8 24PT4-DSC 熱負載組態#1.....	56
圖 4-9 24PT4-DSC 熱負載組態#2.....	57
圖 4-10 24PT4-DSC 熱負載組態#3.....	58
圖 4-11 24PT4-DSC 受損燃料罐位置.....	59
圖 4-12 32PTH2-DSC 熱負載區域組態.....	60
圖 5-1 HDRP 時程規劃示意圖	64

圖 5-2 金屬護箱上視圖(無上蓋).....	68
圖 5-3 金屬護箱上蓋安裝上視圖	68
圖 5-5 熱電偶計軸向位置示意圖	71
圖 5-6 導引式插入方式.....	72

表目錄

表 3-1 各電廠中期貯存相關資料	10
表 3-2 Trojan 核電廠除役時程	17
表 3-3 Trojan 核電廠破損燃料處置內容	18
表 4-1 PWR 受損燃料罐的主要尺寸與材質	39
表 5-1 金屬護套總類	66

第一章 前言

政府在民國 100 年 11 月 3 日公開宣示新能源政策，推動「確保核安、穩健減核、打造綠能低碳環境、逐步邁向非核家園」的能源發展願景，決定國內既有核能電廠不延役，並依規定展開核能電廠除役計畫，除役是核能電廠生命最後的一個步驟，主要目的是要讓廠址永久安全及恢復廠址土地資源之再利用。第一核能發電廠一號機組，將於 107 年底運轉到期，根據我國核子反應器設施管制法之規定，核子反應器設施之除役，經營者應於設施預定永久停止運轉之三年前檢附除役計畫，向管制機關提出申請，因此台灣電力公司已於 104 年 11 月底提出核一廠除役計畫。核子設施除役是一項需要密集技術支援與資金花消之長期工作，並需要縝密長遠之規劃。

放射性廢棄物之安全管理一向為社會大眾所關心，其中有關用過核子燃料運送及貯存安全，在日本 311 福島事件之後，更是現階段民眾關注的議題。目前我國用過核子燃料管理策略為「近程採廠內水池貯存、中程以廠內乾式貯存、長程推動最終處置」，因此目前核一廠用過核子燃料池在逐漸貯滿之際，為維持核電機組正常營運及除役後用過核子燃料的安全置放及管理，必須採用中期之廠內乾式貯存，以舒緩用過燃料池貯存空間不足問題。

用過核子燃料乾式貯存已經是國際上成熟的技術，也是國際上普遍採行的做法。截至 103 年底，國際間已有 22 個國家設置乾式貯存設施，包含美國、加拿大、德國等，目前正在使用中的乾式貯存設施共有 121 座，另有 4 座正在興建中並預計 2018 年前陸續啟用，顯示乾式貯存系統已是國際間普遍使用及成熟的貯存技術。因此我們必須參酌歐、美、日等先進核能國家之針對用過核子燃料乾式貯存之管理經驗，掌握各國用過核子燃料之乾式貯存之實務經驗及關鍵安全問題與評估

技術，並建立一套完善之除役計畫審查機制，以確保國內用過核子燃料安全管理順利推展並確保其安全。以及藉由瞭解國外用過核子燃料乾式貯存重要工作相關法規的要求，於用過核子燃料之乾式貯存技術上，提供國內逐漸展開的各項除役活動一個重要且有價值之參考資料平台，並建立一套完善之除役計畫審查機制，藉此並能建立除役審查團隊，以期協助審查各項除役作業計畫，使除役計畫得以順利執行。

第二章 計畫目標與執行方法

除役是核能電廠生命最後的一個步驟，主要目的是要讓廠址永久安全及恢復廠址土地資源之再利用。因此配合政府政策，核能一廠於永久停止運轉後，須將用過核子燃料從用過燃料池中移除做乾式貯存之中期處置，才能對反應器廠房進行拆除等工作。

用過核子燃料之乾式貯存方法為，將用過核子燃料置於金屬容器中並填入惰性氣體氬氣後再加以密封，藉由與外部混凝土護箱形成之空氣間隙，產生空氣自然對流進行冷卻金屬容器中之用過核子燃料持續產生之餘熱，並利用外部的混凝土護箱來保護金屬容器並降低輻射劑量。

其作業流程為將用過核子燃料進行吊掛並裝填於乾式貯存密封鋼桶，置入混凝土護箱後，以油壓車搭配氣墊系統，從反應器廠房移出，送至廠內之用過核子燃料中期貯存場。進行用過核子燃料的吊掛及裝填前，必須針對燃料護套的破損進行檢定及檢測，以確保用過核子燃料之安全吊掛、裝填及貯存。用過核子燃料於吊掛及裝填時，也可能發生核子燃料墜落事故造成燃料破損意外，其對後續之貯存亦會產生不良影響。於廠內運送過程中，也可能發生混凝土護箱傾斜及掉落等事故，恐造成輻射物質外洩；故進行中期用過核子燃料貯存作業時，對可能發生異常或意外事故時之安全評估是必須且重要的。因此，電廠除役過程中，用過核子燃料之吊掛、裝填、場內運送及貯存作業之安全規範強化建議，皆是本審查評估案之工作重點。

再者，由於乾式貯存之燃料包括高燃耗或冷卻期較短之燃料束，其衰變熱尚處於較高之狀態，其燃料棒之溫度亦偏高，其對於乾貯鋼桶內之移熱效能會造成一定之影響與挑戰。因此本計畫亦針對受損、高燃耗之用過燃料束進行乾式貯存之相關管制審查作業評估，對此種特殊情況燃料束之安全管制予以特別注意。

本計畫將針對用過核子燃料乾式貯存作業安全審查管理作法，進行國際重要文獻之蒐集與整理，提供國內核電廠此次除役活動一重要參考資料平台。

本研究計畫將透過以下工作項目，達成核能電廠除役之用過核子燃料存放作業之審查：

1. 蒐集國際間已成功申請除役電廠之"停機後除役行動報告"(Post-Shutdown Decommissioning Activity Report；PSDARs)及"用過核子燃料獨立貯存設施"(Independent Spent Fuel Storage Installation；ISFSI)之執照申請程序與規範，如美國 Crystal River unit 3 電廠，San Onofre 電廠，Trojan 電廠，Rancho Seco 電廠，Vermont Yankee 電廠，以瞭解國際間針對除役電廠用過核子燃料乾式貯存之方式與重點作為。
2. 蒐集美國核管會針對用過核子燃料乾式貯存作業之相關規範，如管制法規 10 CFR Part 72 (Licensing Requirements for The Independent Storage of Spent Nuclear Fuel, High-Level Radioactive Waste, and Reactor-Related Greater Than Class C Waste)及指引 NUREG-1536 (Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems at a General License Facility)、NUREG-1567 (Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities)、NUREG-1571 (Information Handbook on Independent Spent Fuel Storage Installations)、ISG-1(Classifying the Condition of Spent Nuclear Fuel for Interim Storage and Transportation Based on Function)、ISG-11(Cladding Considerations for the Transportation and Storage of Spent Fuel)，以及相關技術報告及論文資料等，以瞭解美國及國際間對用過核子燃料乾式貯存之安全管制作法。

3. 針對受損燃料、高燃耗用過核子燃料進行乾式貯存之相關安全管制審查評估。
4. 進行核一廠用過核子燃料乾式貯存作業之安全分析審查，提出其相關之安全規範。
5. 提出本研究資料蒐集、研讀及整理完後之年度報告，以及配合國內相關法令，針對核一廠提出相關建議，強化核電廠用過核子燃料乾式貯存作業之審查技術及深度。

第三章 期中進度執行概況

3.1 獨立用過核子燃料貯存設施管制規範

為使核電廠在運轉年限中能夠安全營運，且在年限屆滿後能夠順利除役，於是各國紛紛興建「獨立用過核子燃料貯存設施(Independent Spent Fuel Storage Installation, ISFSI)」存放用過核子燃料。

美國針對獨立用過核子燃料貯存設施有相當多的法規規範，如 10 CFR Part 72 針對貯存，以及 10 CFR Part 71 則是針對運送，兩者對於獨立用過核子燃料貯存設施皆必須滿足以下要求：

- (1) 確認輻射劑量低於法規限值；
- (2) 維持次臨界(Sub-Criticality)；
- (3) 貯存時能滿足密封需求(Adequate Confinement)；

另外，10 CFR Part 72 還要求其貯存系統設計必須允許用過核子燃料在執照有效期限內可再取出進行再處理或最終處置作業。

而依據美國法規 10 CFR Part 72 規定，獨立用過核子燃料貯存設施區分為兩種執照申請方式，一種為「通用執照(General license)」，意指當申請人持有 10 CFR Part 50 運轉執照，且計畫在電廠內建造設施者，可直接合法選擇以通用執照方式進行貯存設施建造計畫；若無上述兩種必要條件，則為「特定場址執照(Site-specific license)」。

3.1.1 ISFSI 申請執照

I. 特定場址執照申請

對於特定場址執照之 ISFSI，美國核管會要求須符合 10 CFR Part 50 之各項安全審查與環境評估，其相關規定條列於 Subparts A-I。因此申請者須提送財務資訊、技術規範、安全分析報告(SAR)、環境評估報告(ER)、緊急應變計畫(EP)、ISFSI 除役計畫以及保安計畫予 NRC 進行審查。該執照涵蓋廠內(at-reactor)及廠外(away-from-reactor, AFR)，其年限原以 20 年為限，到期前可再申請延長 20 年。但由於最終處置計畫延宕，2011 年 1 月 NRC 變更法令將時間延長為停止運轉後 60 年，但美國環保團體及東北四州(康乃狄克州、新澤西州、紐約州和佛蒙特州)於 2011 年 2 月共同提起訴訟，指控 NRC 濫用自由裁量權，並違反國家環境保護法、行政程序法、原子能法等，因此 2012 年 6 月 NRC 被裁定必須進行額外的環境分析才能變更法令。因此 NRC 於 2013 年 9 月完成環境影響評估(EIS)草案，並提出放射性廢棄物信心決策(WCD)，並且最後定稿版如期於 2014 年 9 月正式公布，美國核管會也恢復了原已中止的相關執照申請之發照作業。並且因有多個特定場址執照申請延長 40 年，NRC 審慎評估後，已於 2014 年 8 月修改法規，首次執照可達 40 年，並可再申請延長 40 年(10 CFR 72.42 Duration of license; renewal)。[註:可參考用過核子燃料循環管理方案技術可行性研究，2011&2012，核能研究所，周鼎以及 IAEA，2009，NF-T3.6, Mangement of Damaged Spent Nuclear Fuel]

特定場址執照申請的審查時程約需 15-45 個月，一般而言，引用取得符合證書的典型時程是 36 個月。在 10 CFR 72 Subparts B 中說明 ISFSI 的執照申請該有的資訊，而在 Regulatory Guide 3.50"用過核子燃料與高放射性廢棄物貯存技術申請執照的標準格式與內容"，說明了執

照申請文件的可接受格式，而後 NRC 會依據 NUREG-1567"用過核子燃料乾式貯存設施的標準審查計畫"來進行審查。

II. 通用執照申請

1990 年 NRC 出版了 10 CFR 72 之下的通用執照，Subpart K 即電廠內用過核子燃料貯存的通用執照，該條文允許 10 CFR 50 持照者可以直接選用 NRC 核可的貯存護箱貯存其 SNF，而無須比照特定場址執照申請手續，即不須 NRC 事前核准。而後各廠家便可自由選用條列於 10 CFR 72.214 中取得符合證書的貯存護箱進行裝填及貯存，但反應器執照者須在首次使用護箱前 90 天通知 NRC，並於開始使用護箱 30 天內，執照者應向 NRC 登記註冊。

若要將 SNF 以通用執照載入核准護箱內，執照者必須在使用前依 10 CFR 72.212(核准通用執照的條件)進行評估，須符合 CoC(Certificate of Compliance)的設立條件、護箱貯存基座(pad)及區域已合宜設計、可承載護箱負載，並且符合 NRC 有關放射性物質液體及直接輻射標準，這些評估皆須包含，如同特定場址執照的 SAR 及 ER。

3.1.2 用過核子燃料貯存護箱核准憑證

執照下的 SNF 貯存護箱，其核准流程紀錄在 10 CFR 72，Subpart L，"用過核子燃料貯存護箱的核准"，兩用護箱則需另外依循 10 CFR 71 的規定。貯存與運送的核准憑證(Certificate of Compliance，CoC)申請核准流程可分開或同步進行。NRC 將依照 NUREG-1536"乾式護箱貯存系統的標準審查計畫"來審查，其核准條件要點如下：

- SNF 貯存護箱的設計製造、測試及維護，必須具備符合 NRC 要求的品保計劃及符合 10 CFR 72.236(用過核子燃料貯存護箱核准與製造的特定要求)。
- SNF 貯存護箱的設計製造測試及維護，必須具備符合 NRC 要求的

品保計劃。

- CoC 護箱，可以在取得 CoC 之前開始製造，但風險自負，而取得 CoC 之前就製造的護箱必須符合最終 CoC 規範，始可將 SNF 載入。
- 護箱廠家必須確保 CoC 底下製造的每個護箱紀錄都已建立與維護，紀錄包含，
 - NRC CoC 編號。
 - 護箱模型編號。
 - 護箱身分證號。
 - 製造開始與結束日期。
 - 確認護箱設計、製造、測試及維修依循 NRC 的品保方案。
 - 確認 10 CFR 72.236(j)所要求的檢視已執行並合格。((j)用過核子燃料貯存護箱必須經過檢測，以確認沒有裂縫、微細穿孔(pin hole)、未知的空隙，或其他缺陷足以影響密封之有效性)
 - 護箱使用者名稱與住址
- 該紀錄原始文件已提交使用者，護箱廠家擁有一份影印，該紀錄可供 NRC 檢視。
- 護箱廠家必須確保成文的程序與合宜之測試，並已在核准護箱使用前建立完成。其影本須提交每位護箱用戶。

3.2 美國除役電廠用過核子燃料貯存設施案例

核電廠除役之安全評估規範目的，主要是提供執行單位以及管制單位作依據，以用來確保核能電廠的除役步驟是在安全且環境許可下之方法所進行，並根據美國核管會公布，美國共有 60 組一般場址執照之獨立用過核子燃料乾貯設施，及 15 組特定場址執照之獨立用過核子燃料貯存設施已建造完成，本研究選定了 Cristal River unit 3、San Onofre、Trojan、Rancho Seco、Vermont Yankee 5 個電廠進行資料蒐集，其各電廠中期貯存技術相關重要資料如表 3.1 所示。

表3-1 各電廠中期貯存相關資料

reactor	Cristal River unit 3	San Onofre	Vermont Yankee	Rancho Seco	Trojan
Owner/operator	Duke Energy	Southern California Edison	Vermont Yankee Atomic Power	Sacramento Municipal Utility District	Portland General Electric
Operating period	1977-2009	1968-1992 (unit 1) 1983-2013 (unit 2, unit 3)	1972-2014	1975-1989	1976-1993
Reactor type	PWR	PWR	BWR	PWR	PWR
Current status	SAFSTOR in progress	SAFSTOR (1992-2000, for unit 1) DECON (2000 for unit 1, 2013 for unit 2, 3)	SAFSTOR in progress	DECON in progress	DECON completed
ISFSI Licensing Method	General License	General License	General License	Site Specific License	Site Specific License
Dry Storage Technplogy	NUHOMS-32PT H1	Holtec HI-STORM 68B	Holtec HI-STORM 68B	NUHOMS-MP18 7	Holtec

ISFSI Load Date*	Planned 01/2018-08/2019	08/2009-08/201 1	03/2008~	04/2001-08/2002	12/2002-09/2003
-------------------------	----------------------------	---------------------	----------	-----------------	-----------------

● **Cristal River unit 3 電廠**

美國杜克能源公司所擁有的 Crystal River 3 號核電廠自 2009 年進行燃料換填及功率提升發生問題後，一直處於停機狀態。而杜克能源於 2013 年 2 月決定將該機組除役。2013 年 12 月，杜克能源公司經仔細評估後，提交 Crystal River 3 號核電廠之停機後除役計畫書 (Post-Shutdown Decommissioning Activity Report，PSDAR) 予美國核管會。

該公司對於 Crystal River 3 號核電廠除役後所面臨的第一個問題則是該廠所有用過核子燃料(Spent Nuclear Fuel)之處置與貯存。由於 Crystal River 3 號核電廠已處於停機狀態，不會產生出新的用過核子燃料。因此，杜克能源設計兩套貯存方式，第一種為濕式貯存(Wet Storage)，即為繼續存放於廠內之用過燃料池中。第二種則為存放於乾貯桶內之乾式貯存(Dry Storage)。經杜克能源評估成本、建設、場地...等因素後，決定以乾式貯存桶存放為主。

由於美國能源部(Department of Energy; DOE)之雅卡山終期貯存場址(Permanent Storage of Yucca Mountain site)計畫生變，造成許多即將除役之核電廠之用過核子燃料需另尋其他地點或方式存放。而 Crystal River 3 號核電廠也遭遇相同情況，現階段杜克能源公司已對美國能源部提出相關訴訟，要求其對於該廠建設 ISFSI 及用過核子燃料運送與處置進行賠償。

針對 Crystal River 3 號核電廠之 ISFSI 之相關建設，杜克能源已於 2014 年起，計畫分為三個階段進行。首先，2014 年底進行 ISFSI 建設

之設計工作。第二階段由 2015 年起至 2017 年，完成 ISFSI 之建設工作。最終期望於 2019 年，將所有 Crystal River 3 號核電廠之所有用過核子燃料移放至其 ISFSI 進行乾貯作業。而乾貯作業進行之後，杜克能源公司假設美國能源部可能於以下三個時間點 2024、2036 或 2050 年，將 Crystal River 3 號核電廠之所有用過核子燃料取回並安置。圖 3-1 為 Crystal River 3 號核電廠和 ISFSI 預定場址圖。



圖 3-1 Crystal River Unit3 reactor 和 ISFSI 預定場址圖

● San Onofre 電廠

美國南加州 San Onofre 核電廠 1 號機於 1992 年 11 月正式步入除役，並於 1994 年 11 月提交 NRC 其規劃之除役計畫，後於 1996 年 12 月經 NRC 追認該計畫認可為停機後除役計畫書(PSDAR)。2013 年 6 月，由該電廠所屬母企業南加州艾迪生公司宣布 2 號機及 3 號機皆停

止運轉且開始進行除役相關工作，並於 2014 年 9 月同時提交 2 號機及 3 號機之 PSDAR。PSDAR 中規劃 3 個機組的用過核子燃料乾貯作業持續 6 年，自 2014 年 1 月開始進行至 2019 年 6 月，期間除役作業只進行除役作業的準備及反應器內部組件的拆除，待乾貯作業全部完成，才進行系統及大型組件的拆除。

該公司對於用過核子燃料相關處置有一定程度之經驗，例如 1988 年，該廠 1 號機組面臨用過燃料池容量不足之問題，該廠便將 1 號機組之 188 組用過核子燃料組件移至 2、3 號機組之用過燃料池內存放。且於 1 號機組除役後，持續建置 ISFSI 並進行乾貯作業，更讓該廠擁有濕式貯存與乾式貯存及其燃料傳送之寶貴經驗。

截至 2014 年 9 月，San Onofre 核電廠於廠區規劃之 ISFSI 內設置了 52 組乾貯護箱，型號為 NUHOMS-24PT1* (1 號機組) 及 NUHOMS-24PT4* (2 號及 3 號機組) 水平式乾貯設施，並以鐵軌傳送之方式將用過核子燃料運送至 ISFSI，其 ISFSI 及廠址如圖 3-2、3-3 及 3-4 所示。該廠為貯存 1 號機組之用過核子燃料及超 C 類材料 (GTCC; 核子廢料之等級定義請參閱美國聯邦法規 10 CFR 61.55 及 10 CFR 61.56) 以上之放射性廢料，共使用 19 組不鏽鋼貯存護箱，而 2、3 號機組則分別使用了 11、12 組乾貯護箱。而每組乾貯護箱最多能放置 24 束核子燃料(*PT1 最多可貯存 4 束失效燃料束，但不能貯存高燃耗燃料束；PT4 最多可貯存 12 束失效燃料束，並且可以貯存高燃耗燃料束)。

針對受損用過核子燃料於該廠內之 ISFSI 貯存，包含了利用 9 個密封鋼筒(Canister)(24PT1)貯存 1 號機之 27 束受損燃料(西屋 14X14 燃料)，1 個貯存 GTCC(Greater-than-Class-C)；利用 4 個密封鋼筒(24PT4)貯存 2 號機組內之 46 束受損燃料(CE 16X16 燃料)；最後利用 2 個密封鋼筒(24PT4)貯存 3 號機組內之 22 束受損燃料(CE 16X16 燃料)。

目前 San Onofre 核電廠(San Onnfre Nuclear Generting Station; SONGS)計畫是取得 ISFSI 擴建許可，以容納 2、3 號機組燃料池中的過用核子燃料，SONGS 計畫在 2017 年開始將 2 號機及 3 號機用過燃料池中的用過核子燃料轉移至 ISFSI，並希望在 2019 年完成。未來 2 號機仍需要額外的 47 個乾貯護箱，3 號機則需要額外的 44 個乾貯護箱，待美國能源部預計 2048 年完成之永久貯存方案落實前，該廠之用過核子燃料皆繼續安放至廠區內之乾貯設施中。

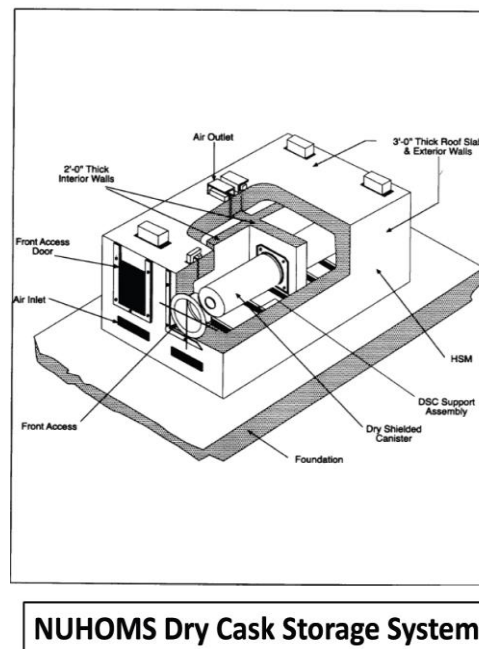


圖 3-2 NUHOMS-24p 水平式乾貯設施系統圖

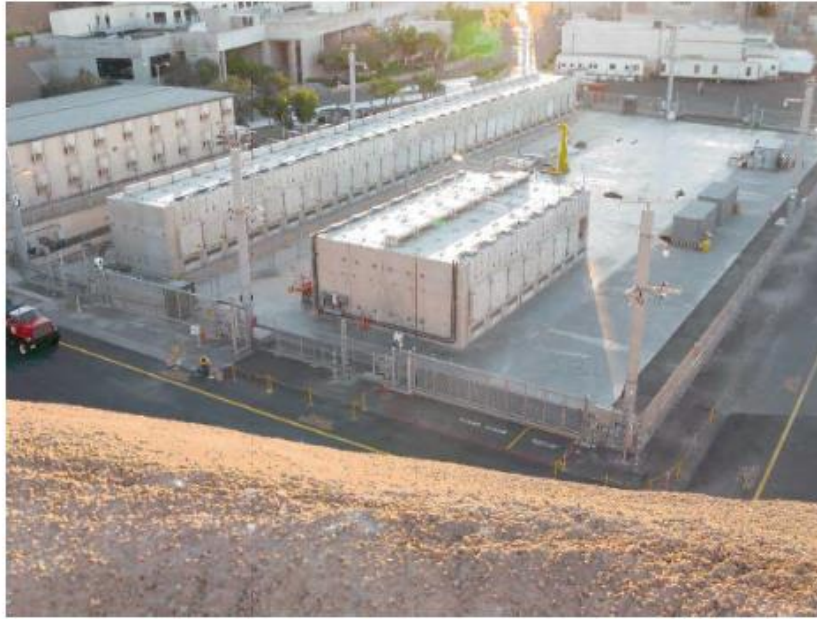


圖 3-3 San Onofre 核電廠之 ISFSI



圖 3-4 San Onofre 核電廠和 ISFSI 場址圖

● Trojan 電廠

Trojan 核電廠是西屋公司的壓水式核電廠(PWR)，位於美國哥倫比亞市，於 1976 年 3 月開始商業運轉，隸屬於波特蘭通用電氣公司

(Portland General Electric, PGE)。在 1993 年 1 月 PEG 因為財務因素(維修蒸氣產生器費用)而決定永久停止運轉，1993 年 5 月 NRC 將其運轉執照轉換為"財產擁有執照(Possession Only License, POL)"，並允許 PEG 將用過核子燃料貯存於用過燃料池(SFP)中，NRC 也在 1996 年 4 月同意了該廠之除役計畫。圖 3-5 為 Trojan 電廠除役完成後的現場空拍圖，反應器及相關結構已拆除，2005 年 6 月 NRC 終止 Part 50 電廠運轉執照，場址已釋出供發電使用。

Trojan 核電廠選擇以立即拆除(DECON)的除役方式，並於 1995 年開始拆移大型組件，包含反應器壓力槽、蒸氣產生器及調壓槽，並於 2003 年 9 月完成將 791 束用過核子燃料(約 345 公噸鈾)，用鐵軌運送，從用過燃料池中完全移至 ISFSI，並且電廠執照也由 10 CFR 50 轉為 10 CFR 72，該電廠除役時程如表 3-2 所示。該 ISFSI 共有 34 個裝載護箱，如圖 3-6 所示。其中 6 個多功能鋼筒(MPC)裝載失效燃料罐(Failed fuel cans, FFC)，1 個 MPC 裝載受損燃料容器(Damaged fuel container, DFC)，受損燃料組件裝載於 FFC 或 DFC 中，再貯存於 MPC。而燃料殘骸(debris)包括鬆脫燃料丸、燃料碎片，及燃料棒與燃料束隔板(grid)組件的部分元件，因為無法用正常方法吊卸，所以須先存放在流程罐(process cans)中或直接置入 FFC，這需視其受損程度而定。流程罐可以去除燃料殘骸的有機物污染。流程罐大部分貯存在流程罐小盒(capsule)中，每個流程罐小盒包含 5 個流程罐，該電廠破損燃料裝置內容如表 3-3 所示。

Trojan 電廠 ISFSI 之 34 個護箱共裝載 780 個完整組件，10 個部分組件，8 個流程罐小盒，1 個燃料棒貯存間隔(rack)內有 23 根破損或受損燃料棒和 1 個組件骨架。

多功能鋼筒(MPC)是個圓柱形的不銹鋼鋼筒，內部為套管組件

(sleeve assembly)或提籃(basket)，可裝載 24 組 PWR 燃料束，其中的 20 個組合套管或隔間(cell)用來裝載完整燃料，4 個角落的隔間稍大，用來裝載失效燃料罐(FFC)或受損燃料容器(DFC)。所有的套管組件均以未塗料的不銹鋼製造，因此不會產生氫氣，也不會生鏽，裝填用過核子燃料後，抽真空並焊封，內部填充 99.995%的純氬氣，並保持 30psi，氬氣提供合適之熱傳機制，並為惰性氣體，使內部在長期貯存下不會腐蝕。

Trojan 電廠使用兩種 MPC，MPC-24E 及 MPC-24EF，"EF"型式的 MPC，可以在內部的 4 個角落貯存 FFC 或 DFC，兩者熱傳效能相同，但"EF"最近頂蓋的外殼(shell)厚度為 1 吋而非 0.5 吋，這是因為 10 CFR 對於 MPC 運送燃料殘渣有更嚴格的運送規定。

表3-2 Trojan核電廠除役時程

Permanent Shutdown	1993 年 1 月
Large Component Removed	1995 年 11 月
Decommissioning Plan NRC Approved	1996 年 4 月
Reactor Vessel Removal	1999 年 8 月
Fuel Transfer to the ISFSI began	2002 年底
ISFSI Fully Loaded	2003 年 9 月

表3-3 Trojan核電廠破損燃料處置內容

HOLTEC MPC No.	MPC Type	CONCRETE CASK No.	ISFSI LOCATION	FFC No.	MPC Cell	Assembly No.	Contents
19	E	PCC-27	W25	13	B2	A45	165 rods
				20	E5	B22	Skeleton, no fuel rods
27	E	PCC-25	W22	DFC	B2	C18	Intact Assembly with 1 missing rod
29	EF	PCC-18	E35	1	B2	-	Process Can Capsule 07
				12	B5	-	Process Can Capsule 08
				18	E2	-	Process Can Capsule 09
				15	E5	-	Process Can Capsule 10

HOLTEC MPC No.	MPC Type	CONCRETE CASK No.	ISFSI LOCATION	FFC No.	MPC Cell	Assembly No.	Contents
30	EF	PCC-13	E23	1	B2	F18	
				2	B5	F19	
				3	E2	F56	
				4	E5	F07	
31	EF	PCC-14	E24	6	B2	F04	
				16	B5	F02	
				17	E2	F03	
				19	E5	F05	
32	EF	PCC-15	E25	10	B2	-	Process Can Capsule 02
				8	B5	-	Process Can Capsule 03
				9	E2	-	Process Can Capsule 04
				7	E5	-	Process Can Capsule 06
33	EF	PCC-34	W23	5	B2		Fuel rod storage rack 1
				23	B5	D38	
				22	E2	-	Process Cans 4 & 9 and 8 Bottom Nozzles



圖 3-5 Trojan 核電廠和 ISFSI 場址圖



圖 3-6 Trojan 核電廠之 ISFSI

FIGURE 2-1
ISFSI PAD LAYOUT

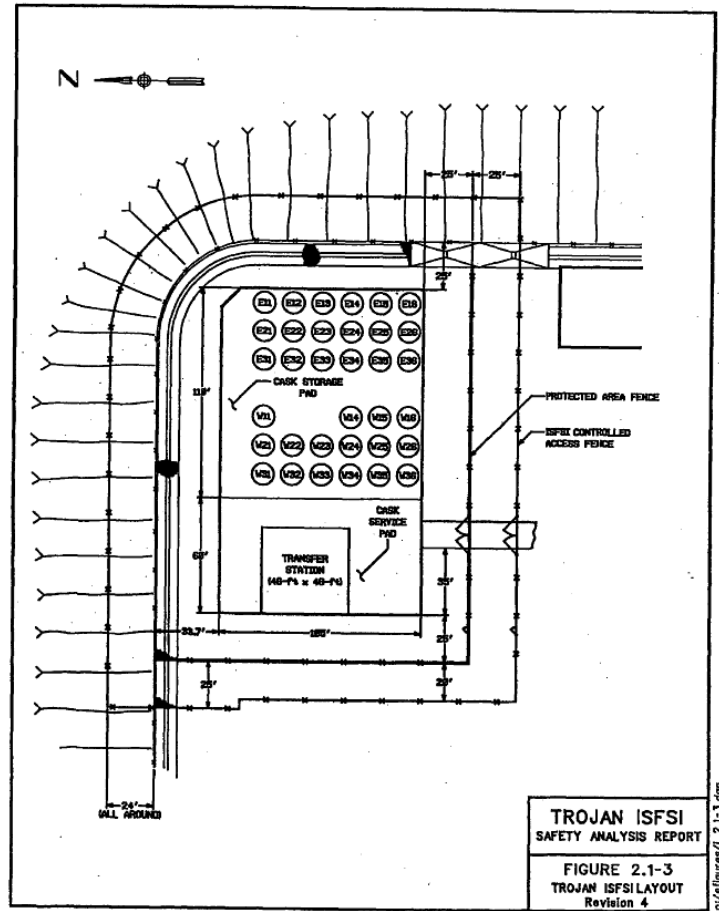


圖 3-7 Trojan 核電廠 ISFSI 配置圖

● **Rancho Seco 電廠**

Rancho Seco 電廠位於美國加州的沙加冕度市(Sacramento)，於 1975 年開始商業運轉，隸屬於沙加冕度市政公用區(Sacramento Municipal Utility District, SMUD)管轄，圖 3-8 為 Rancho Seco 電廠和 ISFSI 廠址圖。1989 年 6 月，公民投票決定終止 Rancho Seco 電廠之運轉，並於 1989 年 8 月 SMUD 通知美國核管會。

1991 年 3 月 Rancho Seco 電廠提出以延遲拆除(SAFSTOR)方式進行除役，並提交除役申請予 NRC，且 NRC 於 1995 年 3 月底頒發除役許可給 Rancho Seco 電廠。但 1999 年時，Rancho Seco 電廠為了能於

2008 年前完成除役作業，決定更改成較快速之立即拆除(DECON)法。

而其電廠內之獨立用過核子燃料貯存設施則依據法規 10 CFR 72 規定，於 1991 年 10 月申請特定場址執照；該獨立用過核子燃料貯存設施包含裝載 493 束核子燃料之 21 個乾貯鋼筒，以及 1 個裝載超 C 廢料之乾貯鋼筒，該貯存系統採用 NUHOMS-24P 設計，如圖 3-9 所示。

該電廠 NUHOMS 貯存系統包含 1 個傳送護箱(transfer cask)，21 個乾貯鋼筒(dry storage canisters)，22 個水平貯存模組(horizontal storage modules, HSM)，和一個多軸掛車(multi-axle trailer)。乾貯鋼筒存放內容包含 3 種，第一種為裝載單純燃料組件(FO-DSC)(2 個)，第二種為含有燃料控制元件(FC-DSC)(18 個)，第三種為裝載受損燃料專用(FF-DSC)(1 個)。每個乾貯筒最多可擺放 24 束單純燃料組件或燃料控制元件，或者 13 束受損燃料組件。該電廠 21 個乾貯鋼筒中包含了，48 束單純燃料組件，432 組燃料控制元件，以及 13 束燃料受損組件。

該電廠所用 ISFSI 為 NUHOMS 系統，該設施標準操作程序是將裝載用過核子燃料的乾式貯存桶放在傳送護箱內，然後經洩水、乾燥、焊接密封乾貯鋼筒，再填入氬氣，並以多軸掛車傳送至貯存區域，再以液壓方式將貯存鋼筒推入提供保護與屏蔽功能的鋼筋混凝土製水平貯存模組中，透過外部混凝土結構達到輻射防護，並利用空氣自然對流方式，達到冷卻目的，進行乾式貯存。

2002 年 8 月，依據 10CFR Part 72，Rancho Seco 電廠已將廠內 493 束用過核子燃料傳送至 ISFSI 進行貯存。

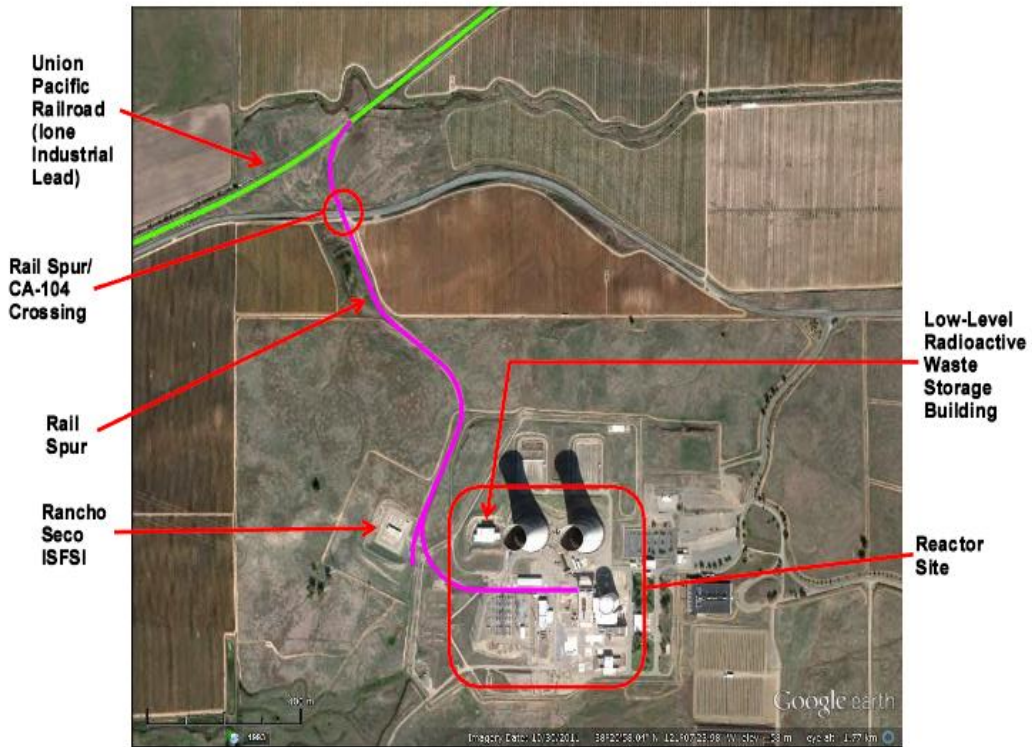


圖 3-8 Rancho Seco 核電廠和 ISFSI 場址圖



圖 3-9 Rancho Seco 電廠之 ISFSI

● **Vermont Yankee 電廠**

Vermont Yankee 核電廠是 GE 的沸水式核電廠(BWR)，熱功率為 1912MW，因為進行過執照更新 20 年，運轉執照到期日延長為 2032 年 3 月。然而 2013 年 9 月 Entergy 核能運轉公司(ENO)通知 NRC，旗下 Vermont Yankee 核電廠將提前於 2014 年第四季(2014 年 12 月)永久

停機，並於 2014 年 12 月提送 PSDAR 予 NRC。PSDAR 包含計畫中的除役活動，及其完工時程，除役費用估算，及環境衝擊描述討論，同時討論用過核子燃料與廠址復原的時程與相關管理費用。

目前選擇以 SAFSTOR 方式進行除役。其用過核子燃料須暫時存放於用過燃料池(SFP)中。並擴建現有獨立用過核子燃料貯存設施，以便對所有用過核子燃料組件及超 C 級(GTCC)廢料進行乾式貯存。這些用過核子燃料最終將由能源部接手。估計用過核子燃料將在 SFP 貯存 4.2 年(2016 年-2020 年)，乾式貯存 32.5 年(2020 年-2052 年)，其間用過核子燃料自 2025 年開始轉交 DOE，電廠在無核子燃料狀態下繼續以 SAFSTOR 存放 15 年(2053 年-2067 年)，而後開始進行拆除與除汙(D&D)，預計 2073 年執照終止，並於 2075 年完成廠址復原。總計自永久停機到執照終止共 59 年，符合 10CFR50.58(a)(3)除役須在電廠永久停止運轉后 60 年內完成的規定。上述用過核子燃料貯存時程，乃假設 DOE 將於 2026 年開始開始接收 Vermont Yankee 的用過核子燃料，並於 2052 年運送完畢。

Vermont Yankee 核電廠第一期獨立用過核子燃料設施採用 Holtec 的 HI-STORM 100 系統，並於 2008 年初建造完成，並分別於 2008 年、2011 年及 2012 年進行裝載作業，陸續將 884 束核子燃料傳送至 13 個乾貯鋼筒中進行存放，Vermont Yankee 核電廠及 ISFSI 場址圖，如圖 3-10 所示。

該 HI-STORM 100 系統包含三個組件，多功能鋼筒(multi-purpose canister, MPC)、貯存外包裝(HI-STORM)、傳送護箱(HI-TRAC)，使用時必須的附屬設備，如真空乾燥系統、氬氣回充系統附洩漏偵測、吊掛與操作系統、焊接系統及傳送車輛/拖板車。該系統運轉程序如下：

1. HI-TRAC 及 MPC 載入燃料池中，無須加上蓋。

2. 將燃料組件載入 MPC 燃料提籃。
3. 將 MPC 上蓋降下。
4. HI-TRAC/MPC 組件移至除汙區，將 MPC 上蓋進行焊接，執行壓力測試、水壓測試及洩漏測試。
5. MPC 進行洩水，真空乾燥，填充氬氣，焊封圓環。
6. HI-TRAC 圓環瀝水，外表面除汙。
7. 安裝 MPC 吊裝防滑木條。
8. HI-TRAC 池內上蓋移開，傳送上蓋定位。
9. 將 MPC 降低，安裝在 HI-TRAC 傳送上蓋上。
10. HI-TRAC/MPC 組件傳送至 HI-STORM 外包裝頂上。
11. MPC 由吊具支撐，傳送上蓋打開。
12. 將 MPC 下降進入 HI-STORM 外包裝，HI-TRAC 傳送上蓋門關閉，HI-TRAC 自 HI-STORM 外包裝頂上移開。
13. HI-STORM 外包裝上蓋安裝並鎖緊。
14. HI-STORM 外包裝貯存於 ISFSI 基座上。

目前 Vermont Yankee 核電廠之 SFP 尚有 2996 束用過核子燃料，而在聯邦政府批准的 SAFSTOR 流程下，Entergy 必須在 2020 年前將所有用過核子燃料束移出至乾貯鋼筒，所以總共還需要 58 個乾貯鋼筒來進行存放。因此目前 Entergy 核能運轉公司仍在尋求州政府的公眾認可憑證，以便於 2017 年完成第二期之獨立用過核子燃料乾貯設施之興建。

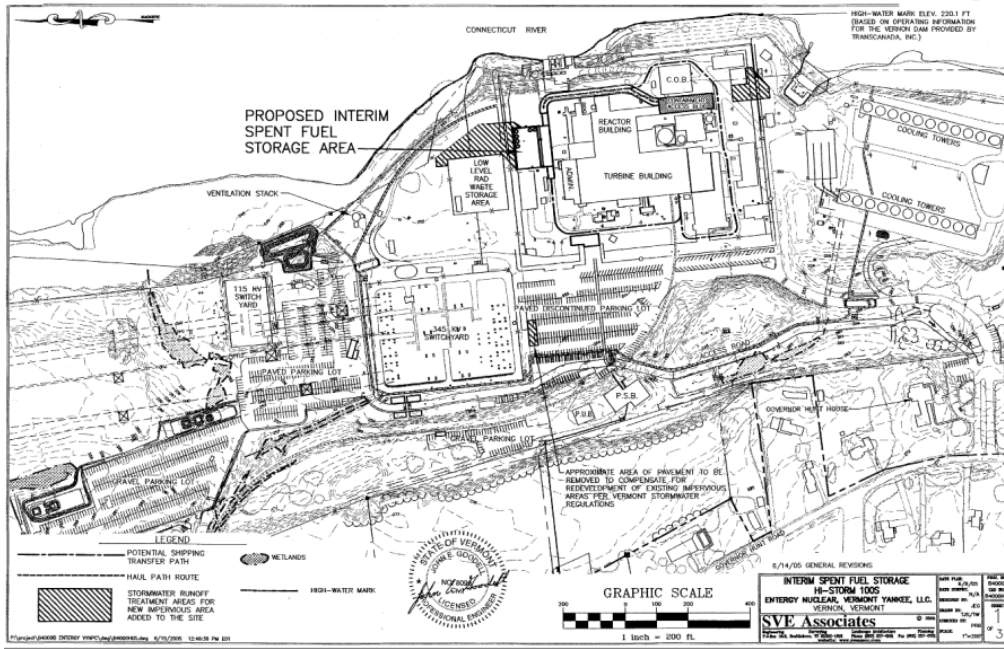


圖 3-10 Vermont Yankee 核電廠及 ISFSI 場址圖

3.3 受損用過核子燃料乾式貯存安全管制技術規範

美國核管會依據與燃料相關的法規如:10 CFR 71.55(d)、10 CFR72.44(c)、10 CFR 72.122(h)(1)、10 CFR 72.122(I)，以及與系統相關的法規，如 10 CFR71.55(e)、10 CFR 72.122(h)(5)、10 CFR 72.124(a)、10 CFR 72.128，針對用過核子燃料乾式貯存等相關規範提出了 25 項審查導則(Interim staff guidance, ISG)。其中與受損用過核子燃料乾式貯存規範相關，則為 ISG-1 Rev.2 和 ISG-11 Rev.3。ISG-1 Rev.2 規範並定義受損(damaged)、未受損(undamaged)及完整(intact)燃料，其相關定義如下:

- (1) 用過核子燃料(SNF)參照 10 CFR 72.3 的定義。
- (2) 受損用過核子燃料:無法達到燃料設計或系統相關功能的燃料棒或燃料束(assembly)。
- (3) 未受損用過核子燃料:能達到燃料設計或系統相關功能的燃料棒或燃料束(assembly)。如圖 3-11 用過核子燃料分類關係圖所示，未受損用過核子燃料可能有裂縫。
- (4) 破裂用過核子燃料棒:用過核子燃料有護套缺陷，會使分裂氣體及燃料微粒由燃料棒內部釋出。該破裂可能是細微穿孔(pinhole)、髮絲裂縫或者是大破口。
- (5) 細微穿孔或髮絲裂縫:細微的護套瑕疵不會造成顯著的微粒外洩，所以在燃料的吊運及再取出作業時並不會有太大的顧慮。
- (6) 顯著破裂用過核子燃料棒:此類燃料棒的破口大於微細穿孔或髮絲裂縫。判別方法為若能利用目視方式透過此裂縫看到燃料丸表面，或者是檢視反應器運轉資料，若有發現重金屬同位素釋出，即表示此燃料棒具有顯著破裂。
- (7) 完整用過核子燃料:能達到燃料設計與系統相關功能，並且無任何

破裂的。注意，所有的完整用過核子燃料皆無受損，但並非所有未受損用過核子燃料皆是完整用過核子燃料，因為受損用過核子燃料未達顯著破裂標準者，仍為未受損用過核子燃料。

(8) 受損燃料貯存罐:可裝填一個破裂用過核子燃料的金屬罐。必須達到與未受損一樣的燃料設計與系統相關功能之規定。

(9) 燃料束缺陷:除了燃料棒輻射成長及燃料束彎曲之外的物理變型。例如:(a)燃料棒缺失；(b)間隔或間隔板斷裂或缺失；(c)間隔彈簧缺失或斷裂等。無法滿足法規要求的燃料設計與系統相關功能的有缺陷燃料束，則為受損燃料束。

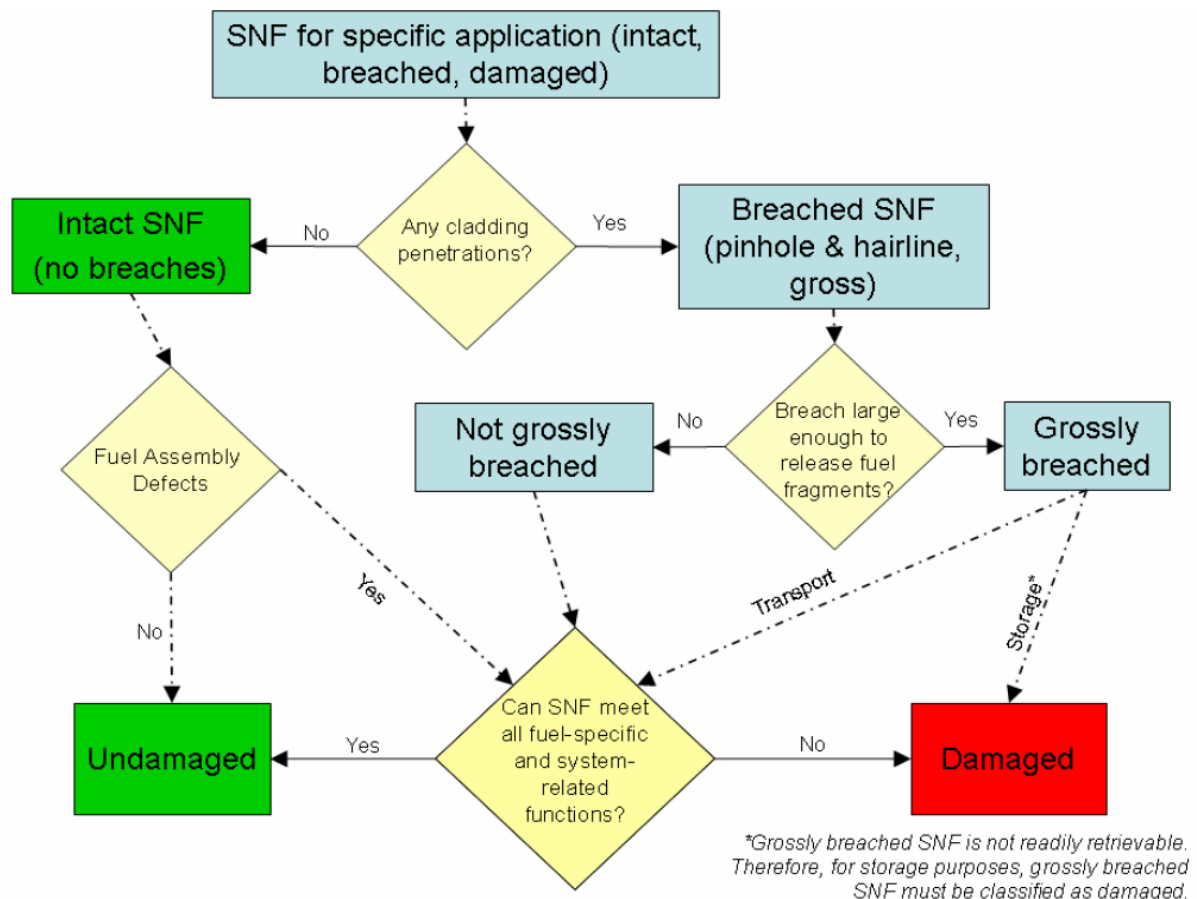


圖 3-11 用過核子燃料分類關係圖

另外 ISG-1 也引述了 IAEA 以及 INMM(Institute for Nuclear Materials Management)對受損用過核子燃料的定義:

- A. 顯著破裂用過核子燃料:每個燃料丸直徑約 1cm，在第一次的輻射照射後會裂成 25-35 個小碎塊，以及由於燃料丸之間的撞擊而產生的小粉末。當燃料棒破裂時，大約有 0.1 克的小粉末會先釋出，而當破口大至 2-3 毫米時，即可能會有小碎塊釋出。所以顯著破裂的用過核子燃料其護套破口大小需大於 1 毫米。所以透過核電廠運轉資料、超音波檢測及啜吸檢測方式，即可判斷此燃料棒是否有破裂。另外反應器冷卻系統內有氣體或衰變產物(不包含重金屬)，表示護套無大於細微穿孔或髮絲裂縫的破口，而反應器冷卻系統中有重金屬同位素即為顯著破裂。
- B. 燃料束瑕疵:只要經過分析證明燃料束功能正常，不管是燃料棒凹陷、彎曲、結構上缺失，或者結構上破裂、燃料棒破裂，都不算是受損燃料。
- C. 受損燃料裝罐:受損用過核子燃料必須裝罐才可進行貯存。受損燃料裝罐的目的為:1.避免輻射粒子外釋；2.滿足臨界、屏蔽、熱傳、及結構上的需求；3.允許正常的操作及再取出作業。
- D. 用過核子燃料束之分類:申請者可根據燃料類別、冷卻時間、燃耗限值、排列方式、製造廠家、護套類別，進行燃料束之分類。經由檢視用過核子燃料的歷史以及在爐外的檢查結果，用過燃料中有破裂的，有顯著破裂的，以及有燃料束瑕疵的，均可按照未來貯存或運送的系統，分成受損及未受損兩類做不同處理。例如貯存護箱若採用空氣充填，且在高溫長時間操作，則貯存燃料中若有微細穿孔或髮絲裂縫(原屬於非受損燃料)，將會因燃料氧化膨脹使裂口加大，又由於此時燃料形狀大幅改變，其運送時也會屬於受損燃料。
- E. 案例:
- 問題-廠家欲採用兩用護箱來貯存及運輸細微穿孔或髮絲裂縫的用過核

子燃料，以及其燃料束間隔上有三處以上破裂。處置方式-由於兩用護箱採用惰性氣體填充，護套裂縫不會擴大成顯著破裂，因此貯存上不會造成燃料的受損；另外尚需證明燃料束能通過貯存護箱的設計基準意外事件，又為了可運送，需通過 10 CFR 71 的正常及假設意外事件的評估，如正常的振動及一英尺墜落下仍能保持形狀不變，以及在假設意外事件狀態之測試下，仍能滿足屏蔽及次臨界需求，則該用過核子燃料可視為未受損燃料。

ISG-1 中也引述 ANSI14.33-2005 (American Nation Standards Institute)對於受損用過核子燃料的定義，其指出用過核子燃料在進行貯存或運送上，只要符合下列任何一項特徵，即可歸類為受損燃料：

- (1) 明顯變形之用過核子燃料棒。注意:不包含在反應器運轉時所造成的均勻彎曲。
- (2) 各別燃料棒之缺失。注意:若是模擬棒則不算。
- (3) 結構組件具有缺失、移位或破損，例如:
 - i. 會影響到放射性和/或臨界安全(例如:燃料棒間隙明顯的改變)
 - ii. 無法用正常方法搬運(例如:吊車)
- (4) 反應器的運轉資料(或其他資料)指出用過核子燃料束有顯著的破裂。
- (5) 該用過核子燃料不再具有完整燃料束之形式(例如:含有爐屑、鬆脫燃料丸或燃料棒分段)。

目前美國核管會 NRC 核准兩種方式貯存受損用過核子燃料，最常見的方式是將受損燃料組件或燃料殘渣(debris)放入受損燃料容器或鋼筒中。NUREG-1537 定義"受損燃料罐"為一個金屬包封(enclosure)，尺寸可容納一個受損燃料組件，一個貯存受損燃料附帶受損用過燃料組件的燃料罐，必須滿足未受損 SNF 相關法規所規範的特定燃料

(fuel-specific)及系統相關功能，受損燃料罐必須能以一般的燃料吊卸方法(吊車及抓具)自護箱中各別取出，並且貯存罐可使用濾網包封所有輻射微粒，同時允許在水池下裝載後可將水排放瀝乾。該受損燃料罐的目的為將所有燃料粒子、殘渣或受損燃料組件包封在護箱內，以滿足臨界、屏蔽及熱傳要求，並允許正常操作即再取出作業。另外，如果有多個受損燃料貯存罐放置在同一個護箱中，貯存罐則須需要包含中子吸收材料預防達到臨界。

第二種 NRC 核准的貯存方法，是由 Transnuclear 提出，是將受損 SNF 組件裝罐外，並且將受損燃料束的燃料提籃利用不銹鋼蓋板(end caps)封住，避免受損燃料鬆脫的碎塊散落至其他位置，其目的為確保符合臨界、屏蔽及散熱的管制要求。

第四章 受損燃料相關規範

4.1 MAGNASTOR 安全評估報告背景介紹

本章節主要內容為描述 NAC 公司針對 MAGNASTOR(Modular Advanced Generation Nuclear All-purpose Storage) 護箱新增受損燃料貯存後運轉操作程序的變更，進而提出第三修正版(Amendment NO.3)最終安全分析報告(FSAR)，美國核管會(NRC)審查後也跟著提出其安全評估報告(SER)。本節報告主要參考該 SER 內容，並加入 FSAR 內容為參考。

MAGNASTOR 最終安全分析報告(FSAR)截至上一版本(Amendment NO.2)均為貯存完整用過核子燃料，本版本(Amendment NO.3)新增受損燃料罐(Damaged Fuel Canister,DFC)的貯存，因此檢視本版本新增之運轉程序內容，可以約略看出貯存護箱內新增受損燃料罐的貯存對原有吊裝、裝填、運送等各項作業之影響。而 NAC 提交 NRC Amendment NO.3 的版本依序為 10B、11A、11B、12A，本研究團隊所蒐集到的完整資料版本為 2010 年 8 月出版的 10B 版本，並未蒐集到後續的 11A、11B、12A 版本，無法繼續檢視後續版本的改變，是為美中不足之處。但研讀本版本之內容後，此單一版本已可詳細瞭解貯存護箱內裝填受損燃料罐與未裝填受損燃料罐在吊裝、裝填、傳送等操作作業上之不同。

另外，雖本版本僅針對 PWR 的 DFC，並未提及 BWR 的 DFC，但 PWR 與 BWR 的吊裝程序差異不大，未來不論針對核一廠或核二廠的受損燃料乾式貯存作業，仍有其參考價值。目前核二廠雖已採用 NAC 公司的 MAGNASTOR 系統，但經原能會核准的貯存內容物並未包含受損燃料，本報告先行檢視 NAC 公司提送美國核管會 NRC 可貯存受損燃料的 MAGNASTOR 系統送審請照資料的部分相關內容，以增進國內

對受損燃料罐貯存時其相關作業之瞭解。

4.2 MAGNASTOR FSAR 修正案簡介

本修正案更新部分已核准內容，包含新增放在受損燃料罐內的 PWR 受損燃料，而受損燃料罐則置入受損燃料(DF)提籃組合(basket assembly)，系統允許 4 個受損燃料罐置於受損燃料提籃組合中。受損燃料提籃組合具備承載 37 束未受損 PWR 燃料束的容量，而這 4 個受損燃料罐位置，每個可以容納一個未受損 PWR 燃料束，或一個受損 PWR 燃料，或是相當於一個 PWR 燃料束的燃料殘渣。未受損 PWR 燃料束可以直接置入受損燃料提籃組合中 DFC 的位置內，但受損 PWR 燃料束必須先行置入受損燃料罐中，才能置入受損燃料提籃組合中，受損燃料殘渣更是如此。另外，受損燃料罐內不能放置包含爐心組件的燃料束。

對 PWR 燃料而言，置入非燃料硬體(nonfuel hardware)，會增加燃料束的整體長度，造成必須使用更長的可運輸貯存鋼筒(Transportable Storage Canister,TSC)，額外的燃料束間隔板(Fuel Assemble Spacer)必須放入 TSC 中，方便燃料束的吊裝。另外，因受損燃料束長度的不同，額外的間隔必須放入受損燃料罐中，以保證受損燃料罐的設計功能可履行。這部分是運轉操作上重大的改變。

PWR 燃料束可以與非燃料硬體(nonfuel hardware)共同貯存，非燃料硬體貯存於受損或未受損燃料束中，再置入 DFC 中，必須限制為導管阻尼器(guide tube dashpots)、導管錨(anchors)的鋼管插入物(steel rod inserts)，和儀器管件固定裝置，或其他類似設施，這些物件在爐心運轉期間並未被中子活化，因此也不會增加該貯存燃料束的活度與輻射劑量。這是考量新增貯存受損燃料罐不要造成貯存活度的增加，以免對原 FSAR 內容產生太大的衝擊。

以下受損燃料提籃組合配置圖、受損燃料罐外型尺寸、受損燃料

罐細部詳圖、受損燃料罐間隔，如圖 4-1、圖 4-2 和圖 4-3、圖 4-4、圖 4-5 所示。

[註:非燃料硬體(nonfuel hardware)(FSAR 內容)

定義為反應器控制組件(RCCs)，可燃毒物吸收組合(BPAAs)，導管栓塞裝置(guide tube plug device,GTPDs)，中子源/中子源組合(NSAs)，鉻吸收組合(HFRAs)，儀器管件固定組件，爐內儀器頂針(thimble)，導管插入物(steel rod inserts，用來移除導管較低位置的水分)，和上述這些裝置的組件，如單根管棒。所有非燃料硬體，除了儀器管件固定組件和鋼管插入物外，在爐心運轉時都會被中子活化。]

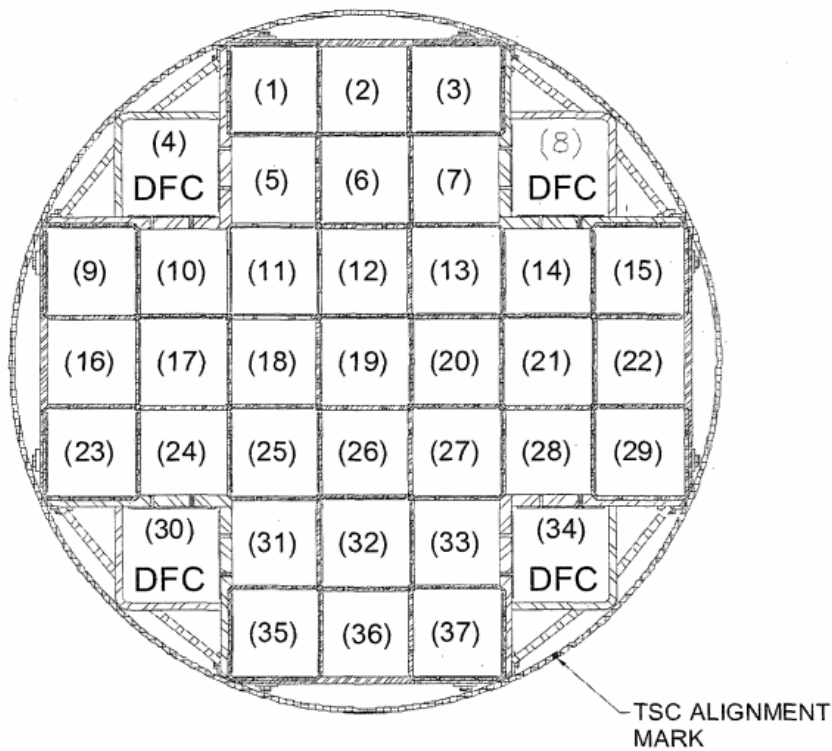


圖 4-1 受損燃料提籃組合配置圖

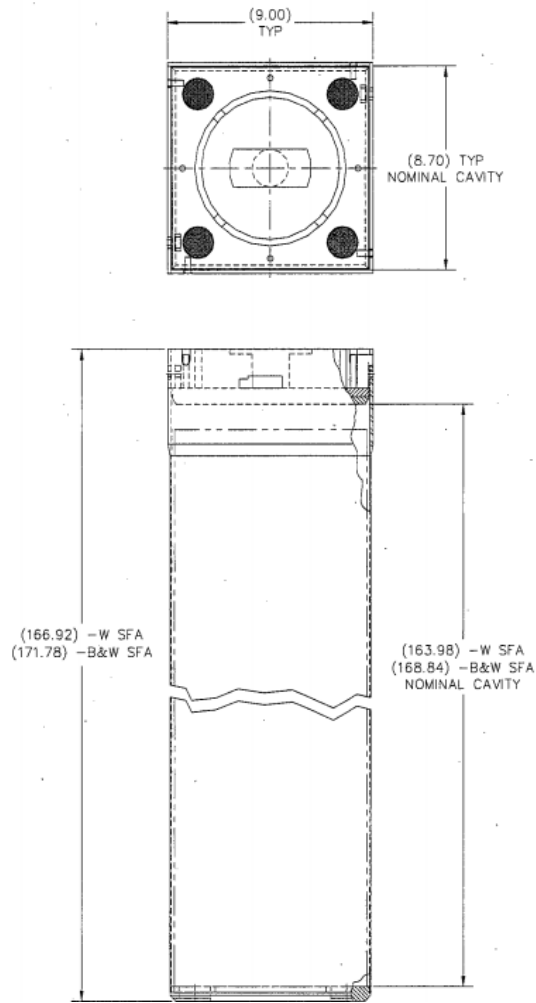


圖 4-2 受損燃料罐外型尺寸

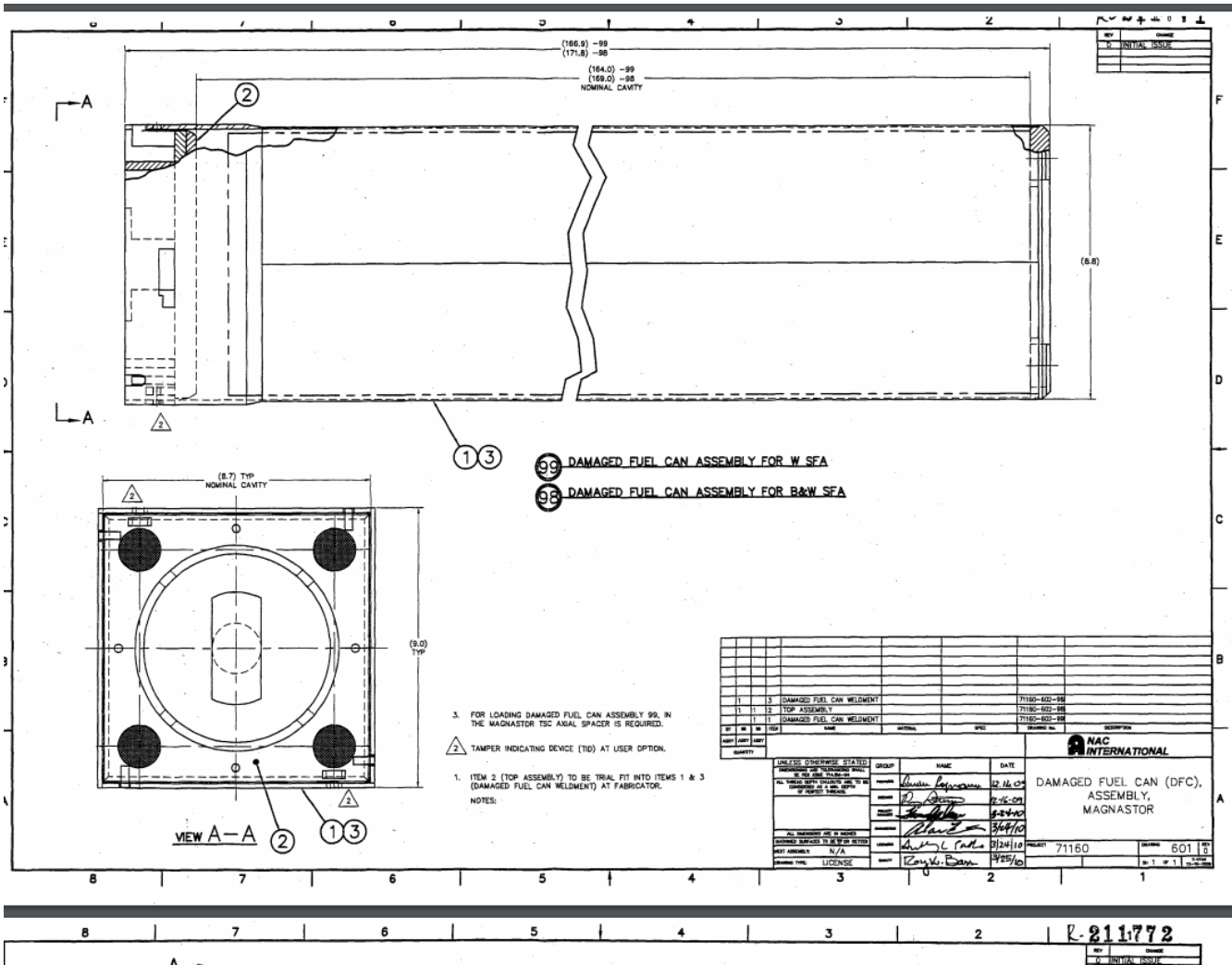


圖 4-3 受損燃料罐細部詳圖(1)

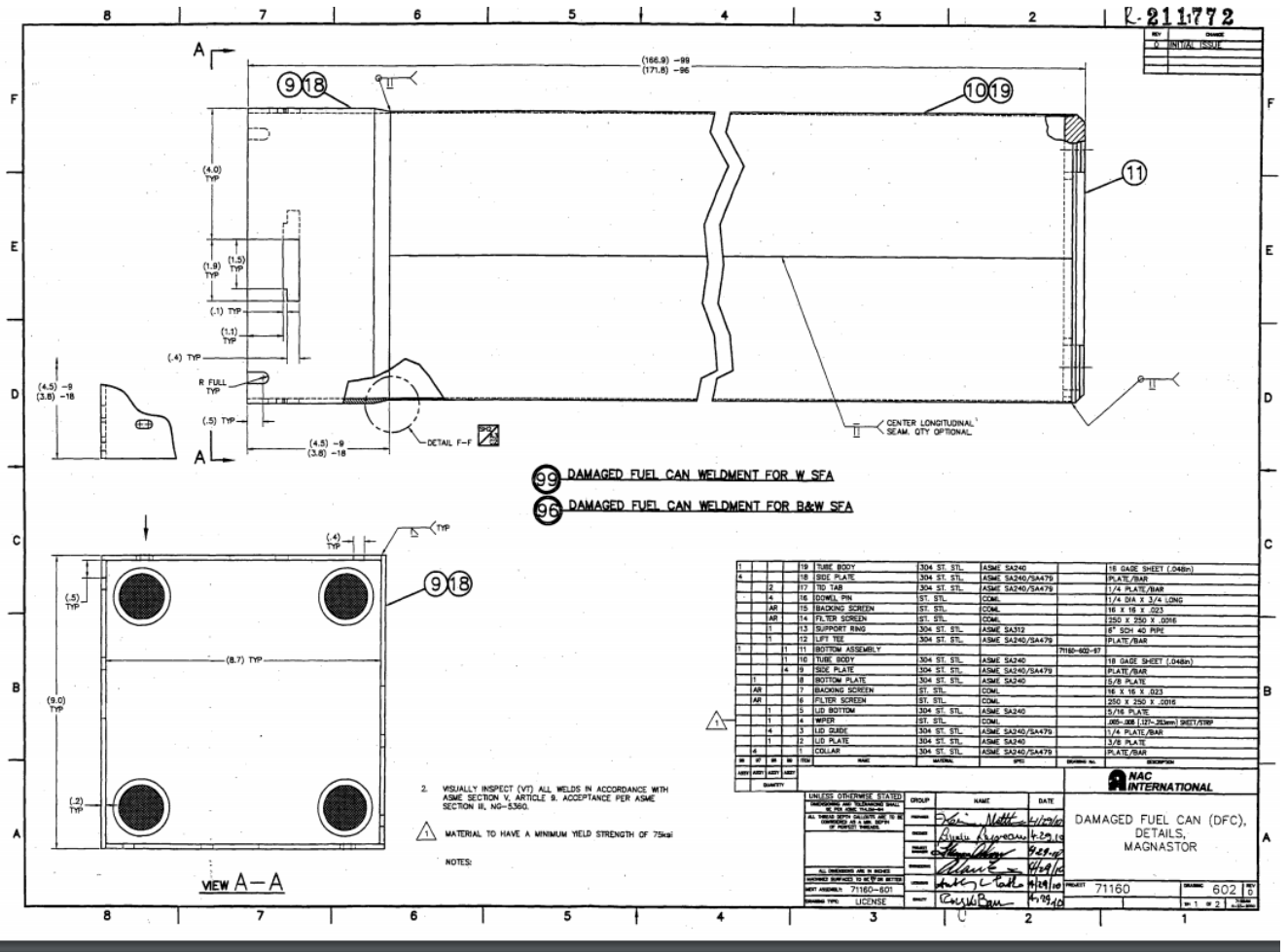


圖 4-4 受損燃料罐細部詳圖(2)

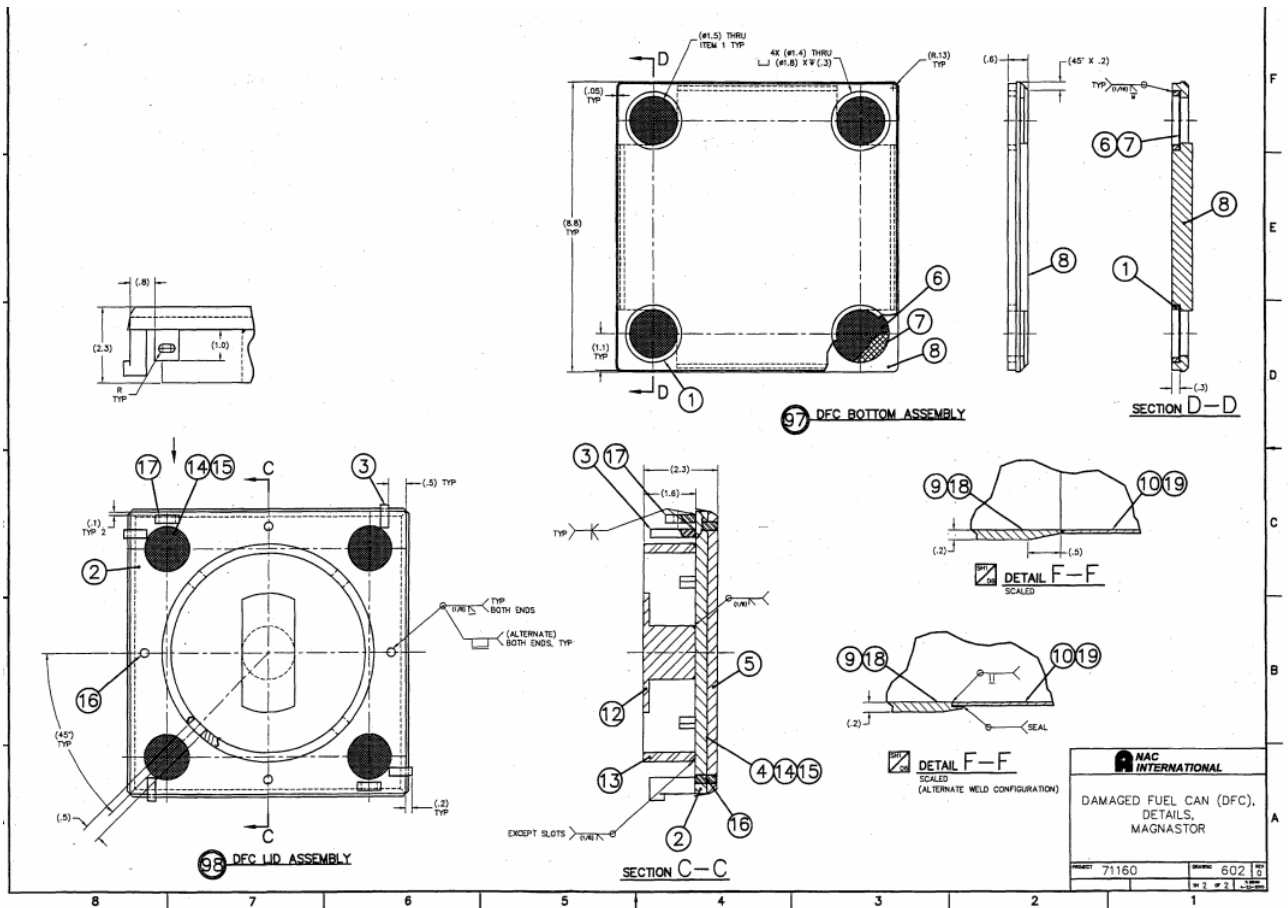


圖 4-5 受損燃料罐細部詳圖(3)

4.2.1 燃料提籃安全分析報告

PWR 燃料提籃設計為受損燃料提籃可同時貯存 4 個受損燃料罐。受損燃料提籃組合可貯存 37 束未受損 PWR 燃料束，其中包含 4 個受損燃料罐位置。管件(tubes)和燃料位置的安排與標準燃料提籃相同，但 4 個角落的支撐銲接物修改為具有更大的結構支撐，以提供更大的空間給位於燃料提籃最外角落的受損燃料罐使用。每個受損燃料罐位置的開口為 9.8 吋 x9.8 吋長寬。受損燃料罐或未受損燃料束均可置入此受損燃料罐的角落位置。

表4-1 PWR受損燃料罐的主要尺寸與材質

設計特點	數量/吋	材質
燃料管數量/燃料載入位置數量(PWR)	21/37	
<u>DFC 角落支撐鉸物</u>		
內層形成(Inner-Formed)鋼板	1.125	碳鋼
外層形成(Outer-Formed)鋼板	0.75	碳鋼
脊角板(Ridge Gusset)	0.75	碳鋼
<u>DFC 壁(Wall)</u>		
管身(Tube Body)	0.048	不鏽鋼
側鋼板(Side Plate)	0.15	不鏽鋼

4.2.2 受損燃料罐安全評估報告

MAGNASTOR 的受損燃料罐是用來承載受損的 WE15X15，WE17X17 和 B&W15X15 燃料束。受損燃料罐也可以承載上述三種未受損燃料束，或等同一個 PWR 燃料束的燃料殘渣(fuel debris)，一個 MAGNASTOR 受損燃料束提籃總共可承載 4 個受損燃料罐，其位置在外側四個角落。

受損燃料罐的主要功能是以罐子包封燃料物質，以降低燃料物質散落至 TSC 凹穴(cavity)中的可能性，而正常運輸時，受損燃料罐是垂直擺放。

受損燃料罐由 304 不鏽鋼製造，內部空間為 8.7 吋 x8.7 吋長寬，其整體長度為 166.9 吋，內部凹穴長度為 164 吋(WE15X15，WE17X17 燃料束)，或是整體長度 171.8 吋，內部凹穴長度為 169 吋(主要為 B&W15X15 燃料束，但 WE15X15，WE17X17 燃料束也可置入，只需

另加入一個燃料束間隔，以限制其軸向之移動)，較短的受損燃料罐，必須提供受損燃料罐間隔，以使受損燃料罐加上間隔全長可達 171.5 吋。側板(side plate)形成受損燃料罐的上端版，為 0.15 吋厚，管身壁為 0.048 吋厚。受損燃料罐蓋板和底部厚度共 11/16(0.688)吋，蓋板全長 2.32 吋。受損燃料罐底板厚 5/8(0.625)吋，其蓋板及底板均有過篩的洩水孔。

4.2.3 主要裝載活動

在 FSAR 第九章中，關於運轉操作程序有詳細的介紹，而在本版本之安全評估報告中也將新增內容詳加介紹。以下為主要的裝載活動，此時假設空的可運輸貯存鋼筒(TSC)已裝載於傳送護箱內：

1. 將 TSC 充滿水或硼酸水(若需要)；
2. 將傳送護箱掉置水池上方，並開始將傳送護箱環狀間隙注水，並降低護箱至燃料池底部；
3. 將選定的用過核子燃料束及受損燃料罐(若有)吊入 TSC 內(本版本修訂內容)；
4. 安裝密封蓋板組合；
5. 將傳送護箱自燃料池內吊起，置於護箱準備工作站中；
6. 傳送護箱進行除汗；
7. 降低 TSC 內水位，並銲接密封蓋板至 TSC 外殼(shell)檢查銲道；
8. 針對 TSC 進行水壓測試；
9. 安裝並銲接密封環，檢查銲道；
10. 將 TSC 內剩餘的池水排出瀝乾；
11. 對 TSC 凹穴(cavity)進行真空乾燥，並檢驗其乾燥度(本版本修訂內容)；

12. 建立氦氣回填設備；
13. 安裝並銲接內部排氣口及排水口蓋，檢查銲道；
14. 針對內部排氣口及排水口蓋進行氦氣洩漏測試；
15. 安裝並銲接外部排氣口及排水口蓋，檢查銲道；
16. 安裝 TSC 吊裝系統；
17. 安裝混凝土護箱上方的傳送銜接器(adapter)鋼板；
18. 吊起並安置傳送護箱於傳送銜接器上；
19. 將 TSC 吊裝系統連接於吊車掛鉤，並吊起 TSC 離開屏蔽門；
20. 打開屏蔽門；
21. 降低 TSC 進入混凝土護箱；
22. 降低傳送護箱，傳送銜接器及 TSC 吊裝系統；
23. 安裝混凝土護箱蓋板(lid) ；
24. 移動負載的混凝土護箱至貯存基座上；
25. 移動混凝土護箱至貯存基座上的指定位置。

由以上內容可知，貯存鋼筒新增受損燃料的貯存，對運轉操作的影響，主要集中在第 3 及第 11 項操作內容中，即"將選定的用過核子燃料束及受損燃料罐吊入 TSC 內"，以及"對 TSC 凹穴(cavity)進行真空乾燥，並檢驗其乾燥度"。在 4.2.9 運轉程序評估中，將可看見每個受影響的步驟，及其更動內容。

4.2.4 結構安全評估

每一個貯存位置的燃料束重量限制原為 ≤ 1680 磅，包含非燃料組件。而在本版本修正為"每一個貯存位置的重量 < 1765 磅，包含用過核子燃料束、非燃料硬體及燃料間隔"。

而在 FSAR3.10.6.4 節評估了每個貯存位置內容物重量的改變對標準

PWR 提籃外型幾何穩定性的影響，其中兩點:

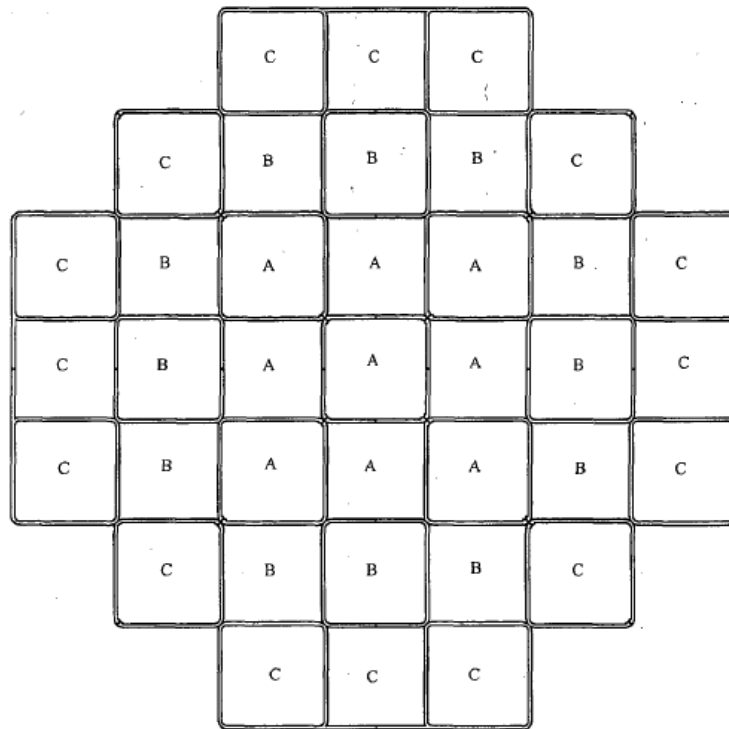
(1) 總內容物重量仍然在原先核准的數量內 62160 磅
($37 \times 1680 = 62160$) ；

(2) 個別單一貯存位置的最大允許內容物重量 1765 磅，增加了 5%。

因為提籃結構行為受整體重量影響，其數量仍在原先核准範圍內，故此內容物重量有些許的變化，對提籃穩定性行為的影響可予忽略。

4.2.5 熱評估

熱評估的目的，是針對新設計的受損燃料罐及受損燃料提籃，確認在正常、非正常(off-normal)狀況，以及事故事件(accident events)下，MAGNASTOR 貯存系統組件及燃料材料溫度能維持在可允許範圍內。MAGNASTOR 針對 PWR 燃料的熱負荷設計基準是 35.5kW，裝載於提籃內的燃料束，可能是 37 個未受損 PWR 燃料束，或是裝在受損燃料提籃中的 4 個受損燃料罐加上 33 個未受損燃料束。PWR 燃料提籃及受損燃料提籃均可同時容納每束均勻熱負荷(uniform heat load)959W，或以優先負載排列形式，如圖 4-6 所示。



Zone Identification	A	B	C
Maximum Heat Load per Assembly (kW)	0.922	1.20	0.80
Total Number of Fuel Assemblies	9	12	16

圖 4-6 PWR 燃料提籃優先負載排列形式

4.2.6 熱模型規範

PWR 燃料束的燃料提籃，允許回填氦氣，沿著內含燃料束的燃料管(tubes)向上流動，以帶走燃料束產生的熱能。但包覆受損燃料罐的提籃狹槽(slots)卻沒有氦氣流通。TSC 內燃料提籃上方區域允許氦氣自個別燃料管向上流動並匯集，再流向由 TSC 外殼和提籃側銲物(side weldments)形成的下方角落空間。氣體自燃料提籃底部的下方角落區域流出後，進入提籃管件下方的區域，氦氣在燃料提籃內向上流動，並在下方區域內向下流動，是憑藉著被加熱的氦氣在燃料管間向上流動產生的浮力所帶動。為增加浮力，可以用提高氦氣回填的壓力，來增加氦氣密度而達成。因為燃料管全長均為碳鋼管，提供了熱傳導的路徑。而這些管子並未銲接在一起，管子間的間隙產生的熱傳阻力效應會被回充的氦氣所減緩。燃料提籃的側面與角落銲接物，不僅在側面衝擊時支撐燃料提籃，也提供了熱傳導路徑。

4.2.7 可運輸貯存鋼筒裝載受損燃料提籃組合之熱傳條件

單一受損燃料提籃組合區域的流動阻力稍低於標準 PWR 提籃的流動阻力。承載受損燃料罐的提籃角落狹槽，其較厚的側鋼板，可以強化提籃組合的軸向熱傳導能力，因此受損燃料提籃組合的熱傳分析結果一定不會比標準 PWR 提籃差。針對受損燃料提籃組合進行三種代表性熱傳導分析，其最大燃料溫度確實比標準 PWR 提籃低，其三種分析為：

- (1) 在充水階段，35.5kW 穩態流(FLUENT CFD 分析)，鋼筒內為氦氣，鋼筒與傳送護箱內層間隙的環狀區間為水；
- (2) 在乾燥階段，25kW 穩態流(ANSYS 分析)，鋼筒內為氦氣，鋼筒與傳送護箱內層間隙的環狀區間為水；

(3) 在乾燥階段，35.5kW 暫態流(ANSYS CFD 分析)，鋼筒內為氦氣，鋼筒與傳送護箱內層間隙的環狀區間為水。

其中選擇鋼筒內充滿氦氣，原因為會比鋼筒內部充滿水產生更高溫度，因此分析結果較為保守。

4.2.8 傳送時溫度計算

傳送運輸分為四個階段:充水階段、乾燥階段(可細分為真空乾燥及氦氣乾燥二個階段)、氦氣階段、及 TSC 載入階段。唯一運轉時間受限的階段，為 TSC 真空乾燥階段，及將 TSC 載入混凝土護箱的最後一個階段。運轉時間不受限的三個階段，充水階段、氦氣乾燥及氦氣階段，其原因為正常地使用了傳送護箱冷卻水系統，部分沉浸負載(partially submerged loading conditions)，或相同能力的浸泡系統(equivalent immersion system)。傳送護箱的環狀冷卻系統，其運轉便利性很高，因為在傳送運輸過程中的任何位置，傳送護箱均可立即且即時的運回用過燃料池冷卻，不會對傳送護箱系統產生熱衝擊(thermal shock)效用。環狀冷卻水系統，維持鋼筒外殼溫度大大低於正常貯存運轉下的溫度。在傳送運輸中的任何階段，所有隨時間(暫態)及穩態下的溫度，都低於正常貯存下允許的溫度限值。

4.2.9 運轉程序評估

(1) TSC 鋼筒的載入及密封

將 TSC 傳送至混凝土護箱過程中，TSC 載入及密封運轉程序中不同於上一版本而有修訂的程序內容記載於下，有底線之內容為本版本之新增或修訂內容:

◇ STEP7

將適合操作負載 TSC、傳送護箱及軛(yoke)的吊軛(lifting yoke)裝上吊車，在傳送護箱上將吊軛定位妥當，並嚙合傳送護箱上的兩個吊耳軸(trunnion)。

注意：依 Appendix A 技術規範 4.3.1.f 節規定，傳送護箱的溫度必須不低於最低運轉溫度 0°F(-18°C)。

◇ STEP8

將裝載空的 TSC 之傳送護箱舉起，並依既定吊裝路徑將之移至用過燃料池上方。

注意：附屬於傳送護箱底部的防護孔蓋(protective cover)是可加蓋的，可用來防止污染粒子埋藏於屏蔽門或軌道上。

◇ STEP15

將事前選定好的燃料束裝載入 TSC 提籃內：

注意：最多可有 4 個受損燃料罐，內部包裝核准的 PWR 內容物，可以裝載於受損燃料提籃組合中，再置於 TSC 中。受損燃料罐間隔必須置於受損燃料提籃組合的角落位置，以填補長度較短的受損燃料罐。獨立目視驗證每個需要的受損燃料罐間隔位置是否合宜、方位是否正確。

注意：使用者可自行決定，是否在 PWR 燃料束的軸向位置安裝燃料束間隔，確定間隔編號，並依據燃料間隔準備計畫，將燃料間隔安裝於每個燃料載入位置，該計畫是依照燃料束數量及載入的非燃料硬體情況而擬定。

◇ STEP20

降低密封蓋板直到進入 TSC，並安座於可運輸密封鋼筒頂部，以匹配記號目視確認密封蓋板以校直調準。

注意：密封蓋板安裝完成後，必須在 19 小時的熱能限制下，開始附屬循環水系統(ACWS)運轉，或另一核准的環狀流動系統運轉，並且開始

進行傳送護箱(MAGNASTOR Transfer Cask, MTC)環狀出口水流的溫度量測，以驗證 MTC 出口溫度小於 113°F(45°C)。若 ACWS 水流無法在規定時限內開始運轉，那就必須將 MTC 送回用過燃料池，並移開密封蓋板，以使用過燃料池的冷卻水可以進行冷卻。

◇ STEP28

於環狀間隙低水位填充管線及高水位填充管線間的區隔，安裝環狀循環水冷卻系統，或另一環狀沖洗冷卻系統。

注意:環狀循環水冷卻系統允許真空乾燥及 TSC 傳送的次數，規定在 LCO3.1.1 (Limiting Conditions for Operation，運轉限制條件)。

◇ STEP29

啟動清潔水自環狀低水位填充管灌入傳送護箱，環狀間隙水將自環狀高水位填充管流出，以保證水流持續，來維持出水口溫度 $\leq 113^{\circ}\text{F}(45^{\circ}\text{C})$ 。

注意:當環狀循環水冷卻系統運轉時，TSC 的瀝乾排水時間並無限制。但假設沒有循環水冷卻系統，或它不運轉時，必須每 2 個小時量測凹穴(cavity)內水溫一次，若在準備運轉期間到 TSC 瀝乾完成前，凹穴內水溫已達到 $200^{\circ}\text{F}(93^{\circ}\text{C})$ ，則必須安裝冷卻水流入凹穴，降低其內水溫 $< 130^{\circ}\text{F}(54^{\circ}\text{C})$ ，或在 2 小時內將 TSC 送回用過燃料池，維持 TSC 浸泡冷卻至少 24 小時，或啟動環狀循環水冷卻系統。

◇ STEP33

將連接排水出口的快速接頭，插入排水出口套管提籃，移除快速拆除頭和來自凹穴的汙染水。

◇ STEP45 (原 STEP46)

執行底道(root pass)的目視和液體穿透(PT)檢驗，並記錄結果。

◇ STEP46(原 STEP45)

允許凹穴排氣。當確認 TSC 凹穴排氣管並未拆除，並允許凹穴排放氣體時，移除排氣管線上的氬氣偵測器。

◇ STEP50

安裝並壓平密封 TSC 殼層銲槽的蓋板的密封環於定位。

注意:依照運轉載入程序和氬氣回填的最小時間(依 LCO3.1.1)，密封環的安裝、焊接、非破壞性檢測程序，在最終氬氣回填完成後，即可執行。

◇ STEP52

以下列任一種方法移除 TSC 內水分：利用已為加壓氬氣覆蓋的抽水幫浦抽乾水分；或用加壓氬氣吹乾。開始洩水前排水管內總量讀數已歸零。

注意:在鋼筒洩水期間，燃料棒不可曝露於空氣中，記錄 TSC 洩水運轉的開始時間，LCO3.1.1 中的最大乾燥時間，應自 TSC 洩水開始計算至 TSC 凹穴氬氣填充完成為止。

◇ STEP59

以下列真空乾燥方法來抽乾 TSC 凹穴。

注意:確保與熱負載相關的真空乾燥時間未超出限值，因此燃料棒護套溫度維持在 752°F(400°C)以下，記載在 LCO3.1.1 中的真空乾燥循環時間限值，是基於利用環狀循環水冷卻系統，或相同能力的環狀冷卻/沖水系統的條件下。

注意:依使用者選擇，排水及/或排氣口快速拆連接頭可以移除，並暫時更換為合適的直通性接頭，以增加流動截面積，並降低氣體流動的阻力。在最終氬氣回充前，快速拆接頭配件必須重新安裝，並扭緊。

- a. 連接真空乾燥系統至排氣及排水口開口；
- b. 打開真空泵直至 TSC 內空氣壓力 < 10 torr，首次真空乾燥循環的運

轉時間，需依 LCO3.1.1 規定時間內完成；

- c. 自 TSC 拆離真空泵，並關閉其電源，觀測連接至 TSC 的真空度量測儀，在 10 分鐘內壓力的上升情形。若 10 分鐘後 TSC 的壓力 ≤ 10 torr，那依 LCO3.1.1，TSC 即為自由水狀態。

注意:如果驗證乾燥度在真空乾燥時限內(在 LCO3.1.1 中定義)未達標準，TSC 需回填氦氣至 103psi(原 7 bar, gauge)，並以環狀循環水冷卻系統冷卻，或吊回用過燃料池浸泡冷卻 24 小時。冷卻完成後，接下來的乾燥循環運轉可以繼續，其時限在 LCO3.1.1 說明。乾燥循環和冷卻過程可以持續，直到 TSC 凹穴通過乾燥度驗證。燃耗大於 45GWD/MTU 的燃料，其冷卻循環次數最多 10 次。

◇ STEP60

當乾燥度驗證已完滿達成，抽空 TSC 凹穴內的壓力 ≤ 3 torr。撤離真空泵，以純度至少 99.995% 的純氦氣回充並加壓 TSC 凹穴，如下：

- a. 依 STEP 56 決定 TSC 內的淨容積(VTSC)；
- b. 將 VTSC 淨容積乘以氦氣每單位體積的負載值(Lhelium)，來決定所需要填充至凹穴的氦氣質量；
- c. 設定氦氣瓶調節器壓力至 90(+5.0)psig(原 100(+5.0)psig)；
- d. 連接氦氣回填系統至排氣口，並將質量流速表歸零；
- e. 慢慢打開氦氣供氣閥，並依 LCO3.1.1 規定所需氦氣質量回充至 TSC。

◇ STEP69

環狀循環水冷卻系統或相同能力的環狀冷卻/沖水系統，在 TSC 密封運轉中全程使用，直到氦氣回填的最短時限達到 LCO3.1.1 的要求。以停止環狀循環水流流至環狀間隙，並連接一個或多個洩水管至低水位環狀填充管出口，來乾燥 TSC/傳送護箱環狀物。一旦其已乾燥，對頂部

及底層環狀物封條進行抽氣。注意環狀循環水冷卻系統關閉的時間，
移除臨時栓塞(plug)或確保在傳送護箱底部至少 4 條環狀填充管線是打
開的。

注意：從停止環狀循環水冷卻系統到完成 TSC 傳送至混凝土護箱為止的整體程序運轉時間，不可超出記載於 LCO3.1.1 中的傳送時間限制。如果 TSC 傳送至混凝土護箱無法在限定的時間內完成，必須中止傳送運輸，TSC 需先行冷卻至少 6 小時，再重新進行氬氣回填冷卻最短時間計算及 TSC 傳送作業。其次，接下來氬氣回填最短時間及 TSC 傳送最長時限，必須受限於最長 TSC 傳送 LCO3.1.1 中的表 1.B 和 1.D 的熱負載特定冷卻和特定傳送次數。對 PWR 燃料而言，氬氣回填的最短時間 24 小時，是對應於在熱負載 $\leq 25\text{kW}$ 下 TSC 傳送的最長時間為 48 小時；或在熱負載 $\leq 35.5\text{kW}$ 下 TSC 傳送的最長時間為 22 小時。對 BWR 燃料而言，氬氣回填的最短時間 24 小時，是對應於在熱負載 $\leq 25\text{kW}$ 下 TSC 傳送的最長時間為 65 小時；或在熱負載 $\leq 33\text{kW}$ 下 TSC 傳送的最長時間為 32 小時。

◇ STEP71

若 TSC 的傳送是利用二組備用吊帶，則安裝 6 個轉環吊裝環圈(swivel hoist rings)至密封蓋板的 6 個螺紋孔中，將吊帶鎖緊至廠家建議值。

注意：使用耐高溫吊索($\leq 350^{\circ}\text{F}(177^{\circ}\text{C})$)。

注意：可利用特定場址的其它 TSC 吊裝系統及設備來降低或吊高在傳送護箱內的 TSC，吊裝系統的設計必須符合使用者的載重計畫及 ANSI N14.6，NUREG-0612，及/或 ASME/ANSI B30.1 中合適可應用之要求。

(2) 負載混凝土護箱的運輸與安置

◇ STEP17

將空氣墊洩氣，以降低混凝土護箱至定位，並移除 4 個空氣墊。

注意:確認空氣墊安裝至完成混凝土護箱傳送的時間不超過 8 小時。

(3) 自混凝土護箱中移出負載的 TSC

◇ STEP3

對即將以平坦床車運輸的混凝土護箱，在入口處安裝一個空氣墊環圈組，將空氣墊充氣並移動混凝土護箱至車輛夾板上。

注意:確認空氣墊安裝至完成混凝土護箱傳送的時間不超過 8 小時。

◇ STEP6

安裝 6 個吊裝環圈至鋼筒密封蓋板的螺紋孔中，並移除屏蔽環圈(若有安裝)。

注意:使用耐高溫吊索($\leq 350^{\circ}\text{F}(177^{\circ}\text{C})$)。

當傳送護箱內已安裝 TSC，位於設施內，或在設施旁，裝載另一個混凝土護箱的操作程序必須依循 9.1.1 章節所述的程序。需注意負載的 TSC 待在傳送護箱內，在沒有冷卻設施運轉下，時間不可超過 11 小時，時間計算至 TSC 自混凝土護箱移出時為止。內部或外在冷卻 TSC 必須在 11 小時內啟動。

(4) 卸載 TSC

◇ STEP12

將冷卻系統連接至排氣及排水出口。

注意:剛開始在排出口蓋子尚未打開前，TSC 的冷卻由外在的 TSC 冷卻系統提供，以滿足未來傳送期間最多 11 小時沒有冷卻系統運轉的規定。

◇ STEP17

停止冷卻水流並拆除冷卻系統排氣排水接頭，安裝一條排氣管至排氣出口。

注意:以環狀循環水系統或相同能力的環狀冷卻/沖洗系統來冷卻 TSC 的過程中，必須確認在密封蓋板銲接移除過程中凹穴水不會沸騰。

4.3 貯存受損燃料之其他貯存鋼筒介紹

依據所蒐集到的 Transnuclear(TN)廠家的 NUHOMS 乾式貯存系統資料，其貯存受損燃料的貯存鋼筒共有三類，(1)24PT1-DSC，(2)24PT4-DSC，(3)32PTH2DSC—可貯存 32 束完整 PER 燃料束(CE16X16)(其中最多 16 束受損燃料束)。

24PT1-DSC 可貯存 24 束完整 PWR 不銹鋼護套燃料束(WE14X14)，或 24 束 WE14X14 MOX 燃料束，包含或不包含爪型控制棒元件(rod cluster control assemblies, RCCAs)，中子源元件(NSAs)，或導套管栓塞元件(thimble plug assemblies, TPAs)。設計可貯存 20 束完整燃料束及 4 束受損燃料束（裝於受損燃料罐中），24PT1-DSC 其中有 2 個槽(slots)裝填不含燃料的不銹鋼模型元件。當使用者僅需要貯存 22 束用過燃料束時，可使用這些模型元件。其最大熱負載為 14kW，其所使用的傳送護箱是 OS-197TC。

而 24PT4-DSC 可貯存 24 束 PWR 完整燃料束，包含／不含完整可燃毒物棒，或完整燃料可燃吸收棒(integral fuel burnable absorber rods, IFBA)，或最多 12 束受損燃料束，取代相同數量的完整燃料束。其傳送護箱為 OS-197H，最大熱負載 24kW，最大允許燃耗為 60,000MWd/MTU，平均燃耗為 45,000MWd/MTU。該系統包含兩種不同提籃，Type A 設計為標準負載提籃，Type B 為高負載提籃，最小硼-10 濃度為 Type A 0.025g/cm²，Type B 0.068 g/cm²。其貯存之 U-235 濃度限定為 Type A 4.1 wt%，Type B 4.85 wt%。可貯存冷卻 5 年的燃料束。

而這三類針對受損燃料束的定義又有所不同，其定義如下：

1. 24PT1-DSC 及 24PT4-DSC：

受損燃料束為燃料束含有已知或存疑燃料護套缺陷尺寸大於微細

穿孔

或髮絲裂縫或燃料束部分或整根燃料棒遺失。

(A DAMAGED FUEL ASSEMBLY is a fuel assembly with known or suspected cladding defects greater than pinhole leaks or hairline cracks or

an assembly with partial or missing rods.)

2. 32PTH2 DSC :

受損燃料束為燃料束含有已知或存疑燃料護套缺陷尺寸大於細微穿孔

或髮絲裂縫或燃料束部分或整根燃料棒遺失。燃料束受損程度必須限

制為燃料束能可用正常方式吊卸。

(A DAMAGED FUEL ASSEMBLY is a fuel assembly with known or suspected cladding defects greater than pinhole leaks or hairline cracks or

an assembly with partial or missing rods. The extent of damage in the fuel

assembly, is to be limited such that a fuel assembly is able to be handled by

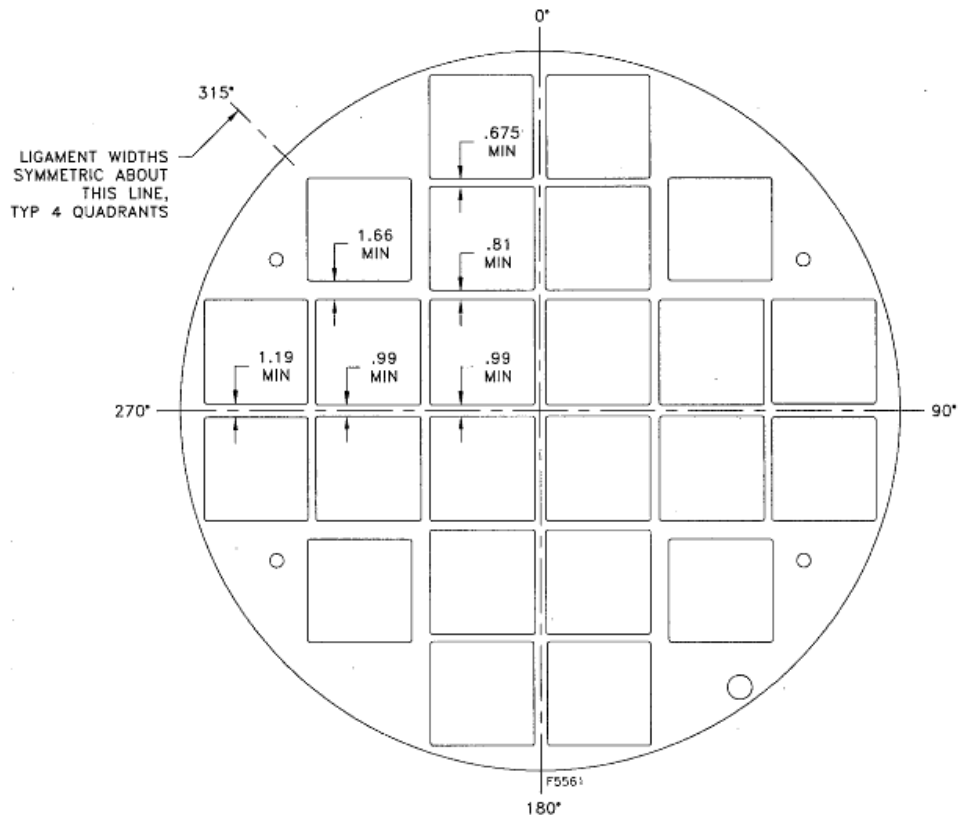
normal means.)

而貯存於上述鋼筒內容物也不同，24PT1-DSC 及 24PT4-DSC 可貯存失效燃料(failed fuel),燃料殘渣(fuel debris), 鬆脫燃料棒(loose fuel rods)及燃料棒貯存提籃(rod storage baskets)，而 32PTH2 DSC 則不可貯存上述這些燃料相關物件。

因此貯存於 24PT1-DSC 及 24PT4-DSC 的受損燃料必須密封於受損燃料罐中，可以在裝載及卸載運轉中獨立操作完成。而貯存於

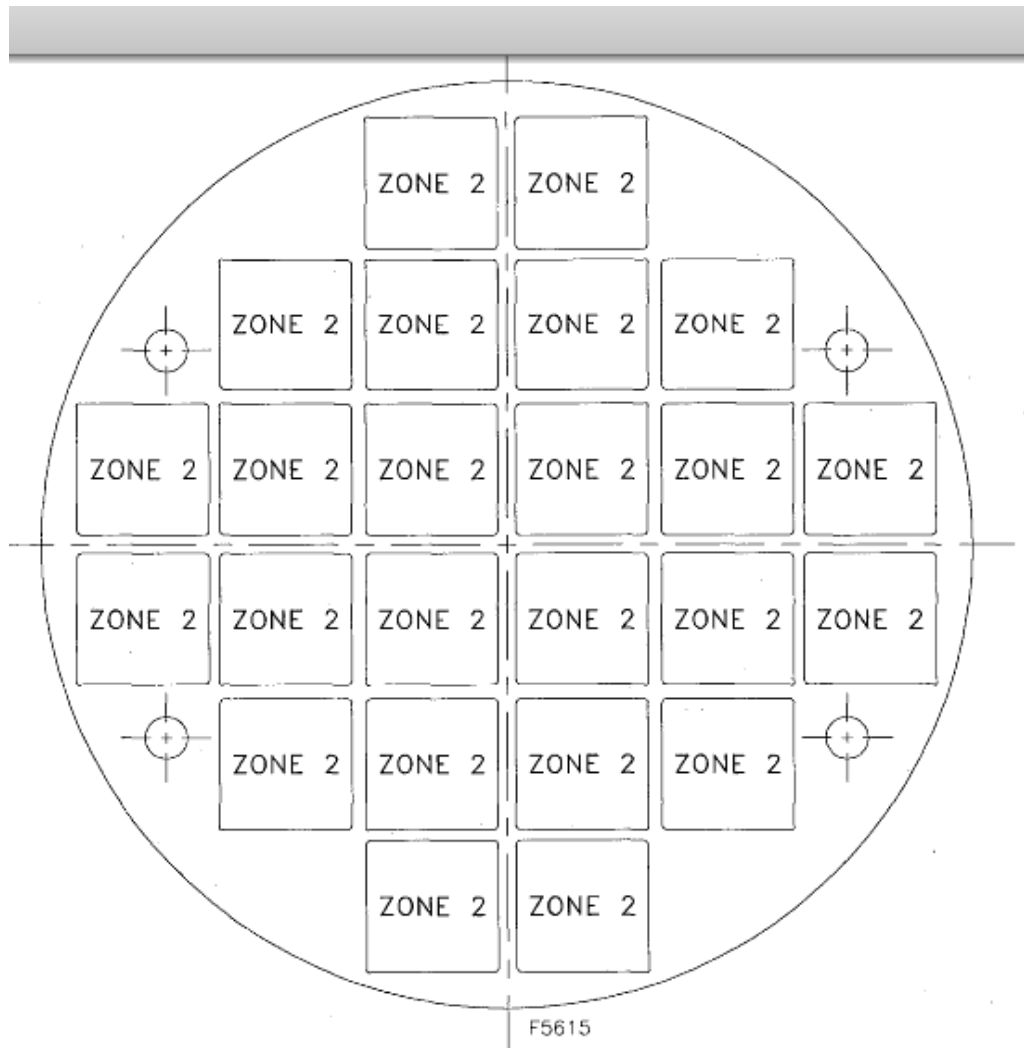
32PTH2 DSC 的受損燃料限制更加嚴格，只限於可以用正常吊裝方法予以吊卸的受損燃料束，而貯存受損燃料束的每一燃料隔間 (compartment) 頂部及底部均須加蓋，以保護其幾何外型的完整。

貯存於 24PT1-DSC 的每一燃料束，其底部需要配置底部燃料間隔 (Bottom Fuel Spacers)，而頂部燃料間隔 (Top Fuel Spacers) 只需配置於完整燃料束 (Intact Fuel Assembly) 中，而受損燃料罐其設計上已經包含一個整體的頂部燃料間隔，因此無須另外配置一個頂部燃料間隔。而 24PT4-DSC 及 32PTH24-DSC 則完全沒有燃料間隔的需求。24PT1-DSC 及 24PT4-DSC 燃料間隔間隙最小寬度配置如圖 4-7，24PT4-DSC 熱負載組態#1 如圖 4-8，24PT4-DSC 熱負載組態#2 如圖 4-9，24PT4-DSC 熱負載組態#3 如圖 4-10，24PT4-DSC 受損燃料罐位置 (ZONE A&B) 如圖 4-11，32PTH2-DSC 熱負載區域組態如圖 4-12 所示。



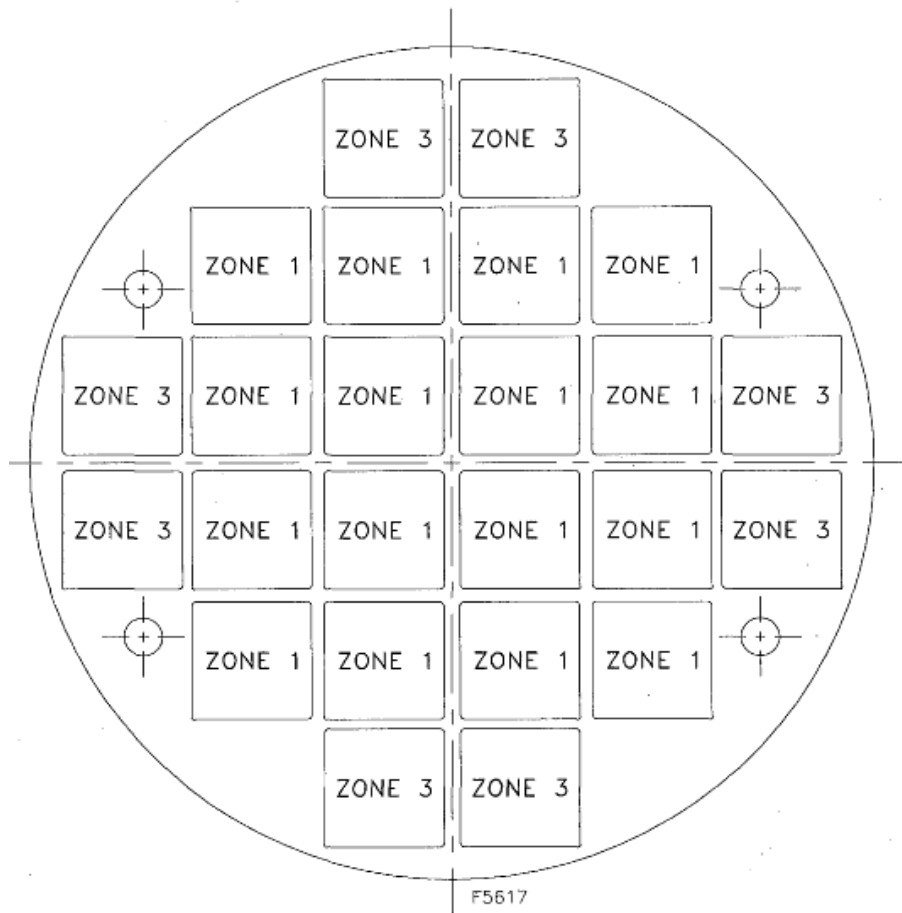
Note: All ligament width dimensions are in inches.

圖 4-7 24PT1-DSC 及 24PT4-DSC 燃料格架間隙最小寬度配置



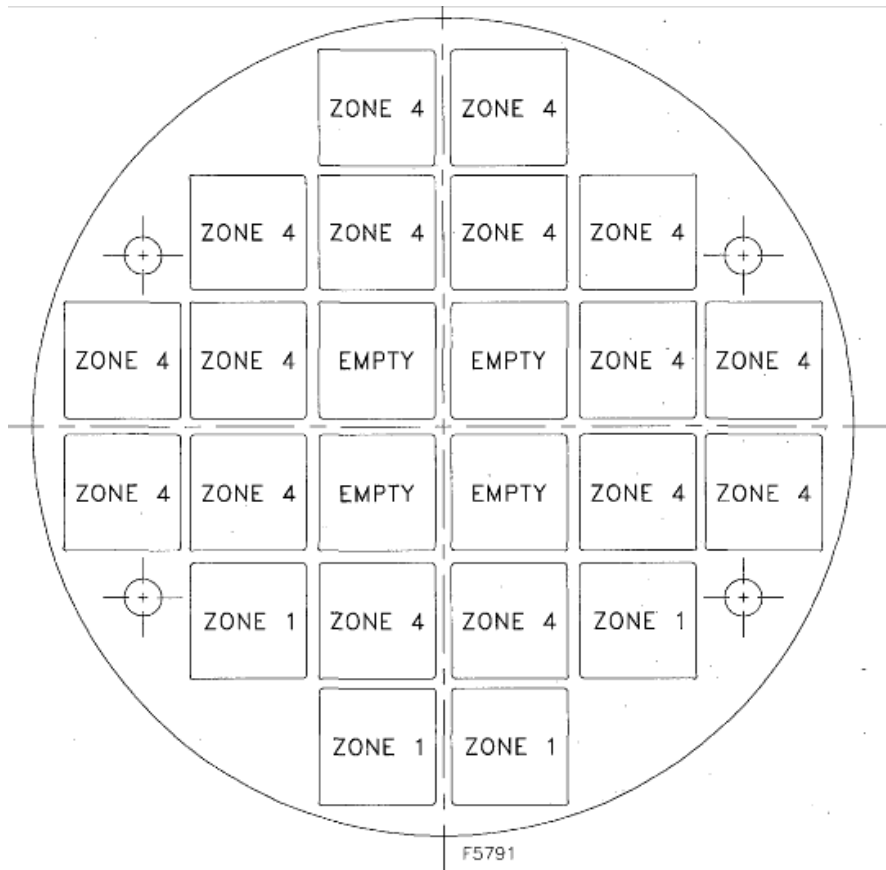
	Zone 1	Zone 2	Zone 3	Zone 4
Maximum Decay Heat (kW / FA)	NA	1.0	NA	NA
Maximum Decay Heat per Zone (kW)	NA	24.0	NA	NA

圖 4-8 24PT4-DSC 熱負載組態#1



	<i>Zone 1</i>	<i>Zone 2</i>	<i>Zone 3</i>	<i>Zone 4</i>
Maximum Decay Heat (kW / FA)	0.9	NA	1.2	NA
Maximum Decay Heat per Zone (kW)	14.4	NA	9.6	NA

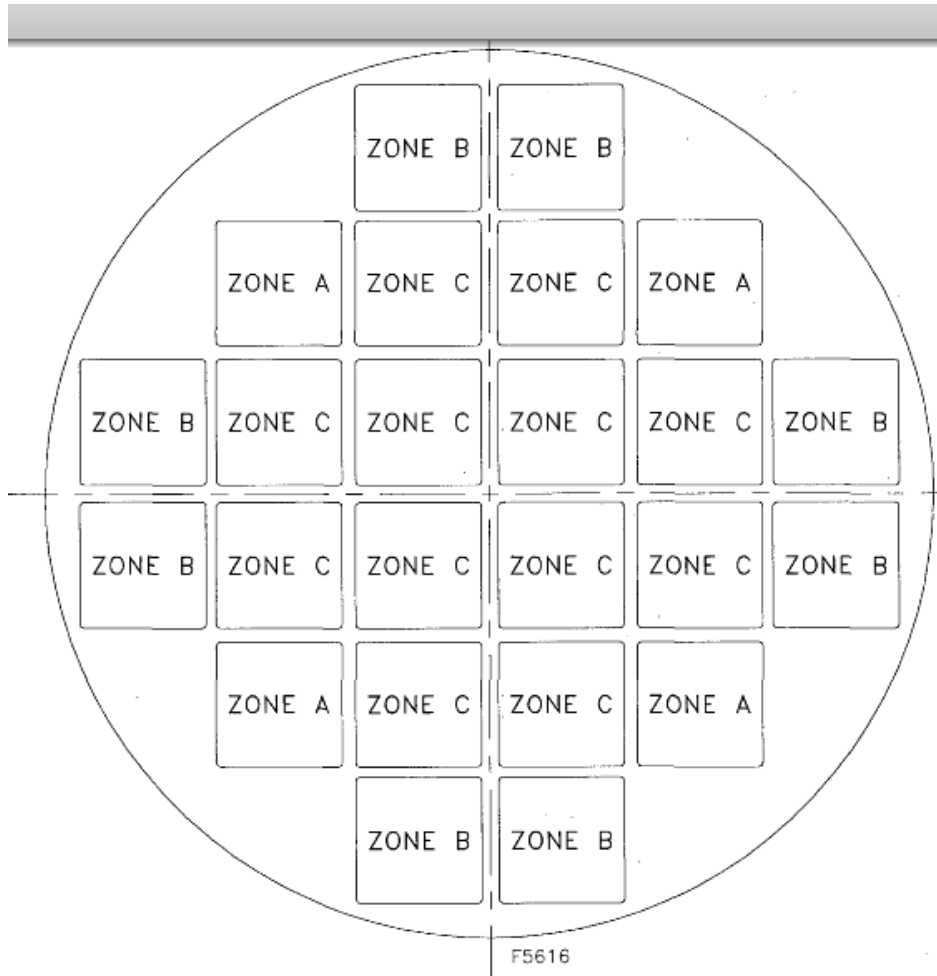
圖 4-9 24PT4-DSC 熱負載組態#2



	Zone 1	Zone 2	Zone 3	Zone 4
Maximum Decay Heat (kW / FA)	0.9	NA	NA	1.26
Maximum Decay Heat per Zone (kW)	3.6	NA	NA	20.16

Note: *fuel assemblies* with a heat load of 0.9 kW (Zone 1) may also be placed anywhere in Zone 4.

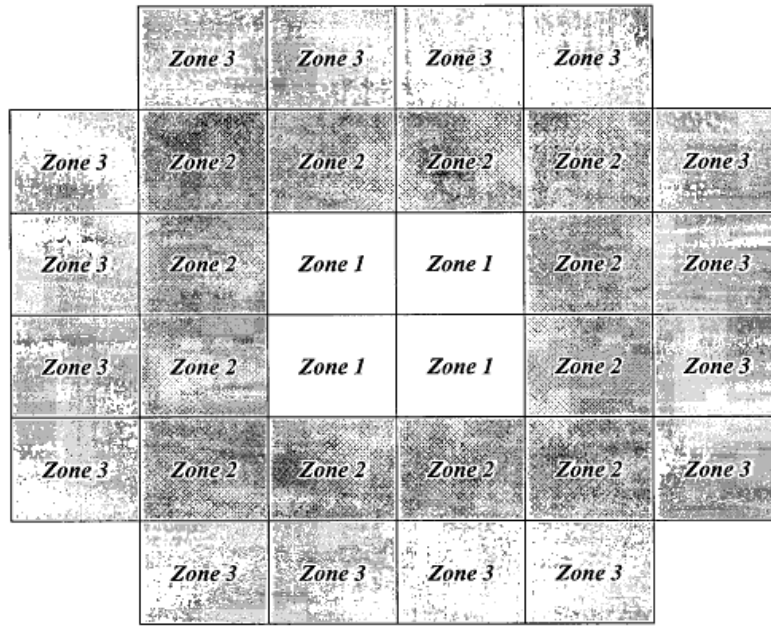
圖 4-10 24PT4-DSC 熱負載組態#3



Notes:

- 1 Locations identified as Zone A are for placement of up to 4 DAMAGED FUEL ASSEMBLIES.
- 2 Locations identified as Zone B are for placement of up to 8 additional DAMAGED FUEL ASSEMBLIES (Maximum of 12 DAMAGED FUEL ASSEMBLIES allowed, Zones A and B combined).
- 3 Locations identified as Zone C are for placement of up to 12 Intact FUEL ASSEMBLIES, including 4 empty slots in the center as shown in Figure 2-3.
- 4 Poison Rodlets are to be located in the guide tubes of intact FUEL ASSEMBLIES placed in Zone C only per Table 2-4.

圖 4-11 24PT4-DSC 受損燃料罐位置



Number of Fuel Assemblies	4	12	16	Maximum Decay Heat/DSC, [kW]
	Zone 1	Zone 2 ⁽²⁾	Zone 3 ⁽¹⁾	
HLZC #	Maximum Decay Heat/Fuel Assembly ⁽³⁾ , [kW]	Maximum Decay Heat/Fuel Assembly ⁽³⁾ , [kW]	Maximum Decay Heat/Fuel Assembly ⁽³⁾ , [kW]	
1	0.8	1.5	1.0	37.2
2	0.9	1.3	1.0	35.2
3	1.0	1.0	1.0	32.0
4	0.8	1.0	1.0	31.2

Note 1: Damaged fuel assemblies, up to 16 damaged (balance intact), shall be placed in Zone 3 only.

Note 2: Zone 2 is for placement of up to 8 RECONSTITUTED FUEL ASSEMBLIES with irradiated stainless steel rods when stored in the Option 1 configuration (the four corner locations of Zone 2 are not allowed for storage of such assemblies). The Option 2 configuration for storage of up to 32 RECONSTITUTED FUEL ASSEMBLIES with irradiated stainless steel rods does not have any restriction on placement of fuel assemblies within the DSC. Option 1 and Option 2 are defined in Table 3-1.

Note 3: Decay heat per fuel assembly shall be determined per Table 3-7.

Figure 3-1 Heat Load Zoning Configurations for the 32PTH2 DSC

圖 4-12 32PTH2-DSC 熱負載區域組態

第五章 高燃耗用過核子燃料管理規範

5.1 背景

在 NUREG-1536 中，清楚對於貯存高燃耗用過核子燃料之定義限值為 45GWD/MTU，若高於此限值，ISG 建議安全分析方面必須個案考量。相對於低燃耗燃料，當考慮長期乾式貯存時，高燃耗燃料的護套機械性質有兩個特別需要關注的地方，第一為氫化物方位重排效應 (reorientation)，第二為延脆轉移溫度 (Ductile-Brittle Transition Temperature, DBTT)。

因此雖然低燃耗燃料(<45GWD/MTU)之乾式貯存技術已於 1980 年中期至 2000 年建立完備，但自 1990 年代，美國核管會就藉由同意提高核燃料棒內鈾-235 的含量，允許美國核電廠有效地加倍其核燃料棒停留在反應器內的時間，當然如此嘉惠主要著眼於經濟上的考量過於用過核子燃料的貯存與處置。反應器內核燃料燃耗已逐漸增加至平均燃耗達 50GWD/t(以 PWR 而言)，43GWD/t(以 BWR 而言)。預期未來燃耗還會增加。本文自 2004 年至 2007 年統計，美國核電廠絕大部分新退出的用過核子燃料為高燃耗燃料，例如：

- (1)2004 年，Maine Yankee 電廠新退出燃料，49.5 GWD/MTU
- (2)2006 年，HB Robinson 電廠新退出燃料，56.9 GWD/MTU
- (3)2007 年，Oconee 電廠新退出燃料，55 GWD/MTU。

於 2008 年，NRC 允許使用鈾燃料的反應器業者以全世界最快的燃耗效率來運轉。經統計結果，2013 年其最大的尖峰(peak)燃耗限值為 62MWd/t。而核反應器業者希望能提升至 75GWD/t。因而造成高燃耗燃料於乾式貯存使用需求之高漲，但由於兩者有極大特性差異。以實際高燃耗用過核子燃料之乾貯經驗為例，美國 San Onofre 核電廠有 1115 束高燃耗用過核子燃料(HBF, high burnup fuel)，過去由於美國核

管會(NRC)的不明確態度，導致有兩個核電廠址將其未受損的 HBF 裝罐，來進行乾貯與運輸，自從美國南加州愛迪生公司(SCE)在用過核子燃料的社區參與小組(Community Engagement Panel, CEP)會議上被要求針對高燃耗用過核子燃料是否裝罐一事上表明其立場後，NRC 明確說明要求罐裝高燃耗用過核子燃料並無安全上的依據，HBF 應該比照其他型式的燃料法規要求來進行貯存。因此 SCE 表明，當高燃耗用過核子燃料進行乾貯時，無需將其罐裝至專門用過受損燃料的專用罐子。SCE 言明，罐裝未受損的 HBF 並不會提供額外的安全性，也沒有技術上的優點，及法規上的要求，因此是不必要的。尤其在技術層面上，罐裝未受損燃料有其技術上的缺點，如會降低其熱傳的能力，增加結構上的負荷，及操作上的複雜度，並使操作人員的輻射劑量增加。實際上，這些罐子並非完全密封，在上下端均有許多孔，以便在乾燥過程中，允許水份自罐中流出。目前美國多數核電廠，均將未受損的 HBF 直接進行乾貯，並無裝罐。其中只有 Maine Yankee 及 Zion 兩座核電廠，將未受損 HBF 裝罐。過去因為法規對運送 HBF 的要求的不確定性，導致兩座核電廠因擔心 HBF 無法進行運送而裝罐，現在，美國核管會已針對 HBF 的運送發出核准執照。因此，以 SCE 的 HBF 而言，可能已不存在相關不確定性。但是，為確保 HBF 長期貯存之安全性，2014 年在美國能源部(DOE)贊助下，美國電力研究院(EPRI)與美國實驗室開始著手進行一個全尺寸高燃耗乾式貯存研究發展計畫(High Burnup Dry Storage Research Project (HDRP))，研究將監測 HBF 燃料束在未來 10 年的乾式貯存中的長期特性與行為。該計畫類似於 1980 年代中期，Idaho 國家實驗室中進行的有關低燃耗用過核子燃料在乾式貯存中的特性監測，發現並無退化現象產生。而該計畫之時程規劃如圖 5-1 所示。此研究計畫施行至今，尚無提交相關報告，故目前僅能將所

蒐集到的測試計畫該背景、內容做法與時程規劃先進行說明。

針對高燃耗用過核子燃料之運輸技術探討，主要參考 ISG-11 Rev.3 與 NRC 回覆文件 ML14245A213-Definition of high burnup fuel (HBF)之相關內容。內容主要提及燃料運送過程所可能發生之氫化物再排序 (hydride reorientation)之相關問題。NRC 回覆，經美國阿貢國家實驗室 (ANL)及日本中央電力工業研究所(CRIEPI)之研究後，認為在有一定程度且極端限制下的環境中運送高燃耗用過核子燃料，將提升燃料組件中氫化物再排序之可能性。因此 NRC 建議持照者須於燃料運送前，必須解決與評估運輸期間，氫化物再排序是否會影響燃料棒與護套之問題。並指示持照者可以通過保守地假設其燃料組件遭受嚴重侵害，在其屏蔽，熱影響和重點安全分析項目進行分析與評估。未來可參考較詳細之研究結果，如 HDRP 1-4.2 高燃耗用過核子燃料運送執照許可之相關規範。

ID	Task Name	Start	Finish	2013	2014				2015				2016				2017				2018		
				Q4	Q1	Q2	Q3	Q4	Q1	Q2	Q3	Q4	Q1	Q2	Q3	Q4	Q1	Q2	Q3	Q4	Q1	Q2	Q3
1	1.0 – High Burnup Dry Storage Research Project -Implementation Phase	1/2/2014	4/13/2018																				
2	1.1 – Fuel Selection	1/2/2014	10/31/2014																				
3	1.2 –Sister Pin/ Rod Removal	3/31/2014	1/29/2016																				
4	Obtain Sister Rod Shipping Basket	3/31/2014	9/30/2014																				
5	Vendor A Pull and Place Rods in Shipping Basket	2/2/2015	2/27/2015																				
6	Vendor B Pull and Place Rods in Shipping Basket	1/4/2016	1/29/2016																				
7	Ship Rods To National Lab	1/4/2016	1/29/2016																				
8	1.3 – Design	1/2/2014	12/31/2014																				
9	Cask Design Review	1/2/2014	10/2/2014																				
10	Modified Lid Design	1/2/2014	12/31/2014																				
11	Instrumentation Design	1/2/2014	12/31/2014																				
12	Prepare Design and License Basis Document (DLDB)	1/2/2014	12/31/2014																				
13	1.4 – Licensing	1/15/2014	4/13/2018																				
14	1.4.1 - Storage Licensing	1/15/2014	1/31/2017																				
15	Pre-Application Meetings with NRC	1/15/2014	12/31/2014																				
16	Prepare License Amendment Request (LAR)	1/2/2015	7/31/2015																				
17	NRC Review and Grant Part 72 LAR	8/3/2015	1/31/2017																				
18	1.4.2 - Transportation Licensing	1/1/2015	4/13/2018																				
19	Prepare Calculations for Future Transportation License	1/1/2015	4/13/2018																				
20	1.5 –Modification, Fabrication, Fit-up Testing	4/15/2015	10/26/2016																				
21	Modify Cask Lid	4/15/2015	4/14/2016																				
22	Instrumentation Fabrication	4/15/2015	4/14/2016																				
23	Fit-up Test of Research Project Cask	4/15/2016	10/12/2016																				
24	Ship Research Project Cask to North Anna	10/13/2016	10/26/2016																				
25	1.6 –Cask Loading and Preparations	2/1/2017	7/31/2017																				
26	1.7 –Cask Data and Monitoring	8/1/2017	4/13/2018																				
27	1.8 –Semi Annual Reports	8/1/2017	4/13/2018																				

圖 5-1 HDRP 時程規劃示意圖

5.2 高燃耗乾式貯存研究發展計畫(HDRP)

高燃耗乾式貯存研究發展計畫(HDRP)第一期，係由 EPRI 主導的一個為期五年的測試計畫，主要工作包括燃料的選擇、裝載、測試條件選擇，而後續之長期貯存開封後的燃料檢測與研究工作則預期超過 15 年甚至更長時間。本發展計畫初期選用 TN 公司設計之金屬護箱 TN-32，以及該計畫所使用之燃料棒來源為 North Anna 核電廠，該燃料棒設計皆為 17x17。

該計畫利用相關儀器設備蒐集裝載燃耗超過 45GWD/MTU 的高燃

耗燃料之乾貯系統相關數據，以供未來實施高燃耗燃料乾貯作業參考。在此計畫中高燃耗用過核子燃料之試驗條件會盡可能接近實際作業條件，例如：

- 在用過燃料池中將用過核子燃料裝入金屬護箱內。
- 將金屬護箱內的冷卻水排出。
- 作業過程中確保用過核子燃料護套溫度不超過 400°C。
- 於乾貯期間，其排氣孔會隨時進行監控，以確認乾貯作業是否失敗。
- 在完成洩水、乾燥過程後，將氬氣回充至金屬護箱內，以利熱傳效果。
- 在填充完氬氣後兩個星期內，該金屬護箱會放置於美國維吉尼亞州的 North Anna 除汙建築物內(North Anna decontamination building) 便於監控。期間會定期做氣體採樣，以判斷是否產生裂變氣體、水氣、氧氣或氬氣。
- 於乾燥後或乾燥後兩星期間，於金屬護箱內部採樣，假設水氣或 Kr-85(氬 85 是非活性的、放射性的惰性氣體，半衰期為 10.76 年，會由鈾和鈾的裂變釋出)的含量在規定範圍內，即可送至獨立用過核子燃料貯存場繼續進行研究。
- 此金屬護箱將會持續放置在 North Anna 核電廠數年，其存放年限考慮因素如下：
 - 如果發生金屬護箱無預警開啟了，此測試將終止，或者再使用相同或不相同的燃料組件重新開始進行測試。
 - 應避免發生延脆性轉移溫度 (Ductile-Brittle Transition Temperature, DBTT) 的可能性，因為中子輻射會造成材料內部結晶缺陷，使延性下降，經測試 DBTT 溫度約為室溫下以及

150°C左右。

[註: DBTT: 是當金屬溫度下降至某一點時, 其性質延性轉變成脆性時的溫度。]

- 相對於一般條件下, 本研究計畫(HDRP)下所使用之燃料組件, 選用較高燃耗之燃料做測試。
- 該研究計畫的金屬護箱會有儀器孔道, 以進行數據量測。
- 於本研究計畫中的金屬護箱中, 並不會在每個隔間皆放置燃料。

該研究計畫所使用之燃料束有多種套護型態, 包括標準 Zircaloy-4、低錫含量的 Zircaloy-4、Zirlo™ 以及 M5™, 如表 5-1 所示。而使用不同護套種類的重要性在於多樣化的合金種類數量以及最後的冶金處理(例如: 應力消除、部分再結晶、全部再結晶)。

該計畫所使用的燃料束平均燃耗約 50 至 67 GWD/MTU, 其中單一之燃料棒燃耗值可能更高, 而裝載燃料束之數量是依據金屬護箱的熱力分析、臨界分析來決定。假設共裝載了 32 組燃料束, 預估約有 14.56 至 15.04 百萬噸的鈾, 而本研究計畫中所選定的燃料必須滿足以下條件:

- 燃料是完整無缺的-沒有結構上缺陷或破洞。
- 燃料束易受膨脹影響處需被修復。
- 燃料束護套溫度不可超過 400°C。

表5-1 金屬護套總類

Cladding Material	Burnup Range (GWD/MTU)	Number of Assemblies Available	Last Irradiation	Manufacturer	Assembly Type
Standard and Low-tin Zircaloy-4	53-58	3	1989	Westinghouse	Lo-Par ²²
Zirlo	51 – 55	20	2004 – 2007	Westinghouse	V5H ²³
M5	52 – 67	11	2001-2010	AREVA	AMBW ²⁴
Low-tin Zircaloy-4	49 – 50	3	1994	Westinghouse	V5H

5.2.1 系統設計和資料蒐集

本研究計畫所使用之金屬護箱 TN-32 通過 10 CFR 72 品質保證合格證明，以及 TN-32 的上蓋設計使用雙重密封系統，可隨時監控整體密封的完整性，其相關展示如圖 5-2 和圖 5-3 所示。而在不同位置所量得精確的溫度數據未來會公開發表，並向 NRC 提出要求修訂許可證。高燃耗金屬護箱裝載過程如下：

- 於水中進行燃料裝填作業，並焊接上蓋。
- 於上蓋的儀器孔道處裝置熱電偶計，進行溫度量測。
- 經過兩個星期的觀察評估及氣體採樣，若內部壓力減少，需要回填氬氣至指定壓力。
- 其間會做氣體採樣，包括裂變氣體、氬氣、氧氣及濕氣，當達到熱平衡時，必須先灌入氬氣執行過壓監控系統觀察洩漏率。

結論，這些裝備及上蓋設計，包括一些相關乾貯設施的設計與申照，以及要求修訂許可證未來都會提交 NRC 批准。

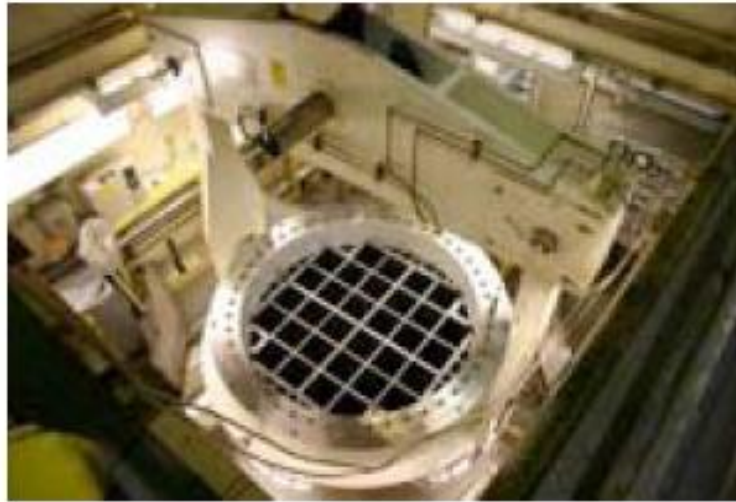


圖 5-2 金屬護箱上視圖(無上蓋)



圖 5-3 金屬護箱上蓋安裝上視圖

5.2.2 數據蒐集和檢測儀器

高燃耗乾式貯存研究發展計畫之目的為蒐集數據以確保高燃耗燃料的貯存和運輸之運作狀態。從實驗的金屬護箱取得大量數據，其目的如下：

- 詳細目視檢查每組燃料束
 - 目的：
 - ◆ 於貯存週期後做比較。

- ◆ 確保沒有明顯的缺陷。
- 金屬護箱內部和外部關鍵位置的溫度量測
 - 目的:
 - ◆ 對於實際溫度做安全餘裕評估。(例如:於真空乾燥和後來乾貯期間之量測值 V.S 預計高峰溫度)
 - ◆ 可判斷護套應力。
- 內部氣體抽樣:氣體壓力
 - 目的:監控氣體含量，提供氣壓曲線圖
- 內部氣體抽樣:氣體中的水含量
 - 目的:
 - ◆ 在非常早期時(於乾燥操作期間，及乾燥後兩星期)，氣體中的水蒸氣含量將決定金屬護箱內剩餘的水含量多寡；在乾燥後的兩個禮拜裡，水蒸氣含量的增加將被監測。
- 內部氣體抽樣:氧含量
 - 目的:於初始真空乾燥和氬氣回填過程期間，確保氧氣可被移除。
- 內部氣體抽樣:氬含量
 - 目的:由於氬氣可能是在乾燥過程完成後，護箱內剩餘水的放射分解產生的。
- 內部氣體抽樣:分裂產物(FP)氣體含量
 - 目的:
 - ◆ 分裂產物之氣體的出現期間或於乾燥過程之後立即出現，將指出一個或更多的護套存在缺陷，於裝載之前或於乾燥期間發生一個缺陷。(於真空乾燥和後續貯存期間的護套缺陷，導致分裂氣體釋放到金屬護箱內部，這是不被期待的

因為只有完好無損的燃料束會被使用於實驗計畫護箱裡)。

- ◆ 在金屬護箱被再次打開前(即在長期貯存之後),於氣體樣本裡發現的分裂產物氣體,將指出於貯存期間發生的護套缺陷。

關於氣體抽樣的時程規劃,在乾燥後兩周的暫態期被認為是監控分裂產物、氧化氣體和水分最合理的時期。然而,EPRI 團隊仍繼續找尋對於貯存期間氣體抽樣執行的最佳方法。

而在溫度資料的蒐集,選擇在鄰近燃料護套的地方插入儀表(即導管 guide tubes),嵌入溫度儀表至導管內的概念類似於 1985-1999 年於美國愛達荷州國家實驗室的低燃耗示範護箱 CASTOR/V21 [EPRI1986]。此外,於乾貯期間結束後,金屬護箱將被再次打開,以及燃料棒將被取出進行破壞性檢測,因此氫化物重排效應的程度(以及延脆轉移溫度)可於貯存期間結束時同時獲得。在資料蒐集過程中,全程的操作、運輸、護套製備、儀表應用校準,以及資料蒐集程序,透過必要的品質保證(Quality Assurance)要求維持可追溯性。

[註: 其方位重排的原理是依據鋁合金對氫的固溶度會隨著溫度而變化,溫度愈高固溶度愈大。經由實驗結果顯示,在 316°C 時有較高的固溶度,經由足夠的固溶處理時間後,部分氫化鋁會重溶於鋁合金中,當冷卻時,固溶度隨溫度降低而下降,所超出飽和固溶度部分的氫會再析出,而重新析出的氫化鋁會在垂直環狀的徑向方位析出,及達到所謂的方位重排。]

為了數據的蒐集,實驗護箱的上蓋將被修改成可容納將近七根熱電偶噴管(thermocouple lances),其預期設置徑向位置如圖 5-4 所示。而每根噴管也將容納大概九個獨立熱電偶計,其軸向位置如圖 5-5 所示。而為了避免造成燃料因碰撞造成之損傷以及確保燃料和熱電偶計的對

齊，選擇使用導引式的插入方式，如圖 5-6 所示。

另外，由於 TN-32 只是單一頂蓋的金屬護箱，並不具直接監控內部功能，因此額外考慮加裝壓力感測器於過壓(overpressure)槽內，藉由壓力感測器可得到內部密封之完整性。

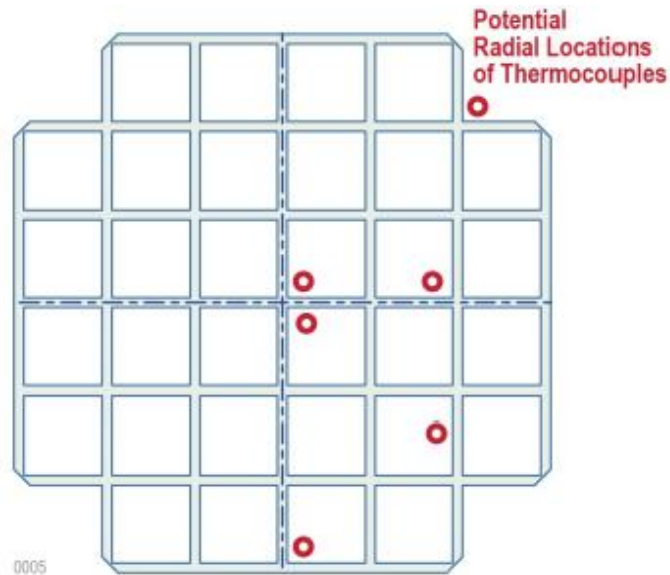


圖 5-4 熱電偶噴管預計設置徑向位置示意圖

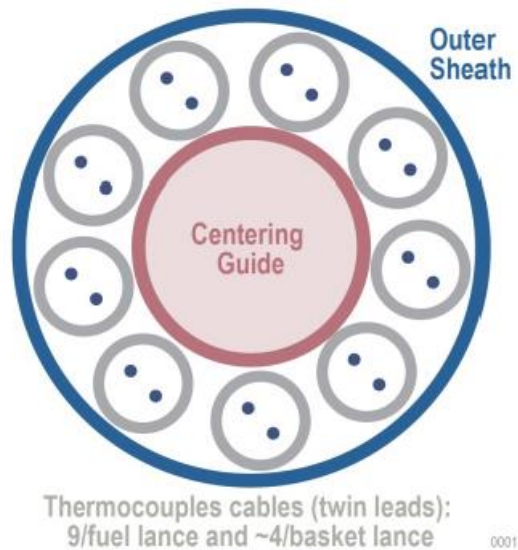


圖 5-5 熱電偶計軸向位置示意圖

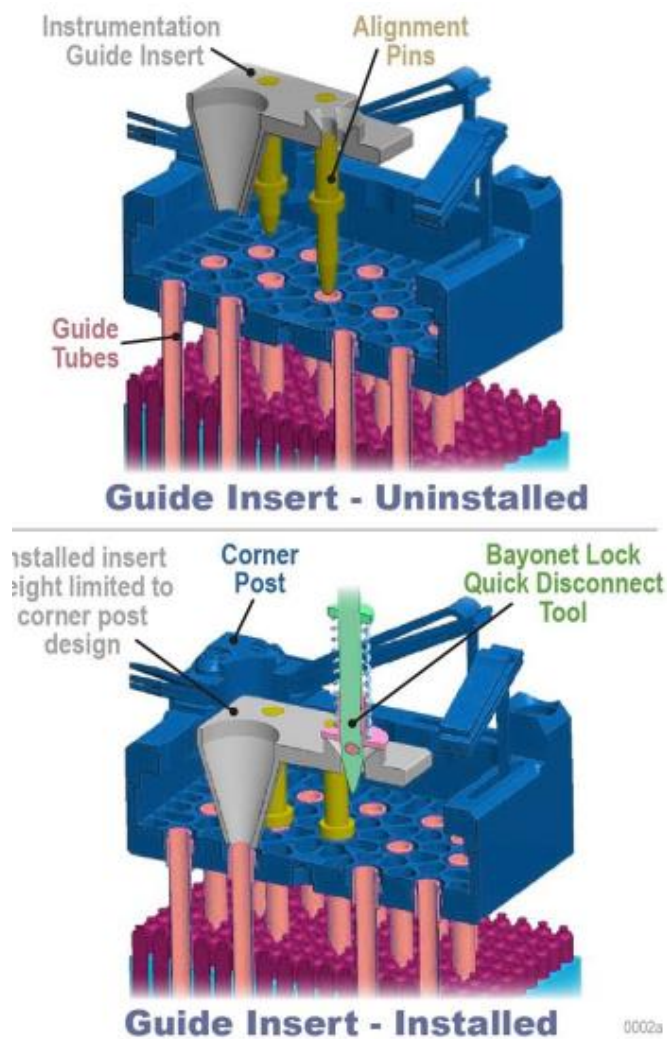


圖 5-6 導引式插入方式

5.2.3 量測頻率

- 溫度量測頻率
 - 於最初的乾燥過程中，頻率為每分鐘一次，並且提供尖峰溫度值以預測氫化物重排效應。
 - 長期貯存過程中，選擇當天周遭環境最高溫及最低溫時，進行量測，以便觀察季節的變化造成的溫度差異，以及提供氫化物重排效應、延展性回復(ductility recovery)、潛變行為(creep behavior)等相關資訊。
- 氣體壓力以及內含物組成的量測

- 乾燥前兩個星期頻率為每週兩次
 - ◆ 由於乾燥前兩個星期間，有可能發生內部剩餘的水變成氣體，因此需每星期進行兩次之數據蒐集，同時氣體壓力的量測也可確認密封的完整性。
- 長期貯存過程中，建議進行氣體壓力或氣體取樣
 - ◆ 在長期的貯存過程中，因為氣體組成的變異通常在乾燥後的前兩個星期發生，為了避免不必要的輻射汙染環境，則不建議進行氣體壓力或氣體取樣。

5.2.4 姐妹棒(sister rod)評估

為了評估高燃耗燃料之貯存影響，於貯存前後進行燃料棒之差異測試是必要的。但由於測試需要正確描繪出燃料棒的相關物理參數，需進行破壞性檢測，但貯存前後測試相同的燃料棒是不可能的，因此需使用相似之姐妹棒進行評估。姐妹棒為擁有與實驗護箱中相同特徵的燃料棒(例如:相同設計和相似的燃料歷程)。

5.2.5 高燃耗乾式貯存計畫中之運輸計畫及後續檢測

目前由於高燃耗乾貯研究計畫的運輸計畫尚未開始，也尚無高燃耗組件運送至 North Anna，因此實驗護箱之運輸工作規劃將在後續幾年完成。

而長期貯存結束後燃料的檢測，首先會先用目測方式，之後於國家實驗室中個別進行鑑定、非破壞性檢測及破壞性檢測，因此檢測設施需要一個足夠大的熱室(hot cell)，還要能夠容納一台能夠舉起 125 噸重的起重機，並且可開啟實驗護箱上蓋的操作室。

並且後續之長期貯存開封後的燃料檢測與研究工作則預期超過 15

年甚至更長時間。

第六章 結論

本計畫於初期主要針對獨立用過核子燃料貯存設施的規範進行資料蒐集與整理，以及針對美國除役電廠用過核子燃料貯存設施案例進行彙整分析。從蒐集到的資料，可以得知 ISFSI 的法規要求，如申請執照程序、執照類別、貯存護箱的核准憑照等相關資料，以及透過美國除役電廠，Cristal River unit 3、San Onofre、Trojan、Rancho Seco、Vermont Yankee 的案例蒐集，瞭解除役的時程、乾貯系統的類別、傳送方式、用過核子燃料貯存量、受損燃料的存放方式等資訊。

並且研讀 ISG-1 以瞭解美國針對受損用過核子燃料的定義及處置規範，該審查導則有詳細的定義將用過核子燃料分成受損、非受損及完整燃料，每種類型有相對要求的處置方式。

而於中期進行受損燃料資料蒐集並研讀了 MAGNASTOR 安全評估報告，報告中可以約略看出貯存護箱內新增受損燃料罐的貯存對原有吊裝、裝填、運送等各項作業之影響，進而提供核一廠進行除役時，重要之參考。

除了受損燃料的資料蒐集，考慮未來美國絕大部分退出的燃料皆為高燃耗燃料，因此也蒐集了美國針對高燃耗燃料的管理規範。透過美國電力研究院(EPRI)與美國實驗室進行高燃耗乾式貯存研究發展計畫(High Burnup Dry Storage Research Project (HDRP))之資料蒐集，於第一期(2014-2018 年)的測試工作項目，可以瞭解到高燃耗燃料的選擇、裝載、測試條件選擇，但後續之長期貯存開封後的燃料檢測與研究工作則預期需要超過 15 年甚至更長時間。

綜上所述，本計畫已針對獨立用過核子燃料貯存設施的相關規範，如申請執照程序、執照類別、貯存護箱的核准憑照、除役的時程、乾貯系統的類別、傳送方式進行資料匯整與研讀。並且透過研讀

MAGNASTOR 安全評估報告，瞭解貯存護箱內新增受損燃料罐的貯存對原有吊裝、裝填、運送等各項作業之影響。而高燃耗燃料，目前僅蒐集到相關之測試計畫，未來本研究將持續專注並蒐集及進度報告，以強化完整度。以上之成果可提供核一進行除役時，重要之參考。

參考文獻

1. Interim Staff Guidance - 1, Classifying the Condition of Spent Nuclear Fuel for Interim Storage and Transportation Based on Function
2. Interim Staff Guidance - 11, Cladding Considerations for the Transportation and Storage of Spent Fuel
3. NUREG-1571, Information Handbook on Independent Spent Fuel Storage Installations, 1996
4. NUREG/CR-6451, A Safety and Regulatory Assessment of Generic BWR and PWR Permanently Shutdown Nuclear Power Plants, 1997
5. NUREG-1536, Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems at a General License Facility, 2009
6. NUREG-1567, Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities, 2000
7. NUREG-1927, Standard Review Plan for Renewal of Specific Licenses and Certificates of Compliance for Dry Storage of Spent Nuclear Fuel, 2015
8. Post Shutdown Decommissioning Activities Report-Vermont Yankee Nuclear Power Station, 2014
9. Post Shutdown Decommissioning Activities Report-San Onofre Nuclear Generating Station, Units 2 and 3, 2014
10. Post Shutdown Decommissioning Activities Report-Crystal River Unit 3, 2013
11. Post Shutdown Decommissioning Activities Report-San Onofre, 1998
12. U.S. Department of Energy, Preliminary Evaluation of Removing Used Nuclear Fuel from Shutdown Sites, 2014
13. Modular Advanced Generation Nuclear All-purpose Storage (MAGNASTOR®) DRY CASK STORAGE SYSTEM SAFETY EVALUATION REPORT, 2010

14. TRANSNUCLEAR STANDARDIZED ADVANCED NUHOMS HORIZONTAL MODULAR STORAGE SYSTEM FOR IRRADIATED NUCLEAR FUEL SAFETY EVALUATION REPORT, 2010
15. 用過核子燃料長期乾式貯存政策可行性研究, 核能研究所, 2010
16. Dry Storage Demonstration for High-Burnup Spent Nuclear Fuel-Feasibility Study, Pacific Northwest National Laboratory, 2003
17. Impact of High Burnup Uranium Oxide and Mixed Uranium-Plutonium Oxide Water Reactor Fuel on Spent Fuel Management, IAEA, 2011
18. Long-Term Interim Storage for Used Nuclear Fuel: Dry Cask Storage in Centralized Storage Facilities, WISE, 2011
19. High Burnup Dry Storage Cask Research and Development Project, EPRI, 2014

子計畫二：

除役電廠放射性物質核種及存量分析之驗證研究

(修訂版)

計畫主持人：裴晉哲

報告作者：裴晉哲、劉千田、黃星維、周祐安

目錄

第一章	前言	1
第二章	放射性物質核種及存量分析方法之簡介	3
2.1	中子活化特性的回顧	6
2.1.1	中子活化反應	7
2.1.2	同位素特性	10
2.2	輻射特性調查的方法和技術	28
2.2.1	一般情況實際評估過程	28
2.2.2	中子活化造成的輻射活度計算	28
2.2.3	電腦程式	32
2.2.4	計算的變異度和不確定性	34
2.3	現場量測結果	35
2.3.1	量測技術	36
2.3.2	儀器規格	39
2.3.3	對於難測放射性核種的相關測量方法	39
2.4	取樣與分析	41
2.4.1	取樣和分析程序方案	42
2.4.2	分析方法	46
2.4.3	統計測試計劃	46
2.4.4	用來估算表面污染的電腦程式	49
2.5	品質保證的要求	49
2.6	TRS-389 除役經驗整合	54
第三章	核電廠裏高度中子活化管制區之分析評估	61
3.1	核一廠裏高度中子活化管制區簡介	61

3.2 歐洲斯洛伐克核電廠除役經驗.....	71
第四章 核電廠裏中度中子活化管制區之分析評估.....	76
4.1 核一廠裏中度中子活化管制區簡介.....	76
4.2 歐美除役經驗整合.....	76
第五章 核電廠裏低度中子活化管制區之分析評估.....	78
5.1 核一廠裏低度中子活化管制區簡介.....	78
5.2 歐洲斯洛伐克核電廠除役經驗.....	80
5.3 除役核電廠熱交換器金屬特性調查範例 ⁹	83
5.3.1 核電廠設施簡介.....	83
5.3.2 特性調查範圍.....	86
5.3.3 特性調查報告.....	86
第六章 結論與建議.....	97

圖目錄

圖 2.1 中子活化產物計算的常用方法.....	31
圖 2.2 德國 HDR 電廠從設備硬殼的主要組成部分切割樣品	43
圖 3.1 放射性廢棄物處置分類標準 A、B、C 及超 C 類界限 ⁵ 參考示意圖表 3.1 核一廠除役放射性廢棄物分類重量推 估結果.....	62
圖 3.2 除役沸水式核反應器之放射性廢棄物輻射強度示意圖 ⁵	64
圖 3.3 除役前 Vermont Yankee 核電廠的外觀鳥瞰照片	65
圖 5.1 核電廠 Calder Hall 設施布局圖	85
圖 5.2 熱交換器及周邊之樓梯圖.....	89
圖 5.3 樓梯的實例.....	90
圖 5.4 連接平台的實例.....	91
圖 5.5 較上層的連接平台及起重平台和樓梯.....	91
圖 5.6 頂蓋橋從熱交換器上移除用來取樣以調查活度濃度 .	95

表目錄

表 2.2 參考電廠 WNP-2 反應器停機時中子活化組件及結構之 放射性活度比較表.....	5
表 2.3 參考電廠 WNP-2 反應器停機時管線元件及設備內部表 面污染之放射性活度比較表.....	6
表 2.4 參考電廠 WNP-2 反應器停機時設備及建物結構體外部 表面污染之放射性活度比較表.....	6
表 2.6 美國六座電廠停機時核種之相對活度整理表	22
表 2.7 美國六座電廠不同運轉歷史之相關資料.....	23
表 2.8 BWR 參考廠 ¹ 活化產物總活度計算值分布比例-內部組 件	24
表 2.9 最主要的中子活化反應相關資料.....	25
表 2.10 BWR 參考廠一次側冷卻水系統放射性核種相對活度 分析比較表.....	27
表 2.11 JPDR 運轉 13 年停機後 10 年時的輻射活度	45
表 2.12 主要檢測放射性核種的方法和估計最小可偵檢輻射活 度.....	47
表 3.2 Vermont Yankee 核電廠 2012 年除役放射性廢棄物推估重 量分類結果 ⁶	65
表 3.4 歐洲斯洛伐克核電廠反應器壓力槽內部組件放射性廢 棄物之測定結果 ⁸	73
表 3.5 歐洲斯洛伐克核電廠高階放射性廢棄物之概略說明 .	74
表 5.1 歐洲斯洛伐克核電廠除役後留下壓力槽放射性廢棄物 之儲藏情形.....	80
表 5.2 標準混凝土及重晶石混凝土的輻射污染情形對照表 .	81

表 5.3 核電廠用過核燃料冷卻池儲存格架取得樣本之儲藏情形.....	82
表 3-1 M&E 之物理特徵描述建議.....	10
表 3-2 M&E 之放射性特徵描述建議.....	11
表 3-3 處置調查量測儀器對輻射種類之適用程度.....	26
表 3-4 各量測儀器適用之調查尺寸表.....	27
表 4-1 α 射線之偵測器及其特性.....	43
表 4-2 β 射線之偵測器及其特性.....	45
表 4-3 X 及 γ 射線之偵測器及其特性.....	46
表 4-4 手提偵測器對不同輻射之偵測能力.....	48
表 4-5 實驗室分析儀器之準備及計數時間.....	49
表 4-6 實驗室分析儀器對輻射種類之適用性.....	49
表 4-7 實驗室分析儀器適用的能量範圍及活度.....	50
表 6-1 不同放射性核種的相關數據.....	66

摘要

本研究之目的為因應國家的能源政策，儘早進行電廠除役規劃，對除役核電廠之放射性物質核種及存量分析，作審查技術之探討，以提供核能電廠除役安全管制作業的審查參考。本計畫廣泛研析國內外相關除役核電廠的放射性物質核種及存量分析評估案例，對除役安全作業，也提出相關重點、關鍵事項和安全審查之建議，以精進國內的除役審查技術。

Abstract

This aim of this research is to intensify the review technology of verification on radioactive material nuclide and physical inventory analysis for nuclear power plants decommissioning on reviewing the decommissioning plan as early as possible. In this project, we widely collect and analyze the radioactive material nuclide and physical inventory analysis and review cases related to nuclear power plants of Taiwan and abroad. The relative points and key issues were also listed for the decommissioning and administration recommendations were further proposed from the study results. By the performance of this project, the review technology on decommissioning plan can be effectively elevated.

第一章 前言

與一般的工廠類似，核電廠有其一定的運轉期限，當達到運轉期限時，將進行核電廠的除役作業，其廠址永久安全及再恢復利用，為除役的兩個最重要目標。國內的核能機組即將面臨運轉 40 年，將逐步展開核電廠的除役作業規劃。基於安全管制，應合理與嚴謹審查經營者提出之除役計畫，藉掌握各國核子反應器設施之除役法規、實務經驗及關鍵安全問題與評估技術，以發展國內完善之除役計畫審查機制，藉此培養除役審查團隊，協助各項除役作業計畫審查，以使除役工作順利進行，得於規劃時間內完成。

如前所述，核設施大體上與其他任何工業廠房相同。但其最大不同在於核設施除役，涉及到因中子活化的放射性物質，故過程中，將衍生輻射污染及放射性廢棄物等問題。特別是反應器核心附近，更因大量中子活化物質存在，更是除役時首要遭遇的問題。然而，從國外核電廠的除役經驗來看，一座核電廠從確定停止運轉到完全除役，可能耗時 20~30 年，甚至在美國可達 60 年之久，故除役期間，有關待拆除設備清單及拆除方法、核燃料及核物料管理、放射性廢棄物的處理、除役程序、輻射曝露管理、安全評估、應維持功能及性能的系統設備清單，以及執行組織等資訊及計畫等相關資料，必須提出以供管制單位的審核，以確保除役工作能完整並安全地順利進行。

近年來，歐美陸續面臨許多核電廠的除役，故在除役相關技術上的規劃及發展上，莫不積極投入。除在法規逐步建立制度，並有許多實際完成除役的參考經驗，其分析評估資料與實作紀錄，極為寶貴，可供我國核電廠除役之參考。雖然在設計上與環境上，各國電廠條件不同，因此在除役計畫的審查，尚無法一體適用，但從分析國際間已除役的核能機組，對於除役核電廠主要活化產物分析、中子活化污染分析、相對時間重要核種分

析、以及影響活化的參數等因素作了解與歸納，將可對活化物質分布有具體了解。而核一廠為沸水式核電廠，故以該機型做主要研究範圍，並於相關研究資料中彙整結果，並提出審查重點及建議，作為相關除役計畫審查之參考。

第二章 放射性物質核種及存量分析方法之簡介

核電廠反應器的核心，在發電過程中，因有大量的中子產生，使得有許多的物質被中子活化，而成為具放射性的物質。在面臨電廠除役時，必須評估其核種與存量，以妥善規劃並處置此類放射性廢棄物。

在國際中，比較歐美先進國家的除役核電廠的放射性物質核種及存量分析方法的資料中，美國 NUREG/CR-0672 中的 WNP-2 參考電廠¹，其所整理的重點摘要與內容，與我國即將除役的核一廠最為相近，其相關分析原則，可應用於國內的核電廠評估上。

一般核電廠的除役計畫最終目標決定：最終完成除役的廠址可完全無限制重新再利用。此目標的達成，除役解體時重要組件時，須詳細考慮其中子活化產物總量，該活化產物主要可區分為兩大類：(一) 因中子照射所導致的反應器內部結構活化，以及周邊設備內含中子活化產物的總量、(二) 由管線及機器內部附著的輻射腐蝕生成物或核分裂產物 (FP) 所導致的各種表面污染。

參考電廠 WNP-2 再將上述第 (一) 大類反應器內部建物以及周邊設備細分為三種主要材料：不鏽鋼、碳鋼及混凝土結構體，並且將上述第 (二) 大類表面污染分為兩種主要類型：內部表面污染及外部表面污染。NUREG/CR-0672 共分作五個項目，將參考電廠 WNP-2 於反應器停機時，列出主要活化污染之放射性活度如表 2.1，利用這五個項目的資料，將可對核電廠裏被中子活化的放射性活度總量做高、中、低分類，以對中子活化物質分布有具體了解。中子活化不鏽鋼應屬高度中子活化之類別，中子活化碳鋼、中子活化混凝土結構體以及管線元件及設備內部表面污染應屬中度中子活化之類別，設備及建物結構體外部表面污染應屬低度中子活化之

類別。表 2.2 列出參考電廠 WNP-2 反應器停機時中子活化組件及結構之放射性活度，特別為表 2.1 NUREG/CR-0672 參考電廠於反應器停機時主要活化污染之放射性活度，中子活化不鏽鋼的主要部分；表 2.3 為參考電廠 WNP-2 反應器停機時管線元件及設備內部表面污染之放射性活度，比較表中內部總表面積為 $2.44e+05 \text{ m}^2$ ，對照核一廠除役計畫第九章中，表 9-11 歸納各污染系統設備及組件內總表面積為 $2.09e+05 \text{ m}^2$ ，屬同一數量級可作比對；表 2.4 為參考電廠 WNP-2 反應器停機時設備及建物結構體外部表面污染之放射性活度比較表，因其外部表面污染總活度 $1.1e+02 \text{ Ci}$ 比較表 2.3 內部表面污染總活度 $8.5e+03 \text{ Ci}$ 為小，應可歸於低度中子活化之類別。上述提到的 WNP-2 反應器停機時乃是指：程式計算結果預估之反應器停機時間，而非真正除役所代表的永久停止運轉時間，WNP-2 反應器現階段(2016 年)正延役中。

表 2.1 NUREG/CR-0672 參考電廠¹於反應器停機時主要活化污染之放射性活度

放射性活度來源	放射性活度 (Ci)
中子活化不鏽鋼	6.6e+06
中子活化碳鋼	2.9e+03
中子活化混凝土結構體	1.2e+03
管線元件及設備內部表面污染	8.5e+03
設備及建物結構體外部表面污染	1.1e+02

表 2.2 參考電廠 WNP-2 反應器停機時中子活化組件及結構之放射性活度比較表

反應器組件及結構	評估中子活化體積總量 (m ³)	放射性活度 (Ci)
爐心側板	3.750	6.30e+06
噴射泵裝置	0.076	2.00e+04
反應器槽壁	15.688	2.16e+03
生物屏蔽	81.710	1.66e+02
汽水分離器	1.217	9.60e+03
其他爐心內部組件	<3	2.21e+05
總放射性活度 (Ci)		6.55e+06

表 2.3 參考電廠 WNP-2 反應器停機時管線元件及設備內部表面污染之放射性活度比較表

內部表面	評估總表面積 (m ²)	放射性活度 (Ci)
全部管線元件	3.4e+04	2.2e+03
設備共分三主要廠房		
反應器廠房	8.6e+03	1.9e+03
汽機及發電機廠房	2.0e+05	1.2e+03
放射性廢料廠房及控制廠房	1.4e+03	3.2e+03
加總	2.44e+05	8.5e+03

表 2.4 參考電廠 WNP-2 反應器停機時設備及建物結構體外部表面污染之放射性活度比較表

外部表面	評估總表面積 (m ²)	放射性活度 (Ci)
反應器廠房	5.2e+03	7.4e+01
汽機及發電機廠房	1.9e+05	4.4e+00
放射性廢料廠房及控制廠房	2.0e+03	3.6e+01
加總	9.1e+03	1.1e+02

2.1 中子活化特性的回顧

要充分了解發生在動力用核子反應器設施內的中子活化特性，對有關中子活化特性方面的完整資訊是需要的，對於一些較重要的中子活化產物，將從一般中子活化反應系統學的角度及從同位素特定性質的觀點來回顧。本章節引用的資料，乃經由 2015 年 9 月 30 日原子能委員會主辦的「104 年核設施除役技術研討會」所提供的資料整理而成，國外文獻資料包含

NUREG/CR-3474“Long-Lived Activation Products in Reactor Materials”² 加上 TRS-389“Radiological Characterization of Shut Down Nuclear Reactors for Decommissioning Purposes”³ 所提供的資料整理而成，可得知半衰期超過 5 年之主要元素詳細資料。

2.1.1 中子活化反應

2.1.1.1 中子-加馬反應

在一般情況下，中子活化反應最重要的一類是熱中子的捕獲，其中原子質量 A 的同位素捕獲一個中子，而產生原子質量 $A+1$ 的產物；在某些情況下，其可以是原子數 $Z+1$ 或 $Z-1$ 之更長半衰期子核種的短半衰期母核種。在熱中子捕獲區域中捕獲率通常為最大，其在室溫下為 0.025 電子伏，中子捕獲截面被定義為一個熱區域（0~0.5 電子伏特）和超熱區（0.5 電子伏特~1 百萬電子伏特）。根據核結構的因素，從一種同位素到另一種同位素，中子捕獲率可以相差很大，並在極端情況下其幅度能超過約九至十冪次。

在 1 電子伏特和幾千電子伏特之間的超熱區，尤其對於中質量數和高質量數的元素，經常具有特殊的共振能量，而其互動反應速率是非常的高。在這個共振區域特定反應的發生速率，是正比於作為中子能量函數之截面乘以中子通率密度的積分，這被稱為共振積分（共振效應）。在輕水式反應器的情況下特別是靠近於核心區域，中子尚未完全熱能化，對於某些同位素這導致共振效應成為一個相當大的貢獻。但不幸的是，共振積分並不是被充分了解的狀態，特別是對於很長半衰期的同位素；在那種情況下，有必要以熱區捕獲截面乘以 0.45 倍因子作為假設平穩背景的共振積分，這代表了在計算預期中子捕獲率時，不確定性的次要來源。

2.1.1.2 中子-2 中子反應

由核分裂反應產生的中子，具有高達約 15 百萬電子伏特的能量範圍分佈。這些高能中子會與緩和介質（緩速劑）藉著重複的彈性和非彈性散射相互作用，最終都會變慢而變成了熱中子。在反應器爐心外部的多數位置，在高能量區域中的中子通率將顯著減小成低能量區域。

然而，在該區域的中子仍能引發活化反應，其中最為突出的一個即是此中子-2 中子反應，最終具有原子質量 $A-1$ 的產物。該反應的門檻由中子結合能為主導，這種類型的反應通常被限制為中子能量需高於約 8MeV 才能夠進行，因此與中子捕獲相比，相對來說並不重要。中子-2 中子反應主要是發生在高質量區域，其高於門檻的結合反應截面超過兩邦 (barns)。此外，有些可能的中子-2 中子反應與熱中子捕獲競爭，並因此變小成為一個微不足道的貢獻。有一個例子是 $\text{Ni-60} (n, 2n) \text{Ni-59}$ 與 $\text{Ni-58} (n, \text{加馬}) \text{Ni-59}$ ，後者反應的大小程度預計約至少有三或四個冪次之高。

2.1.1.3 加馬-中子反應

在運轉的反應器中，除了很高的中子通率外，還有包括因核分裂反應、熱中子捕獲、輻射中子捕獲、放射性衰變和 β 粒子制動輻射所產生許多的非常高通率光子或加馬射線。原則上，光子能譜的高能量端能夠產生因光核激發過程中的一些次要級中子活化反應。因為淨反應是一樣的，故考慮適用與中子-2 中子反應相同的門檻。光核反應經由電磁耦合而不是強相互作用，因此每個粒子之作用機率很低。壓水式及沸水式反應器之中子傳輸計算，已由 Gritzner et al 完成，計算結果顯示，在同一地區，每組超過 8MeV 以上能量群組的光子通率與每個能量群組的中子通率是大致相同的。因此，可以忽略光核反應，因為它們在任何情況下，在實際意義上是與中子-2 中子反應相同而難以區分。

2.1.1.4 中子-X 帶電粒子反應

在反應器中發現逸出通道中的帶電粒子時，代表可能發生一些核活化反應，這主要包括了 n-p、n- α 、n-D 和 n-T 反應，與中子-2 中子反應相比，這些反應通常具有低得多的能量門檻。這種類型的反應主要對低原子序數元素較具重要性，最知名的 n-p 反應是 N-14 (n, p) C-14，當中由於其相對低的總能量門檻，即使在熱能狀態，也有明顯的相互作用截面。最常見的 n- α 反應是 Li-6 (n, α) H-3 反應，由於 N- α 門檻值隨原子序數上升迅速升高，通過這種機制可能產生的其他唯一重要同位素是 Cl-36。值得注意的唯一 n-D 反應就是產生 Mn-53，由於兩個核子被除去的事實，它具有非常高的門檻，出於同樣的原因，N-T 的反應具有更高的門檻。

2.1.1.5 非彈性散射

另一種可能的活化反應類型是中子或光子的非彈性散射，其中入射粒子能量的一部分被吸收進靶核，且其核子數沒有總量變化。靶核被提升到為具有一長壽命亞穩態的激發態，表 2.5 列出了兩個這樣的情況：Nb-93m 和 Cd-113m，為了資料的完整性，他們都被引括進來。

2.1.1.6 中子引發核分裂反應

中子活化過程其餘類型中值得探討的是中子引發核分裂反應，這主要是對生物屏蔽材料的狀況而言，因地利關係其包含顯著量的鈾和鈷。無論是由於天然鈾-235 的直接核分裂反應，或是其它核種由於多次捕獲中子，核分裂反應的中子活化現象將顯著發生。鈷-232 可以捕獲一中子而產生可核分裂反應的鈾-233，它可以透過捕獲第二個中子而產生核分裂反應產物，同樣的考慮適用於鈾-238 轉變成鈷-239 的系統。以這種方式生產的核分裂反應產物相比於燃料循環所衍生核分裂反應產物污染，只是稍為輕微的重要，但為了資料的完整性，故他們被引括進來。

2.1.2 同位素特性

許多中子活化產物研究指出，一些作為反應器內建造材料的同位素具有潛在的輻射風險，這些同位素值得特別受關注，皆在於它們的產生模式和衰變性質。

2.1.2.1 加馬放射核種

從拆解廠房的角度來看，有些中子活化產物初級階段就倍受關注，是因此活化產物會發射充滿能量的加馬射線。幸運的是，此活化產物半衰期在大於 5 年的時間尺度上，只涉及相對有限的部分核種。

2.1.2.1.1 鈷-60 (Co-60)

鈷-60 幾乎完全是 Co-59 在 100% 的豐度下，主要藉熱中子和超熱中子捕獲而產生，但仍有額外的生產模式，包括 Ni-60 (n, p) Co-60 和 Cu-63 (n, α) Co-60，這些生產模式原則是可能的，但是因為相對較高的中子捕獲截面 (37 邦)，並且鈷事實上特別是在不銹鋼裏會有一種相當常見的不純度現象，致使這些額外的生產模式顯得微不足道。鈷-60 (半衰期：5.27 年) 藉著發射中能量的 β 粒子 (0.32MeV, 99%) 衰變成具 2.5057 MeV 的 Ni-60，然後 100% 以 1.173MeV 和 1.332MeV 的加馬射線衰變到基態。因這些特性的組合，在反應器內部以 10 年的時間尺度來看，產生的同位素鈷-60 佔輻射劑量的主導地位。鈷-60 的產生率相當高，在核心附近的高中子通率區域，穩定鈷的實質部分 (可多達三分之一) 可能被轉化而超過反應器的壽命。

鈷是碳鋼和不銹鋼中的微量成分 (含量範圍分別從 80 ppm 到 150 ppm 以及從 230 ppm 至 2600 ppm)，鈷同樣也存在於鉻鎳鐵合金 (Inconel) 和蒙乃爾合金 (Monel)，這種同位素在反應器內部以 10 到 50 年的時間尺度

來看，亦是輻射劑量來源的主要放射性核種。從鐵素體材料腐蝕而來的 Co-60 沉積是在氣冷式反應器（GCRs）中眾所周知的一個問題，在爐心反應後透過反應器系統，Co-60 的排出和沉積將是（1）腐蝕控制（2）反應器冷卻系統效率（3）放射性廢料管理實行狀況的相關函數。

2.1.2.1.2 銻-152 和銻-154（Eu-152 和 Eu-154）

在生物屏蔽混凝土內，以 10 至 20 年或更長的時間尺度來看，這兩個銻同位素是主導的中子活化產物，兩者都有很大的中子捕獲截面，銻-152 為 5900 邦而銻-154 為 390 邦，銻-152 主要藉熱中子捕獲所產生，其中銻-154 還具有相當可觀的共振累積效應（1,635 邦）。更為複雜的是，銻-152 本身具有極高的燃耗截面（13,000 邦），因此在高通率的區域，基本上所有的銻-151 和銻-152 可完全耗盡而轉化為銻-153 和銻-154。銻-152 和銻-154 這兩種同位素都有特別複雜的衰變模式：銻-152 具有兩項衰變模式，主要是藉由發射 β 粒子和電子捕獲方式兩衰變模式。發射 β 粒子會衰變到一個激發態 Gd-152，其衰變率是 27%，而其餘大部分是靠電子捕獲處於激發態的 Sm-152，伴隨著非常複雜的能量 122keV~1408keV 加馬射線釋放出來，銻-152 的典型加馬射線頻譜顯示，有 30 個超過 1% 以上的尖峰。銻-154 的衰變方式就較為不太複雜，衰變主要由發射 β 粒子變成一些 Gd-154 的激發態，主要的加馬射線尖峰有 123keV、724keV、876keV、996keV、1005keV 和 1278keV。

Eu-152、Eu-154 和 Eu-155 透過中子捕獲在 Eu-151（47.8%）和 Eu-153（52.2%）中生成。因為鈹吸收的關係，其他生成銻的同位素路徑會生成 Eu-155。Eu-152（半衰期：13.5 年）藉由發射 β 粒子（最大能量：1.477MeV）衰變成 Gd-152（半衰期： 1.1×10^{14} 年），接著會藉由發射 α 粒子衰變。Eu-154（半衰期：8.6 年）藉由發射 β 粒子（最大能量：1.85MeV）衰變成穩定的

Gd-154。Eu-155（半衰期：4.76 年）藉由發射 β 粒子（最大能量：2.52keV）衰變成穩定的 Gd-155。在生物屏蔽的混凝土和 10 到 20 年的石墨芯中，Eu-152 和 Eu-154 是主要的兩個激發態鎔中子活化產物，兩者都具有很大的中子捕獲截面，Eu-152 的生成主要透過熱中子，而 Eu-154 亦會藉共振吸收產生。由於存在於反應器石墨和生物屏蔽混凝土中的微量稀土材料，需要考量激發態的鎔同位素，這些鎔同位素可由多能量加馬能譜或透過 β 計數測定。

2.1.2.1.3 鈮-94 (Nb-94)

鈮-94（半衰期：20,000 年），從具有 1.15 邦截面的 100% 豐度 Nb-93 捕獲熱中子產生。它藉由發射 β 粒子最大能量 473 keV，衰變成 1574 keV 激發態單能階的 Mo-94，每次都再成為兩個 100% 帶有 703keV 和 871keV 相連結的加馬射線，另外則是會生成 Nb-93m，其具有 16.1 年的半衰期且會在內部轉化衰變，並產生弱的 X 光，對於整體活度而言，Nb-93m 應被視為短期活度的來源之一，特別是在不銹鋼中。史蒂文斯和波爾（1977 年）指出，反應器內部組件不銹鋼，因存在高含量的 Nb-93，會明顯產生長半衰期的 Nb-94，故除役時需要注意此同位素，對於拆除廠房之較長期間而言，它可能實際上代表在拆除時，人員曝露劑量的主要貢獻者。

如果沒有其他高輻射活度核種（如：Co-60），Nb-94 很容易透過加馬射線測定。鈮可從其他放射性核種用放射化學分離法分離出來，而當 Nb-94 濃度太低時，它無法直接透過加馬射線測定。相對高含量的鈮存在於不銹鋼中和鉻鎳鐵合金中，將會導致在反應器爐心材料中生成大量的長半衰期 Nb-94。由於除役前，通常會有較長的延遲時間，Nb-94 可能會是在拆除反應器壓力槽過程中的人為曝露量主要來源。但是，鈮極端不易溶解的特性，使得其不會從壓力槽被大量地溶解出來，也就不會沉積在廠內其它系統

中，因此電廠迴路中殘餘放射性核種的污染裏，Nb-94 一直是較為次要的成分。

2.1.2.1.4 銀-108m (Ag-108m)

此放射性核種是由 Ag-107m(N,加馬)Ag-108m 在 51.8% 豐度的 Ag-107 中反應生成，Ag-108m (半衰期：130 年) 藉由電子捕獲 (弱 X 光) 衰變成 Ag-108 (半衰期：2.4 分鐘)，再藉由發射 β 粒子 (最大能量：1.655MeV) 衰變到穩定的 Cd-108。對於這種同位素中子捕獲截面已明顯的修訂下調，Woolam (1978 年) 從文獻的研究調查得出的結論：1978 年普遍被接受的 3 邦的值，實際上約有一幕次的過高。根據 Mughabghab、Divadeenam 和 Holden (1981 年)，目前公認的值是 0.33 ± 0.08 邦。透過 Woolam (1978 年) 取得，在活化的 Magnox 反應器組件以放射化學測量，對 Ag-110m 和 Ag-108m 銀含量之估計，形成五個分歧的係數，這表示捕獲截面仍可能更低。然而目前尚不清楚，在這資料裡是否有相當大的共振累積所產生的 Ag-110m 有被恰當地計算。對一般除役的考慮，修訂下調的捕獲截面可相對減少這種同位素的重要性，然而在壓水式反應器控制棒，有大量銀的狀況下，仍然會導致反應器在停機時，留有大量 Ag-108m 的庫存，Ag-108m 可藉由多能量的加馬能譜測量或 Ag-108 的 β 粒子衰變平衡來測定。Ag-108m 另一方面可由電子捕獲衰變成 Pd-108，而相對的產生一系列 434keV、614keV 和 722keV 能量的加馬射線。

2.1.2.1.5 鋇-133 (Ba-133)

鋇-133 (半衰期：10.5 年) 是在 0.1% 豐度的 Ba-132 中，由超熱中子捕獲反應所產生，Ba-132 具有僅 0.76 邦的中子捕獲截面和 8 邦的共振吸收效應，Ba-133 藉由電子捕獲並透過加馬射線衰變到穩定的同位素 Cs-133。通常這種同位素應該是可以忽略其重要性，然而源自於增加硫酸鋇的密

度，顯著量的鋇含在混凝土重晶石裡作為高密度聚集體，而產生出顯著量的 Ba-133。之前，北卡羅萊納州立大學研究正在除役反應器的狀況，其結果顯示在生物屏蔽混凝土中有相對較高含量的 Ba-133，其主要能峰有 276keV、302 keV、356 keV 和 382 keV 等相對低能量的加馬射線。

2.1.2.1.6 其他加馬放射核種

除了上面所提到的同位素外，在表 2.5 中所列的某些其他潛在中子活化產物會發射具可觀能量的加馬射線，這些包括 Al-26、Nb-92、Cs-137、Tb-158、Ho-166、Hf-178m、Pt-193 和 Bi-208 等等，由於考量直接活化，這些同位素應可忽略其對輻射劑量的貢獻，但若是考量由於燃料破裂，當然存在有大量 Cs-137 庫存的可能性。

2.1.2.2 純 β 放射核種

由 Smith、Konzek 和 Kennedy (1978 年) 所進行的研究顯示，與除役相關的輻射劑量效應由於 β 輻射的低穿透力，在拆除廠房作業時，純 β 放射核種不會有重大劑量貢獻。然而在考慮處置可能的危險時，所有大量生產出來的同位素仍必須加以考慮。

2.1.2.2.1 氘 (H-3)

氘可以在一個反應器中透過許多機制來製造，氘中子捕獲是可能的，但由於低自然豐度的氘 (0.015%)，加之其極低的中子捕獲截面 (0.53 毫邦)，在低功率反應器內有相對較低的產生率；當然，這個反應如在加拿大 CANDU 或在世界各地無數研究用重水反應器的設計裡，是相當的重要。由快中子引發的 N-T 反應的重要性則是忽略不計，因這兩個存在最豐富 Fe-56 和 O-16 由快中子引發 N-T 反應的門檻，都是在 16MeV。當然生物屏蔽材料含有少量 Li，由於高敏感度的 Li-6 (n, α) H-3 反應 (953 邦)，

故氫預計將存在於生物屏蔽裡。氫（半衰期：12.33 年）藉著 18.6 keV 最大能量 β 粒子的發射而衰變，氫因這相當低的 β 能量只導致較低的潛在危害。然而，它在環境中是非常容易移動的，氫在水蒸汽的形式是極其容易與人體組織水分交換。

2.1.2.2.2 鈹-10 (Be-10)

鈹-10 是一個有趣之中子活化產品，除了可能在研究用反應器內，使用鈹反射體產生中子束，在 100% 豐度的 Be-9 藉著直接中子捕獲而生產的可能性不大。在任何情況下，該熱中子捕獲截面很小（8 毫邦）。大量使用硼在反應器功率控制過程中，並在硼酸被用作可溶性毒藥成為反應器一次側冷卻劑時，確認了會在控制棒等地方產生相當多的鈹-10，鈹-10（半衰期： 1.6×10^6 年）透過以 556keV 最大能量的 β 粒子發射來衰變。

2.1.2.2.3 碳-14 (C-14)

碳-14 主要是在反應器內之氮作 N-P 反應而產生，氮氣存在於空氣與大多數反應器的建築材料中，並通過中子捕獲生成大量放射性物質，特別是在混凝土和石墨中。作為大氣的主要成分，也包括作為鋼材和混凝土的成分，氮幾乎在所有的材料內均為高度可追蹤的微量雜質，碳-14（半衰期：5730 年）透過以 156keV 最大能量的 β 粒子發射來衰變。

2.1.2.2.4 鎳-63 (Ni-63)

鎳-63 是目前為止最豐富的中子活化產物，預計將會出現在輕水式反應器延期拆除的整個時間尺度內，因 100 年的半衰期，使得它最適合於整個時間尺度內，它是對鎳-62 具有 14.6 邦的截面，透過直接中子捕獲產生。

此放射性核種是由 Ni-62 (N, 加馬) Ni-63 在含 3.6% 豐度的同位素 Ni-62 中反應生成。Ni-63 藉由 β 粒子發射（最大能量：67keV）衰變到基

態的 Cu-63。它在廢料處置中是重要的放射性核種，這是一個難以被測定的放射性核種，這跟容易被測定的 Co-60 有關聯，經過化學分離後，它也可以在實驗室中透過液體閃爍法測定。在延期拆除的輕水式反應器中，Ni-63 是迄今為止最多中子活化的產物；鎳合金，蒙乃爾合金和銅鎳合金在一些早期反應器的熱交換器中使用，最近鉻鎳鐵合金（Inconel, 60-80%的 Ni）在反應器系統中已廣泛地用來作為反應器內部和熱交換器表面，有時這些表面會採用蒙乃爾合金（67%Ni）和銅鎳合金（30%Ni）。因為 Ni-63 是弱 β 粒子放射源，在拆除階段中此放射性核種只有吸入性危險最為顯著。

2.1.2.2.5 鎔-99 (Tc-99)

鎔-99 通常被認為是在大多數反應器中的核分裂反應產物，基本上鈾-235 核分裂反應後，質量數 99 是座落在 6.1% 豐度曲線的低質量尖峰。從核廢料處置的角度來看，這是值得關注的主要來源，由於其半衰期很長（213,000 年）和其潛在環境的高流動性，並且它的偵檢和識別也有點困難。鎔-99 可以製造作為中子活化產物，其透過 24% 豐度 Mo-98 捕獲中子而產生 Mo-99，依次衰變到更長壽命的鎔-99。0.14 邦中子捕獲截面和 6.6 邦共振累積效應雖小但卻顯著，因為鉬像鎳一樣，是使用於反應器內高中子通率區域中不銹鋼的主要成分，鎔-99 透過帶著 298 keV 最大能量的 β 粒子發射來衰變。

2.1.2.2.6 其他純 β 放射核種

除了上面討論的同位素外，表 2.5 含有大量基本上是純 β 放射核種的其他同位素，這些同位素包括 Cl-36、Se-79、Kr-81、Sr-90、Zr-93、Sn-121、I-129 和 Cs-135 等等。雖然，所有這些都不希望成為非常重要的活化產物，但若有燃料破裂影響的情況下，銫-137 和鋇-90 將會存在於某些材料內，並且由於其對生物相當高危害的潛力，也因而是非常重要的。

Cl-36 此放射性核種主要透過中子捕獲反應而產生，其衰變透過 β 粒子發射（最大能量：709keV），Cl-36 也可以透過電子捕獲發射一些較微弱的 X 射線。Cl-36 目前存在於大多數反應器結構的不銹鋼和鋁的組件中，從核廢料處置觀點考慮，因為它的長半衰期、氯化物的溶解度以及潛在給人類的傷害性而言是非常重要的。

Zr-93 此放射性核種是由 Zr-92(n,加馬)Zr-93 在含 17.1% 豐度的 Zr-92 中反應生成，鋳在鋳合金中含量約 98% 左右，鋳合金用來作為燃料的包覆層。Zr-93（半衰期： 1.5×10^6 年）透過發射 β 粒子（最大能量：60keV）衰變至 Nb-93m。Zr-93 不會直接地生成加馬射線，但會從衰變後的產物中產生低能量的加馬射線，每次衰變產生的有效能量為 40keV，Zr-93 經過千年的衰變後可能是最重要的活化放射性核種，Zr-93 就長期的廢料處理而言，也被認為是一種關鍵性放射性核種，可以透過化學分離和 β 計數測定。

2.1.2.3 電子捕獲同位素

2.1.2.3.1 鎳-59 (Ni-59)

鎳-59 具有極長的半衰期（76,000 年），當然是最重要的中子活化產品之一，它可以透過多種機制而產生，然而最重要的是在豐度 68.3% 的 Ni-58 中捕獲熱中子。因目標同位素的高豐度，在反應器內部又存在著大量的鎳，和適度的高生產截面（4.6 邦）產生了重要的 Ni-59。Ni-59 純粹是藉電子捕獲 100% 衰變到 Co-59 的基態，這些衰變都伴隨著低能量 X 射線和鈷的電子特性。Ni-59 的衰變過程中，具有一個非常高轉換能量 1.07MeV 的特殊性質，大約在每千個衰變，Ni-59 產生加馬射線的連續能譜，可達到 1.07MeV 的能量。由於 Ni-59 在反應器內部容器之相當可觀的生產速度，在其他較短半衰期放射性核種殘餘活度的衰變後，由於劑量的考慮，Ni-59 因此成為被限制的同位素之一。

2.1.2.3.2 鉬-93 (Mo-93)

由於在反應器內大量鉬的存在，鉬-93 是特別有意義的，其半衰期被認為是 3500 年左右，但已知不多。鉬-93 具有不尋常的性質，它主要是由超熱中子捕獲而產生。由於目標的中子殼被 50 個中子封閉，Mo-92 豐度 14.8 % 其熱捕獲截面是非常低的 0.02 邦，共振累積效應 0.81 邦也是中等偏低。它也可以在 9.3% 豐度 Mo-94 中，以 N-2N 方式產生，由於此反應門檻幾乎是 10MeV，故它也具有相當低的產率。因此，鉬-93 很可能比原先預期的不是那麼重要的一個活化產品。

2.1.2.3.3 鈣-41 (Ca-41)

由於很長的物理和生物半衰期，鈣-41 特別有意義的是在生物屏蔽混凝土中含有極高的鈣。對應於在反應器中最大量活化的組件：生物屏蔽混凝土，鈣-41 因此可能主導了長期廢棄物的處置。鈣-41 完全靠在 96.9% 豐度 Ca-40 藉著熱中子的捕獲而產生的，由於靶核戲劇性的由中子和質子數圍繞（各 20 個），其中子捕獲截面不是很大（0.41 邦），且其沒有重要的共振吸收。從一個低功率反應器容器相對低的中子通率，在生物屏蔽材料所產生的 Ca-41 是極小量的。鈣-41 純粹地衰變到約具半衰期 10.3 萬年的 K-41 基態（此半衰期是難以獲得的，且在各種出版物中，從 80,000 年至 130,000 年都出現過）。根據 ICRP 模型（ICRP 1959），鈣有 44 年的生物半衰期，以及大於 50% 變成骨的比例，這導致了該同位素被計算出相當低的 MPCw 值，在壓水式和沸水式反應器的生物屏蔽混凝土中僅發現相當低的比活度，且並未出現任何顯著的生物危害。然而，這種同位素的潛在危險仍是值得注意的，在顯著含有鈣的混凝土材料，若是可能，仍應儘量避免曝露於高通率的中子中。

2.1.2.3.4 其他電子捕獲同位素

表 2.5 中所示的其他同位素，純粹由基態進行電子捕獲而衰減，包括 Mn-54、La-137、Pm-145、Pt-193、Pb-205 和 Bi-208。這些同位素預計將不太重要，但為了保持完整性，而列於表中。

Mn-54 此放射性核種主要由 Fe-54 (n, p) Mn-54 反應生成 (透過電子捕獲及釋放 835keV 的加馬射線進行衰變)。Fe-54 目標同位素含 5.8% 的豐度，存在於壓力槽、燃料支撐結構和一次側迴路的鋼製結構材料中，鋼製元件的腐蝕物質會轉移 Fe-54 到反應器的中子流區域生成 Mn-54。由於其相對短的半衰期 312 天，Mn-54 只有在反應器停機後才會短時間內顯得重要，可以用加馬能譜進行測定。

表 2.6 美國六座電廠停機時核種之相對活度整理表³，Mn-54、Fe-55、Co-57、Co-60、Ni-63、Zn-65 明顯是活度百分比相對較高的核種，表 2.7 為美國六座電廠不同運轉歷史之相關資料，表 2.8 BWR 參考廠¹計算值(美國電廠 WNP-2)活化產物總活度分布比例-內部組件，Mn-54、Co-60 都佔有總活度的四成附近，可看出 Mn-54、Co-60 核種的重要性。表 2.9 列出最重要的中子活化反應相關資料，對石墨與水泥而言，短半衰期同位素主要是 H-3，經過一段時間留下長半衰期的 C-14、Ca-41 和 Eu 等主要的同位素；表 2.9 引用的資料，乃經由 TRS-389 “Radiological Characterization of Shut Down Nuclear Reactors for Decommissioning Purposes” 表 2 所提供的資料整理而成。表 2.10 是 BWR 參考廠一次側水系統放射性核種相對活度分析比較表，主要出現在反應器材料的中子活化產物，對於鋼的輻射水平而言，Fe-55 和 Co-60 是最主要的放射性核種。Fe-55 和 Co-60 亦為在停機後第一個十年的放射性庫存主要部分，在接下來的 50 年，大部分的輻射活度已經衰減，留下長半衰期的 Ni、Nb 和 Ag 等主要的同位素。

表 2.5NUREG/CR-3474 半衰期超過 5 年之主要元素表

核種	半衰期 (年)	作用來源	核種	半衰期 (年)	作用來源	核種	半衰期 (年)	作用來源
H-3	12.3	Li-6 (n,α)	Mo-93	3500	Mo-92 (n,γ)	Gd-150	1.8E6	Gd-151 (n,2n)
Be-10	1.6E6	B-10 (n,p)	Nb-94	2.0E4	Nb-93 (n,γ)	Sm-151	93	Sm-150 (n,γ)
C-14	5,730	N-14 (n,p)	Tc-97	2.6E6	Ru-97 (n,p)	Eu-152	13	Eu-151 (n,γ)
Al-26	7.2E5	Al-27 (n,2n)	Tc-98	4.2E6	Ru-98 (n,p)	Eu-154	8.6	Eu-153 (n,γ)
Cl-31	3.01E5	Cl-30 (n,γ)	Tc-99	2.13E5	Mo-98 (n,γ) β	Tb-158	150	Tb-159 (n,2n)
Ar-39	269	K-39 (n,p)	Pd-107	6.5E6	Pd-106 (n,γ)	Ho-163	33	Er-162 (n,γ) β ⁺
Ca-41	1.3E5	Ca-40 (n,γ)	Ag-108m	130	Ag-107 (n,γ)	Ho-166m	1,200	Ho-165 (n,γ)
Mn-53	3.7E6	Fe-54 (n,D)	Cd-113m	14.6	Cd-117 (n,γ)	Hf-178m	30	Hf-177 (n,γ)

Ni-59	8000 0	Ni-58 (n,γ)	Sn-12 1m	50	Sn-120 ((n,γ)	Ir-192 m	241	Ir-191 (n,γ)
Co-60	5.3	Co-59 (n,γ)	I-129	1.59 E7	Te-128 (n, p)	Pt-19 3	50	Pt-192 (n,γ)
Ni-63	100	Ni-62 (n,γ)	Ba-13 3	10.4	Ba-132 (n,γ)	Pb-20 5	1.4E 7	Pb-204 (n,γ)
Se-79	6500 0	Se-78 (n,γ)	Cs-13 5	2.3E 6	Ba-135 (n,p)	Bi-20 8	3.68 E5	Bi-209 (n,2n)
Kr-81	2.1E 5	Sr-84 (n,α)	Cs-13 7	30.1	Ba-137 (n,p)	Bi-21 0m	3.5E 6	Bi-209 (n,γ)
Kr-85	10.7	U-235 (n,F)	La-13 7	6000 0	Ce-136 (n,γ)	U-23 3	1.58 E5	Th-232 (n,γ)
Sr-90	29	U-235 (n,F)	Pm-1 45	18	Sm-144 (n,γ)	U-23 6	2.3E 7	U-235 (n,γ)
Zr-93	9.5E 5	Zr-92 (n,γ)	Sm-1 46	1E8	Sm-147 (n,2n)	Np-2 37	2.14 E6	U-238 (n,2n)
Nb-9 2m	2.7E 7	Nb-93 (n,2n)	Eu-15 0m	36	Eu-151 (n,2n)	Pu-23 9	2439 0	U-238 (n,γ)
Nb-9 3m	12	Nb-93 (n,n')				共 52 核種，主要考量半衰期大於 5 年之核種		

表 2.6 美國六座電廠停機時核種之相對活度整理表

核種	相對活度百分比 (%)					
	BWRs			PWRs		
	Humboldt Bay	Dresden-1	Monti-cello	IndianPoint-1	TurkeyPoint-3	RanchoSeco
Mn-54	3	0.9	1	4	0.4	4
Fe-55	90	28	1	67	31	28
Co-57	—	—	—	—	43	24
Co-60	6	46	11	15	24	18
Ni-59	—	0.09	—	0.02	4e-03	0.1
Ni-63	0.2	5	0.04	2	0.1	19
Zn-65	—	19	84	11	1	0.09
Sr-90	4e-03	7e-03	2e-03	7e-04	8e-04	<0.01
Nb-94	<4e-03	<3e-03	<0.1	8e-04	<4e-03	<4e-03
Tc-99	3e-04	4e-05	8e-05	8e-05	8e-03	<5e-03
Ag-110m	—	—	—	—	—	4
I-129	<3e-06	<1e-05	<1e-06	2e-05	<3e-03	<1e-05
Cs-137	0.5	0.04	2	0.5	—	0.4
Ce-144	—	1	—	—	0.2	<0.04
TRU	5e-03	0.1	8e-03	2e-03	6e-03	1e-03
活 度 (Ci)	596	2,350	448	1,070	2,580	4,460

表 2.7 美國六座電廠不同運轉歷史之相關資料

機組名稱	毛裝置容 量 (MWe)	淨裝置 容 量 (MWe)	型式	電力公司	反應器 供應商	建造 日期	併聯 日期	商轉 年	運轉 總年 數
Humboldt Bay	65	63	BWR	PGEC	GE	1960-1 1	1963-0 4	1963	13
Dresden 1	210	200	BWR	Exelon Generatio n	GE	1956-0 5	1960-0 4	1960	18.3
Monticello	564	536	BWR	NSP	GE	1967-0 6	1971-0 3	1971	10
Indian Point 1	277	257	PWR	Entergy	B&W	1956-0 5	1962-0 9	1962	11
Turkey Point 3	760	666	PWR	FPL	West	1967-0 4	1972-1 1	1972	8.3
Rancho Seco	966	928	PWR	Smud	B&W	1969-0 4	1974-1 0	1975	8.8

表 2.8 BWR 參考廠¹活化產物總活度計算值分布比例-內部組件

核種	半衰期	分布比例(%)
Cr-51	27.7d	2.10
Mn-54	312.1 d	39.00
Fe-59	44.5 d	2.50
Co-58	70.88 d	0.93
Co-60	5.271 y	47.00
Zn-65	244.26 d	0.61
Zr-95	64.02 d	0.40
Nb-95	34.97 d	0.40
Ru-103	39.27 d	0.23
Ru-106	373.6 d	0.28
Cs-134	2.065 y	1.90
Cs-137	30.07 y	3.40
Ce-141	32.5 d	0.30
Ce-144	284.9 d	0.81
Total		100.00

表 2.9 最主要的中子活化反應相關資料

母核種	核反應	子核種	子核種半衰期 (年)	母核種豐度 (%)
Li-6	n, α	H-3	12.3	7.5
C-13	n, γ	C-14	5,730	1.1
N-14	n,p	C-14	5,730	99.6
Na-23	n,2n	Na-22	2.6	100
Na-23	γ ,n	Na-22	2.6	100
Cl-35	n, γ	Cl-36	301,000	75.8
K-39	n,p	Ar-39	269	93.3
Ca-40	n, γ	Ca-41	103,000	96.9
Fe-54	n,p	Mn-54	0.86	5.9
Mn-55	n,2n	Mn-54	0.86	100
Fe-54	n, γ	Fe-55	2.7	5.9
Ni-58	n, γ	Ni-59	76,000	68.3
Ni-62	n, γ	Ni-63	100	3.6
Co-59	n, γ	Co-60	5.3	100
Zn-64	n, γ	Zn-65	0.67	48.6
Zr-92	n, γ	Zr-93	1,500,000	17.1
Mo-92	n, γ	Mo-93	3,500	14.8
Nb-93	n, γ	Nb-93m	15.8	100
Nb-93	n, γ	Nb-94	20,000	100
Mo-94	n,p	Nb-94	20,000	9.3
Mo-98	n, γ	Tc-99	213,000	24.1
Ag-107	n, γ	Ag-108m	130	51.8
Ag-109	n, γ	Ag-110m	0.68	48.2
Sn-124	n, γ	Sb-125	2.76	5.8

Ba-132	n, γ	Ba-133	10.5	0.1
Eu-151	n, γ	Eu-152	13.5	47.8
Eu-153	n, γ	Eu-154	8.6	52.2
Eu-154	n, γ	Eu-155	4.76	0
Ho-165	n, γ	Ho-166m	1,200	100

表 2.10 BWR 參考廠一次側冷卻水系統放射性核種相對活度分析比較表

核種	半衰期	相對活度分析	比活度
P-32	14.28 d	1.1e-03	2e-04
Cr-51	27.7 d	5.3e-02	5e-03
Mn-54	312.1 d	7.2e-04	6e-05
Fe-55	2.73 y	3.7e-01	1e-03
Fe-59	44.5 d	5.3e-04	3e-05
Co-58	70.88 d	5.6e-03	2e-04
Co-60	5.271 y	2.9e-01	4e-04
Ni-63	100.1 y	3.4e-03	1e-06
Zn-65	244.26 d	1.8e-02	2e-04
Sr-89	50.52 d	2.0e-03	1e-04
Sr-90	28.78 y	1.5e-02	6e-06
Y-91	58.5 d	8.1e-04	4e-05
Zr-95	64.02 d	1.6e-04	7e-06
Ru-103	39.27 d	2.9e-04	2e-05
Ru-106	373.6 d	3.9e-04	3e-06
Ag-110m	249.8 d	8.8e-06	1e-06
Te-129m	33.6 d	4.9e-04	4e-05
I-131	8.04 d	1.5e-02	5e-03
Cs-134	2.065 y	8.8e-03	3e-05
Cs-136	13.16 d	1.0e-04	2e-05
Cs-137	30.07 y	1.8e-01	7e-05
Ba-140 +D	12.75 d	2.0e-03	4e-04
Ce-141	32.5 d	3.4e-04	3e-05
Ce-144	284.9 d	2.9e-04	3e-06
Pr-143	13.57 d	2.0e-04	4e-05
Nd-147	10.98 d	1.2e-05	3e-06
Total		1.0	1.3e-02

2.2 輻射特性調查的方法和技術

本章節引用的資料，乃經由 TRS-389“Radiological Characterization of Shut Down Nuclear Reactors for Decommissioning Purposes”所提供的資料整理而成，可得知輻射特性調查的方法和技術詳細資料。

2.2.1 一般情況實際評估過程

要完成一整個大型核子反應器的精準評估，是件非常困難的事；因此對於感興趣的組件，存在於中子照射部位（例如反應器壓力槽、反應器內部組件、生物屏蔽和現場一些儲存累積運轉廢物）引發的輻射活度（中子活化引起之輻射活度）、放射性核種的濃度和相關的加馬劑量率數值通常用中子活化計算方式估計。遠程布署偵檢器被用於測量高輻射的部份，如反應器壓力槽和內部組件，中子活化材料的遠程取樣，通常用於支持電腦程式的驗證計算。電廠系統和內部及外部表面污染，可以直接從系統和表面用測量儀器判定，在可移動的表面污染部份，可採用擦拭標本，其可以被計算成 β 和加馬的總量或各自放射性核種射源的含量。一些樣品可以通過使用高辨別率的能譜測定進行分析，來確定放射性核種射源的含量。對於難測定的放射性核種，其放射性核種的評估可能要通過使用適當的相關技術。為了更精確地判定，樣本可能會在放射性化學分離後，進行進一步分析。用來估計表面污染的電腦程序，通常來說這些程式是比用於估算中子活化的程式不可靠，先比較實際取樣及直接測量之結果，再來作最後的決定才較為務實。

2.2.2 中子活化造成的輻射活度計算

作為第一步中子活化造成輻射活度的計算需要，應明瞭整個系統中子通率空間和能量分佈的情形。中子通率再被用來判定個別母核種的反應速率，這些母核種的子產物則會引起游離輻射。

然後這些反應速率可以推估出各現存元素以單位比重衡量的輻射活度水平，現存元素會依據反應器的運轉歷史和後續衰變時間長短得悉其含量。最後階段是組件整體輻射活度的計算，來自材料中個別母核種的“已知”濃度，即是指自該組件被製造出來時，材料中“已知”組成成分的質量。“已知”指在組合物取樣過程中獲得的平均值，或從其他相關資訊推斷（例如，從反應器製造商）。用於活化產物計算的常用方法總整理於圖 2.1，活度庫存量計算需要輸入組件與特定材料成分的平均中子通率及活化截面。

許多電腦程式都可以計算反應器材料中的中子活化造成之輻射活度，在這些計算中重要資訊是每個區域的中子能譜與其關聯的中子通率密度。這些程式是從反應器物理程式開發，主要適用於反應器爐心和反應器的相鄰區域。在爐心附近地區的中子活化造成之輻射活度，因為遠離爐心中子通率的大幅衰減和中子能譜的空間變化更是難以精確地計算。再具體說明，例如：在生物屏蔽中水（氫）的不確定含量會導致空間中子能譜的分佈有變異，因此自生物屏蔽計算所得的中子活化造成輻射活度會加大變動情形。

輻射活度計算從下面列舉項目輸入數據的收集開始：

- （一）電廠運轉歷史（即時間功率直方圖）；
- （二）給定中子能譜和溫度條件的輸入截面數據；
- （三）核燃料特性（例如燃料幾何、濃縮度、燃耗水平）；
- （四）中子通率會影響到的組件其質量和幾何形狀，如所述反應器壓力槽、反應器內部組件和生物屏蔽；
- （五）可能受到照射之每個項目的材料組成特性，包括微量元素組成；

(六) 最後停機後衰變期的時間長度。

其中，可能不能使用特定的資訊，反而應該採用合理和保守假設。有了上面的資訊，即可建立反應器內部組件、反應器壓力槽壁和生物屏蔽的計算模型，並可計算組件活化的程度。在一般情況下，中子遷移法是基於一個或兩個維度來進行計算。在特殊情況下三維模型不僅可以符合一個特別複雜的幾何形狀，並且可達到精確要求的程度。計算方法分為兩類：決定性法，這可藉由不同的數學近似法來解決遷移方程式，以應對空間和能量變數；隨機法，採用蒙特卡羅（Monte Carlo）和其他技術，適當的程式已被開發並在核能工業使用許多年了。涉及的一個或另一個的兩種基本方法計算過程，用來推導出在感興趣特定區域中的中子通率分佈，然後可以與其它的程式被用來確定每種類型材料的活化和衰變狀況。這些計算會得到每個特定區域中，材料之放射性核種的比活度。

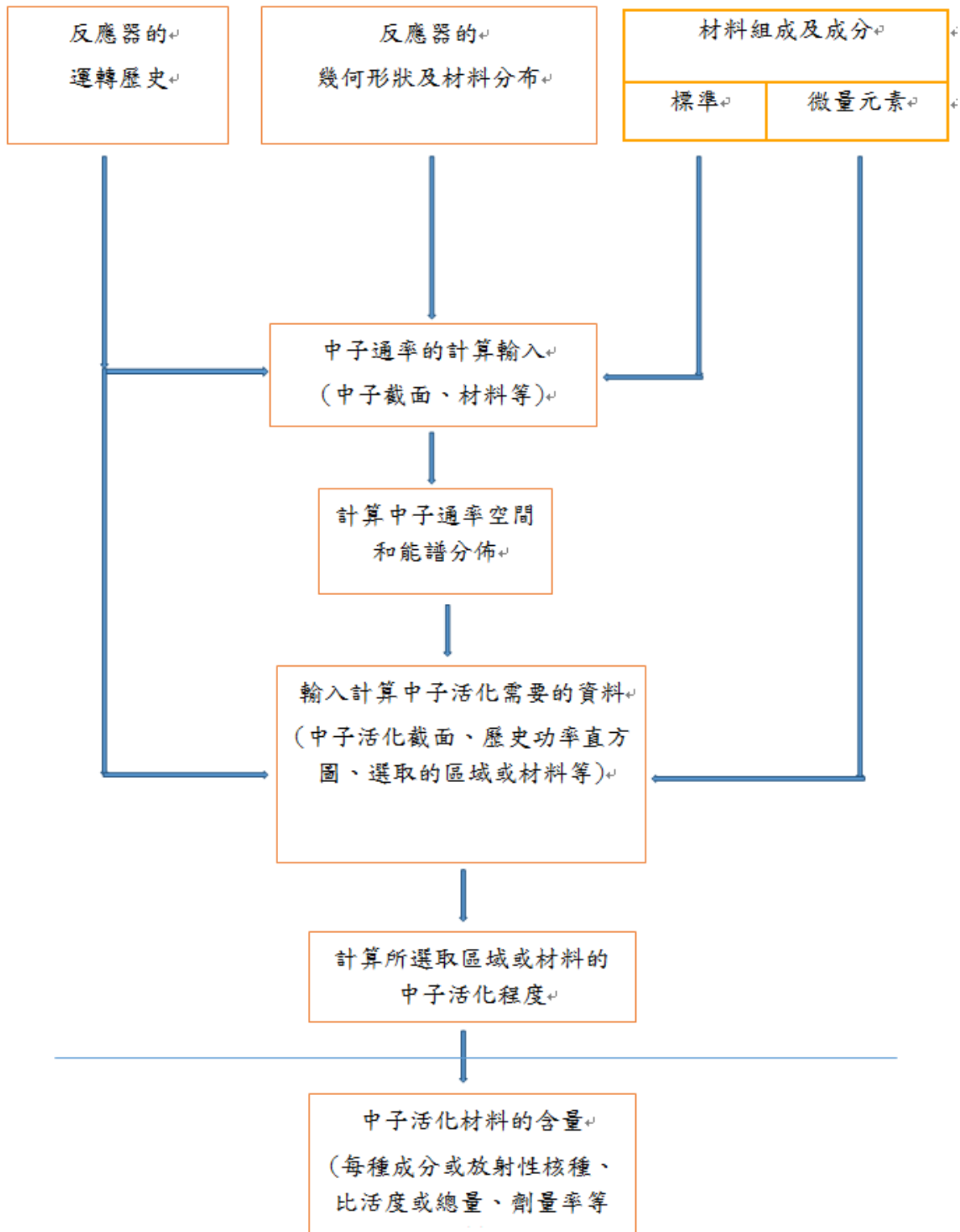


圖 2.1 中子活化產物計算的常用方法

2.2.3 電腦程式

兩種類型的電腦程式已開發用來計算中子活化造成的輻射活度：首先用來確定整個反應器中的中子通率空間和能量分佈，以及接替用來確定整個反應器的活化造成輻射活度分佈情形；前一種類型的程式計算結果提供後者所需的輸入數據。

(a) 中子通率的空間和能量分佈

一般而言對於通率的計算，該系統會被分成幾個部分，稱為區域，並在每個區域再對各能量集團計算平均中子通率。簡要地討論用來計算這些中子空間和能量分佈的典型程式：

—對於幾何形狀簡單的一維程式，如 ANISN 或 XSDRNPM 可以使用，這是基於中子遷移理論，採用離散坐標法，或 SN1D，藉由決定性法解決遷移問題。

—對於複雜的幾何形狀，二維中子遷移程式，如 DOT/DORT、COROUT 或 TWODANT，都可以使用。

—對於三維中子遷移計算，程式 TORT 可以使用。

—對於非常複雜的幾何形狀，基於蒙特卡羅法的程式可以採用。例如，MCBEND、MORSE、KENO5、MCNP 和 TRIPOLI 是特別合適的。TRIPOLI 程式為了減少結果顯著的變化，允許粒子（中子和加馬射線）在長距離傳播時使用複雜的偏移技術。這些程式可以固定視為一維、兩維或三維幾何正交網格問題。確保適當截面資料庫的可用性是重要的，其中在正常能量範圍時需有足夠的詳細說明。

(b) 反應器中所有材料中子活化造成輻射活度的空間分佈情形

程式可通過中子通率來計算系統所有材料活化的輻射活度；在一般情況下，這些程式利用計算出的平均中子通率，計算在反應器特定區域中的特定結構中活化程度，計算同時，需考量該特定區域的材料組合物及反應器運轉歷史功率直方圖。這些程式計算的結果為特定區域中放射性核種輻射活度，以及可在各區間整合，用來估計感興趣固定成分的總輻射活度。最常用於執行輻射活度計算的程式是 ORIGEN2，這是因為它是一個非常有用的工具，它能監控大量同位素透過特定的輻射和衰變過程，在反應器運轉壽命的時段，了解放射性核種所有的產生和消耗情形。

程式需要使用者提供材料輻射照射歷史（時間功率直方圖），並供給該程式執行所需基本核種截面資料的數據庫，輻射活度資料可用於多種反應器類型，包括壓水式反應器的高燃耗資料庫和標準燃耗資料庫，和沸水式反應器的標準燃耗資料庫。除了半衰期和衰變資料，這些資料庫包含許許多多感興趣元素的截面，在資料庫中的截面是從詳細的反應器爐心模型得到，且可用於估計相近中子通率的反應器爐心燃燒區域的輻射活度，截面資料庫允許程式能考量到中子能譜的空間變化。一些 ORIGEN 的程式版本，如 ORIGEN2 和 ORIGEN-S 已被開發，一般的程式可以利用截面資料庫，來考量到現有每個區域中，中子真實的能量分佈，其中的計算是使用截面資料庫這樣的基礎上去建構輸入的中子能譜。ORIGEN-S 可以單獨使用或成為電腦程式系統的一部份，稱為 SCALE。在這個系統中這些電腦程式可以容易地相互連接（一個程式的輸出結果成為另一個程式的輸入參數）。在 SCALE 程式集中 ORIGEN-S 的一個應用是確認反應器生物屏蔽中的放射性核種存量，程式的方法和應用的結果用來估量以下電廠，例如：Caorso、Trino 核電廠和 RB-3 研究用反應器。

在反應器中，藉由 SCALE 系統得到中子引發輻射活度的評估，描述如

下：

—XSDRNPM 用於計算反應器中組件的中子空間和能量分佈；

—COUPLE 用於直接讀取並傳送 XSDRNPM 輸出並且作為 ORIGEN-S 必要的活化截面資料庫；

—ORIGEN-S 在計算反應器組件的中子引發輻射活度時，採用 COUPLE 輸出。

2.2.4 計算的變異度和不確定性

中子遷移計算的精確度已被評估過了，在數個類型反應器藉由比較運轉中機組的測量結果，或盡可能模擬貼近實際反應器關鍵組件設計的幾何形狀。該計算方法的評估顯示，因為異質效應通率分佈使得一維的方法會產生誤差，擴展到二維、三維需要較大的精確度，複雜程度的選擇在中子通率分佈計算中純粹是以經濟為考量，決定評估的精準度要求。然而仍應進行保守的計算，以避免未達到輻射防護要求的情形。在計算氣冷式反應器的徑向板混凝土引發輻射活度過程中，已知一維計算已有足夠的精確度可提供流動氬的擴散。但是在更新後的氣冷式反應器軸向和角屏蔽，中子遷移更複雜且需要使用三維計算才行。

材料樣品和箔片，可能於研究操作過程中曝露且已確定在反應器內；這些材料樣品和箔片應該是可以移出並且進行分析，以確定實驗室中這些材料的中子反應特性，作為程式驗證使用。另外，也可以顯現出材料樣品（如混凝土無聚集體）的已知組合物，與選定的箔片，在一個研究用反應器或動力用反應器的已知環境中，獲得在材料中的中子引發輻射活度實驗測定。以這些計算的結果而言，可以說核心燃料區域中放射性核種的估計量與測量值是具有相當一致性。

如下所述不同的類型，當計算出的活度以直接測量和樣品結果進行比較，發現不確定性是存在的現象。

計算誤差的各種來源包含中子通率計算的不確定性（例如，鐵的橫截面），模型近似，幾何簡化，中子通率能譜（例如：裂變中子能譜），設計和建造尺寸之間的差異。此外，可以從該來源確定軸向和徑向中子通率分佈的不確定性。

有些中子通率計算的差異是來自於維度的計算，尤其是一維的程式無法充分處理在真實三維幾何的中子遷移。例如：中子在輕水式反應器壓力容器內，並在反應器生物屏蔽之間空腔的流動，就不以離散坐標方法的程式進行處理。

材料成分對中子通率的精準度也非常重要，施工過程中使用材料元素含量不能夠準確控制的狀況，成為評估中子引發輻射活度的不確定性主要來源之一。這些評估通常是基於詳細的成分規格，通過化學或活化分析，以確定實際內容的情形。顯然，活度庫存量計算的精確度取決於微量元素，對於其中變化因素的不確定性超過兩個或三個以上的情況並不少。一些顯著微量元素的濃度經常假設為檢測的上限，也是造成活度庫存量不確定性的主要潛在因素，在這方面的另一個例子是水含量對在混凝土中的中子引發輻射活度影響很大。

採集的樣品雖然不是平均組成的區域，但可計算為假設材料均勻分佈的區域，在照射材料的表面元素組成可能不反映在組成成份中（例如，在一些鋼，鈮可能已經在鑄造過程中沉澱到表面）。

2.3 現場量測結果

三種現場的測量可以透過能譜法來呈現劑量率的測量、放射性污染測

量和相對各核種活度的測量。特別要注意到幾何形狀、表面狀態及放射性污染物的性質和程度以確保測量的方法無誤，操作程序必須考慮到測量設備和技術的物理限制。

2.3.1 量測技術

拆解工作進行前需要採用一些現場的測量技術，要被利用的技術需要考慮一些條件，例如：

- 輻射活度（活化，污染）和散發的輻射種類，性質和強度，
- 物理狀況與幾何條件，
- 量測結果所要求的精度（例如：定性和/或定量的資訊）。

關於輻射和污染測量的細節在以下三個段落中提出。

● 劑量率測量結果

如果活度性質和輻射場之間的關係是確認的，輻射場的測量結果能提供一個可接受的活度估計值，這些測量應從內部或外部的污染開始著手，然而總輻射讀數尚不足以表示每個給定材料中主要同位素的性質和數量，除非經過一個詳細的分析，以便推導出每一個同位素濃度和總輻射讀數的關係；如果在材料中的放射性核種比例與初始量化分析有很大差異，這種方式則較為無效。該方法的精確度取決於諸多因素，例如幾何表面、相對同位素混合物、表面上的輻射活度分佈，以及環境背景輻射和實際測量過程（從所測量表面的距離、測量點、使用的儀器和偵檢器方向等）。

在拆除後的情況下，可裂變材料和鈾系元素的位置是有用的。中子測量技術靈敏度遠比加馬測量技術高，因為加馬射線往往過少或能量太低並且容易在該材料中被吸收，造成測量的誤差。

在受損的車諾比爾反應器(Chernobyl)，永久定位偵檢系統成立於 1986 年至 1991 年：

- 中子通率的變化、劑量率、燃料質量之溫度和地震穩定性的動態研究；
- 研究燃料質量的穩定性及外部影響；
- 燃料質量的長期監測系統，若區域有任何核能反應即啟動警告。

● 污染量測

鬆散污染是只透過取一小塊材料如濾紙搓動物件表面（通常為 100～300 厘米²）的一個指定區域進行檢測，可以通過計數設備進行測量。此外，機械、化學或電化學技術可以用於污染去除和測量。

表面污染可以使用以下兩種方式測量：一種方法是使用一個固定的偵檢器，表面上一定的距離，及一段特定時間，偵檢器通常在所選擇的時間範圍內計數集合而成，並統計出一個數值結果。一些儀器還具有儲存多項結果、計算機分析的能力，即使表面的比例有限，根據抽樣統計仍能夠提供具代表性的結果。另一種測量方法是掃描表面，該儀器如上所述必須保持靠近表面，沿表面的前進速度必須足夠低，以允許輻射場變化時偵檢系統的移動。極限速度與偵檢器的靈敏度以及輻射的類型和強度相關，建議不要超過 3～5 厘米/秒的速度。然而，大面積探針允許更快的掃描，或以相同的速度產生一個更高的靈敏度，操作者可接收從儀器的視覺和聽覺輸出。

在管道的偵測污染方面有一個特別的問題，這些問題通常很難去發現與量化。埋藏的管線，或是包覆在水泥中的管線，需要被挖掘出來才能夠觀察，因此量化工作總是需要大量的勞力及資金才能做好。近年來，遙控管道履帶式系統（teleoperated pipe crawler systems）被用來進行在管線內部

放射性調查的工作，然而內部監測的方式，像是管道履帶或是推桿，會導致模糊不清的結果並且有其限制。舉例來說，管道履帶被限制須使用在直徑較大的管線中（需大於 10~15 厘米），並且也很難用於管線的轉折處，在某些較光滑的表面也不好控制。一個嶄新的發展正在美國能源去污及除役示範計畫進行，這項計畫的目標是要展示新的管線探索系統，這項系統將獨特的反轉膜佈署方法與標準的放射性偵測法結合，能夠在長管狀的管線中拖行設備。這項系統被引用的優勢有：

- 防止偵檢器被污染；
- 限制污染物在管線中散播；
- 能夠在管線轉折處進行工作。

有一個特例是污染物監測量測儀器的校準的問題，1986 年車諾比爾事件發生後場址中的工作，對於兩種儀器讀取劑量率的最大區別（高達 5 倍），在災後第一天就被發現於高濃度 β -加馬污染的區域。這兩種劑量率量測儀器是軍用的電離式和閃爍式輻射量測儀器，兩者都以 $\mu\text{R/h}$ 的單位來校正。然而後者是被校準來尋找含有加馬中等能量 1MeV 附近的鈾礦，在反應器災害後的第一個星期中，主要發現的分裂產物是具加馬能量約為 0.35MeV 的 I-131。當閃爍偵測器的靈敏度隨著加馬放射能量的衰減而增加時，儀器的讀數高估了真正的劑量率，在校正因子加入計算後，這個差異才被縮小了；因為 I-131 半衰期約為 8 天，校正因子的變動也需要以週進行才正確。

● 能譜法測量

可以通過使用能譜法獲得放射性核種最詳細的分析，如果射源的比例變化或未知，則需要此方法。能譜法可用於 α 、 β 或加馬射源的放射性核種，

其中一個重要的應用方式是現場加馬能譜的使用來檢驗出管道和其它部位內表面的污染。透過使用適當的算法，它可以將測得的加馬能譜變換到放射性核種特定表面污染，在由能譜法分析測定材料時，有時沒有必要來衡量一切放射性核種，所以必須建立選擇標準。在一般情況下，不到一年半衰期的放射性核種可以忽略，因為它們在大部分除役運作期間對人類潛在損害很小。剩餘放射性核種的選擇將取決於污染物的類型和性質，進行能譜分析時必須謹慎。例如，加馬能譜測定法提供關於加馬射源放射性核種活度的準確測定，其他技術可用於 α 和 β 射源放射性核種。

2.3.2 儀器規格

放射性的精確鑑定程度要求偵檢器適合於射源的輻射能量水平，並且偵檢器的分辨率和精確度都需滿足鑑定程序的需要，各式各樣的儀器已經開發用於量測從一個材料散發的各種輻射。

三大類的儀器已經被用於量測這種放射性活度：充氣偵檢器（電離式，比例式和 Geiger-Müller 計數器）、閃爍偵檢器和固態偵檢器。在一般情況下，與儀器敏感體積材料的輻射相互作用過程中發出的能量，應能被轉換成可記錄的電脈衝。

2.3.3 對於難測放射性核種的相關測量方法

放射性核種的各種能量能譜頻寬，表示已關閉核設施的放射性射源存在有幾種難以檢測的放射性核種，其共同特點是它們發射的低能量輻射，在其他更高能量輻射的存在下，是很難或甚至不可能測量的到。

有一種方法，在各種放射性物質的混合物中，特定低能量放射性核種現實的估計是採用相關比例係數的方法（在一些文獻也被稱為“指紋”）。已經證明並普遍認為：就算有時放射性核種濃度沒有發射加馬射線的現象，

仍與某些發射強加馬射線的放射性核種濃度相關，即可用相關比例因子於這些難以檢測放射性核種中檢測放射性核種的狀況。應當指出的是，比例因子和設施及其位置相關，並且必須謹慎其應用，有必要通過在實驗室取樣和分析，以確定在一個混合物中的放射性核種相對分量，這些比例因子有需要重新計算，以估算衰減時間。

對於可能使用放射性核種配對的相關性可以在三個類別進行分類：中子活化腐蝕/腐蝕產品、核分裂產物和銅系元素。

(a) 中子活化腐蝕/腐蝕產品

在活化金屬，難以測量的放射性核種，如 Fe-55、Ni-59、Ni-63 或 Nb-94 可以用 Co-60，這幾乎總是存在於已關閉核電廠之中，具有相對長的半衰期並容易測量和分析。

以 Fe-55/Co-60 為例，鐵放射性核種是一個半衰期少於五年的主要元素，兩種放射性核種都來自在鋼質元件的熱中子補獲反應。同樣地，對於 Ni-59、Ni-63/Co-60，兩種放射性核種以相同的方式生產，並且相對的不溶於化學中性含水介質中。有所不同的是，Nb-94 和 Co-60 之間的相關性；鈮是只在某些不銹鋼一個次要成分，另外在碳鋼和鎳基合金中的微量元素。如果這些材料中鈮的濃度是相對恆定的，相關因子可以成立。然而，在一些情況下，Nb-94 濃度可以低於最小可檢測的輻射活度，這可能會導致估算值差異大的相關因素。

(b) 核分裂產物

核分裂產物中可溶放射性核種 Cs-137 也幾乎總是存在於放射性核種混合物，具有相對長的半衰期並且容易測量，此放射性核種用於 β 射源核分裂產物，如 Sr-90、Tc-99 和 I-129 相關性的理想候選者，所有這些放射性核

種在一定程度上，可以與 Cs-137 存在於大多數輕水式反應器放射性混合物中。在大多數的電廠中，Sr-90 主要以離子而非顆粒形式存在於溶液中，在壓水式反應器，其中傳熱系統有時是弱鹼性，某些 Sr 可能會如碳酸鹽有不溶性，出於這個原因，比例因子 Sr-90 /Cs-137 預期是只在某一個特定電廠的基礎上可靠。

Tc-99 在反應器水中發生類似的問題，然而它的化學行為複雜，並且由於其傾向於形成各種化合物如 TcO_4^- ，相關因子會從平均表現出大的偏差。關於 I-129，碘和銫具有從反應器中燃料相似的釋放機制和反應器系統相似傳輸特性，但各種水化學條件下有所不同的行為（例如：銫是陽離子型的，而碘通常是在陰離子形式）。此外，I-129 通常在接近偵檢上限時才測得濃度的存在，並且從職業曝露的觀點出發，它可能不是一個重要的放射性核種。然而，由於其較長的半衰期，廢棄物處理方面會更重要。

(c) 鈾系元素

許多研究表明，在鈾系元素濃度和加馬射源核分裂產物 Ce-144 之間存在一定的相關性，這種相關性主要是由於其強烈的化學相似性，包括其高不溶性，這是在嚴重輻射污染地區的車諾比爾事故後的方法。然而，測量 Ce-144 的濃度可能是一個嚴重的問題，不能直接測量鈾 (Ce) 加馬的能峰，因為它們會被其他更高能量加馬頻譜屏蔽，所以 Ce-144 應先進行放射性化學的分離工程。

2.4 取樣與分析

從樣品的輻射能譜測量確定成分及其活度，假如說（單一或多個）樣品可以代表整個組件，便能推斷材料每單位重量的輻射活度。這樣的分析通常需要使用尖端設備，如銻偵檢器和多頻道分析儀，能譜設備或液體閃爍系統。人才和合格實驗室的必要性，更使得這種方法耗時，並進一步增

加了成本。取樣和實驗室分析方案主要目的是下列項目：

- 對材料活化理論計算的驗證；
- 透過樣品取得和分析進行表面污染領域的估計；
- 難測放射性核種的相關比例因子。

該分析方案將提供載有資訊的實際數據庫，中子活化元件和受污染的內部及外部表面，其放射性核種殘留的位置和數量及其組成情形。該方案還有助於培養某種程度的預測能力，使在反應器中放射性核種污染的通用評估，可比以前估計方式更精確的進行。

2.4.1 取樣和分析程序方案

取樣程序可以分成偏置及無偏的取樣方案，偏置取樣集中在尋找或是確認污染，或是已知存在或認為可能發生污染的地點。無偏取樣方案在幾乎沒有或沒有表面污染區域中進行，或在可以預料的一般區域，污染的程度和特性均勻的地方。

典型的調查區域為：

- 地板—潛在的洩漏區域，運輸繁忙區域；
- 牆壁—灰塵沉降，噴霧或蒸汽洩漏；
- 其它水平表面（管子的外表面，欄杆，凸緣等）其中，灰塵掉落部分需預先清理；
- 天花板—管道洩漏，污染空氣流通；
- 壓力容器；

—反應器內部組件；

—生物屏蔽。

取樣程序的一個重要目標是在最小的成本獲得顯著的統計訊息，如管道材料、硬體設備和混凝土進行分析，以提供與這些材質相關的殘餘放射性核種濃度的精確測量，圖 2.2 顯示了德國 Heissdampfreaktor (HDR) 電廠，其中樣品從設備硬殼的主要組成部分被切割。



圖 2.2 德國 HDR 電廠從設備硬殼的主要組成部分切割樣品

樣品應在電廠中子活化或懷疑受到的污染區域採集，混凝土芯應在懷疑有污染滲透入混凝土表面的地方採集。例如：一個在日本 JPDR 使用的方法，為了偵測混凝土的污染，一開始在 JPDR 建築物混凝土的表面污染，大致藉由放射性測量和以前的日誌簿記錄電廠運轉過程而有初步結果；樣品室再從 2m × 2m 的建築物區塊取得，每一個樣品有 1 厘米深以及 4 厘米直徑長，從每個單一頻道分析器與 NaI (TI) 測定加馬強度。來自約 20000 平方米總面積的樓層牆壁與天花板取得約 1800 個樣本，收集的數據被用於

創建所有建築物的污染地圖，兩個取樣方法用於獲取更精確的數據，特別是污染深度：

—在只有表面污染的地方，典型區段的薄表面層（2 毫米深）被反覆刪除，直到反覆刪除混凝土後的剩餘樣品中檢測不到污染。

—在被發現已經滲透污染的領域，深 10 厘米的核心取樣，然後以這樣的樣品，從表面一個厚度為 1 毫米層作區隔，陸續取至 10 毫米的深度，每 1 毫米層作成一個樣品；超過 10 毫米更深的領域為每 10 毫米厚層製成。最後使用鍍偵測器量測每一個樣品的每一個加馬能譜，以 2 毫米最大深度，輻射活度在非常薄的表面層內偵檢，結果僅去除少量的表面層，卻可達到去除 86% 大部分污染地區的建築物表面污染。表 2.11 顯示 90MW(th) 運轉 13 年，並於停機後 10 年時，JPDR 沸水式反應器的輻射活度。Fe-55、Co-60、Ni-63 明顯是活度相對較高的核種，可看出 Fe-55、Co-60、Ni-63 核種的重要性。

表 2.11 JPDR 運轉 13 年停機後 10 年時的輻射活度

放射性核種	輻射活度 (貝克)
C-14	3.70E+10
Ca-41	2.60E+08
Mn-54	1.30E+10
Fe-55	3.80E+13
Co-60	9.80E+13
Ni-59	3.30E+11
Ni-63	3.30E+13
Nb-94	1.30E+09
Sb-125	4.80E+10
Ba-133	3.80E+07
Eu-152	1.70E+12
Eu-154	1.70E+11

取樣程序一個有價值的部分是所有放射性核種在除役計劃重要性的評價，不僅應當強調能在電廠停機後不久，就測量到的最大量放射性核種，並且能夠確定極長半衰期放射性核種的豐度，這些放射性核種可能會引起需長期處理的環境保護問題。

在大多數應用中，雖然污染取樣/中子活化的表面或散裝材料利用已建立的技術進行中，但特定的應用程序新技術仍然不斷出現。

以下是新技術的參考選擇：

—微波消除；在分析前，這項技術可達到消除和提取土壤及複雜模型

中微量元素的能力。

—超聲波萃取；該技術利用低溫，高能量超聲波從多孔介質去除材料萃取溶劑。

—真空輔助，反向流量，溶劑萃取法。在該方法中，取樣是採用低角度通過污染地區鑽探到一個特定地點，此地點位於多孔介質中的擴散邊界內，然後供給溶劑進入鑽孔，最後用真空裝置引導溶劑通過受污染的地區並且收集污染物和溶劑。

—多角度鑽探污染物的深度剖析；儘管岩心鑽探為提取該保持完整樣品的優選技術，但不可能總是提取岩心。多角度鑽井應該允許透過採集分析每個樣品來確定深度，該系統可以利用標準的鑽探設備。

—利用雷射燒蝕判斷金屬和放射性核種；這種技術可以透過燒蝕材料表面，再進行移除材料的分析，完成固體材料的取樣和分析。

2.4.2 分析方法

一般規定而言起初會在反應器原廠址，對樣品做加馬能譜測定分析，然後在異地的實驗室，再進行全面性定量放射化學分析法，從除役的角度測定重要的放射性核種。從放射性核種混合物中，各放射性核種可以是單獨分離的，然後透過使用特定的程序來進行測量。表 2.12 總結了主要檢測放射性核種的方法和估計最小可偵檢輻射活度 (MDA)。由能譜法或放射性核種檢測法得到的活度濃度通常會以貝克/厘米²或貝克/克表示，可以用組成成分的表面積和重量估計現有的總放射活度。表 2.12 引用的資料，乃經由 TRS-389 “Radiological Characterization of Shut Down Nuclear Reactors for Decommissioning Purposes” 表 24 所提供的資料整理而成。

2.4.3 統計測試計劃

必須由電廠的運轉和歷史資料決定是否使用一個偏置或無偏的調查，

和其測量值的預期範圍。如果所有調查測量的預計結果顯示會均勻分佈，則應該使用一個無偏的調查；如果調查測量預計結果是不均勻的（例如熱點），則應該使用一個偏置的調查。當使用無偏的調查法，應該意味著一個測量和取樣制度，提供一個可接受的信心程度，帶有的誤差通常是 95%，再決定真正表面污染或活化水平。初始測量和取樣的結果被用於斷定是否需要額外的資料，來達到確定真實的平均表面污染或活化時，所需要的精確度水平。

表 2.12 主要檢測放射性核種的方法和估計最小可偵檢輻射活度

放射性核種	半衰期 (年,估計值)	檢測放射性核種的方法	MDA (貝克/克)
H-3	1.20E+01	液體閃爍計量法	10
C-14	5.70E+03	液體閃爍計量法	1
Cl-36	3.00E+05	液體閃爍計量法	1
Ca-41	1.00E+05	液體閃爍計量法	(1to10)
Mn-54	8.6E-01	加馬能譜	0.5
Fe-55	2.70E+00	X 光能譜 or 液體閃爍計量法	10
Co-60	5.30E+00	加馬能譜	0.5
Ni-59	7.50E+04	X 能譜	10
Ni-63	1.00E+02	液體閃爍計量法	1
Sr-90	2.90E+01	β 計數 or 液體閃爍計量法	1
Zr-93	1.50E+06	ICPMS	0.1
Nb-93m	1.60E+01	X 能譜 or 液體閃爍計量法	10
Nb-94	2.00E+04	加馬能譜 (or ICPMS)	0.5 (7)
Mo-93	3.50E+03	液體閃爍計量法 or X 能譜	10
Tc-99	2.10E+05	ICPMS	0.6
Ru-106	1.00E+00	加馬能譜 (子產物: 106Rh)	0.5
Ag-108m	1.30E+02	加馬能譜	0.5
Ag-110m	7.0E-01	加馬能譜	0.5
Sb-125	2.80E+00	加馬能譜	0.5
I-129	1.60E+07	ICPMS (or X 能譜)	0.007
Cs-134	2.10E+00	加馬能譜	0.5

Cs-137	3.00E+01	加馬能譜 (子產物: 137mBa)	0.5
Ba-133	1.10E+01	加馬能譜	0.5
Ce-144	8.0E-01	加馬能譜	0.5
Eu-152	1.30E+01	加馬能譜	0.5
Eu-154	8.60E+00	加馬能譜	0.5
Eu-155	4.80E+00	加馬能譜	0.5
Ho-166m	1.20E+03	加馬能譜	0.5
U-234	2.50E+05	α 能譜	0.02
U-235	7.00E+08	ICPMS	0.0001
U-238	4.50E+09	ICPMS	0.00001
Pu-238	8.80E+01	α 能譜	0.02
Pu-239	2.40E+04	α 能譜	0.02
Pu-241	1.40E+01	液體閃爍計量法	1
Am-241	4.30E+02	α 能譜	0.02
Cm-242	4.5E-01	α 能譜	0.02
Cm-244	1.80E+01	α 能譜	0.02

ICPMS：感應耦合電漿質譜分析儀 (inductively coupled plasma-mass spectrometer, ICP-MS)

表 2.12 注意事項：

相對強度超過總輻射活度 10% 的射源會被註明。

所表示的檢測技術是透過化學分離之後，確保可以選擇特定放射性核種，液體閃爍測量法是分離步驟中不可或缺的。

所表示的限制 (MDA：最小可檢測輻射活度) 可能至少一個數量級的高低間變化，這取決於所使用的設備 (例如：ICP-MS)、樣品特性和運轉程序。

關於加馬射源，有效表示放射性核種不存在的限制濃度需比 MDA 高出十倍，這所表示的值為高純度鍍計數系統 30-40% 相對效率，進行約 10 小時計數時間完成；對於 α 射源，MDA 值來源則應透過使用半導體偵檢器

計數約 10 小時。

2.4.4 用來估算表面污染的電腦程式

先前提到的電腦程式並不適用於計算內部的表面污染，即使污染的來源是沉積的活化產物（例如，在輕水式反應器的一次側迴路中活化產物）。為了這個目的，不同類型的模型被開發出來，如 BKM-CRUD，可用來模擬活化腐蝕和（或）侵蝕的產物在一次側迴路中的累積情形。程式計算腐蝕/侵蝕產物藉由水運輸進出爐心區和反應器中一次側迴路各個部分的狀況；它也計算活化、燃耗和衰變。大多數的運輸傳送和活化，其複雜的交互作用，可以用一階微分方程式的模型描述；該程式計算的濃度和各種產物的分配，會是時間的函數，這透過求離散時間差分方程式的解來完成。

電腦程式 PACTOLE 是在法國開發的，該模型的目的是預測在壓水式反應器一次側迴路中的沉積輻射活度，PACTOLE 已經以法國的壓水式反應器為基礎發展 15 年了。此程式考慮到主要腐蝕產物沉積的主要現象如下：

—離子的溶解度，可以從用熱力學定律表述的水化學式獲得，運轉溫度下的 pH 值可由所述程式計算得到；

—基本金屬釋放率，沉澱物的溶解速率和可溶產物的沉澱速率，由溶解度和濃度梯度決定；

—固態顆粒沉積物的模擬，是根據顆粒尺寸和布朗擾流擴散理論，侵蝕過程是半經驗法則。

2.5 品質保證的要求

進行輻射特性調查過程之前，必須建立品質保證（QA）的程序。該程序用於確保所有從來源收集到的數據是一致的，並提供了反應器設施的系統概述，以確保所收集的數據符合現實並且可靠，品質保證程序必須證明計算結果、測量或輻射分析有足夠的準確度，來進行測量的材料或區域各

種條件描述，以滿足輻射特性調查的目標。

品質保證認定程序的主要步驟可以列舉如下：

- (a) 已經通過相關立法生效的標準定義，或者可以對反應器的具體情況有確定的描述；
- (b) 資料收集（通常在一個特定的設施）適當統計方法的選擇；
- (c) 特殊程序中涉及人員認可的訓練，並且充分熟悉輻射特性調查方法和技術，以及該程序目標的驗證；
- (d) 定義和實施數據收集、記錄、評估和存檔程序；
- (e) 定義和執行計算機程式驗證程序，測量和取樣結果是否符合標準（即規範、標準、實驗室及其他要求的認證）和結果的解釋。

這樣的品質保證計劃將包括以下內容：

-人事部門

-儀器

-方案

-相關文件

● 人事部門

執行監督的人員，應合格的項目除了經驗豐富還必須訓練有素。人員的最低述求和培訓要求應在品質保證手冊中明確規定，該文件是指對已受過培訓項目人員準備的文件，應在許多設施經營的培訓計劃確立。

● 儀器

應該由專家選擇適當的儀器來執行監督，儀器必須可以操作、檢查、

校準、存儲和處理。

- 方案

品質保證方案應包括監控程序的審查（調查是如何執行的、塗片如何採取、樣本如何採集並作能譜分析等），放射性物質的分析樣品可以被發送到該設施外部的實驗室，在這種情況下檢查程序應包括有關程序，接著在實驗室進行審查的要求；也可能是發送到不同實驗室的樣本作對照，以確認分析的可信度。

- 相關文件

文件資料是品質保證一個相當重要的部分，適當和準確的文件是使監管機構能夠核實執照擁有者或其承包商成果的主要依據。該文件應保留一段明確的時間，文件要考慮劑量率的測量、表面污染測量或其它儀器測量及分析的結果紀錄。該紀錄內容應包含以下：

- 組成元件、材料或被調查中的廠址；
- 行政細節，包括調查時間、測量師、取樣器或分析師的名稱；
- 量測及取樣的位置；
- 劑量率、表面污染和大規模活度的測量結果；
- 在實驗室中，貝克/克和/或貝克/厘米² 具體放射性核種的測量濃度；
- 誤差範圍的界定；
- 數據分析（各種放射性核種的補充說明）；
- 儀器的規格和校準數據；
- 檢測限制和定義相關的信心水平；

-核實的結果，包含核實人名紀錄。

現場測量，並將實驗室分析所獲得的原始數據加以解釋、組織和總結，作成調查執行報告，這種二次文件可能包含原本的總計劃再添加了調查讀數，諸如：表格和電腦檔案。

-完整、準確地描述整個廠址的放射性條件；

-監管和視察人員可以確定組件成分的放射性條件；

-檢查人員或其他調查人員可以很容易地確定放射性物質的類型和位置。

品質保證的要求總結：

(1) 輻射特性調查是核反應器除役計劃發展的早期步驟，應精心策劃，否則可能會產生高額的額外費用和劑量，或是除役項目延遲的情形。

(2) 輻射特性調查的目標需要確保有足夠的特點，明確界定不需執行的工作。

(3) 根據廢料類型分類，以便運輸和處置條件能夠完善，廢料回收的管理費用就能夠做初步估計。

(4) 輻射特性調查過程是疊代實施的，會隨著更多數據的獲得，而進行重新評估。

(5) 輻射特性調查應該以成本效益為基礎進行，同時考慮以合理抑低輻射為原則減少劑量。此過程可以利用對物品的知識，如反應器材料中組合物的歷史記載。

(6) 輻射特性調查不應該依賴單一的評估方法，需要理論計算、現場測量、取樣和分析等各方法，通過使用這些方法可以確保驗證和結果的一致性。

(7) 方法、技術和設備，用於執行輻射特性調查，正常輻射測量技術可在輻射特性調查過程進行測量。然而，特殊的取樣和分析技術（例如：放射化學分析）可以在某些情況下使用；這樣的技術是昂貴且耗時的，並且需要非常專業化的技術和設備。

(8) 當收集足夠的資料，同時考慮到不確定性的因素，這就可完成詳細的除役計劃，以滿足既定目標。

2.6 TRS-389 除役經驗整合

TRS-389“Radiological Characterization of Shut Down Nuclear Reactors for Decommissioning Purposes”所提供的資料顯示：從一次側管線洩漏、放射性廢棄物處理和存儲行為、維護和修理、燃料排列的操作和工作事故皆會造成輻射污染的結果；空氣污染也可能會引起放射性物質附著在牆壁、天花板和通風系統中。

假設在除役的工作之前，核燃料和所有液體已經從停機後反應器移除。然而，在一些情況下，尤其是在反應器中發生了異常的操作狀況，如：主要燃料元件破損失效等，這些殘留的材料將被列入觀察清單中。隨著除役計畫的走向，關注的目標需發展：反應器更詳細的物理、化學和輻射條件相關的資料。在這些資訊收集階段，這些資訊經常作為工作和項目決策的技術基礎：包括適當調度勞動力，以及根據放射性物質分佈較密集區域的資訊，做出適當的調配方式。在這個階段的尾聲將補充前面原有的資訊與補足細節需要，協助除役的進行。對於被關閉的反應器，按照國家政策，除役是一個必要的步驟來降低輻射危害。同樣地，對於那些必須與輻射污染情形鑑定活動相關的工作者，他們的健康及安全必須被謹慎地考慮，以隔離所有放射性及非放射性的危害。

輻射污染情形鑑定活動的結果可以用在除役工作未來的規劃上：

- 提供劑量評估，
- 提供風險評估，
- 評估各種方案，以確保符合 ALARA 原則，
- 定出基於保護工作者、大眾及環境的安全及輻射防護的類型。

從量測或者是取樣所得資料的精確度來看，執行人員是否可執行任務是一個很重要的考量；在這方面，將原本的操作人員與反應器關閉不久後的工作人員一起工作是很好的做法，因為這些原本的操作人員最熟悉反應器的狀態和歷史。

但仍有可能對放射性資料的可用性有遺漏，包括：

- 缺乏記錄，
- 訪談有問題，
- 禁閉及防護條件的不確定性，
- 放射性物質的遷移。

輻射污染情形鑑定活動不應危及組件或結構的安全性和長期的完整性；例如，用於採樣目的管道切割不應導致容量的損失或者是污染液體的洩漏。使用經驗豐富的工廠工作人員將盡量減少與鑑定活動有關的危害，在某些情況下，遠程操作偵檢器可以最大限度地減少輻射照射。一個完整的鑑定專案活動包括以下步驟：

1. 歷史資訊的回顧，
2. 計算方法的實現，
3. 對基於正確統計方法的取樣分析計畫之準備，
4. 現場量測取樣及分析的性能，
5. 回顧及評估取得的資料，
6. 對量測取得資料及計算結果做比較。

下面的段落將提供前六個項目的更多細節：

1. 歷史資訊的回顧：

回顧反應器的歷史資訊對於除役計畫的規劃者，提供了關於現今輻射污染情形有用的資訊；這資訊可能包括污染洩漏或者其他不尋常事件的紀錄，且/或先前的觀察和量測紀錄。

應注意一點就是在一些舊設施中的歷史紀錄(即完工圖和調查資訊)，假如當時的背景不需要這樣的記錄，就可能缺乏或不完整。缺乏這種類型的資訊，將導致在鑑定時需付出更多的勞力，在某種程度上，有經驗的員工可能可以彌補這類紀錄的不足。

關於不當程序與污染物質可能傳播到未預期地方之不尋常事件的資訊是相當重要的；在一份技術文獻中有一案例：乾燥且被污染的離子交換樹脂，在運轉的期間，部分地填滿了隔板的縫隙；縫隙的頂部被貼上膠帶與塗漆，結果就隱藏了污染物，直到隔板在除役過程中撤下才被發現污染物。對工作者而言，如果這個事件已經在設備運轉的歷史中被記錄歸檔，可以避免污染物的傳播及內部的曝露。相同地，為了確認是污染區域而上漆在污染區域是有效而平常的技術，但如果沒有被記錄或是紀錄沒有被查出，則會造成除役工作的不利。未知的塗漆在污染物上會導致量測的困難，並且增加費用，更會延誤在未預期/未計畫的工作上。現今大部分的規範要求不尋常事件的資訊皆需被歸檔，如此一來就可以在除役工作進行時調閱。

另一種歷史性紀錄是先前的觀察和量測結果；舉例來說：油槽的分析結果可以指出污染物的種類；同樣的，量測在離子交換樹脂中收集到的污染物，可以得到關於微量污染物的充足資訊，還有一般和少量放射性核種之間的關係。

2. 計算方法的實現：

電腦程式能夠預測放射性核種的分佈作為一個正常運轉、意外和污染物傳送的結果，但是這些電腦程式不太可靠。這一步驟的重要部分是決定理論計算對後續計畫除役活動是否充分，或除役活動是否應該更多或更少地加上詳細的取樣和測量計畫，歷史資料(如輻照箔片)可能發揮重要的作用；然而，對於一個詳細的鑑定專案活動，金屬箔片的資料可能被認為不足夠，而徹底的取樣及監測就可能變為必須執行的項目。

3. 對基於正確統計方法的取樣分析計畫之準備：

取樣和分析計畫定義了必要的數據品質來實現鑑定目標，這個取樣和分析計畫應該定義如下：

- 需求樣品的類型、數量、大小、位置及分析，
- 設備需求，
- 輻射防護的方向或者活度的控制，
- 資料縮減、批准及報告需求，
- 品質保證(QA)需求，
- 取得樣品及進行分析的方式，
- 取樣過程中產生的廢棄物處置。

為了要減少鑑定的費用，我們可以用統計的方法從有限數量的樣品結果來作關於全部面積或所有元件的推斷。在所有的情況下，能夠減少資料採集到一個最小的採集量是最有效率的。舉例來說，當這些資訊採集量已經足夠提供我們了解時，在一些初始的鑑定中，我們可以選擇一個較不龐

大的統計測試，或者是單一的量測。在反應器中，統計方法經常受限於高劑量率或空間障礙所造成的困難。

鑑定的目的本身定義了量測或需要取樣的類型，也就是說需要的分析方式以及需要的靈敏度，取樣和分析計畫建立在一個品質保證(QA)需求的規格上是很重要的。舉例來說：如果鑑定計畫的結果將含有管制或者健康及安全的意義，或者他們將被用來決定採購昂貴儀器用於廢棄物處理的必要性，樣品取樣和分析則必須符合最高的品質保證(QA)標準。相反的，如果結果顯示較低的健康及安全或者管制標準，又或者如果在除役過程中改變方向是不困難的，品質保證(QA)要求可能就可以不會那麼嚴苛。

4. 現場量測取樣及分析的性能：

現場量測取樣的性能可以被用於各種可存取的元件，如果可能的話，取得輻照樣本和污染材料是很好的開始方式，實驗室分析會確定個別放射性核種的活度和濃度；然而，這個過程對高度中子活化的元件和結構，會產生 Gy/h 輻射劑量範圍的微量樣品材料，將會是昂貴和困難的。

5. 回顧及評估取得的資料：

在鑑定的過程中，執照持有人應當取得並分析資料且越早越好，才能對設備建立一個完整的鑑定過程，並且決定資料需求是否滿足。能夠預期鑑定計畫在執行的過程中，可能會因正在進行的評估行動而改變；改變原定計畫有時候可能是適合的，舉例來說：污染物比原本預期的更多，就需要更多的樣品來鑑定更廣泛的污染物。

另一個例子中，可以由量測結果的趨勢已看出取樣計畫將不會產生預期的結果；這個計畫則可以藉由改變取樣技巧、改變取樣頻率或者重新定義量測的區域來作適當的修改。在取樣並且分析的過程中需持續回顧紀

錄，以利更早量測到錯誤或異常現象，如此一來修正計畫的行動將可以在不會影響到整體計畫的情況下進行，鑑定行動本身就是一個不斷重複的過程。

在某些例子中，完整的鑑定行動是不必要的；收集足量的資料就可以開始整個計畫，而不是不斷的鑑定整個計畫。詳細的過程是在工作的過程當中被建立起來的，額外的資料也是在必要時會被收集的，這種發展過程可以避免不必要的努力在新發現的問題上，但需要籌畫和完成活動的靈活度。

場地區域量測鑑定的方法應該具有足夠靈活度，允許被及時糾正任何污染過程。如果鑑定識別結果相對少量的污染材料，可分類為低放射性廢棄物，並且顯然需要儲存在低放射性廢棄物處置設施時，這種靈活性尤為重要。

6. 對量測取得資料及計算結果做比較：

任何理論計算的結果需與實際取得的資料進行比較，以確認理論計算的準確度，並在需要的時候適時的修正理論模型，這樣的動作可以在未來的除役計畫中提高程式應用的可信度，因為理論計算結果對於提供核反應器的特性仍是很有經濟效益的，這些數據資料可大致分為三類：

a. 計算出的數據，這些數據指出結構材料在中子通率影響範圍內的放射性含量和劑量的多寡。

b. 從現場量測反應器在不同的位置獲得的數據，這些數據通常被收集在一個監控程序內，使用手動或遠程方式測量劑量率和污染水平。測量值可以透過手動標記在地圖的相應位置上，或是直接記錄測量值在表上。數據最終被記錄在電腦數據庫中，紀錄數據包含：儀器，其校準資料及操作

條件（背景輻射等級和偵檢器積分時間）等，一般都還包括方向和測量的日期在內，隨著執行者及查驗者簽名即完成這些量測行動。

c. 從取樣和分析程序產生的數據，這些數據提供了放射性核種類型和含量的詳細資訊。樣品的收集和分析是一種昂貴和輻射劑量高度曝露的任務，然而，這是驗證理論計算、預測未來的風險和促進選擇最合適除役方式的最精確動作。

第三章 核電廠裏高度中子活化管制區之分析評估

中子活化廢棄物是指爐心周圍受中子照射過的組件，包含反應器壓力槽、爐心內組件、結構鋼及反應器壓力槽周圍的混凝土，由於這些組件及材料被中子輻射照射過，整個體積內均被活化，而無法利用表面除污來降低其活度。如果根據美國核管會 10 CFR 61.56 之低放射性廢棄物分類方式，則 PWR 及 BWR 電廠若採取立即拆除之除役方式，其各種中子活化廢料之分類，可知不論是 PWR 或 BWR，大部份的中子活化廢棄物均可歸類為 A 或 B 類。但對於 PWR 電廠而言，頂部爐心格板及底部支柱由於含有高濃度的 Ni-63 及 Nb-94 而歸類為 C 類，底部爐心筒，熱屏蔽，底部格板，及爐心側板所含的 Ni-59、Ni-63 及 Nb-94 之濃度超出 C 類之限值而被歸類為超 C 類。並且對於 BWR 電廠而言，其控制棒、噴射泵及爐內儀器所含的 Ni-63 及 Nb-94，其活度在 C 類範圍內而被歸類為 C 類，爐心側板以及頂部燃料導架所含的 Ni-59、Ni-63 及 Nb-94 之活度則超過 C 類之最大限值，因此被歸類為超 C 類。由於這些核種之半衰期很長，即使封存 100 年後再進行拆廠，其所含的活度仍不可能顯著衰減，仍可能維持在大於 C 類或 C 類之狀態⁴。

3.1 核一廠裏高度中子活化管制區簡介

在美國，依放射性核種濃度處置分類標準可分為 A、B、C 類及超 C 類 (Greater Than Class C, GTCC)，其中 A 類可歸於低度中子活化之類別；B、C 類對應為中度中子活化之類別；超 C 類屬高度中子活化之類別，其中 A、B、C 類及超 C 類之分類規定可參考示意圖 3.1 (圖 3.1 引用的資料，乃經由台電核能月刊 365 期⁵所提供的資料整理而成)。根據我國行政院原子能委員會所定義的「低放射性廢棄物」，泛指 A、B、C 及超 C 類放射性廢棄物；但這些超 C 類廢棄物在未經申請許可之前，不得於低放射性廢棄

物處置場進行處置。由於目前國際上尚未有高放射性廢棄物最終處置場，美國核管會 10 CFR 72 允許超 C 類之廢棄物可和用過核子燃料一起暫存於乾式貯存設施；因此，許多商業核能電廠在貯存超 C 類放射性廢棄物時，使用與用過核子燃料貯存罐及護箱相同規格之容器來貯存。

表 3.1 顯示核一廠除役計畫第九章中，表 9-15 核一廠除役廢棄物分類重量推估結果，說明超 C 類放射性廢棄物高度中子活化之類別只存在於反應器內部組件中，反應器內部組件經中子活化所產生之金屬超 C 類放射性廢棄物重量約為 72MT（活度約為 2.28×10^{16} Bq），是 A、B、C 及超 C 類放射性廢棄物中重量最小者，表 3.2 為 Vermont Yankee 核電廠 2012 年除役廢棄物重量分類結果⁶，但表 3.2 除役廢棄物推估重量分類結果卻是 C 類放射性廢棄物才是重量最小者，超 C 類放射性廢棄物在重量上僅次於 A 類放射性廢棄物，其主要原因是超 C 類放射性廢棄物包含用過核燃料這項目，故最終計算所有放射性廢棄物數量時，需要再加以比對確認。

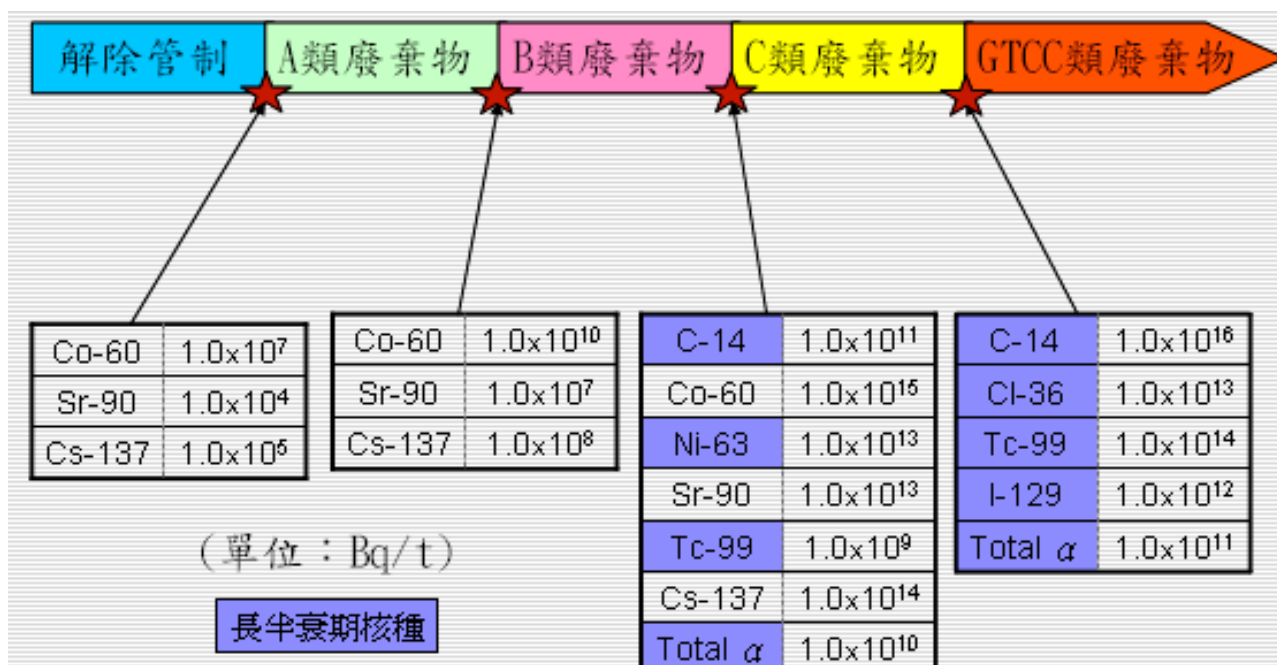


圖 3.1 放射性廢棄物處置分類標準 A、B、C 及超 C 類界限⁵參考示意圖

表 3.1 核一廠除役放射性廢棄物分類重量推估結果

類別	超C類	C類	B類	A類	合計	可外釋 (含管 制區內)
1. 金屬廢棄物						
1.1 活化金屬						
1.1.1 反應器壓力槽	0	0	0	878	878	0
1.1.2 反應器內部組件	72	3	0	236	345	0
1.2 污染金屬						
1.2.1 閥件	0	0	32	510	542	527
1.2.2 熱交換器	0	5	78	3,395	3,526	70
1.2.3 泵	0	0	1	475	476	294
1.2.4 桶槽	0	0	163	344	507	668
1.2.5 其他汽機廠房組件	0	0	0	34	34	39
1.2.6 汽機組	0	0	0	0	0	2,564
1.2.7 製程管線	0	5	346	1,858	2,259	1,012
1.2.8 管路連接件	0	8	53	151	212	237
1.2.9 儀器管線	0	3	0	0	3	0
1.2.10 雜項製程組件	0	1	123	97	221	339
1.2.11 內襯鋼板與燃料格架	0	32	0	788	1,111	81
1.2.12 通風元件	0	1	32	9	42	868
1.3 初步研判無污染之金屬						
1.3.1 電纜與電纜槽	0	0	0	0	0	2,435
1.3.2 電力組件	0	0	0	0	0	445
1.3.3 電櫃	0	0	0	0	0	974
1.3.4 搬運設備	0	0	0	0	0	102
1.3.5 加熱與衛生用水組件	0	0	0	0	0	65
1.3.6 加熱與衛生用水管線	0	0	0	0	0	45
1.3.7 橋式吊車(天車)	0	0	0	0	0	500
1.3.8 鋼材(含鋼構)	0	0	0	0	0	6,958
2. 混凝土廢棄物						
2.1 活化混凝土(生物屏蔽)	0	0	0	1,140	1,140	0

2.2 污染混凝土	0	0	0	1,545	1,545	0
3. 其他廢棄物						
3.1 乾性廢棄物 (減容後)	0	0	0	242	242	0
3.2 濕性廢棄物 (固化後)	0	0	131	321	452	0
3.3 保溫材	0	0	0	30	30	212
合計	72	48	959	12,053	13,565	18,435

註：1.本表數值為各核種衰變至2018年12月5日之推估結果。

2.單位：MT。

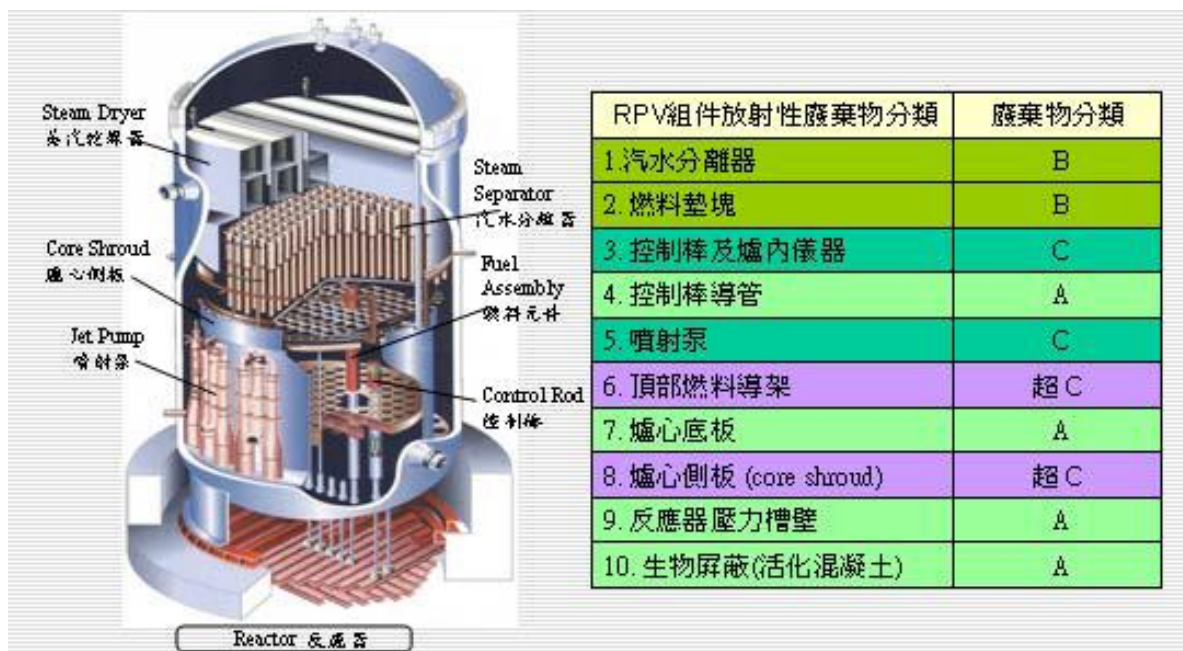


圖 3.2 除役沸水式核反應器之放射性廢棄物輻射強度示意圖⁵

圖 3.2 爐心側板以及頂部燃料導架，依美國 WNP-2 核電廠之分析結果：所含的 Ni-59、Ni-63 及 Nb-94 之活度有可能超過 C 類之最大限值，因此被歸類為超 C 類⁵，在第二章中參考電廠 WNP-2 於反應器停機時，列出主要活化污染之放射性活度如表 2.1，利用這五個項目的資料，將可對核電廠裏被中子活化的放射性活度總量做高、中、低分類，中子活化不鏽鋼應屬高度中子活化之類別，在此符合超 C 類屬高度中子活化之類別。

根據 Vermont Yankee 核電廠除役成本分析報告⁶(“Exhibit EN -TLG-2”，2012 年)中與核一廠除役策略較相似之立即拆除 (DECON) 情節估算出各

類別重量，Vermont Yankee 核電廠（Mark I/BWR4，620 MWe，1972 年～2014 年）是與核一廠運轉年分（共 40 年）及額定發電量（636 MWe）類似之核電廠，表 3.2 是 Vermont Yankee 核電廠 2012 年除役廢棄物推估重量分類結果，圖 3.3 是除役前 Vermont Yankee 核電廠的外觀鳥瞰照片。

表 3.2 Vermont Yankee 核電廠 2012 年除役放射性廢棄物推估重量分類結果⁶

廢棄物類別	體積 (ft ³)	質量 (pounds)
A類	302,088	23,617,869
B類	2,106	234,028
C類	918	71,190
超C類	1,785	347,940
送往外界處理回收的A類	346,162	16,007,690
合計	653,059	40,278,717



圖 3.3 除役前 Vermont Yankee 核電廠的外觀鳥瞰照片

在一個沸水式反應器中，所使用的冷卻劑是高純度的水，水在燃料元件的周邊吸收燃料元件所產生的熱能，使水變成蒸汽，而水將燃料元件冷卻。此時，水與蒸汽一起通過汽水分離器，在汽水分離器中將水與蒸汽分開，水再重新回到反應器壓力鋼槽進行加熱與冷卻的過程。沸水式反應器的運轉特性，與其他核能系統最大的不同點是蒸汽空泡的產生，因為水具有冷卻與中子緩和劑兩種功能，所以水會影響核能系統的熱能與中子通率。假如水會沸騰，就會大幅地降低分子的密度，而使中子緩和劑功能有重大的改變。沸水式反應器的設計是反應度與爐心蒸汽空泡的含量成反比，這個設計提供了這類系統的安全性。

核一廠反應器是一個有半球形頂蓋的直立圓柱形壓力槽，依據 1968 年版的美國機械工程學會第三篇鍋爐與壓力槽法規來設計、製造、測試與檢查的。反應器壓力槽主要的功用是用來包封爐心、內部組件和反應器冷卻水；並用來做為高完整性的一項屏蔽，以防止壓力槽內放射性物質外洩到乾井，同時提供一個可以用來產生高乾度飽和蒸汽的空間，在銜接壓力槽的一次系統發生破管，造成冷卻水流失事故時，可以供給一個足夠淹沒爐心的冷卻水容量空間。

反應器是由包封爐心的反應器壓力槽與支撐爐心並提供水與蒸汽必要通道的內部組件所構成的；主要的內部組件有：核燃料、通道、控制棒葉片及儀控導管所構成的爐心，由爐心側板、頂部燃料導架、爐心底板所組成的爐心支撐結構，另有汽水分離器與乾燥器、噴射泵、控制棒導管、飼水噴嘴、爐心噴酒噴嘴、爐心儀表、備用硼液控制及其他組件提供水與蒸汽的必要通道。除了噴射泵擴散管、爐心側板、爐心噴酒噴嘴及環管、飼水噴嘴及環管與噴射泵進水管外，其他內部組件都可以配合反應器檢查與維護需要而暫時移除。

爐心側板在反應器組合的時候，便焊在壓力槽上，與壓力槽成為一體，同時將噴射泵的擴散管焊在爐心側板支持架上。爐心側板是一個厚度用 1.25 英吋至 1.5 英吋的不鏽鋼板製成的圓柱體，將爐心圍住，作為往上流動的爐心冷卻水流與從飼水環口及汽水分離器出來的往下再循環水流之分隔。爐心側板可以分成上，中，下三個區域：上區是在側板頂蓋與頂部燃料導架之間的出水室，其直徑是最大的，爐心噴洒噴嘴口安裝在爐心的上方，屬於上區，但不會影響爐心燃料的添換工作。中區是在反應器核燃料所在的區域，是最主要的部分，也是最長的，而以爐心底板與下區分隔。下區側板支持架則是焊在壓力槽的內壁上，用來作為噴射泵與爐心的支撐結構。

頂部燃料導架是一個圓形的結構物，由不鏽鋼樑組成格子狀，作為核燃料元件的定位及橫向支撐力量來源。在爐心中間部分的每一個方格包含四組核燃料元件與一支控制棒，而在周邊的方格只能支撐一組或兩組核燃料元件。在頂部導板的下方有凹座，用來作為儀器乾管、中子能階偵測器等爐心儀器的定位。爐心底板是一個用加強筋板和 1 吋厚圓套筒加強的圓形不鏽鋼板，在底板上穿孔與定位梢作為控制棒導管、爐心儀殼與燃料座塊的定位及橫向支撐力量來源，同時也作為 20 組外圍燃料元件的垂直與橫向支撐力量來源，爐心底板是用螺栓固定於爐心側板，螺帽經定位點熔接。

爐心側板以及頂部燃料導架所含的 Ni-59、Ni-63 及 Nb-94 之活度超過 C 類之最大限值，因此被歸類為超 C 類；分類原則中之所以會選擇 Ni-59 作分類之放射性核種，主要原因是 Ni-59 的衰變過程中，具有一個非常高轉換能量 1.07MeV 的特殊性質，大約在每千個衰變，Ni-59 產生加馬射線的連續能譜，可達到 1.07MeV 的能量。由於 Ni-59 在反應器內部容器之相

當可觀的生產速度，在其他較短半衰期放射性核種殘餘活度的衰變後，由於劑量的考慮，Ni-59 因此成為被限制的同位素之一。

鎳合金，蒙乃爾合金和銅鎳合金在一些早期反應器的熱交換器中使用，最近鉻鎳鐵合金（Inconel, 60-80%的 Ni）在反應器系統中已廣泛地用來作為反應器內部和熱交換器表面，有時這些表面會採用蒙乃爾合金（67%Ni）和銅鎳合金（30%Ni），因為 Ni-63 是弱 β 粒子放射源，在拆除階段中此放射性核種只有吸入性危險最為顯著。

反應器內部組件不銹鋼，因 Nb-93 高含量的存在，會導致顯著的長半衰期 Nb-94 產生，將吸引大量的注意力集中在這種同位素，對於拆除廠房之長期時間而言，它可能實際上代表在拆除時，人員曝露劑量的主要貢獻者。表 3.3 顯示核一廠除役計畫第九章中，表 9-1 核一廠潛在輻射污染之系統，其中核反應器系統屬超 C 類放射性廢棄物高度中子活化之系統。

表 3.3 核一廠潛在輻射污染之系統

B21	核反應器系統	Nuclear Boiler System
B31	反應器再循環系統	Recirculation System
E21	爐心噴灑系統	Reactor Core Spray System
E51	爐心隔離冷卻系統	Reactor Core Isolation Cooling System (RCIC)
E11	餘熱移除系統	Reactor Residual Heat Removal System (RHR)
C12	控制棒液壓驅動系統	Reactor Control Rod Drive Hydraulic System
C31	飼水控制系統	Feedwater Control System
E41	高壓注水系統	High Pressure Core Injection System (HPCI)
C41	備用硼液系統	Standby Liquid Control System (SBLC)
G33	爐水淨化系統	Reactor Water Clean-Up System (RWCU)
116	用過核子燃料池冷卻過濾系 統	Fuel Pool Cooling & Filtering System (SFPCS)
110	放射性廢棄物處理系統	Radwaste System
101	主蒸汽系統	Main Extraction and Auxiliary Steam System
102	凝結水飼水系統	Condensate Feed Water & Air Evacuation System
103	飼水加熱器洩水排氣系統	Heater Drains and Vent System
104	廠用冷卻水系統	Service & Cooling Water System

121	冷凝水除礦器系統	Condensate Demineralizer System
108	一次圍阻體氣體控制系統	Atmospheric Control System
109	廢氣系統	Off-Gas System 1
106	凝結水除礦水輸送系統	Condensate and Demineralized Water Transfer System

3.2 歐洲斯洛伐克核電廠除役經驗

先以歐洲斯洛伐克 (AMEC Nuclear Slovakia) 除役經驗為例：在經過 28 年成功的運轉後，位於 Jaslovske Bohunice 的 V1 核電廠，分別在 2006 年停止運轉 1 號機組及 2008 年停止運轉 2 號機組。目前，兩部機組 (壓水式反應器 WWER 440/230) 已經停止運轉，並在 2011 年 7 月取得除役執照。歐洲斯洛伐克 V1 核電廠⁷ 活化組件總活度庫存量已在 2011 年 9 月 30 日統計確定，其放射活度數值為 $2.61\text{E}+17$ 貝克。表 3.4 顯示反應器 2 號機組壓力槽內部組件：保護管件、爐心吊籃及反應爐槽之放射性廢棄物活度測定結果，反應器壓力槽內部組件核種包含了 Fe-55、Ni-63、Co-60、Mn-54、Ni-59、C-14 及 Nb-94，其核種及存量分析圖可以看出 Fe-55 佔一半以上為最大值 71.734%。

放置在 V1 核電廠高階放射性廢棄物儲藏室 (所謂的 Mogilnik, MOG) 之反應器內部組件儲藏情形如表 3.5 及表 3.6，分類方式包含：連接桿、控制棒吸收體及中子通率測量通道三種；V1 核電廠之反應器內部組件使用具有直線導軌鑽頭的可遠端遙控設備，以及抽吸樣本至樣本轉盤，可對儲存在高階放射性廢棄物儲藏室的活化組件進行取樣。有 80 組以切削型態存在的樣本，取樣自 40 個選定之連接桿及 V1 核電廠高階放射性廢棄物儲藏室之 KNI 通道。劑量率在監控過程中，和組件位置等高之取樣點曾量到 30Sv/h，在考慮到監控過程中，和組件位置等高之取樣點曾量到的劑量率數值，決定將組件單獨分類，而不是一整批分類。

以表 3.5 所顯示的類別狀況而言，即便是同一個組件仍因不同劑量率而作不同的分類方式；相同原則，在同一個系統也將因不同活度而作不同的分類方式，是以不能僅以系統來畫分不同程度的中子活化管制區，而需進一步了解到各細部活度分佈情形而作不同的分類方式，需待實際除役

後，實地量測各設備組件的活度或劑量率，方可作出最終的分類結果；表 3.6 則顯示歐洲斯洛伐克核電廠高階放射性廢棄物儲藏各類別的活度及質量等狀況⁸，其核種及存量分析圖可以看出 Fe-55 佔一半以上為最大值 78.35%。

表 3.4 歐洲斯洛伐克核電廠反應器壓力槽內部組件放射性廢棄物之測定結

果⁸

活化組件	分類項目	1號機組	2號機組	總和
保護管件	活度 (Bq)	5.69E+14	8.37E+14	1.41E+15
	質量 (kg)	27,304	27,304	54,608
爐心吊籃	活度 (Bq)	5.84E+16	8.59E+16	1.44E+17
	質量 (kg)	22,480	22,480	44,960
反應爐槽	活度 (Bq)	7.41E+15	1.09E+16	1.83E+16
	質量 (kg)	61,250	61,250	122,500

RNV Unit 2

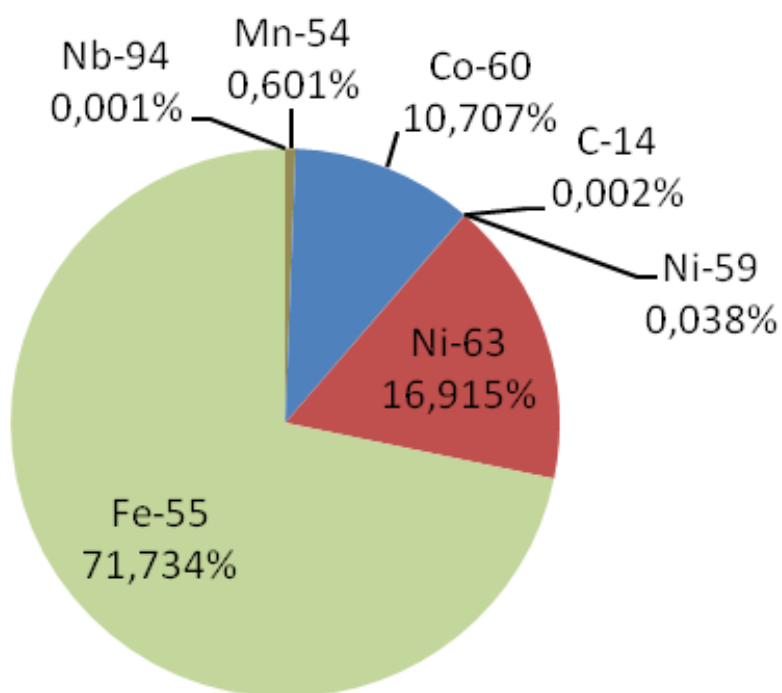


表 3.5 歐洲斯洛伐克核電廠高階放射性廢棄物之概略說明

類別	劑量率 mSv/h	中子活化組件的分類方式			
		連 接 桿 A-type	連接桿 B-type	控制棒 吸收體	中子通率 測量通道
MOG1	10^3-10^2	Bottompart 0-60cm	-	Bottompart 0-60cm	-
MOG2	10^2-10^1	Part 60- 120cm fromthe	Bottompart 0-60cm	Part 60-120cm fromthe	Bottompart 0-250cm
MOG3	10^1-10^{-1}	CR restpart (360cm)	CR restpart (420cm)	ABSrestpart (140cm)	KNI restpart (upto350cm)



連接桿 CR A-type: from group VI. of controlled rod assemblies – inserted partially in the core



連接桿 CR B-type: CR from other groups of controlled rod assemblies – occasionally in the core



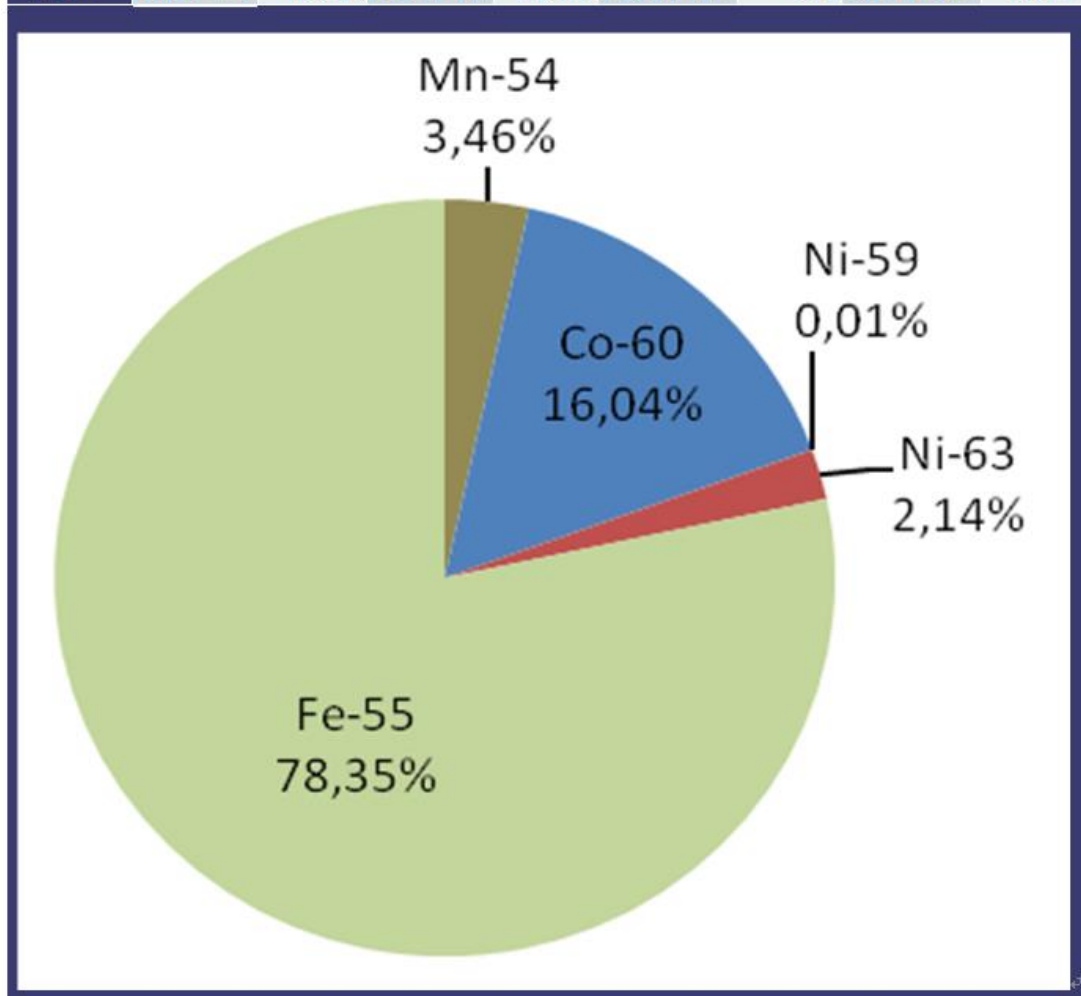
吸收體 Absorber



中子通率測量通道 KNI channel

表 3.6 歐洲斯洛伐克核電廠高階放射性廢棄物之儲藏情形

分類方式	連接桿		吸收體		中子通率測量通道		總和	
	活度 (Bq)	質量 (kg)	活度 (Bq)	質量 (kg)	活度 (Bq)	質量 (kg)	活度 (Bq)	質量 (kg)
MOG1	1.07E+15	273	1.94E+15	4,023	-	-	3.01E+15	4,296
MOG2	2.22E+14	1,526	3.65E+13	4,023	2.63E+14	495	5.21E+14	6,044
MOG3	8.36E+13	11,717	1.01E+13	10,637	2.63E+12	495	9.64E+13	22,849
總和	1.38E+15	13,516	1.99E+15	18,683	2.66E+14	990	3.63E+15	33,189



第四章 核電廠裏中度中子活化管制區之分析評估

中子活化產物總量，主要可區分為兩大類：(一) 因中子照射所導致的反應器內部建物結構活化，以及周邊設備內含中子活化產物的總量、(二) 由管線及機器內部附著的輻射腐蝕生成物或核分裂產物 (FP) 所導致的表面污染總量。前述章節介紹了第一大類中，反應器因中子照射活化而產生的高度中子活化放射性廢棄物。核電廠另外之中度中子活化放射性廢棄物源頭尚有兩種：第一種是腐蝕性產物，細微的金屬粒子從反應器冷卻水、冷凝水及飼水系統的管路內壁剝落，然後流經爐心受中子照射後變成具有放射性，這些活化後的腐蝕產物將散布到和反應器冷卻水系統連接的所有系統，腐蝕產物在管路中積存的數量視冷卻水系統液體的流速、溫度及系統的幾何形狀等因素而定，如果這些系統有滲漏的話，則污染可能散布到外圍環境中。第二種可能的污染源為燃料破損而造成少量的核分裂產物外釋到反應器冷卻水系統，然後再流到其他相關系統，並可能由於管路滲漏而污染地板、牆面、洩水坑及土壤等。

4.1 核一廠裏中度中子活化管制區簡介

表 3.1 顯示核一廠除役計畫第九章中，表 9-15 核一廠除役廢棄物分類重量推估結果，說明 B、C 類中度中子活化放射性廢棄物存在於反應器內部組件、閥件、熱交換器、泵、桶槽、製程管線、管路連接件、儀器管線、雜項製程組件、通風元件、內襯鋼板與燃料格架中的污染金屬。表 3.3 顯示核一廠除役計畫第九章中，表 9-1 核一廠潛在輻射污染之系統，其中核反應器系統特別屬超 C 類放射性廢棄物高度中子活化之系統以外，所有系統皆涵括在中度中子活化管制區內。

4.2 歐美除役經驗整合

歐洲 IAEA 的 TRS-389“Radiological Characterization of Shut Down

Nuclear Reactors for Decommissioning Purposes”所提供的資料顯示：從一次側管線洩漏、放射性廢棄物處理和存儲行為、維護和修理、燃料排列的操作和工作事故皆會造成輻射污染的結果；空氣污染也可能會引起放射性物質附著在牆壁、天花板和通風系統中。

圖 3.2 汽水分離器、燃料墊塊、控制棒及爐內儀器以及噴射泵被歸類為 B、C 類，在第二章中美國參考電廠 WNP-2 於反應器停機時，列出主要活化污染之放射性活度如表 2.1，利用這五個項目的資料，將可對核電廠裏被中子活化的放射性活度總量做高、中、低分類，中子活化碳鋼、中子活化混凝土結構體以及管線元件及設備內部表面污染應屬中度中子活化之類別，在此符合 B、C 類屬中度中子活化之類別。

管線元件及設備內部表面污染進一步的分析，將可能以表 2.12 美國參考電廠 WNP-2 一次側水系統放射性核種相對活度分析比較表來作初估，從 P-32 到 Nd-147 都有可能出現，主要出現在反應器材料的中子活化產物，對於鋼的輻射水平而言，Fe-55 和 Co-60 應是最主要的放射性核種，但實際污染情形需待真正核一廠完成本身輻射特性調查後方可得知。

第五章 核電廠裏低度中子活化管制區之分析評估

前面章節中表 3.1 顯示核一廠除役計畫第九章中，核一廠除役廢棄物分類重量推估結果，說明 A 類屬低度中子活化管制區存在於反應器內部組件、閥件、熱交換器、泵、桶槽、製程管線、管路連接件、雜項製程組件、通風元件、內襯鋼板與燃料格架中；和前述中度中子活化管制區範圍差異在於儀器管線，因儀器管線本身屬 C 類放射性廢棄物，雖少儀器管線此項，但增加了反應器壓力槽、其他汽機廠房組件與混凝土廢棄物這些項目。

本章節另外引用的資料，乃經由國外文獻資料 Workshop on Radiological Characterisation for Decommissioning, Nyköping, Sweden, April 17-19, 2012. “Characterisation of metal in support of decommissioning a reactor site”提供的資料整理而成⁹，可得知核電廠裏的低度中子活化管制區，國際上如何處理此區域所有廢棄物的方式作為參考。

5.1 核一廠裏低度中子活化管制區簡介

在第二章中美國參考電廠 WNP-2 於反應器停機時，列出主要活化污染之放射性活度如表 2.1，設備及建物結構體外部表面污染應屬低度中子活化之類別，在此符合 A 類屬低度中子活化之類別。核一廠壓力槽是由 ASME SA533 B 類，第二級的低碳、低錳鉬合金軋鋼製成的，除了與壓力槽連接的碳鋼管爐嘴及其環口外（如蒸汽管噴嘴及環口、飼水爐嘴及環口、水位與壓力量測儀用噴嘴及環口），壓力槽內壁及凸緣面都有一層八分之一英吋厚的 309 不鏽鋼覆焊層（約 3.175 mm），以便減少水的污染，並防止低溫腐蝕。壓力槽內部的高度是 815 英吋（約 20,701 mm），內徑是 202 英吋（約 5,131 mm），槽壁厚度是 5.12 英吋（約 130 mm）。相對而言，參考電廠 WNP-2 壓力槽不鏽鋼覆焊層約 3 mm，內部的高度約 22,200 mm，外徑約 6,700 mm，壓力槽槽壁厚度約 171 mm，共約 750 公噸。

半球形的壓力槽頂蓋是用 ASME SA533 B 類，第二級的低碳，低錳鉬合金軋鋼製成的；頂圓形部是由一張球形鋼板與三個爐嘴焊接而成，中間弧形部則是由幾塊弧形板焊接而成，凸緣部分是由兩個半圓件焊接而成。壓力槽頂蓋因經常曝露於高乾度的蒸汽中，較不易腐蝕，所以頂蓋的內表面沒有 309 不鏽鋼的覆焊，而頂蓋的凸緣面則有不鏽鋼覆焊，壓力槽頂蓋的厚度是 3.75 英吋，重量約為 56 至 59 公噸。壓力槽頂蓋有一個凸緣，可以用 68 支直徑 5 又 1/2 英吋，長約 61 英吋的螺栓鎖在壓力槽的凸緣上

在反應器內部以 10 年運轉的時間尺度來看，產生的同位素鈷-60 佔輻射劑量的主導地位，鈷-60 的生產速率相當高，在核心附近的高中子通率區域，穩定鈷的實質部分（可多達三分之一）可能被轉化為鈷-60。鈷是碳鋼和不銹鋼中的微量成分（含量範圍分別從 80 ppm 到 150 ppm 以及從 230 ppm 至 2,600 ppm），鈷同樣也存在於鉻鎳鐵合金（Inconel）和蒙乃爾合金（Monel），這種同位素在反應器內部以 10 到 50 年的時間尺度來看，亦是輻射劑量來源的主要放射性核種。

生物屏蔽牆是以工字樑為垂直支柱，內外表面用鋼板包覆，中間以高密度混凝土灌注形成的圓柱形結構體，座在壓力槽支持墊架的拱形底台上。在壓力槽爐嘴的周圍留有檢修開口，作為爐嘴及其附近焊道在大修期間做非破壞性檢測時，拆移保溫塊的通道。生物屏蔽牆可以降低從爐心散發出來的中子及加馬射線輻射強度，以期使進入乾井之維護人員，接受最低輻射曝露；阻止加馬射線老化橡膠類等有機化合物，延長乾井內部構件及零件如：電纜線外皮、絕緣材料等的使用壽命；同時也可阻止中子射線活化乾井內部構件，變成輻射來源，影響人員在乾井之維護工作。

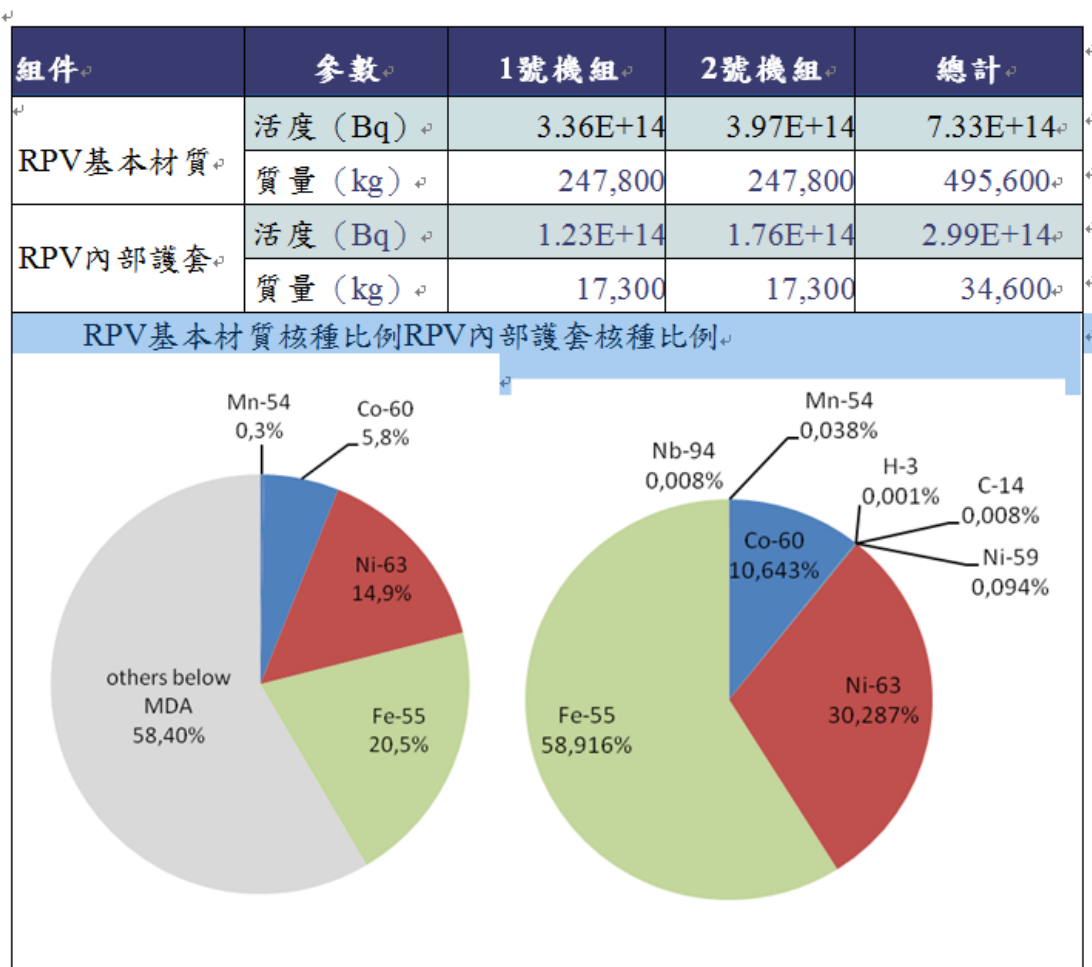
在生物屏蔽混凝土內，以 10 至 20 年或更長的時間尺度來看，銻-152 和銻-154 這兩個銻同位素是主導的中子活化產物，兩者都有很大的中子捕

獲生產截面，鎔-152 為 5900 邦而鎔-154 為 390 邦。Eu-152（半衰期：13.5 年）藉由發射 β 粒子（最大能量：1.477MeV）衰變成 Gd-152（半衰期：1.1E+14 年），接著會藉由發射 α 粒子衰變，Eu-154（半衰期：8.6 年）藉由發射 β 粒子（最大能量：1.85MeV）衰變成穩定的 Gd-154。

5.2 歐洲斯洛伐克核電廠除役經驗

歐洲斯洛伐克核電廠除役後兩部機組皆留下放射性廢棄物，屬於壓力槽部分的儲藏情形如表 5.1，RPV 內部護套核種比基本材質核種多包含了 H-3、C-14、Ni-59 及 Nb-94，非常接近反應器內部組件的核種組合，只是多包含了 H-3。

表 5.1 歐洲斯洛伐克核電廠除役後留下壓力槽放射性廢棄物之儲藏情形



歐洲斯洛伐克核電廠反應器除役後留下標準混凝土及重晶石混凝土等放射性廢棄物，表 5.2 為 1 號機組標準混凝土及重晶石混凝土（baryte concrete）的輻射污染情形對照表，重晶石混凝土核種比標準混凝土核種多包含了 Ba-133，但卻少了 Ni-63，各核種比例也大不相同。

表 5.2 標準混凝土及重晶石混凝土的輻射污染情形對照表

材質	標準混凝土	重晶石混凝土	總計
活度 (Bq)	1.58E+09	6.41E+08	2.22E+09
質量 (kg)	344,166	86,490	430,656

核種	標準混凝土 (%)	重晶石混凝土 (%)
H-3	56.93%	1.69%
Fe-55	16.33%	91.66%
Eu-152	18.66%	1.66%
Eu-154	1.72%	0.32%
Co-60	3.98%	1.60%
Cs-137	0.02%	0.05%
Cs-134	0.41%	0.13%
Ni-63	1.55%	0.00%
Ba-133	0.00%	2.24%
C-14	0.10%	0.00%

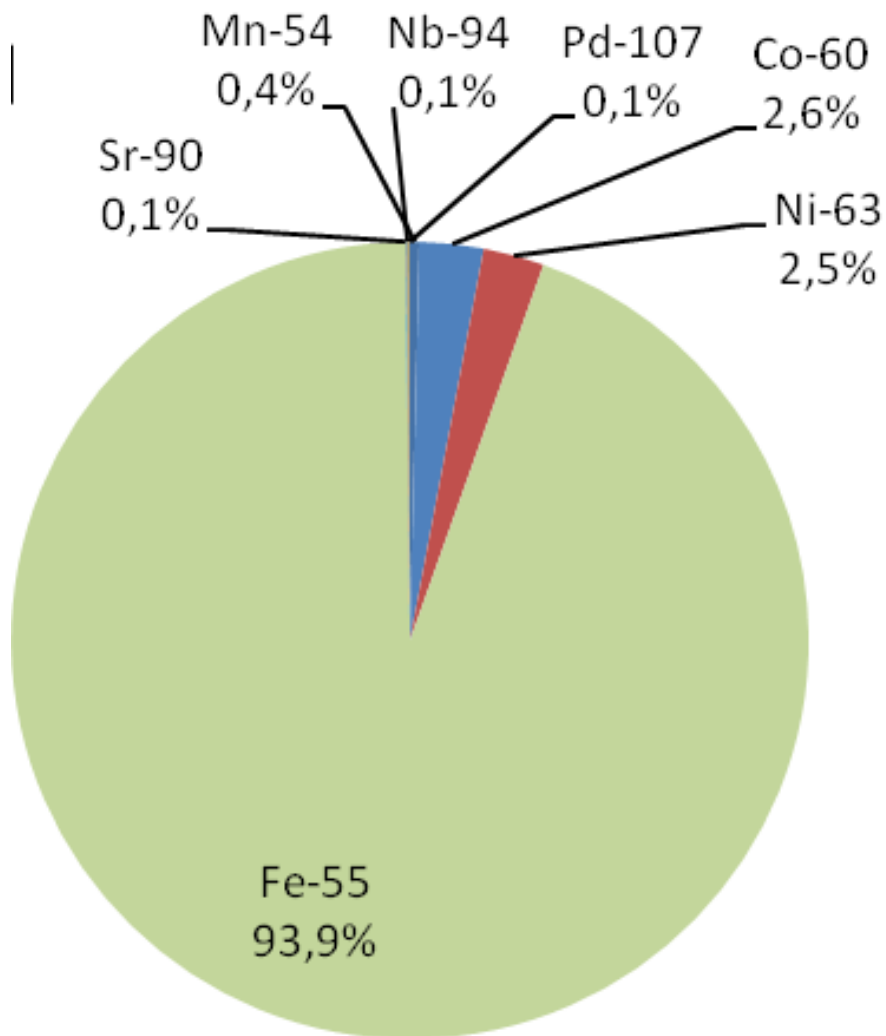
有三個自 V1 核電廠用過核燃料冷卻池之儲存格架取得之樣本，1 號機組是使用手動鑽頭設備作樣本採集，平均劑量率並未超出 350 μSv/h，經過實驗室對樣本的分析可證實其活度無誤，其儲藏情形如表 5.3。

表 5.3 核電廠用過核燃料冷卻池儲存格架取得樣本之儲藏情形

參數	1號機組	2號機組	總計
活度 (Bq)	4.61E+ 11	7.63E+ 11	1.22E+12
質量 (kg)	4,700	4,700	9,400

核種比

例



5.3 除役核電廠熱交換器金屬特性調查範例⁹

核電廠 Calder Hall 位在英國西北部的 Sellafield，是世界上第一座商用核電廠；在其最終於 2003 年關閉之前，它為國家電網安全地提供 47 年的電力。為了協助除役工作以及使金屬廢棄物處理流程最佳化，Sellafield Ltd 設施特性調查小組已經執行特性調查的策略計畫。此策略計畫企圖估計出能獲得豁免、無條件限制外釋的金屬數量最大值，諸如：調查作業及技術上的正當理由，以支持金屬廢棄物豁免之決定，為了達成此目標，有許多挑戰需要克服。其中包含：

- 金屬的深度分析，以決定接近反應器之材料是否已被活化
- 對管線做樣本採集，以測定氚之總活度
- 透過對高放射性之反應器氣體管線建立模型進行活度評估，以避免取樣組吸收過多輻射劑量
- 對上漆之鋼構取樣，以量化來自超過 50 年大氣沉積之輻射劑量
- 儘管油漆中有極微量之活度，仍需測定上漆的金屬之輻射劑量，因為這可支持其以最小的除污工程即可外釋之正當性

儘管有許多挑戰需要克服，全面性的特性調查使超過 90% 的材料無需處理或有限地處理，即可被主張成為放射性物質法案（Radioactive Substances Act, RSA）之豁免材料，這實現了三大目標：極大的安全性、環保及成本的節省。

5.3.1 核電廠設施簡介

Calder Hall 座落在英國西北部靠近 Cumbrian 海岸，位在 Sellafield 核能

許可用地內，此地點鄰近 Calder 河，海拔較 Ordnance Datum 高約 20 至 30 公尺，距離愛爾蘭海岸僅有 1 公里遠。Sellafield 核能許可用地由一個巨大且複雜的核電廠所組成，其中包含用過燃料貯存池、再處理廠房、廢棄物處置廠房及廢棄物貯存廠房，Calder Hall 在 Sellafield 核能許可用地的 300 公頃中占 27 公頃。(設施布局如圖 5.1)

Calder Hall 在 1953 年至 1959 年間建造，最終在 2003 年 3 月底停止發電。此核電廠包括四個相同的氣體冷卻式 Magnox 反應器，分別包含被生物屏蔽體混凝土所包圍之內含石墨芯的圓柱型鋼製壓力容器。當反應器運作時，反應器將會使用二氧化碳作冷卻，每個反應器擁有四個座落在生物屏蔽體之外的熱交換器（或鍋爐），提供渦輪發電機組運轉所需之蒸氣。

此處有兩座渦輪機房，每座機房有四座分別由四座冷卻塔進行冷卻之 30 百萬瓦蒸氣渦輪發電機組。此外，此處有許多在核電廠運轉時，輔助發電的附屬建築，如行政及福利設施、化學實驗室、工場及商店。因為在 Sellafield 廠區有可用的替代設施，故有一些在 Magnox 核電廠常見之設施並不需要在 Calder Hall 額外提供，其中包含燃料冷卻池、放射性污水處理廠及中階廢棄物貯存設施。



圖 5.1 核電廠 Calder Hall 設施布局圖

在 2003 年反應器被關閉後，開始了一個降低風險的計畫，其中包含對廠區之庫存石棉及石油的移除及處置。目前除役的主要部份包括在做好隨後拆解熱交換器的情況下，將廠區之金屬部份移除。在核電廠除役的情況下，在接下來五年內將會產生超過 2500 公噸的管線及鋼鐵構造需要被處理。

在金屬被移除之前，為了決定其處置及廢棄之策略，材料的放射性及非放射性之特性調查是最重要的。根據符合數據資料品質目標導向（Data Quality Objective, DQO）方法之原則的系統性定義過程，Sellafield 設施特性調查小組執行了材料之特性調查。

至今，所有的材料已經根據放射性物質法案（RSA1993）規定之低放射性物質（Substances of Low Activity, SoLA）豁免令做出評估，其總活度濃度不超過 0.4 貝克/克。在 2012 年 4 月 1 號，Sellafield 執行具體指定之特定放射性核種的環境允許規定限制標準（英格蘭及威爾

斯)，如低於該限制標準，物品、材料及廢棄物不在此範圍內，因此可不被歸類在具放射性的種類之內。這些特定放射性核種之限制標準來自輻射防護（RP）122，且此標準為全歐洲所採用。

5.3.2 特性調查範圍

此文件詳述之特性調查計畫，能夠使 Calder Hall 開始除役工作並自下述範圍的材料進行處理。（如圖 5.2）

- 熱交換器頂端管線元件
- 熱交換器之蒸氣系統管線（外部至熱交換器）
- 上漆之鋼鐵構造（樓梯、走道、扶手及熱交換器周邊之起重臺架），儘管塗漆的輻射活度程度超過 SoLA 豁免規定的限制，上漆之鋼鐵構造仍有可能可以被豁免。

5.3.3 特性調查報告

為了促成 16 個熱交換器的安全移除，需要大量的預備除役工作以移出 300 公噸的圓柱型容器。為了使獨立式的熱交換器露出，需要有系統地移除約 150 公噸的鋼鐵構造、管線、閥門、蒸氣鼓及輸送管。

除役初期的關鍵步驟包括：

1. 頂端肘管的移除；
2. 頂端波紋管、中段部分及管道橋之移除；
3. 蒸氣管線的移除，包含小孔徑管線、大孔徑管線、蒸氣鼓、排氣管及閥門；
4. 樓梯、走道、平台及扶手。

為了支持及報告上述之除役行動，金屬將依預計的輻射污染機制編列成各群組。經過初步地確定範圍及資料蒐集後，發現金屬遭受污染有三種可能輻射污染機制及靠近反應器材料可能活化的一種情形，這三種可能輻射污染機制如下：

- 直接接觸反應器氣體 (CO₂)
- 管線洩漏使反應器氣體進入蒸氣系統之可能性
- 由於 Sellafield 廠區長年來的空中氣體放電，導致大氣沉積之輻射污染

對各群組的材料作特性調查時，上述每種輻射污染機制及活化方式應該一起被考慮，各群組在表 5.4 中有詳細定義。不同的輻射污染機制及活化方式，導致不同的金屬元件有不同的特性調查策略。Christopher Hope, “Characterisation of metal in support of decommissioning a reactor site”, Workshop on Radiological Characterisation for Decommissioning, Nyköping, Sweden, April 17-19, 2012. 此參考資料主要表達之重點在詳盡的金屬輻射特性調查準備，可以協助除役工作順利進行。暴露在大氣中的熱交換器有可能因大氣沉積現象受到污染；在此參考資料中，同表裏所提到的氣體冷卻式 Magnox 反應器，其頂部管線組件金屬因距離爐心很近，故除了有受到輻射物質污染疑慮外，仍然需要考慮本身中子活化的可能性。

表 5.4 各材料不同的輻射污染機制及活化方式對照表

三種可能輻射污染機制／活化方式				
	直接接觸反應器 氣體	直接接觸蒸 氣（具有被 反應器氣體 污 染 之 可 能）	大氣沉積	活化可能
頂部管線組 件（彎管、蒸 氣管、中段部 分）	V	X	V （少部分由 於近期對絕 緣隔熱管線 之移除）	V
蒸氣系統管 線（包括：小 孔徑管線、大 孔徑管線、蒸 氣鼓、排氣 管、閘門）	X	V （少部分由 於壓力差）	V （少部分由 於近期對絕 緣隔熱管線 之移除）	X
上漆之鋼構 （包括：樓 梯、走道、平 台、扶手、管 道橋周邊頂 部之管線）	X	X	V	V （在離反應 器最近處之 可能性）



圖 5.2 熱交換器及周邊之樓梯圖

5.3.3.1 上漆的鋼結構

每個熱交換器都被樓梯、工作走廊、起重臺架構成的網路所包圍，這些構造在操作壽命期間進行維修時，被用來接近熱交換器和頂蓋。這些鋼結構通常包含 I 字樑、角鋼、檢查版，塗上好幾層的塗漆，這些塗漆已經累積了超過 50 年的維護，這些金屬是低碳鋼，最小厚度為 5mm，圖 5.3、圖 5.4 及圖 5.5 為此類鋼結構的實例照片。



圖 5.3 樓梯的實例



圖 5.4 連接平台的實例



圖 5.5 較上層的連接平台及起重平台和樓梯

5.3.3.1.1 先前預測之特性調查

好幾層塗漆的鋼結構曝露在大氣中放電，經過好幾次的設施運轉週期，先前已經證明，塗漆會累積低劑量的輻射。塗漆（表層）的活度濃度通常高於豁免標準，當考慮到金屬（主層）和塗漆（表層）被當作單獨個體，活度濃度就會低於豁免標準。

對每種不同層次（主層和表層）的情景，都有不同的輻射特徵，核能工業運作規則（Nuclear Industry Code of Practice, NICO P）對於豁免和清理，可以決定材料是否適合當作豁免材料清理，以及這些不同層次是否應該被分開。下表 5.5 摘取自 NICO P，重點標示出下列說明項目。

表 5.5 摘錄自核能工業運作規則處理包含多層物質材料之詳細指引

表層（塗漆、強化板、放射性核種活度濃度較高）	主層（磚塊、砌塊和金屬架構元件）	全部平均	符合指引規則的應有作為
平均小於相關豁免規定的限制（EO）	平均小於相關豁免規定限制	< EO 限制	無放射性不需要經過分開和隔離，優先判斷為豁免材料，可進行各種商業考量（像是：回收、再利用等選擇）
平均大於相關豁免規定的限制（EO）	平均小於相關豁免規定限制	< EO 限制	預計需要分開和隔離；除非證明成本（不管時間、金錢）的增加，相比安全性和環境保護性的提昇非常不成比例，則可判斷不適用分開和隔離。
平均小於相關豁免規定的限制（EO）	平均大於相關豁免規定限制	> EO 限制	除非商業上的考量（像是：回收、再利用），判斷這些可豁免的表面層是安全性足夠、環境影響低，認為需要經過分開和隔離，否則這些材料會被集體判斷為低放射性廢棄物（LLW）
平均大於相關豁免規定的限制（EO）	平均大於相關豁免規定限制	> EO 限制	判斷為低放射性廢棄物（LLW）

5.3.3.1.2 特性調查之目標

這些特性調查之目標如以下所示：

- 決定塗漆活度濃度的平均值，使用 95%信賴區間；
- 證明這些裸金屬沒有被活化；
- 決定金屬和其塗漆活度濃度的平均值，使用 95%信賴區間；
- 在無除污的前提下對塗漆金屬再使用和融化過程，計算劑量影響。

5.3.3.1.3 特性調查

這些特性調查將塗漆和金屬分成兩種不同層面：

● 金屬

雖然因為和反應器距離遠，預估鋼結構不會被中子活化，但比較近的鋼結構仍被鎖定需要採樣。2 號反應器、8 號熱交換器的頂蓋橋，圖 5.6 顯示可完整的從熱交換器上移除，總共有 7 個需要取樣的區域，每個區域間隔 1 公尺，每區域移除所有塗漆而使金屬裸露出來。

每個金屬樣本一式三份，一個樣本會測試總阿法 (α)、總貝塔 (β)、加馬掃描、Fe-55 及 Ni-63 分析，在測試中會被消耗；一個樣本放在熱分解器，分析 C-14、H-3；第三個樣本用來防範未然。最終結果會用貝克/克來呈現。



圖 5.6 頂蓋橋從熱交換器上移除用來取樣以調查活度濃度

- 塗漆

塗漆採樣按照預估將不會有活度顯著改變（但 H-3 例外），塗漆採樣刮出物從各位置被帶回，然後堆積成樣本，這個採樣計畫假設表面區域 10 平方公分裡有 2 公克的塗漆。

該塗漆樣本的活度以全套分析方式進行，包含總 α 、總 β 、加馬掃描、C-14、H-3、Fe-55、Ni-63、Pu (alpha)、Pu-241、U 及 Sr-90 分析，最終結果會用貝克/克來呈現。

採樣分析結果：

- 金屬

只得到 C-14 正向報告結果，在所有金屬樣本存有 0.0035 貝克/克，其

他所有核種則以檢測極限 (LoD) 報告，採樣分析結果無可偵測的活度證明沒有活化的假設成立。

- 塗漆

這些塗漆被發現可能被一系列的核種污染，如同所預期的包含活化產物、分裂產物和鈾系元素。每個區域取樣的活度濃度 (包含所有的樣本)，發現都是在正常範圍內，只有一對樣本含有較高的 H-3 到 2.2 貝克/公克。總活度濃度分布從 0.29 貝克/克到 3.36 貝克/克，這些樣本擁有最高的活度 H-3 佔其主導地位，H-3 的變化量最影響數據的分布。雖然塗漆的活度發現隨著位置而變化，但這些變化並不顯著，因此在之後的評估上，所有資料當作單一整體使用。

- 塗漆金屬

假設最糟情況，金屬是 5mm 厚 (密度 7.8 公克/立方公分)，然後包覆 2mm 的塗漆 (密度 1 公克/立方公分) 在兩側，對每公克塗漆，大約對應 10 公克的金屬 (注意：金屬通常比 5mm 厚)，因此，分散的塗漆金屬大約是 0.15 貝克/公克，比 SoLA 的豁免限制規定還小。

5.3.3.1.4 上漆的鋼結構-廢棄物處理的決定

塗漆受輻射污染雖然可能超過豁免標準，但是塗漆附著的裸金屬是乾淨的情況下，整體塗漆金屬仍可能是可以豁免的，豁免標準由國際原子能總署 (IAEA) 提出，曝露劑量對於每個關鍵群組別應該小於 10 微西弗/年。

第六章 結論與建議

本計畫較偏重在生物屏蔽體及管件活化評估項目，藉以加強「核子反應器設施除役計畫審查導則」第四章及第九章內的審查重點，建立及累積除役技術與實務經驗，有利於後續核設施除役規劃與執行，傳承在除污／除役工作上的技術能力，增進除役作業與後端營運之安全性。中子活化分析程式之使用，主要目的是提出分析評估結果，使整個除役工作能避免進行任何不具效益的作業。輻射特性調查、中子活化評估、輻射劑量推估、除役電廠污染或活化之程度及範圍的評估，皆是中子活化之評估驗證方法可貢獻之處。以下整理 10 項關鍵重點，可作未來安全審查之注意重點。

1. 參考電廠 WNP-2 將反應器內部建物以及周邊設備細分為三種主要材料：不鏽鋼、碳鋼及混凝土結構體，並且將表面污染分為兩種主要類型：內部表面污染及外部表面污染。NUREG/CR-0672 共分作五個項目，將參考電廠 WNP-2 於反應器停機時，列出主要活化污染之放射性活度如表 2.1，利用這五個項目的資料，將可對核電廠裏被中子活化的放射性活度總量做高、中、低分類，以對中子活化物質分布有具體了解。中子活化不鏽鋼應屬高度中子活化之類別，中子活化碳鋼、中子活化混凝土結構體以及管線元件及設備內部表面污染應屬中度中子活化之類別，設備及建物結構體外部表面污染應屬低度中子活化之類別。
2. 表面污染可以使用以下兩種方式測量：一種方法是使用一個固定的偵檢器，表面上一定的距離，及一段特定時間，偵檢器通常在所選擇的時間範圍內計數集合而成，並統計出一個數值結果。一些儀器還具有儲存多項結果、計算機分析的能力，即使表面的比例有限，根據抽樣統計仍能夠提供具代表性的結果。另一種測量方法是掃描表面，該儀器如上所述必須保持靠近表面，沿表面的前進速度必須足夠低，以允許輻射場變化

時偵檢系統的移動。極限速度與偵檢器的靈敏度以及輻射的類型和強度相關，建議不要超過 3~5 厘米/秒的速度。然而，大面積探針允許更快的掃描，或以相同的速度產生一個更高的靈敏度，操作者可接收從儀器的視覺和聽覺輸出。

3. 有一個例子是以污染物監測量測儀器的校準會遇到的問題，1986 年車諾比爾事件發生後場址中的工作，對於兩種儀器讀取劑量率的最大區別（高達 5 倍），在災後第一天就被發現於高濃度 β -加馬污染的區域。這兩種劑量率量測儀器是軍用的電離式和閃爍式輻射量測儀器，兩者都被以 $\mu\text{R/h}$ 的單位來校正。然而後者是被校準來尋找含有加馬中等能量 1MeV 附近的鈾礦，在反應器災害後的第一個星期中，分裂主要是由帶有加馬能量約為 0.35MeV 的 I-131 產生。當閃爍偵測器的靈敏度隨者加馬放射能量的衰減而增加時，儀器的讀數高估了真正的劑量率，在校正因子加入計算後，這個差異才被縮小了；因為 I-131 以半衰期 8 天衰減，校正因子的變動也需要以週進行才正確。
4. 取樣程序一個有價值的部分是所有放射性核種在除役計劃重要性的評價，不僅應當強調能在電廠停機後不久，就測量到的最大量放射性核種，並且能夠確定極長半衰期放射性核種的豐度，這些放射性核種可能會引起需長期處理的環境保護問題。
5. 在美國，依放射性核種濃度處置分類標準可分為 A、B、C 類及超 C 類（Greater Than Class C, GTCC），其中 A 類可歸於低度中子活化之類別；B、C 類對應為中度中子活化之類別；超 C 類屬高度中子活化之類別，其中 A、B、C 類及超 C 類之分類規定可參考示意圖 3.1。根據我國行政院原子能委員會所定義的「低放射性廢棄物」，泛指 A、B、C 及超 C 類放射性廢棄物；但這些超 C 類廢棄物在未經申請許可之前，不得於低放

射性廢棄物處置場進行處置。

6. 表 3.1 顯示核一廠除役計畫第九章中，表 9-15 核一廠除役廢棄物分類重量推估結果，說明超 C 類放射性廢棄物高度中子活化之類別只存在於反應器內部組件中，反應器內部組件經中子活化所產生之金屬超 C 類放射性廢棄物重量約為 72MT，是 A、B、C 及超 C 類放射性廢棄物中重量最小者，表 3.2 為 Vermont Yankee 核電廠 2012 年除役廢棄物重量分類結果，但表 3.2 除役廢棄物推估重量分類結果卻是 C 類放射性廢棄物才是重量最小者，超 C 類放射性廢棄物在重量上僅次於 A 類放射性廢棄物，其主要原因是超 C 類放射性廢棄物包含用過核燃料這項目，故最終計算所有放射性廢棄物數量時，需要再加以比對確認。Vermont Yankee 核電廠雖未提供除役後詳細的核種及存量分析，但所提供的除役放射性廢棄物推估重量也是值得參考的資料。
7. 爐心側板以及頂部燃料導架所含的 Ni-59、Ni-63 及 Nb-94 之活度超過 C 類之最大限值，因此被歸類為超 C 類；分類原則中之所以會選擇 Ni-59 作分類之放射性核種，主要原因是 Ni-59 的衰變過程中，具有一個非常高轉換能量 1.07MeV 的特殊性質，大約在每千個衰變，Ni-59 產生加馬射線的連續能譜，可達到 1.07MeV 的能量。由於 Ni-59 在反應器內部容器之相當可觀的生產速度，在其他較短半衰期放射性核種殘餘活度的衰變後，由於劑量的考慮，Ni-59 因此成為被限制的同位素之一。鎳合金，蒙乃爾合金和銅鎳合金在一些早期反應器的熱交換器中使用，最近鉻鎳鐵合金 (Inconel, 60-80%的 Ni) 在反應器系統中已廣泛地用來作為反應器內部和熱交換器表面，有時這些表面會採用蒙乃爾合金 (67%Ni) 和銅鎳合金 (30%Ni)，因為 Ni-63 是弱 β 粒子放射源，在拆除階段中此放射性核種只有吸入性危險最為顯著。反應器內部組件不銹鋼，因 Nb-93

高含量的存在，會導致顯著的長半衰期 Nb-94 產生，將吸引大量的注意力集中在這種同位素，對於拆除廠房之長期時間而言，它可能實際上代表在拆除時，人員曝露劑量的主要貢獻者。表 3.3 顯示核一廠除役計畫第九章中，表 9-1 核一廠潛在輻射污染之系統，其中核反應器系統屬超 C 類放射性廢棄物高度中子活化之系統。圖 3.2 爐心側板以及頂部燃料導架依美國 WNP-2 核電廠之分析結果：所含的 Ni-59、Ni-63 及 Nb-94 之活度有可能超過 C 類之最大限值，因此被歸類為超 C 類，在第二章中參考電廠 WNP-2 於反應器停機時，列出主要活化污染之放射性活度如表 2.1，利用這五個項目的資料，將可對核電廠裏被中子活化的放射性活度總量做高、中、低分類，中子活化不鏽鋼應屬高度中子活化之類別，在此符合超 C 類屬高度中子活化之類別。

8. 表 3.1 顯示核一廠除役計畫第九章中，表 9-15 核一廠除役廢棄物分類重量推估結果，說明 B、C 類中度中子活化放射性廢棄物存在於反應器內部組件、閥件、熱交換器、泵、桶槽、製程管線、管路連接件、儀器管線、雜項製程組件、通風元件、內襯鋼板與燃料格架中。表 3.3 顯示核一廠除役計畫第九章中，表 9-1 核一廠潛在輻射污染之系統，其中核反應器系統特別屬超 C 類放射性廢棄物高度中子活化之系統以外，所有系統皆涵括在中度中子活化管制區內。圖 3.2 汽水分離器、燃料墊塊、控制棒及爐內儀器以及噴射泵被歸類為 B、C 類，在第二章中美國參考電廠 WNP-2 於反應器停機時，列出主要活化污染之放射性活度如表 2.1，利用這五個項目的資料，將可對核電廠裏被中子活化的放射性活度總量做高、中、低分類，中子活化碳鋼、中子活化混凝土結構體以及管線元件及設備內部表面污染應屬中度中子活化之類別，在此符合 B、C 類屬中度中子活化之類別。管線元件及設備內部表面污染進一步的分析，將可能以表 2.12 美國參考電廠 WNP-2 一次側水系統放射性核種相對活度

分析比較表來作初估，從 P-32 到 Nd-147 都有可能出現，主要出現在反應器材料的中子活化產物，對於鋼的輻射水平而言，Fe-55 和 Co-60 應是最主要的放射性核種，但實際污染情形需待真正核一廠完成本身輻射特性調查後方可得知。

9. 低度中子活化管制區存在於反應器內部組件、閥件、熱交換器、泵、桶槽、製程管線、管路連接件、雜項製程組件、通風元件、內襯鋼板與燃料格架中；和前述中度中子活化管制區範圍差異在於儀器管線，因儀器管線本身屬 C 類放射性廢棄物，雖少儀器管線此項，但增加了反應器壓力槽、其他汽機廠房組件與混凝土廢棄物這些項目。生物屏蔽牆是以工字樑為垂直支柱，內外表面用鋼板包覆，中間以高密度混凝土灌注形成的圓柱形結構體，座在壓力槽支持墊架的拱形底台上。在壓力槽爐嘴的周圍留有檢修開口，作為爐嘴及其附近焊道在大修期間做非破壞性檢測時，拆移保溫塊的通道。生物屏蔽牆可以降低從爐心散發出來的中子及加馬射線輻射強度，以期使進入乾井之維護人員，接受最低輻射曝露；阻止加馬射線老化橡膠類等有機化合物，延長乾井內部構件及零件如：電纜線外皮、絕緣材料等的使用壽命；同時也可阻止中子射線活化乾井內部構件，變成輻射來源，影響人員在乾井之維護工作。圖 3.2 反應器壓力槽壁以及生物屏蔽被歸類為 A 類，在第二章中美國參考電廠 WNP-2 於反應器停機時，列出主要活化污染之放射性活度如表 2.1，設備及建物結構體外部表面污染應屬低度中子活化之類別，在此符合 A 類屬低度中子活化之類別。

10. 以表 3.4 所顯示的類別狀況而言，即便是同一個組件仍因不同劑量率而作不同的分類方式；相同原則，在同一個系統也將因不同活度而作不同的分類方式，是以不能僅以系統來畫分不同程度的中子活化管制區，而

需進一步了解到各細部活度分佈情形而作不同的分類方式，需待實際除役後，實地量測各設備組件的活度或劑量率，方可作出最終的分類結果。

重要參考文獻

1. H.D. Oak, et al., “Technology, safety and costs of decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station. Main report. Volume 1”, NUREG/CR-0672, US NRC June 1980.
2. J. C. Evans, et al., “Long-Lived Activation Products in Reactor Materials”, NUREG/CR-3474, US NRC August 1984.
3. TRS-389, “Radiological Characterization of Shut Down Nuclear Reactors for Decommissioning Purposes”, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, 1998. [http : //www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/TRS389_scr.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/TRS389_scr.pdf).
4. “核子反應器設施除役安全議題研究”行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告，計畫編號：103FCMA008，民國 103 年 12 月。
5. 台電核能月刊 365 期，中華民國 102 年 5 月。
6. Exhibit EN -TLG-2, 2012 年。
7. “核電廠生物屏蔽體及管件活化分析之審查技術研究”行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告，計畫編號：104FCMA008，民國 104 年 12 月。
8. Kristina Kristofova, Tibor Rapant, Jaroslav Svitek, “Radiological characterisation of V1 NPP technological systems and buildings – Activation,” Workshop on Radiological Characterisation for

Decommissioning, Nyköping, Sweden, April 17-19, 2012.

9. Christopher Hope, “Characterisation of metal in support of decommissioning a reactor site”, Workshop on Radiological Characterisation for Decommissioning, Nyköping, Sweden, April 17-19, 2012.

子計畫三：

除役核電廠廢棄物減量分析與管理之審查技術研究

計畫主持人：蔣安忠

報告作者：蔣安忠、林宇捷

目錄

第一章 前言	1
第二章 計畫目標	3
第三章 除役核能電廠廢棄物處理之技術與概況	6
3.1 除役核能電廠廢棄物產生與管理的相關技術資料	6
3.1.1 除役核能電廠放射性廢棄物之處理規劃	6
3.1.2 放射性廢棄物處理技術之選用	8
3.1.3 放射性廢棄物處理設施	35
3.1.4 放射性廢棄物之包裝容器	36
3.1.5 放射性廢棄物之運貯規劃	38
3.2 分析整理除役廢棄物減量管理的方法及技術規範	39
3.2.1 除役廢棄物之減量措施與管理規範	39
3.2.2 除役廢棄物之減容技術與方法	42
3.3 比利時的放射性廢棄物減容處理經驗	46
3.3.1 CILVA 焚化系統簡介	50
3.3.2 CILVA 焚化系統的功能性問題與改進經驗	52
第四章 除役廢棄物規範及各國除役廢棄物管制情形	55
4.1 美國除役及低放射性廢棄物管制情形	55
4.2 英國除役及低放射性廢棄物管制情形	58
4.3 法國除役及低放射性廢棄物管制情形	59
4.4 加拿大除役及低放射性廢棄物管制情形	62
4.5 日本除役及低放射性廢棄物管制情形	63
4.6 瑞典除役及低放射性廢棄物管制情形	66
4.7 德國除役及低放射性廢棄物管制情形	67
4.8 其他方面的資訊	68
第五章 結論與建議	70
重要參考資料	78

圖目錄

圖 2-1 計畫預定進度干特圖.....	5
圖 3-1 放射性廢棄物焚化爐相關設備(德國 NUKEM 公司).....	11
圖 3-2 瑞典 Studsvik 公司放射性廢棄物焚化爐處理流程示意圖	12
圖 3-3 瑞典 Studsvik 公司放射性廢棄物焚化爐照片和相關參數	13
圖 3-4 美國 EnergySolutions 公司的放射性廢棄物處理設施 Beer Creek Processing Facility	13
圖 3-5 德國 SIEMPELKAMP 公司的金屬廢棄物熔融處理設備	17
圖 3-6 日本 JAEA 的廢棄物減容設施.....	18
圖 3-7 日本 JAEA 廢棄物減容設施內的金屬熔融設備與流程示意圖.....	19
圖 3-8 金屬熔鑄後的製品.....	19
圖 3-9 日本 JAEA 的液體放射性廢棄物處理流程.....	31
圖 3-10 高效率空氣濾網(HEPA)的結構示意圖	32
圖 3-11 典型的氣體放射性廢棄物處理流程圖.....	34
圖 3-12 核設施除役放射性廢棄物減量方法示意圖	40
圖 3-13 福島放射性廢棄物減容焚化設施之近照	44
圖 3-14 比利時低放射性廢棄物處理設施之遠景照片	47
圖 3-15 比利時放射性廢棄物管理組織簡圖.....	48

表目錄

表 3-1 反應器拆除解體所需的技術。.....	10
表 3-2 應用 LOMI DFD 進行核能電廠除役化學除污的實例.....	22
表 3-3 LOMI、CORD、CAN-DEON 化學除污技術的優/缺點比較.....	25
表 3-4 不同 HEPA 等級對最大穿透粒徑的過濾效果.....	33
表 3-5 廢棄物容器選用類型建議.....	37
表 3-6 美國現有的放射性廢棄物焚化爐狀態.....	43
表 3-7 日本對低階核廢料減容方法的評估分析.....	46
表 3-8 CILVA 的化學釋出成分.....	51
表 4-1 法國放射性廢棄物分類及處置要求.....	61
表 5-1 各國放射性廢棄物管制、營運及核電機組除役運轉資料彙整表.....	73

第一章 前言

本項研究計畫為 105 年度放射性物料管理局委託研究計畫「核電廠除役之審查及驗證技術研究」之子項計畫三「除役核電廠廢棄物減量分析與管理之審查技術研究」，其主要目的在於針對除役核電廠的過程中產生廢棄物的減量與管理措施進行分析研究，強化除役審查團隊對相關方面的審查能力，並培養相關人才，投入未來核電廠除役審查與管理工作。

對於核電廠除役過程產生的放射性廢棄物，須針對不同技術和作業方式，採用適宜的方法以減少其產量，並透過嚴格的監測與處理後再利用，而除役廢棄物的減量策略包括來源減量、防止污染擴散、循環與再利用及廢棄物管理的最適化，這些物質能被以放射性廢棄物處理與處置或能被除污後作為非放射性物質釋出，數量又非常龐大，因此核電廠除役階段時的廢棄物管理比運轉階段更具有挑戰性。由於放射性廢棄物的大量產生是除役核電廠過程中不可避免的結果，完善而具體的廢棄物管理與處置措施應涵蓋並貫穿廢棄物的產生、運輸、處理、整備、暫存、處置和長期貯存。業主應制定詳細的廢棄物處理與處置計畫，提出安全、有效的處理、包裝、裝卸、運輸與最終處置放射性廢棄物的技術方案，並關注新的處理技術，不斷進行相關技術的研發。

除役計畫的進程中亦包含除役廢棄物的管理和處置，因此本計畫針對除役核電廠廢棄物減量分析與管理部分進行資料蒐集與研讀，將所收集的資料彙整後提供物管局參考，並對已提出之除役計畫書及未來各項除役技術支援報告提出建議事項及審查重點項目，以利後續核能電廠除役作業之執行。

計畫執行進程十分順利，總體進度符合要求，達到預期的目標。本計畫在本期末報告撰寫前的執行概況如下：

1. 蒐集及研讀核電廠除役計畫相關法規及文獻，追蹤與掌握國外已除役或即將除役之核能電廠的現況，並整理分析核能電廠除役審查案例。(目前蒐集的對

象為：美國 Big Rock Point、Yankee Rowe、Trojan 核能發電廠，德國 Rheinsberg、Obrigheim、Würgassen 核能發電廠，日本東海、普賢、中部電力濱岡核能發電廠)，並詳閱核一廠除役計畫之初稿，審視其中相關章節之內容。

2. 整理除役低放射性廢棄物處理之管理與規劃原則，包括處理技術、設施規劃、包裝容器、運貯規劃等，配合前期研究計畫整理之拆除、除污相關技術，進行分析研究。
3. 探討廢棄物減容、減量之基本方針。
4. 105 年 6 月完成期中報告。報告之內容除封面、目錄之外，尚有前言、計畫目標、期中進度執行概況、討論與建議事項等章節。
5. 105 年 9 月完成第三季書面審查報告，內容依據期中審查之建議事項進行增修，補充焚化爐國外應用實例與照片，敘述焚化聚氯乙烯所造成之問題，並新增比利時焚化減容經驗的概述、增加三項化學除污技術的特性與比較。

第二章 計畫目標

核能電廠除役後，將產生數量龐大的廢棄物，其數量及性質，與所採取的策略、拆除及除污技術、物料回收標準有關，然而在實際執行除役拆除工作時往往並非備齊所有廢棄物的處理、貯存及可能處置路徑，後果常導致更進一步延遲或無限期封存，造成曠日廢時的漫長過程，且經費不斷追加，衍生出各種問題，因此廢棄物處理對核能電廠的除役是一重大關鍵，而放射性廢棄物管理最好的方法為避免或減少廢棄物產生，雖然除役期間放射性廢棄物的產生乃無可避免，但也須盡量以來源減廢為優先原則，而系統拆除與除污的過程也必須嚴格管制以減少二次廢棄物的產生。

廢棄物減量分析與管理是除役核電廠過程中的一個重要環節，除了進行事前的減廢規劃之外，也應針對無可避免的大量廢棄物制定有效分類管理的計畫，其中包括高減容固化技術及先進廢棄物包裝技術的引入，其目的當然是將不當外釋的風險降到最低，也更能有效率地達成廢棄物回收與再利用。

除役核電廠所產生的廢棄物以固體廢棄物為大宗，但仍有少量液體濕式廢棄物來自拆除過程或除污過程中產生的二次廢棄物，也有微量氣體廢棄物可能產生於切割、拆除作業、焚化處理、除污所產生的粉塵或揮發性物質。完善而具體的廢棄物管理與處置措施應涵蓋並貫穿廢棄物的產生、運輸、處理、整備、暫存、處置和長期貯存，我們希望參考世界各國除役核電廠的除役案例中，對各種形態廢棄物的減量分析、分類管理、最終處置等方面的處理經驗，審視本國除役計畫導則與除役計畫，確保廢棄物能有效減量和妥善管理，就以往曾經收集的相關資料中，美國、瑞典、日本、德國等國對除役廢棄物的管理有較充足的實務經驗，將參考相關電廠除役經驗，確認對於除役之安全分析相關資訊與經驗之瞭解。

對於除役廢棄物的處置規劃方面，經由過去幾年的研究，我們對於特性調

查、系統除污、廢棄物管理等面向都有了充分的理解和資料收集，在此基礎上，我們知悉除役各階段任務可能產生的放射性廢棄物即應注意事項，便可對其預作規劃，本研究將對此進行探討和整理，包括產生、分類、管理、整備、暫存、包裝、貯存、最終處置等步驟，同時我們也會說明廢棄物的減廢原則、步驟、除污、管路蒐集處理等重要工作，使除役核能電廠廢棄物的過程能兼顧安全和效率。

本研究計畫將持續蒐集相關資料，並針對上述項目進行分析與探討，主要之研究方法如下：

1. 蒐集除役核電廠廢棄物產生與管理的相關技術資料。
2. 分析整理除役廢棄物減量管理的方法及技術規範。
3. 就國內除役核電廠廢棄物減量管理，提出管制建議。

工作項目	105 年月份												備註
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	
蒐集並研讀除役核電廠廢棄物產生與管理的相關技術資料、法規指引、技術報告及文獻等。	■												
現有資料之調查與分析。	■												
廢棄物減量分析之資料彙整與結論探討。			■										查核點： 6/10 期中報告
廢棄物管理之方法及技術資料研析。							■						
實際案例之分析比較。								■					
整理與歸納研究結果，105 年 12 月初舉辦期末報告審查會，並於 105 年 12 月底完成計畫成果報告。										■			查核點： 11/15 期末報告
工作進度估計百分比 (累 積 數)	8 8	8 16	8 24	8 32	8 40	10 50	8 58	8 66	8 74	10 84	8 92	8 100	
預 定 查 核 點	<ol style="list-style-type: none"> 1. 收集並整理除役核電廠廢棄物產生與管理的相關技術資料、法規指引、技術報告及文獻等，參酌現有與新取得之各項資訊，進行詳細研讀和分析。 2. 整理各項廢棄物減量分析之資料與，探討其中技術面和管制面的各項依據，並於 6 月 10 日前提出期中報告。 3. 對廢棄物管理的方法與技術資料進行研析，並從實際案例中進行分析比較。 4. 提出計畫執行進度報告說明以供審查，11 月 15 日前提出研究成果期末報告初稿，並舉辦期末報告審查會，12 月底完成計畫成果報告。 												

圖 2-1 計畫預定進度干特圖

第三章 除役核能電廠廢棄物處理之技術與概況

承續近年物管局委託清華大學執行之研究計畫：「除役核能電廠特性調查之審查技術研究」、「核能電廠除役廢棄物審查技術之研究」、「除役核能電廠之除污方式及除役期間放射性廢料處理之研究」、「中子活化分析程式之驗證研究」、「核能電廠除役作業安全之審查技術研究」等與除役核能電廠相關的研究計畫，清華大學研究團隊已蒐集眾多國內外除役核能電廠之相關資料，並對各計畫所針對的除役技術相關領域進行分析研究，內容十分豐富。本章節乃針對除役核能電廠廢棄物處理之技術與概況進行說明，內容包括：除役廢棄物產生與管理的相關技術資料、廢棄物減量管理的規範與資料、以及比利時的實務經驗。

在廢棄物產生與管理的技術資料方面，本章節中將簡要說明處理規劃、處理技術、處理設施、廢棄物包裝與運送貯存的方法與原則，然後彙整廢棄物減量管理的規範、措施與方法，並整理比利時 50 年來的放射性廢棄物的處理經驗，以該國一座綜合性焚化設施的實際經驗為說明，做為未來我國對除役放射性廢棄物處理的參考依據。

3.1 除役核能電廠廢棄物產生與管理的相關技術資料

3.1.1 除役核能電廠放射性廢棄物之處理規劃

民國 100 年政府提出之能源政策中，決定國內既有核能電廠不延役，並依規定展開核能電廠除役計畫，民國 105 年新政府上任後，此項既定政策並未改變，而台灣電力公司於 104 年 12 月底前提出核一廠除役計畫，已送交主管機關進行嚴謹之審查，目前已進入第二輪審查。其中除役放射性廢棄物的處理仍是除役計畫非常重要的一環，針對核能電廠在除役過程中所產生的大量放射性廢棄物，其最重要的概念是分類管制並減少數量，隨後進行除污作業後妥善處置，過程中將使用不同的除污技術來應對不同種類的放射性廢棄物，同時必須確保

所使用的除污技術可以有效除污，且不致於產生大量二次廢棄物。整個拆除過程所產生的放射性廢棄物(含二次廢棄物)都應妥善處理，依循嚴格的管制措施，避免人員曝露及不當外釋而造成環境污染，業主所提的除役計畫應周詳地看待除役拆除過程中的除污作業和放射性廢棄物的管理、處置。

實際執行除役拆除工作時，廢棄物的處理、貯存及可能處置路徑往往並不完善，後果常導致更進一步延遲或無限期封存，造成曠日廢時，且經費不斷追加，衍生出各種問題。因此廢棄物處理對核能電廠的除役是一重大關鍵，然而對於除役廢棄物之審查管理，主要是依據放射性廢棄物分類及解除管制基準等相關法規，由於除役勢必衍生大量低污染放射性廢棄物，查明並引用放射性廢棄物分類與解除管制基準的法規，對縮減除役時間與有效管理是必要的步驟。

管理放射性廢棄物最好的方法為避免或減少廢棄物產生，但除役期間放射性廢棄物的產生無可避免，須盡量以來源減廢為優先原則，系統拆除與除污的過程也必須進行嚴格管制以減少二次廢棄物的產生。

放射性廢棄物處理之主要目的是改變廢棄物化學特性，使其安定化以避免輻射污染擴散，從而保障操作人員及環境之安全，並能兼顧經濟效益，其實務面的基本原則為：(1)減少體積；(2)移除放射性核種；(3)改變廢棄物特性使其安定化。

放射性廢棄物產生的主要機制包括：核分裂、中子活化或污染；低放射性廢棄物分為運轉廢棄物與除役廢棄物；運轉廢棄物依產生時的物理型態可分為固態、液態與氣態；台電核能電廠運轉廢棄物更細分為固化廢棄物、脫水樹脂、可燃廢棄物、可壓廢棄物及不可燃不可壓廢棄物。

就整體除役放射性廢棄物處理之規劃來說，必須考量下列幾個項目：

- (1)放射性廢棄物處理技術之選用；
- (2)放射性廢棄物處理設施之規劃；
- (3)放射性廢棄物包裝容器之準備與選用；

(4)放射性廢棄物之運貯規劃。

3.1.2 放射性廢棄物處理技術之選用

由各國核能電廠的除役經驗顯示，廢棄物中最大宗的是廢混凝土塊與金屬，而廢混凝土塊中 95%以上為受極低微或根本未受放射性污染，經簡單除污後，絕大多數的廢混凝土均可依照一般事業廢棄物處理或回收，廢金屬約 50%經適當處理後可回收再使用；故透過適當之分類後再進行處理，將可大幅降低人力、物力、與經費的開銷。

在處理的過程中，需考量二次放射性廢棄物之產生與管理，並需額外注意氣體與液體類等不易處理的廢棄物，使其合乎排放標準，固體方面則需符合最終處置場之廢棄物接收準則(Waste Acceptance Criteria, WAC)。

以輕水式反應器的放射性物質總量為例，一座擁有 40 年運轉經歷的大型(100 萬 kWe 級)發電用反應器，在其核子反應器停機後，推測輻射強度約為 10^{17} 貝克 (Bq)；放射性物質總量也將集中於反應爐壓力槽，推測壓力容器及生物屏蔽等約佔有超過 99.9%以上的放射性物質，而附著於其它設備或管線上的腐蝕生成物則為 0.1%左右，放射性物質的分布呈現極端地不均勻，放射性廢棄物的處理方面，需要專注於放射性物質含量分布密度較高的部件。

現行台電之核能電廠放射性分裂產物之主要核種為 Cs-137 及 Sr-90，放射性活化產物之主要核種為 Co-60、Fe-59 及 Mn-54，壓水式核能電廠則多了一項 Co-58，所以在核能電廠的拆除和除污過程中，應特別注意這些核種的含量。

核種組成，會隨著停機後的時間而發生變化。在反應器停機後 10 年，主要的核種是 Fe-55，接著由核種 Co-60 主導，而後是核種 Ni-63。

從輻射劑量率來看，雖然是由半衰期約 5 年的核種 Co-60 佔主導地位，但反應器停機 40 年過後，Co-60 的活度將減少兩個數量級。現行法令規定是 25 年內須要完成拆除工作，停機過渡階段為 8 年，相較於國外延緩拆除的時間動輒數十年的過程來說，須要考慮的核種較多，活度也較高，因此除役計畫應對不

同類型的放射性廢棄物，經過適當之處理程序，對其所含之核種種類、活度進行評估和預測，先予以分類，再進行後續處理，選用處理技術的考量原則不外乎是(1)減容效率；(2)技術成熟度；(3)二次廢棄物的產量；(4)現場空間及暫貯容量；(5)運送與暫貯；(6)最終處置。

在放射性廢棄物的處理方面，依照其物理型態，大致有不同的處理方法。

(一)固體放射性廢棄物

核能電廠在運轉時所具備之固體放射廢棄物處理系統包括：廢殘渣系統、瀘水淨化殘渣系統、廢樹脂系統、廢漿濃縮系統、離心機廢棄物處理系統、廢棄物輸送系統、水泥倉及鼓風機等等，其中大部分均能利用於除役過程所產生的放射性廢棄物，在各國除役經驗中，都善加利用這些既有資源。

核能電廠的固體放射性廢棄物分為濕式和乾式，其處理原則如下：

1. 濕式固體放射性廢棄物

- (1)粉狀樹脂、槽底污泥、濃縮殘渣等廢棄物以固化方式處理。
- (2)粒狀樹脂脫水後以防水內襯廢棄物桶盛裝貯存。

2. 乾式固體放射性廢棄物

- (1)可燃固體放射性廢棄物以焚化方式處理。
- (2)可壓固體放射性廢棄物以壓縮方式處理。
- (3)不可燃不可壓固體放射性廢棄物裝桶貯存。

若以處理技術的類型來看，固體廢棄物的處理可分為機械處理、熱處理、化學與生物處理、固封處理等類型。

1. 機械處理

機械處理的目的將整個廢棄物帶有輻射污染部分與未受污染的部分分離，以達到廢棄物減容的目的。針對低放射性固體廢棄物，可應用之機械處理技術包括物件拆除、切割、機械除污等，表 3-1 列出各項機械處理的必要技術。

表 3-1 反應器拆除解體所需的技術。

必要技術	國內外的開發技術	實用/開發
切割技術/遙控操作技術	電漿電弧切割技術	實用發電用反應器的實績技術
	粉末氣體切割技術	
	砂輪切割技術	
	帶鋸切割技術	
	鑽石複線切割技術	
	手持碎石機剷除技術	
	圓盤切割技術	
	放電熔融技術	
	通用氣體/機械切割技術	
	通用作業監視系統	
	控制爆破技術	開發技術
	鑽石刀具切割技術	
	磨料水噴射切割技術	
鋼筋通電加熱混凝土剝離技術		
冰鋸切割技術		
回收技術	通用污染擴大防止技術	實用發電用反應器的實績技術
一般混凝土構造物解體技術	控制爆破/碎石技術	
	鑽石複線切割技術	

資料來源：物管局委託研究計畫“核能電廠除役計畫審查技術之研究”(101FCMA007)，中華民國 101 年 12 月。

物件拆除指的是將設備組件移出或拆卸至廠房外，在廢棄物處理程序中為優先執行步驟。拆除時須考量設備組件的體積、運送及高輻射劑量率之因素，故需以適當的大型吊運或拆除機具進行此項工作。

切割技術用於從廠房拆卸下來的大型金屬組件，以降低不必要的空間佔用率。經切割後，適當的尺寸有利於後續除污、處理、包裝、貯存的工作效率。常見的切割方法包括：鑽洞、鋸切、剪切、高壓水刀切割、電漿及雷射等。

2. 熱處理

熱處理技術包含焚化、熱裂解及金屬熔融等。

焚化法為廢棄物處理設施中最常見的熱處理策略。在核能電廠產生乾性固

體廢棄物的處理技術中，使用焚化爐進行焚化減容，是目前國際間最普遍、最有效的減容方式之一。圖 3-1 為德國 NUKEM 公司數個放射性廢棄物焚化爐相關設備的照片。

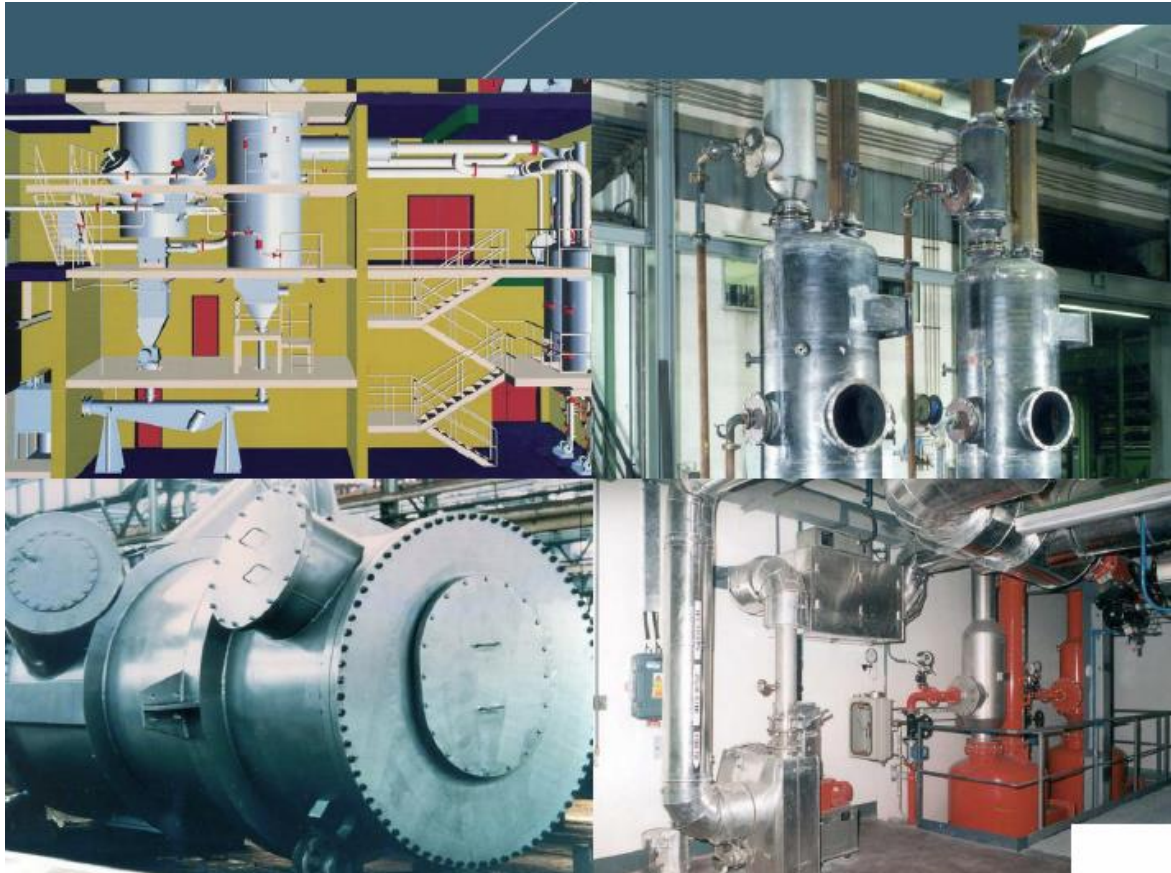


圖 3-1 放射性廢棄物焚化爐相關設備(德國 NUKEM 公司)

此項處理技術已有數十年的使用經驗，包括我國在內，國際間多數核能發電國家均使用此項技術處理放射性廢棄物(例如美國、英國、法國、德國、俄羅斯、加拿大、日本、比利時、西班牙、義大利、瑞士、斯洛伐克、瑞典等國家)，目前全球至少已有四十餘座處理放射性廢棄物的焚化爐在營運中。絕大多數的可燃性廢棄物均可採用這種方式處理，操作容量依焚化爐建置的設計值而決定。

一般焚化爐的設計包含爐本體(通常又分成主燃燒室與二次燃燒室)、進料系統、廢氣處理系統、排氣系統、燃料供應系統。廢棄物經過焚化處理後，所剩餘的產物有飛灰與底渣，飛灰經收集後裝桶貯存，底渣則可直接裝桶、壓縮減

容或固化，再送至貯存庫貯存。

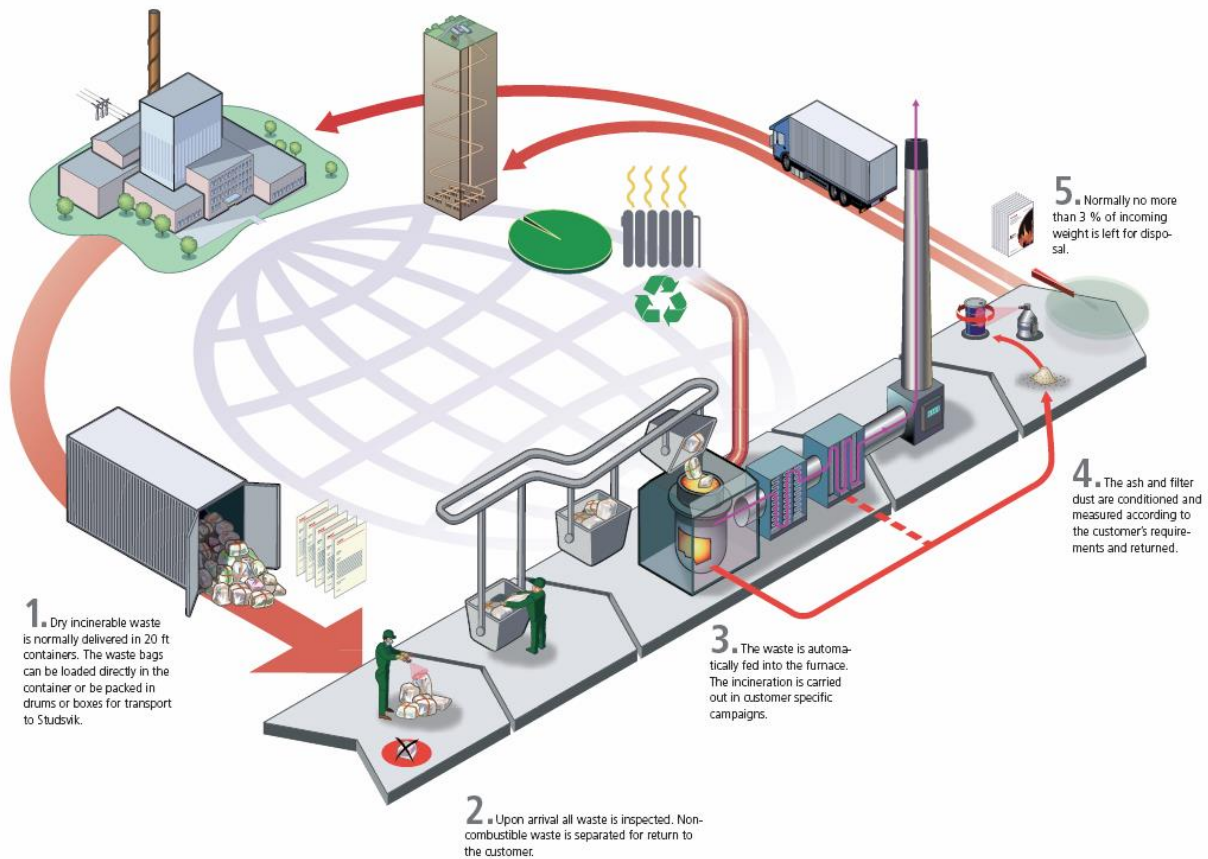


圖 3-2 瑞典 Studsvik 公司放射性廢棄物焚化爐處理流程示意圖

圖 3-2 為瑞典 Studsvik 公司放射性廢棄物焚化爐處理流程示意圖，這是一套商業用的放射性焚化爐，可接受其他國家委託焚化處理放射性廢棄物，裝箱的廢棄物送至減容焚化爐，先經過人員檢視後將不可燃廢棄物分離並返還委託者，其餘可處理的廢棄物經自動運載系統送入焚化爐，燃燒後的灰燼經處理和量測後依委託者的要求返還，底渣殘燼的重量不會超過原始進入處理廠總重量的 3%。圖 3-3 為瑞典 Studsvik 公司的焚化爐照片和相關參數。



圖 3-3 瑞典 Studsvik 公司放射性廢棄物焚化爐照片和相關參數



圖 3-4 美國 EnergySolutions 公司的放射性廢棄物處理設施 Beer Creek Processing Facility

圖 3-4 為位於美國田納西州 Oak Ridge 的 Beer Creek Processing Facility 照片，為美國 EnergySolutions 公司所有¹，其功能是安全處理並包裝放射性物質以便進行永久處置，減容和重新包裝這些物質是該設施的主要目標。設施內容包含整塊廢棄物化驗、除污、回收、縮小化、焚化、金屬熔融等一連串完整的廢棄物處理流程。其中焚化爐的部分可將廢棄物的體積縮小至 1/200，是所有固體廢棄物處理流程中最有效的廢棄物熱處理方式。其焚化處理流程分為：(1)排序與隔離(Sort and Segregation)、(2)縮小化(Compaction)、(3)焚化(Incineration)、(3)金屬熔融/回收(Metal Melt/Recycling)等四個步驟。這個設施由田納西州環境保護部(the state of Tennessee Department of Environment and Conservation, TDEC)的輻射保健科(Division of Radiological Health, DRH)為其監管單位，由美國核管處(U.S. Nuclear Regulatory Commission, NRC)同意設立，並由 American Nuclear Insurance(ANI)承作保險。

焚化法格外需要注意的是篩選適合燃燒的廢棄物，焚化含有聚氯乙烯(PolyVinyl Chloride, PVC)的垃圾會產生致癌空氣污染物戴奧辛，為乙烯基氯的副產物。戴奧辛是種高度毒性物質，可能導致癌症和其它病症，也會成為全球性的威脅，因為戴奧辛會在環境中能大範圍散布，並無法消散。即使是接觸少量，戴奧辛仍極有可能與免疫系統受壓、生育問題、各種癌症與和內分泌疾病有關係。另外，焚化 PVC 和含有鹵素成分的廢棄物，同樣也會產生腐蝕性物質，對設備和環境具有強烈的破壞力。此外由於焚化法會對廢棄物體積進行高程度減容，會導致單位重量的輻射活度遠高於原廢棄物，因此對高輻射劑量的放射性廢棄物需要妥善評估。其他如燃燒難易度、廢氣排放過濾系統以及進料系統方面，都有一定的要求。

此外，可燃性液體廢棄物多半為不均勻的液態混合物，若因管路設計或進料系統設計不良而易導致積料或堵塞，頻繁進行檢修勢必影響廢棄物處理的效

¹ <http://www.energysolutions.com/waste-management/facilities/>

率，亦須加以注意。

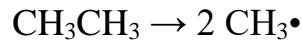
總結焚化法在操作上，必須注意下列各點：(1)不可用焚化處理含 PVC、鹵素成分及輻射劑量太高的放射性廢棄物；(2)採傳統焚化的燃燒對濕性廢棄物或是活性碳效率不佳；(3)如用來處理可燃性液體廢棄物，其進料系統應朝避免積料或堵塞的方式設計。

熱裂解技術就是在無氧(或缺氧)的狀況下，將「物質」加熱產生熱化學變化，至使其中所含有機物質分解成氣體(Gas)、液體 - 裂解油(Oil)及固體殘餘物 - 焦炭(Chars)、雜質等三相產物，進而達到有機物質的熱分解。由於真空熱裂解可以處理含有機物的廢料，因此其適用場合相當多，如廢輪胎、石化殘餘物、醫療廢棄物、木屑等，甚至都市廢棄物均可處理。在石油地質學和化學中，裂解是藉著打斷前驅物的碳—碳鍵，將複雜的有機分子(例如油母或較大的碳氫化合物)斷裂成較小分子的程序。而溫度和催化劑則對於裂解反應的反應速率和最後生成的產物有很大的影響。熱裂解能將大分子烷類斷裂為應用性較大的小分子烷類及烯類，過程需要提高溫度($\sim 800^{\circ}\text{C}$)和壓力($\sim 700\text{kPa}$)，這個製程是由 William Merriam Burton 最先發明的。從歧化反應(disproportionation)從頭到尾的反應流程中可以觀察出，分子量較大的化合物可分解成分子量較小(含氫成分較多)的產物。實際上發生的反應目前被認為是均勻裂解反應，並且可得到烯類產物，是工業上生產聚合物的重要原料。

有很多化學反應是經由高溫裂解進行的，大多數是利用自由基反應。經由電腦從數百個甚至數萬個反應中模擬高溫裂解的過程，可以推測主要發生的反應包括：

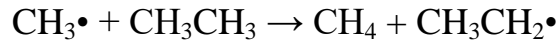
(1) 起始反應(Initiation reactions)：

一個分子分裂成兩個自由基，只有較小的片段可以進行起始反應，並且必須產生出能夠促使反應繼續進行的自由基。在高溫裂解反應中，起始反應通常包括碳—碳鍵的斷裂，而不是碳—氫鍵的斷裂。



(2) 氫原子轉移(Hydrogen abstraction)

自由基從其他分子上抓取一個氫原子，而被抓取氫原子的分子轉變成自由基。



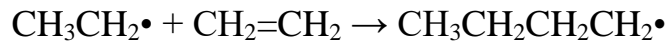
(3) 自由基分解(Radical decomposition)

自由基分裂成兩個分子，包括一個烯類和另一個自由基；即為高溫裂解可以產生出烯類的步驟。



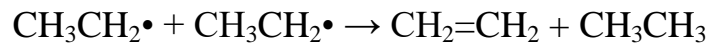
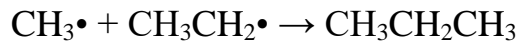
(4) 自由基加成(Radical addition)

自由基分解的逆反應，也就是自由基和烯類反應形成另一個較大的自由基。當使用較大的分子作為原料製來造芳香類產物時，可能會發生此種反應。



(5) 終止反應(Termination reactions)

兩個自由基結合成非自由基的產物，有兩種形式。一種是重組(或再結合，recombination)，也就是兩個自由基結合成一個較大的分子；另一種是歧化反應(disproportionation)，也就是其中一個自由基將一個氫原子轉移到另一個自由基上，形成一個烷類及一個烯類。



一般的熱裂解方法可以分為非催化性熱裂解及催化性熱裂解，非催化性熱裂解又可分為：(i)常壓熱裂解(Pyrolysis)、(ii)流體化床熱裂解(Fluidized-Bed Pyrolysis)、(iii)燒蝕熱裂解(Ablative Pyrolysis)、(iv)熔融鹽熱裂解(Molten Salt(Pyrolysis)) (v)真空熱裂解(Vacuum Pyrolysis)等方式。



<http://www.rist.or.jp/atomica/data/pict/05/05010209/09.gif>

圖 3-5 德國 SIEMPELKAMP 公司的金屬廢棄物熔融處理設備

熱熔融是指溫度升高時，分子的熱運動的動能增大，導致結晶破壞，物質由晶相變為液相的過程。金屬熔融的方法顧名思義就是利用高溫將金屬熔解，以減少其空間佔用，應用時需確認對象大小和其所含的金屬成分，施以合適的熔融，常見的金屬熔融方法有：(1)瓦斯-氧火焰、(2)鎳鉻電熱爐、(3)高頻感應熔融、(4)電弧熔融、(5)電漿熔融等方式。在約 1400°C 以上的溫度下，大部分的金屬均會呈現熔融狀態，將熔融狀態的金屬置入盛裝容器固化後，可有效降低其空間佔用，也能製作為廢棄物容器或強化鋼材進行再利用，但其缺點是成本高

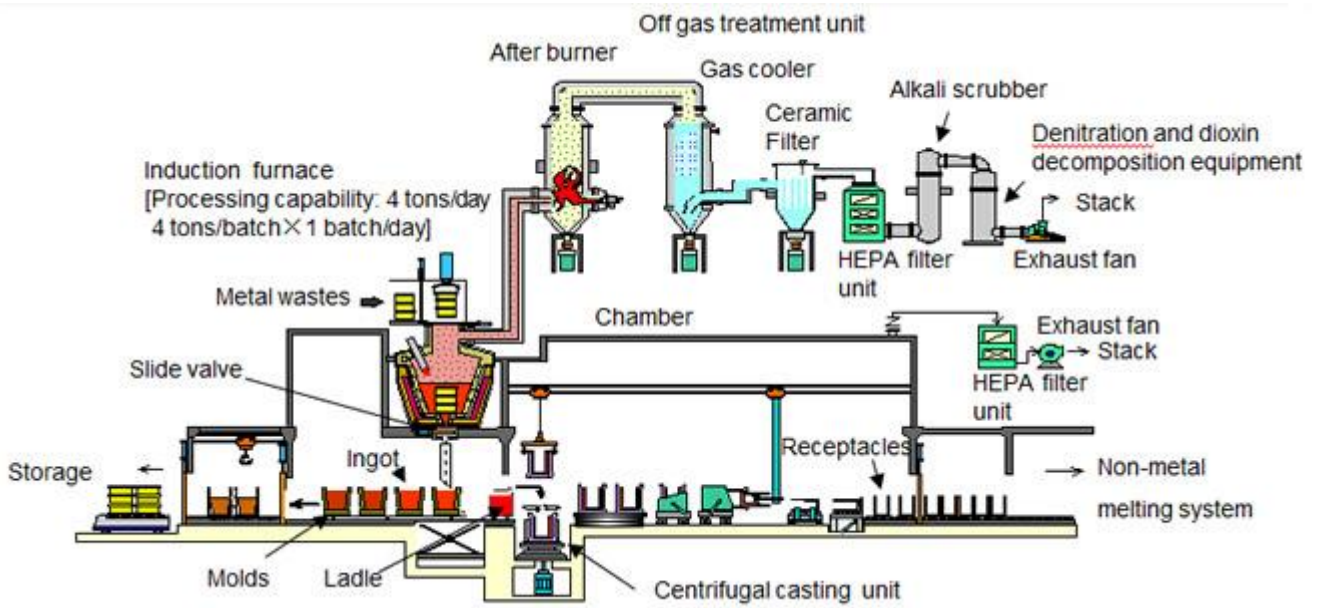
且適用範圍有限，圖 3-5 為德國 SIMPELKAMP 公司的金屬廢棄物熔融處理設備。



https://www.jaea.go.jp/english/04/ntokai/backend/backend_01_02_05.html

圖 3-6 日本 JAEA 的廢棄物減容設施

圖 3-6 為日本原子能總署(Japan Atomic energy Agency, JAEA)設立之廢棄物減容設施(Waste Volume Reduction Facility, WVRF)，其中具有金屬熔融系統，圖 3-7 為其設備與流程示意圖，該系統含有感應爐(Induction furnace)、離心鑄造單元(Centrifugal casting unit)、以及排氣處理單元(off-gas treatment unit)。離心鑄造機將熔融的金屬鑄造成錠(ingots)，裝入 200-L 桶進行後續安置；熔鑄金屬也可做成容器(receptacles)，可以用來裝盛非金屬焚化爐的熔渣和煤灰。圖 3-8 為金屬熔鑄錠和容器的實際照片。



https://www.jaea.go.jp/english/04/ntokai/backend/backend_01_02_05.html

圖 3-7 日本 JAEA 廢棄物減容設施內的金屬熔融設備與流程示意圖



錠(Ingots)

容器(Receptacles)

https://www.jaea.go.jp/english/04/ntokai/backend/backend_01_02_05.html

圖 3-8 金屬熔鑄後的製品

3. 化學處理

化學處理可應用之技術包括化學除污、電化學除污及溼式氧化。化學除污及電化學除污主要處理對象為金屬廢棄物，例如主蒸汽系統相關組件設備，而濕式氧化主要為處理有機物質之廢棄物。

化學除污是使用稀釋或高濃度的各種化學試劑來處理污染表面，可溶解金屬基底或其表面的污染層。由於化學除污技術過去在電廠運轉期間與國外除役經驗已經被證實具有效果，對於大面積表面可達到活度降低、部份或全部的活性物質被移除。化學除污方法也可應用在複雜幾何表面及套管之內外表面。

與電廠運轉期間採用溫和式的化學除污程序不同，電廠運轉時會考慮除污對象在除污完成後會被再使用，因此通常採溫和式的方法，而除役期間化學除污採用強力具侵略性的化學除污，是因為除役產生之已除污的設備或組件多已不會再使用，而為了達到外釋之目標，會更加注重除污後的污染標準。為達到除污的目標，可採用連續操作的程序執行，但須確保被除污之桶槽或管路的壁面避免過度腐蝕而被穿透破損。

考量二次廢棄物方面，此類技術需要將仍具反應性的化學藥劑有效的進行循環回收，若化學除污藥劑循環回收效率不足，則會產生大量且很難處理的二次廢棄物，這一點在選擇化學除污時必須審慎考量，台電除役計畫目前初步規範使用化學除污，必須對此部分進行詳細研究。

化學除污設施可設於聯合結構廠房或汽機廠房，便於就地接收處理拆除、切割後之金屬設備組件及管件進行除污，而所產生之二次廢棄物(廢液、廢氣)可經由待除役核能電廠內現有的處理設施處理，或依需求增設新的可移動式處理設備。

現今國際採行的化學除污程序，不論是運轉中電廠作為抑低廠區輻射劑量的策略，或是配合電廠除役執行，過去 30 年來，已有數種化學除污程序與方法被開發出來，整體而言有三種方法具有顯著的商業成效，成為主流。其一是西

屋公司的 LOMI 程序，另一是 AREVA 的 CORD 程序，以及加拿大原子能總署 (Atomic Energy of Canada Limited, AECL) 的 CAN-DECON 方法。茲將其特點和相關資訊分別說明如下。

(1) LOMI (Low Oxidation State Metal Ion) 除役化學除污程序

- 以還原處理為主(包括 LOMI, CITROX, NITROX...等)以及視情況需要實施氧化處理，包括硝酸過錳化物(Nitric Permanganate, NP)以及鹼性過錳化物(Alkaline Permanganate, AP)的使用。
- LOMI 除役化學除污程序(Decontamination for Decommissioning, DFD)係由 EPRI 所主導開發，應用 DFD 程序可降低電廠除役作業人員輻射劑量及降低廢棄物處理成本，同時有助於避免組件切割作業過程 α 粒子逸散。
- 以稀釋氟硼酸為基礎藥劑，加入過錳酸鉀提升氧化分解能力，過錳酸鉀被還原成二氧化錳，再以草酸分解二氧化錳，同時氟硼酸可有效溶解矽鋁化合物。
- 在 $60^{\circ}\text{C}\sim 95^{\circ}\text{C}$ 皆可進行化學反應。
- 在除污的同時以陽離子交換樹脂將溶劑內的活性物質移除，並還原溶劑除污能力。
- 氟硼酸可有效溶解矽鋁化合物，除污完畢後再以陰離子樹脂移除藥劑中的氟硼酸。
- LOMI DFD 程序目前共有五個應用在電廠除役化學除污的實例，如表 3-2 所示，包括：
 - Dresden (RWCU 再生式熱交換器，1997 年)

- Trojan (Holdup Tank 及再生式熱交換器，1998 年)
- Maine Yankee (全系統化學除污，1998 年)
- Big Rock Point (全系統化學除污，1998 年)
- Zorita (全系統化學除污，2006 年)

表 3-2 應用 LOMI DFD 進行核能電廠除役化學除污的實例

Plant	Component / System	Average DF	Activity Removal
Dresden	RWCU heat exchanger	> 50	>98%
Trojan	Holdup Tank / regenerative heat exchanger	66	98.5%
Maine Yankee	Full loop	Overall 31 Pipe 89	96.8% 97.9%
Big Rock Point	Full system	27	96.3%
Zorita	Full System	RCS = 29.4 Aux. Sys = 33.1	96.6% 97%

- EPRI 已開發出加強型 LOMI DFD 程序，叫做 EPRI DFDX 並進入實務應用階段。此設備係以金屬電極取代離子交換樹脂，以電化學離子交換作用吸附活性物質。其優點在於因大幅降低二次廢料產生而降低處理成本。
- LOMI DFD 係以傳統化學除污程序 LOMI 為基礎而發展出來，LOMI 程序在傳統電廠化學除污應用廣泛(對於 BWR 電廠已累積約有 300 次化學除污經驗)，且為 EPRI 所發展及認可之程序。早期的缺點在於二次廢棄物(離子交

換樹脂)產量較大，經過多年的研發與改善已有顯著的進步。

(2)CORD (Chemical Oxidation Reduction Decontamination) 除役化學除污程序

- 程序最早由德國西門子公司所開發。
- 初步氧化用稀 KMnO_4 把氧化膜中 Cr(III) 氧化為易溶的 Cr(VI) ；用草酸還原過量 KMnO_4 ；從表面氧化膜層溶解下來的金屬離子，以配位化合物的形式進入溶液，腐蝕產物和溶解的放射性核種使其交換到離子交換系統上；最後由紫外線和過氧化氫催化，把化學藥劑分解成 CO_2 和水，用離子交換法淨化。
- 相較於 LOMI 程序，藥劑使用量少，除污時同步進行再生，除污時廢料產量少為其優勢。
- 目前已累積有 8 次電廠除役全系統化學除污實績(其中 7 次在歐洲電廠，1 次在美國電廠)。
 - MOL/BR3, Belgium (PWR, 1991/92)
 - VAK, Germany (BWR, 1992/93)
 - MZFR, Germany (PWR, 1995)
 - Wurgassen, Germany (BWR, 1997/98)
 - Stade, Germany (PWR, 2004/05)
 - Obrigheim, Germany (PWR, 2007)
 - Barseback, Sweden(BWR, 2007/08)
- 在上述電廠中，瑞典巴斯貝(Barseback)電廠配合除役作業，2 號機與 1 號機分別於 2007 年與 2008 年執行包括反應爐壓力容器及其輔助系統在內的全系統化學除污。兩部機執行成果如下：

◎1 號機

◆除污前平均劑量率 830 $\mu\text{Sv/h}$

◆除污後平均劑量率 32 $\mu\text{Sv/h}$

◆接觸劑量 $< 25\mu\text{Sv/h}$ 之面積百分比

除污前 5%

除污後 85%

◎2 號機

◆除污前平均劑量率 730 $\mu\text{Sv/h}$

◆除污後平均劑量率 29 $\mu\text{Sv/h}$

◆接觸劑量 $< 25\mu\text{Sv/h}$ 之面積百分比

除污前 3%

除污後 78%

(3) CAN-DECON 除役化學除污程序

- 由加拿大原子能總署發展的技術，主要用於重水式反應器及後來的 BWR 或 PWR。
- 通常使用鹼金屬過錳化物(Alkaline Permanganate, AP)處理，使用過錳酸鹽氧化、硝酸或檸檬酸加 EDTA 除污。(主要除污化學物質為 LND-101A，是一種 EDTA 加檸檬酸與草酸類的混合物。)
- 進行反應的溫度介於 $85\sim 125^{\circ}\text{C}$ ，pH 值介於 2.7~2.8 之間，處理時間 24~36 小時。
- 過程中的鐵離子造成除污時有晶間腐蝕的作用。

表 3-3 LOMI、CORD、CAN-DEON 化學除污技術的優/缺點比較

比較項目	LOMI	CORD	CAN-DECON
DF 值	對氧化鐵表面具有 很高的 DF 值	中等 DF 值	中等 DF 值
氧化流程	溶劑中不能含有 O ₂ ，較為複雜	採用專利的 HMnO ₄ 預氧化步驟，較為 單純	不需要預氧化步驟
美國合格與否	美國合格	美國未合格	美國合格
化學藥劑價格	化學藥劑較為昂貴	化學藥劑較為便宜	化學藥劑較為便宜
廢棄物體積	廢棄物體積較大	廢棄物體積小	廢棄物體積小
淨化流程	若增加鹼性過錳酸 鹽的使用會導致二 氧化錳產量較多	過程中形成草酸鹽 (有毒)會使得淨化 流程較為複雜	無草酸鹽產生，但 有二氧化錳形成的 風險
除污後物件的 腐蝕現象	除污後的部件腐蝕 現象少	除污後的部件有晶 間腐蝕或孔蝕的敏 感性	有晶間腐蝕的敏感 性

表 3-3 列出 LOMI、CORD、CAN-DECON 三種化學除污技術的優/缺點比較，三者均有不錯的除污因素(DF)值，而 LOMI 額外對氧化鐵表面具有較高之 DF 值；就化學試劑特性來說 LOMI 限制溶劑中不能含有 O₂，系統較為複雜而導致儀器設備費用的增加，若因需求而增加鹼性過錳酸鹽的使用會導致二氧化錳產量較多，CORD 則採用具有專利的 HMnO₄ 技術，系統較為單純，但過程中產生有毒的草酸鹽類，會使得淨化過程較為複雜，CAN-DEON 則是不需要進階的前置氧化作業流程，系統也屬單純；LOMI 和 CAN-DEON 為美國合格使用的技術，而 CORD 則多為歐洲系統使用。三者相比，LOMI 使用的藥劑較為昂貴、廢棄物體積較大。另外 CORD 和 CAN-DEON 除污後的部件在鐵離子的存在情形下會出現晶間腐蝕(intergranular attack, IGA)或孔蝕(grain pitting)的問題，保存和回收再利用方面需要另作考量。

另外根據國外核電廠除役實務經驗，停機後應儘早實施全系統化學除污，最佳時間點為停機後 1 至 2 年內，其理由如下：

- i. 管路系統組件結構仍完整，作業風險較小。
- ii. 設備維護需求低。
- iii. 廠內仍留有具備運轉經驗人員可協助規劃及應用實施。

電化學除污亦可稱為電化學拋光，可以視為由電廠輔助的化學除污技術，用來移除金屬或合金的表層使其產生平整且光滑的表面。電化學除污的作法有兩種方式，第一種為將待處理表面浸泡於電解液中；第二種為利用襯墊刷過待除污表面，通過的電流造成陽極解離反應使得金屬及氧化層被移除。電解液則透過循環回收再生。電化學除污技術具高效率及 DF 值之優點，惟由於電解機制的限制，僅能實施於能導電的表面，且需考量電解槽的體積(採用浸泡方式時)、待處理表面的幾何形狀及清潔程度的需求(採用襯墊刷方法時)。電化學除污技術無法應用在具有複雜幾何形狀之表面，對這類目標物難以完整除污。雖然採用電化學除污的廢液排放量較少，但使用襯墊及組件的浸泡處理將導致操作者接受額外劑量的曝露，因此需要進行更嚴格的人員輻射防護措施。

濕式氧化為濕式空氣氧化法的簡稱，一般是利用高溫、高壓的環境、直接將工業廢棄物中的液相有機污染物予以氧化的方式，操作溫度介於 125~320°C、壓力約 0.5~20 MPa，高溫的目的在於使液相有機物與溶氧發生化學反應，進行熱分解；高壓則是增加溶氧值，提升氧化分解的效果。由於濕式氧化需要液相狀態，適用於污泥等濕式固體放射性廢棄物、高濃度有機物及毒性廢水、廢液，污染物會被氧化成低分子量的乙酸，或更進一步氧化形成二氧化碳及水。其優點在於：(i)產生的殘渣性質穩定、殘渣量少；(ii)對於生物難分解的物質有很好的效率；(iii)有機物濃度高時可回收熱能，其能量足以作為預熱反應之所需；(iv)不產生氮、硫的氧化物、鹽酸、戴奧辛等有害物質；然而由於需要高溫、高壓的控制，設備及運轉費用較為昂貴。目前核研所開發的高效率濕式氧化固化技術，針對除役放射性廢樹脂有很好的應用空間，可同時解決減容與安定化問題，主要以雙氧水將廢樹脂的有機成份濕式氧化變為 CO₂ 與 H₂O，達到減容目的，

其殘渣為無機硫酸鹽，可銜接高效率固化系統予以固化，進一步減少廢棄物之體積，無氮、硫氧化物與核種排放及二次廢棄物處理的問題，兼具除污、減容、固化的多重功能。

4. 生物處理

生物處理係針對有機廢棄物的處置方法，其優點在於減少廢棄物體積、消除廢棄物中的病原體以及能夠產生沼氣回收發電等。常見的作法是將廢棄物回收用作堆肥或掩埋，因堆肥處理過程中會產生厭氧反應而產生甲烷，故可作為沼氣發電之用。

堆肥是在可控制的條件下，使來源於生物的可有機廢物發生生物穩定作用(bio-stabilization)的過程，所形成的堆肥(composit)含有高量腐殖質，體積一般可減少 30%~50%，適用於堆肥法的廢棄物包含：食品、廚餘、糞便、工業廢水處理過程中產生的污泥、以及各種農林廢物等等。堆肥法也分好氧性和厭氧性堆肥，其中好氧堆肥法是以好氧菌為主對廢棄物進行氧化、吸收與分解，參與有機物分解的微生物有嗜溫菌和嗜熱菌兩類，在廢棄物分解的初期階段，廢棄物處於中溫階段(約 15~45°C)，此時嗜溫菌較為活躍，吸收廢棄物中的醣類、澱粉類快速繁殖，而後堆肥溫度快速上升，當溫度高於 45°C 後進入高溫階段，嗜溫菌死亡而嗜熱菌開始產生分解，繼續分解前一階段產生的可溶性有機物，而纖維素、蛋白質等複雜的有機物也開始迅速分解，俟溫度達 70°C 以上，微生物將死亡或進入休眠狀態，可分解的有機物漸漸耗盡，總體溫度下降，而後嗜溫菌又再度開始活化，進一步分解殘留的有機物，最後將進入一個穩定階段，成為含有高量腐殖質的堆肥。厭氧堆肥法是利用兼性厭氧菌和專性厭氧菌將廢棄物中大分子有機物降解為低分子化合物，進而轉化為甲烷、二氧化碳的有機廢棄物處理方法，分為酸性消化和鹼性消化兩個階段。在酸性消化階段。由產酸菌分泌的外酶作用，使大分子有機物變成簡單的有機酸和醇類、醛類、氨、二氧化碳等；在鹼性消化階段，酸性消化的代謝產物在甲烷細菌作用下進一步分解成

甲烷、二氧化碳等構成的生物氣體。這種處理方法主要用於對高濃度的有機廢污泥和糞便污水等處理。

掩埋法是將固體廢棄物鋪成一定厚度的薄層，並覆蓋土壤，可以做為固體廢棄物的最終處置方法。然而掩埋的過程牽扯到一個複雜的生物鏈，會影響到地表、地下水以及周邊土地，需要設置滲濾液體及生物氣體收集及處理裝置，減少對環境的衝擊。在掩埋初期的數十日內，掩埋層中好氧菌活躍，在適當濕度下將廢棄物中的有機物質分解成較穩定之細胞質、二氧化碳、水、及能量，直至氧氣消耗殆盡為止，而後兼養菌開始活躍，而電子接受者由氧轉為硝酸鹽或硫酸鹽，將有機物質繼續分解。到了掩埋後數日至二百日間，好氧菌消失，兼氧菌和厭氧菌成為優勢微生物，首先由水解菌分泌細胞外酵素將廢棄物中脂肪、蛋白質、碳水化合物等複雜且微生物無法直接利用之有機物水解為溶解性的醣類、氨基酸、脂肪酸及甘油等，接著經酸生成菌轉化成小分子有機酸、醇類、醛類、酮類、氫氣及二氧化碳等較簡單生成物。此反應將垃圾內之有機物分解為穩定之細胞質、有機酸及能量，直到二氧化碳之產量達最高峰，掩埋堆內分子氧及結合氧耗盡為止。大約至掩埋後二百日至五百日之間，甲烷生成菌可進一步將酸化期所產生之小分子有機酸、酮類分解成更穩定之細胞質、甲烷（沼氣）、二氧化碳及能量等最終產物。在掩埋五百日後，垃圾中較易分解之有機物質逐漸被分解趨穩定狀態，二氧化碳與甲烷之生成量大約相等。正常狀況下，在最初二年內氣體產量達尖峰，之後逐漸下降，其持續產氣期間達 10-20 年或更久，是掩埋最後的穩定階段。

5. 固封處理

固封處理的對象為欲放置於最終處置場之 B 類、C 類及超 C 類固體廢棄物。為避免放射性核種的遷移及考量貯存之穩定性，包裝容器內之廢棄物表面施以水泥或其他的適當材料澆注使其固定，以加強其結構穩定性，避免經過長時間放置後，結構物中的空隙加上可能的腐蝕現象，使整體結構變得不穩定。

(二)液體放射性廢棄物

廢液處理系統的主要目的為：(1)使大部分廢液經過沉澱分離並過濾除礦後回收再利用；(2)降低並控制廢液之放射性以符合排放標準；(3)提供化學廢液除污或濃縮處理的場所。其系統包括：洩水收集系統、廢液中和槽與濃縮系統、清潔劑廢水系統、雜項廢水系統、廢棄坑道滲水收集系統、海水集水池與無放射性化學洩水集水系統、聯合結構廠房夾層地下水收集系統、洗浴與雜項廢水處理系統等。簡單來說就是進行收集、處理、貯存、排放等步驟的一連串系統。核能電廠仍在運轉時，廢液處理系統尚須考慮在運作時不能使電廠運轉或可用性受到限制，但在除役拆除階段若要設立新的廢液處理系統，則不須考慮，若考量縮短延緩除役時程，則可利用現有仍具功能之廢液處理系統，以減少除役成本。

液體放射性廢棄物有部分來自濕式固體放射性廢棄物，主要包括廢樹脂、濃縮廢液、及反應爐淨化水系統所產生的過濾殘渣等，並且於系統除污的過程中，若使用溼式除污技術，則會產生液體型態的二次放射性廢棄物，無論其來源為何，液體放射性廢棄物的處置都是朝向調理、脫水、固化等步驟進行，其大致上的概念是把水分和放射性物質分離，經取樣量測後排放，再將餘下的放射性廢棄物依一般固體放射性廢棄物的原則加以處理。

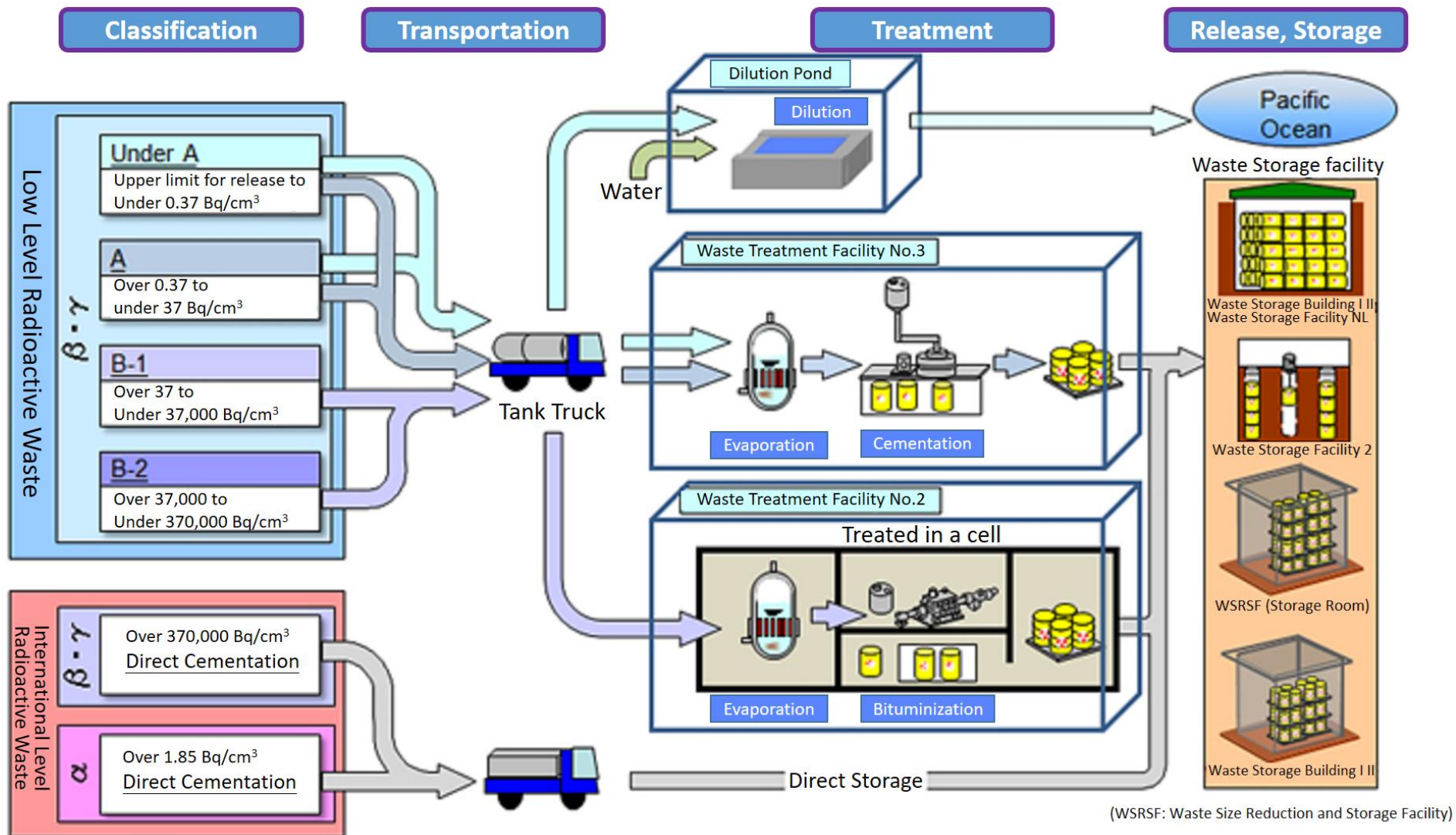
在沉澱分離的過程中，應有完善具備暫存功能的放射性液體廢棄物處理系統，裝置目的為收集、處理和貯存放射性廢液，必須能夠容納並處理停機、起動、運轉時所產生之廢水，處理廢水時能使大部份處理後廢水能回收到系統再利用，還要能減低並控制排放廢水的放射性使不超過法規限制值。

放射性廢液的導電度可直接反應該廢液內含核種的量，對低導電度廢液來說，其內含放射性核種量較少，其處理原則為經過濾、除礦、貯存後，視取樣結果是否符合標準再決定送回系統或排放至大海，高導電度廢液之處理原則為經濃縮處理後，凝結水送至低導電率廢液系統處理，除污用清潔劑則先經吸附

或過濾再取樣確認符合排放標準後，排放至大海。無論何種廢水，都經過多重過濾、沉澱、取樣偵測後依進行外釋(合乎外釋標準)或再處理(不合外釋標準)，較高活度的放射性廢水進入廢水中和槽後將進行蒸發或沉澱過程後將濃縮廢液分離出來，進行固化和暫貯的工作。

日本 JAEA 將液體放射性廢棄物的處理流程歸納如圖 3-9 所示，流程共分四個項目：(1)分類(Classification)、(2)輸送(Transportation)、(3)處理(Treatment)、(4)外釋或貯存(Release, Storage)。首先，液體廢棄物仍需依所含輻射種類和活度進行分類，活度較低的 β 和 γ 廢棄物輸送至廢水處理廠進行處理，處理的方式包括稀釋(Dilution)、蒸發(Evaporation)、水泥固化(Cementation)、瀝青固化(Bituminization)等，之後進行外釋或貯存；活度較高的廢棄物則經固化後直接送往廢棄物貯存設施進行貯存。

圖 3-9 中的放射性廢棄物貯存場有兩座，為半地下的地窖式結構，座落於日本原子力科學研究所(Nuclear Science Research Institute, NSRI)，其中 1 號放射性貯存設施(Waste Storage Facility No.1)包含四個主要建築：Waste Storage Facility L、Waste Storage Facility M-1、Waste Storage Facility M-2、Waste Size Reduction and Storage Facility (Storage Room)，總容量達 81,000 桶(200 公升桶)；2 號放射性貯存設施(Waste Storage Facility No.2)包含三個主要建築：Waste Storage Building I、Waste Storage Building II、Waste Storage Facility NL，總容量為 58,000 桶，兩座設施合計的總容量為 139,000 桶。

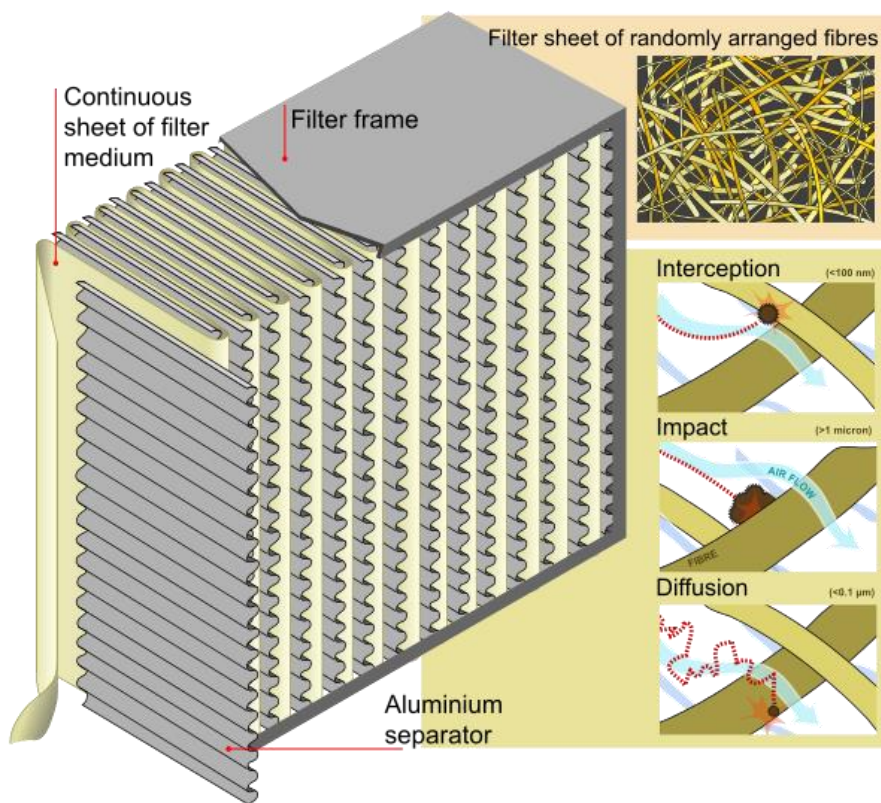


https://www.jaea.go.jp/english/04/ntokai/backend/backend_02_02.html

圖 3-9 日本 JAEA 的液體放射性廢棄物處理流程

(三) 氣體放射性廢棄物

氣體放射性廢棄物多半來自切割、拆除作業的懸浮物和粉塵、二次廢棄物的焚化、壓縮處理所產生的粉塵，以及一些除污使用的揮發性物質，這些數量相較於固體放射性廢棄物而言少得多，處理的方法是用活性碳吸附氣體狀的放射性廢棄物，等到活度衰減之後，再用高效率空氣濾網(high efficiency particulate air, HEPA)除去放射性物質，並測定氣體中的活度，確認沒有放射性之後才能從煙囪或排氣孔排出。



https://upload.wikimedia.org/wikipedia/commons/b/b1/HEPA_Filter_diagram_en.svg

圖 3-10 高效率空氣濾網(HEPA)的結構示意圖

圖 3-10 所示為 HEPA 的結構示意圖，其主要材料由很細的化學或玻璃纖維層層堆疊形成較大的過濾區域，使得 HEPA 能很有效率地收集廢氣中的微小顆

粒。根據美國能源部(United States Department of Energy, DOE)公布，且為大多數美國工業部門採納的標準，HEPA 濾網應當至少過濾 99.97% 直徑不小於 0.3 μm 的空氣中的顆粒，濾網最小氣流阻力(或稱壓降)的通常規格在其標稱流量下為 300 pa。在歐盟國家中，該技術規範通常也以歐洲標準委員會以 EN 1822:2009 呈現，根據其最大穿透粒徑(most penetrating particle size, MPPS)0.3 μm 的過濾效果，定義了 HEPA 濾網的幾類等級，如表 3-4 所示。

表 3-4 不同 HEPA 等級對最大穿透粒徑的過濾效果

HEPA level	Retention (total)	Retention (local)
E10	> 85%	---
E11	> 95%	---
E12	> 99.5%	---
H13	> 99.95%	> 99.75%
H14	> 99.995%	> 99.975%
U15	> 99.9995%	> 99.9975%
U16	> 99.99995%	> 99.99975%
U17	> 99.999995%	> 99.99995%

圖 3-11 是典型的氣體放射性廢棄物處理流程圖，氣體放射性廢棄物射性核種會累積在前過濾器、活性碳床及後過濾器中，這些組件內所使用的材料會被污染，成為固體低階放射性廢棄物。流程中另有滯留管之設置，其功能為延長氣體通過的時間，使氣體內短半衰期的核種有機會衰變。

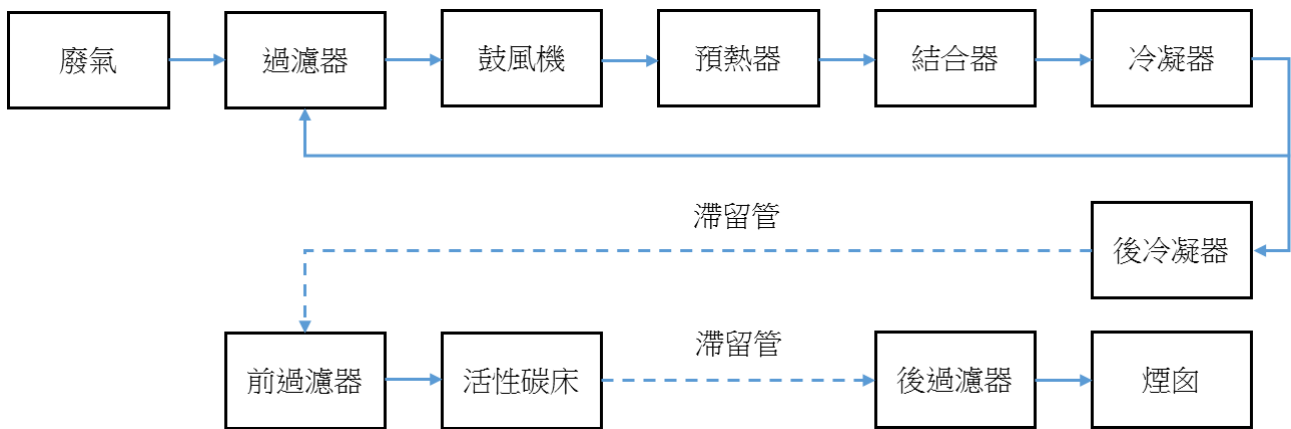


圖 3-11 典型的氣體放射性廢棄物處理流程圖

總結放射性氣體的處理原則與方法如下：(1)因大部分放射性氣體之半衰期都很短，可延長其停留時間使其衰變；(2)利用 HEPA 去除含放射性核種之微粒；(3)將氣體乾燥，再以活性炭吸附惰性氣體。處理後的放射性氣體經偵測後，符合排放標準，始得排放。

除役核能電廠所產生的氣體放射性廢棄物的量，取決於除役拆除的施工方式，一般而言由於反應器已經停止運轉，不會有中子活化產物出現，空氣中含有的放射性核種可能是拆除過程中所產生的微小固體灰塵，這些灰塵可能經由空氣流動而擴散，因此在拆除或進行除污作業時，要妥善監測，避免不當外釋。人員進行施工時也應配戴防護設備避免吸入，造成體內殘留。

由於氣體的不可固定性，須考量氣體廢棄物的轉移模式，在解體建築物的放射性物質方面，尤應考量：切割、拆除作業的粉塵、空氣中的懸浮粉塵移動比例、過濾器排氣系統的過濾效果，及空氣懸浮物的產生移轉行為，控制其轉移在可以掌控的範圍之內。

各核能設施之放射性氣、液體排放管制作業，係依據主管機關訂定之『游離輻射防護法』第八條：「設施經營者應確保其輻射作業對輻射工作場所以外地區造成之輻射強度與水中、空氣中及污水下水道中所含放射性物質之濃度，不超過游離輻射防護安全標準之規定」。故各核能設施對於發電、處理過程或貯存期間產生之廢液，均須先經過放射性廢棄物處理系統處理，儘量考慮回收利用

為原則，少量無法回收者，均須再經過濾處理並執行取樣分析，確認放射性濃度符合前述安全標準之水中排放物濃度後，始可排放；否則送往濃縮器加熱減容後，加以固化裝桶。上述管制程序，核能電廠皆須有相對應之操作及品管作業程序書，確切落實執行。

雖然放射性廢棄物管理最好的方法為避免或減少廢棄物產生，但因在拆除過程中無可避免地會產生大量固體廢棄物，來源減廢的執行效率有限，所以妥善分類和採用高減容固化技術是大幅減少放射性廢棄物的重要關鍵。所幸一般的固體放射性廢棄物性質都很安定，在處理過程中也不易發生外釋或再污染的可能性，如果暫不考慮未來永久處置場所的不確定性，在處理上只有時間和經費的問題，在技術執行面上並無短期可見之障礙。

3.1.3 放射性廢棄物處理設施

除役核能電廠放射性廢棄物處理的主要設施是減容設施，除役業者依據所選用的減容處理方式進行減容設施的設置，主要考量在於能否迅速且有效率地對目標廢棄物進行處理。

由於絕大多數的固體廢棄物均能透過壓縮法進行減容，壓縮設備價格低且操作容易，各國除役電廠的過程中多半設有高壓壓縮機，可進行低放射性廢棄物的壓縮處理，主要針對金屬、玻璃等的無機材料、乙烯及塑膠類進行壓縮處理，也可對焚化爐產生的焚化灰渣進行壓縮，故可設置於焚化設備附近，便於就近接收爐灰，進行壓縮。如壓縮過程中會產氣體或飛灰，應設有排氣過濾系統，避免空氣污染。

對於可燃的固體廢棄物(紙、布、木材、乙烯、聚乙烯、塑膠等)，以焚化爐進行處理是最有效率的減容方法，使用焚化爐應能達到 1/150 或更佳的減容比。

能夠直接送入焚化爐處理的可燃性廢棄物仍需預先進行活度量測，確認後才能送交焚化爐處理。焚化爐必須具備排氣清潔系統，應持續監測煙囪排放物核種濃度。焚化爐爐的可使用不鏽鋼桶進行盛裝後，再將此桶放入內襯混凝土

的較大不鏽鋼桶後進行貯存。

建置焚化爐需經過環境評估作業，此部分需與地方政府與民眾進行溝通，可能成為除役過程中另一項難題。

此外，低放射性廢棄物減容處理時，在輻射防護面向上應遵守合理抑低(ALARA)的原則，當人員有必要進行不可避免之輻射曝露時，需先做輻射防護計畫的規劃，降低工作人員的輻射曝露，並在執行除污或減容作業之前先行評估，從劑量高低、數量大小、預算多寡等方面進行研判，確定是否針對該目標廢棄物進行處置，不能僅用減容率來評估廢棄物處置的成效。

3.1.4 放射性廢棄物之包裝容器

低放射性廢棄物暫貯容器如需進行最終處置，外運之盛裝容器須符合「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」及「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」之規定。我國主管機關現今已核准使用的盛裝容器有：55 加侖金屬桶、3 桶裝重裝容器、12 桶裝重裝容器、低放射性廢棄物高性能混凝土盛裝容器、超鈾(TRU)鉛屏蔽容器(金屬桶)及 55 加侖不鏽鋼桶等。

104 年度物管局委託研究計劃「除役廢棄物分類包裝貯存技術研究」(104FCMA010-2)針對除役廢棄物之包裝容器做了詳盡之研究，其中提到在美國電力科學研究所(Electric Power Research Institute, EPRI)的” Waste Containers for Extended Storage of Class A, B and C Wastes”報告中對廢棄物容器選擇的基本要求及步驟，基本有下列四點：

1. 符合美國核管會(NRC)的 10CFR61 規定；
2. 滿足最終低放處置場對於廢棄物包件的允收標準(Waste Acceptance Criteria)；
3. 廢棄物容器之運送應符合美國交通部(DOT)的 49CFR 及美國核管會的 10CFR71 規定；
4. 容器在中期貯存及最終處置期間內應保有其安定性及完整性。

表 3-5 廢棄物容器選用類型建議

廢棄物類型	鋼桶或外包裝	鋼箱	外包裝箱	鋼內襯	高完整性容器
可壓乾性廢棄物	Y	Y	Y	N	N
不可壓乾性廢棄	N	Y	Y	N	N
焚化爐灰渣	Y	Y	Y	Y	Y
固化灰渣	Y	N	Y	Y	N
固化樹脂	N	N	N	Y	N
脫水樹脂	N	N	N	Y	Y
脫水濾芯	N	N	N	Y	Y
封裝濾芯	N	N	N	Y	N
濃縮液和污泥	Y	N	Y	Y	N
油污	Y	N	Y	N	N

104 年度物管局委託研究計劃「除役廢棄物分類包裝貯存技術研究」
(104FCMA010-2)

而容器之選擇則可透過下列步驟進行：一、估計各類放射性廢棄物在何時有中期貯存的需求；二、各類放射性廢棄物的貯存期間；三、預計貯存的廢棄物類型。因此對於常見的廢棄物類型(可壓乾性廢棄物、不可壓乾性廢棄物、焚化爐灰渣、固化灰渣、固化樹脂、脫水樹脂、脫水濾芯、封裝濾芯、濃縮液和污泥及油污等等)做出了盛裝容器的建議，列於表 3-5。

以目前主管機關核可使用的 55 加侖鋼桶來說，價格便宜、易於吊運、堆疊、運貯，可以用於盛裝乾性廢棄物、焚化爐灰渣、固化灰渣、濃縮液和污泥等廢棄物，是最基本的包裝容器；各種鋼箱則可依其大小不同用來盛裝不同性質的固體乾性或金屬類廢棄物；鋼外包裝箱可在貯存期間提供內部容器的保護，作為多重包裝的外圍防護容器；各種內襯容器則有不易被內容物穿刺的優點，有鋼內襯和混凝土內襯的不同選擇，依盛裝物特性進行選用；高完整性容器則可按美國電廠除役經驗，規劃用於盛裝不適合固化或固化後之 B 類、C 類或超 C 類之廢棄物，惟使用時須注意堆疊穩定度和避免日照。

此外，尚可利用貨櫃或其他尺寸貨櫃用來盛裝汽機廠房內之 A 類的乾性低

放射性廢棄物或如管、泵、閥、槽板等金屬廢棄物類難以包裝之可外釋廢棄物。

按照國外經驗，部分反應器壓力槽超 C 類內部組件，係以用過核子燃料乾式貯存護箱進行貯存，核能研究所發展的高功能用過核子燃料乾式貯存系統 (INER-HPS) 可做為這類廢棄物的貯存容器。

放射性廢棄物包裝過程中，應避免因人為疏失或防護設備失效而造成放射性污染。工作人員須配戴合適的防護裝備，例如：安全帽、防護眼鏡、HEPA 過濾面具、防護工作服、非滲透性手套、防護工作鞋等等。各項防護設備均應定期做功能性確認，避免設備失效而造成放射性污染。包裝過程中的放射性污染較難處理的仍是空浮放射性微粒，須進行意外事故安全分析，做假想事故情況推演。

3.1.5 放射性廢棄物之運貯規劃

前節提到 EPRI 對廢棄物容器選擇的四項基本要求及步驟中，提到「廢棄物容器之運送應符合美國交通部(Department of Transportation, DOT)的 49CFR 及美國核管會的 10CFR71 規定」，而我國的相關規定中亦有相同精神之考量，廠內運輸作業依各廠放射性廢棄物運輸作業程序進行，運送容器須符合「放射性物質安全運送規則」與「放射性廢棄物運作許可辦法」之規定。

現行低放射性廢棄物廠外陸運作業程序包括運輸申請、廠內作業及審核以及陸上運輸等三階段，運送計畫需要進行詳細的路網分析，包含現行運送路線以及將來陸續改善或完工之相關道路。此外尚需考量一般社會大眾、運送路線沿線之相關居民的疑懼立場，以及託運/承運方之運輸成本與車輛調度能力，管制機關(含原能會、交通監管機關、警察局等相關單位)宜採取中立的態度，在風險評估合適的狀況下制定運送管制規範或交管措施。

放射性廢棄物貯存設施須符合「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」、「放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法」及各種營建及水土保持相關規定，貯存設施規劃的內容應包括使用的貯存設施、位置、

貯存方法，以及貯存的廢棄物類別、數量等資訊。

待除役電廠均有既有之放射性廢棄物貯存設施，可以為除役廢棄物貯存使用，除役業主應事先評估現有廠內或廠外其他貯存場所的剩餘空間，並預估除役時產生之廢棄物數量(需增加保守預估值)，兩相比較後決定是否興建新的放射性廢棄物貯存設施，並確認欲興建設施之規模與容量。

除役作業期間低放射性廢棄物運送、處理與貯存可能導致的作業人員與民眾之曝露劑量，需進行詳細的輻射劑量評估及輻射防護措施，並須進行意外假想事故的推演，增加事故可能發時的應變能力。

3.2 分析整理除役廢棄物減量管理的方法及技術規範

3.2.1 除役廢棄物之減量措施與管理規範

廢棄物減量指的是產量與外釋量的減少，其和減容的意義稍有不同，對於除役過程產生的放射性廢棄物，須針對不同技術和作業方式採用適宜的方法以減少其產量，並透過嚴格的監測與處理後再利用。除役廢棄物減量策略包括來源減量、防止污染擴散、循環與再利用及廢棄物管理最佳化，圖 3-12 為核設施除役減量放射性廢棄物流程示意圖。

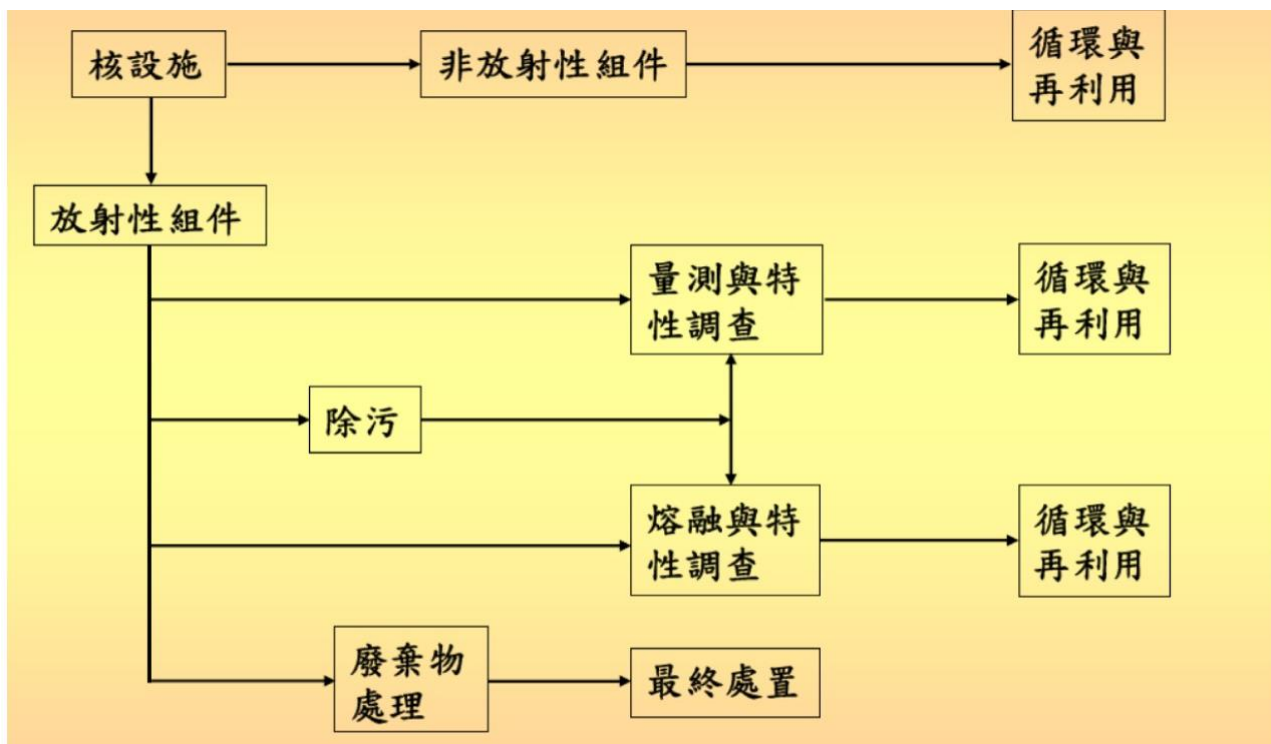


圖 3-12 核設施除役放射性廢棄物減量方法示意圖

任何廢棄物減量策略第一個步驟是使放射性廢棄物產生最小化，當產生放射性廢棄物無法避免時，應用適當的廢棄物管理技術則是最後一個步驟。放射性廢棄物減量是所有核設施整個生命週期中均必須維持的活動，設施管理者必須建立適當政策與文化以達到廢棄物減量的目標，由於放射性廢棄物管理上的優先順序依序為避免產生、減廢、再利用、循環、能源回收及最終處置，物質或廢棄物管理則著重於隔離、除污及解除管制程序，若隔離、除污及解除管制程序適當作好，除役程序所產生的放射性物質需處理與處置於放射性廢棄物處置場的數量便可大幅降低。對於低放射性廢棄物的控制標準和清潔解除管制基準，世界各國有不同規範，而放射性物質解除管制的法規依據，是除役的重要層面，直接影響除役工程必須處置的廢棄物體積。其共同的基本原則在於：廢棄物產生前應已進行輻射及污染狀況的調查與偵測，以確定各物件的放射性存量，且可能已進行先期的除污或輻射熱點拆除，俾使拆除的廢棄物可經輻射偵檢後，符合輻防計畫的「放行標準」者可視為「一般事業廢棄物」。

依照國際經驗，除役產生的可外釋廢棄物數量約為全部產生廢棄物數量的90%以上，故考量資源再利用，採取外釋處理，回收有用資源廢棄物，可有效減少低放射性廢棄物產出。國際原子能總署於2004年8月出版安全標準系列第RS-G-1.7號報告，報告中公布解除管制基準，劑量標準為對民眾個人有效劑量低於10 $\mu\text{Sv}/\text{yr}$ 。德國與日本依循國際原子能總署方式，均訂定法律規定解除管制基準。日本管制機關於2005年決定採用該基準作為立法依據，詳細資料可參閱物管局委託研究計畫研究報告「核能電廠除役廢棄物審查技術之研究」(計畫編號：102FCMA006)。

我國放射性廢棄物的外釋須依據「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」、「放射性物料管理法」及「一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則」等規定辦理。執行外釋計畫時，應規劃各專責部門，進行分工及監督，進行廢棄物分類及核種與活度分析，若經量測及分析後，未符合外釋限值或輻射劑量率限值之廢棄物，需準備放射性廢棄物暫貯倉庫，待其放射性核種衰變後再重新執行外釋作業流程。其他還需遵循的法律規定，例如：行政院環保署之「廢棄物清理法」、「事業廢棄物貯存清除處理方法及設施標準」、經濟部之「經濟部事業廢棄物再利用管理辦法」及其相關規定。依據核一廠放行作業計畫，小型廢棄物經過儀器偵測後，若其加馬輻射劑量率 $<0.2\mu\text{Sv}/\text{h}$ (含背景輻射)、總加馬比活度 $<80\text{ Bq}/\text{kg}$ 或最低可測比活度 $<10\text{ Bq}/\text{kg}$ ，則可視為清潔廢棄物並予放行。大型廢棄物如無法置入箱型活度偵檢器又不宜切割者，則依其污染狀況分為：(1)非固著性污染及(2)固著性污染，屬非固著性污染，且其阿伐污染值 $<1\text{ Bq}/100\text{cm}^2$ 、貝他/加馬污染值 $<2\text{ Bq}/100\text{cm}^2$ ，或固著性污染以手提式污染偵測儀(圓餅型蓋革偵檢器)檢測，其總污染值 $<80\text{ Bq}/100\text{cm}^2$ ，如果廢棄物量測結果符合上述限值，則可視為清潔廢棄物進行放行，量測設備應置放於固定位置，並依規定進行校正。鋼筋混凝土及待外釋廢金屬均應各自備有暫貯場所，尤其拆除後所得到之鋼筋混凝土，其表面活度須符合主管機關核定之外釋

標準，再經工具破碎至小型顆粒，然後回填至拆除建物地表一定深度以下之空間。污染廢金屬若經除污後仍未達外釋標準，但其比活度屬輕微之污染程度(小於 500 Bq/kg)，可考慮境外處理。

3.2.2 除役廢棄物之減容技術與方法

廢棄物的減容通常利用焚化和壓縮的方式進行。

關於焚化法的細節，我們在 3.3.1 節熱處理的部分稍有描述，其主要對象是乾式廢棄物如塑(橡)膠、衣物、紙張、廢油類可燃材料，不可用於含 PVC、鹵素成分及輻射劑量太高的放射性廢棄物，另須注意與焚化爐廢氣排放相關的環保法規。放射性廢棄物焚化爐和一般廢棄物焚化爐的最大不同點在於它的焚化對象是放射性廢棄物和其他具有化學毒性的混合物，除了減容之外，也必須降低廢棄物的化學毒性。

焚化的過程不會破壞金屬或降低廢棄物的放射性，藉由良好的 HEPA 濾網收集廢棄物中的放射性核種，雖然這些物質在所有廢棄物中所佔比例甚低，但因其往往以細微顆粒的狀態存在，比其他大型廢棄物更容易逐漸為生物組織所吸收。如同其他的燃燒裝置(例如：汽車引擎)一樣，焚化爐會產生碳氧化物、水蒸氣和其他具有毒性的不完全燃燒產物(products of incomplete combustion, PICs)，這些毒物的單位重量毒性比原有廢棄物更高，一般最常見的此類毒物是為人所熟知的戴奧辛(dioxins)，其對地下水或土壤的威脅仍然不容小覷，如果能將焚化灰燼進行永久保存而不進行外釋或填土的用途，可以將其對地下水的污染降至最低。

美國聯邦政府對焚化爐放射性廢棄物的外釋設有限制，對於混合廢棄物焚化爐，美國環保署(Environmental Protection Agency, EPA)也設有管限制值，該限值是依據正常人曝露於單一混和廢棄物焚化爐之合法外釋物質後癌症風險增加的標準而制定。風險增加的標準為：

(1) 1/1800 到 1/3600 美國聯邦政府設定的輻射劑量限值換算，對放射性物質

的暴露致使得到致命癌症機會增加；

- (2) 1/100,000 對砷、鉍、鎘、鉻、戴奧辛、呋喃(furans)等毒物的暴露致使得到致命癌症機會增加。

有些州所設立的規定比聯邦政府規定的更嚴格，實際造成的風險也遠比上述風險標準低得多。例如 1991 年美國田納西 Oak Ridge 混和廢棄物焚化爐只有外釋放射性物質法規限值的 3%，換算下來其對當地居民所造成的癌症致命風險只有增加 1/60,000 到 1/120,000。

雖然癌症並非污染物造成傷害的唯一病症，其他像是免疫或生殖系統也可能受到傷害，但各國標準中並未見此部分之考慮，且美國標準對於戴奧辛和呋喃的規範比歐盟標準低得多，是為同時避免急性和慢性健康效應而設計，潛在性的毒性物質(例如：硒或鎳)並未加以規範。

表 3-6 美國現有的放射性廢棄物焚化爐狀態

Facility Name and Place	Type	Status
Hanford Reservation / Richland, WA	MIXED	Planed
	MIXED	Planed
Idaho National Engineering Laboratory (INEL) / Idaho Falls, Idaho	MIXED	Standby
	MIXED	Upgrading
Los Alamos National Laboratory (LANL) / Los Alamos, NM	MIXED	Upgrading
	RAD	Standby
Mound Plant /Miamisburg, OH	MIXED	Permitting
Oak Ridge Reservation (ORR) / Oak Ridge, TN	RAD	Operating
	MIXED	Operating
Rocky Flats Plants /Golden, CO	MIXED	Planed
Savannah River Site (SRS) /Aiken, SC	MIXED	Construct
	RAD	Standby

資料來源：Institute for Energy and Environmental Research,
<http://ieer.org/resource/factsheets/incineration-radioactive-mixed/>

根據美國能源部的資料，目前美國有 12 處放射性廢棄物或混和廢棄物焚化爐，其位置、形式與目前運轉狀態如表 3-6 所示，其中 MIXED 表示廢棄物屬混合型廢棄物，RAD 表示只有放射性廢棄物，同一個地點可能有兩座焚化爐的設

置，有的兩者全為混合廢棄物焚化爐，有的則是放射性專用和混和廢棄物各一座，其中位於 Oak Ridge 的焚化爐有較多資料揭露。



<http://www.world-nuclear-news.org/WR-Fukushima-Daiichi-waste-incinerator-starts-up-2203164.html>

圖 3-13 福島放射性廢棄物減容焚化設施之近照

日本針對福島核災事故所產生大量的放射性污染廢棄物，東京電力公司委託日本神戶製鋼公司興建大型焚化爐，以處理污染衣物、手套、建築材料等可燃廢棄物，該焚化爐設施於 2013 年 5 月開始興建，佔地 3170 平方公尺，2016 年正式開始運作，進行低放射性廢棄物(包含衣物、手套與建築材料等廢棄物)的焚化減容作業，兩串設備的總處理容量共為 600Kg/小時，設施能夠 24 小時持續運作，每日可處理 14.4 公噸的可焚化廢棄物，焚化可燃放射性廢棄物後所產生的放射性灰燼將進行裝桶以待後續處置。圖 3-13 即為福島放射性廢棄物減容焚化設施之近照。

桶內壓縮法則是另一種常見的廢棄物減容方式，拆除所產生之金屬管線、金屬管件、金屬罐等廢棄物屬於可壓縮廢棄物，若除污後無法達到解除管制標準，可將其切割成適當大小，用壓縮設備進行減容後裝桶貯存。一般作法是將擬壓縮之廢棄物放置在 50 加侖桶(180L)之壓縮桶內，進行液壓式的垂直升降操作，壓縮後廢棄物的減容比約達 4:1 至 6:1，同種類的廢棄物應置放於同一壓縮桶內進行分類壓縮，便於統計管理且可得到較佳之減容效果。低、中壓縮能力的壓縮機能處理 5~200 噸的廢棄物，而近年則有達 2000 噸等級的高壓縮裝置投入運作。

不適合進行壓縮的廢棄物，例如鋼筋、銅管、閥件、反應器壓力槽及相關組件等，僅能進行切割，依切割後的形狀以較佳的空間利用原則進行裝桶。

現今日本為了減少放射性廢棄物的總量也開始引入電漿熔化處理法，但並未停止焚化法的使用，因為一般可燃的固體廢棄物仍多採用焚化法，表 3-7 列出日本對三種主要低階核廢料減容的做法進行評估分析。

表 3-7 日本對低階核廢料減容方法的評估分析

項目		壓縮法	焚化法	熔融法	
設備之基本構成		壓縮機、油壓機(油壓幫浦、控制盤等)、監控裝置	焚化爐、排氣處理設備(過濾器、排氣洗淨塔、排風機等套件)、監控裝置		
主要適用廢棄物		所有的固體廢棄物(主要是金屬、玻璃等的無機材料、乙烯及塑膠類)	可燃的固體廢棄物(紙、布、木材、乙烯、聚乙烯、塑膠等)(部分以有機溶劑混燒)	不可燃的固體廢棄物(金屬、玻璃、陶瓷、混凝土塊、焚化灰燼等)	
減容效果		低、中壓縮 1/3~1/6 高壓縮 1/3~1/18	1/40~1/100	減容至真密度	
使用配備		電力(有些部分需使用操作油冷卻水)	電力、輔助燃料、壓縮空氣(有些部分需使用冷卻水、排氣洗淨藥劑)	電力(消耗極大)、冷卻水、壓縮空氣(有些部分需使用排氣洗淨藥劑)	
使用上的特點	運轉控制	啟動、停止	短時間	啟動時需要預熱時間、停止時的冷卻也需要時間	
		控制操作	操作單純 (控制自動化容易)	操作複雜 (控制自動化費用高)	
		主要控制項目	壓縮機油壓 內部壓力	系統內各部分的壓力與溫度 (焚化設備控制燃燒空氣量、排氣洗淨塔需要控制液體的 pH 值與流量)	
	廢棄物分類		基本不須分類	基本需要分類	
	二次廢棄物	排氣及所產生之廢液	幾乎沒有	產生的排氣量大 如設有排氣洗淨塔，就會產生廢液	產生的排氣量中
		維護時所產生之廢棄物	少 (組成的機器少、污染範圍小)	多 (組成的機器多、污染範圍大)	
	維護		簡單	複雜	
設備建置費用		低	高		
運轉及維護費用		低	高		

表格內容譯自「原子力產業會議-日本的技術開發與計畫」(1997年7月)第68頁
內文摘要於 http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=05-01-02-09

3.3 比利時的放射性廢棄物減容處理經驗²

比利時的核能研發始於 1955 年在 Belgian Nuclear Research Centre，他們一開始就已經注意到放射性廢棄物的處置問題，並決定選擇焚化法作為主要的減

² 本章節內容引用自 IAEA-SM-357/3 「40 years of experience in incineration of radioactive waste in BELGIUM」之內容。

容技術，後來在此方面也進行了為數眾多的研發計畫，也有數座設施正在運行中。1960 年時建立了一座實驗性質的焚化爐「Evence Coppée, 1960-1995」，用來處理比利時研究中心(Belgian Research Centre, SCK·CEN)所產生的低階放射性廢棄物，在使用途中也經過階段性的檢討、修改架構，獲得較佳的燃燒條件和更有效率的空氣濾清系統。圖 3-14 為比利時低放射性廢棄物處理設施之遠景照片。



圖 3-14 比利時低放射性廢棄物處理設施之遠景照片

(Fifth meeting of the Contracting Parties to the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, Kingdom of Belgium National Report, Oct. 2014)

為了減少最終燃燒產物外釋前的各種繁複後處理作業，比利時開始引入一項新的概念：高溫排渣焚化爐(High Temperature Slagging Incinerator, HTSI, 1974-1988)，結合焚化和熔融處理，產生熔化的顆粒狀物質取代灰燼產物，1974年首建實驗性的原型設備，1980年將之升級為半工業用的廠房，用來焚化低階阿伐廢棄物，而這座設施於1988年業已關閉不再使用。

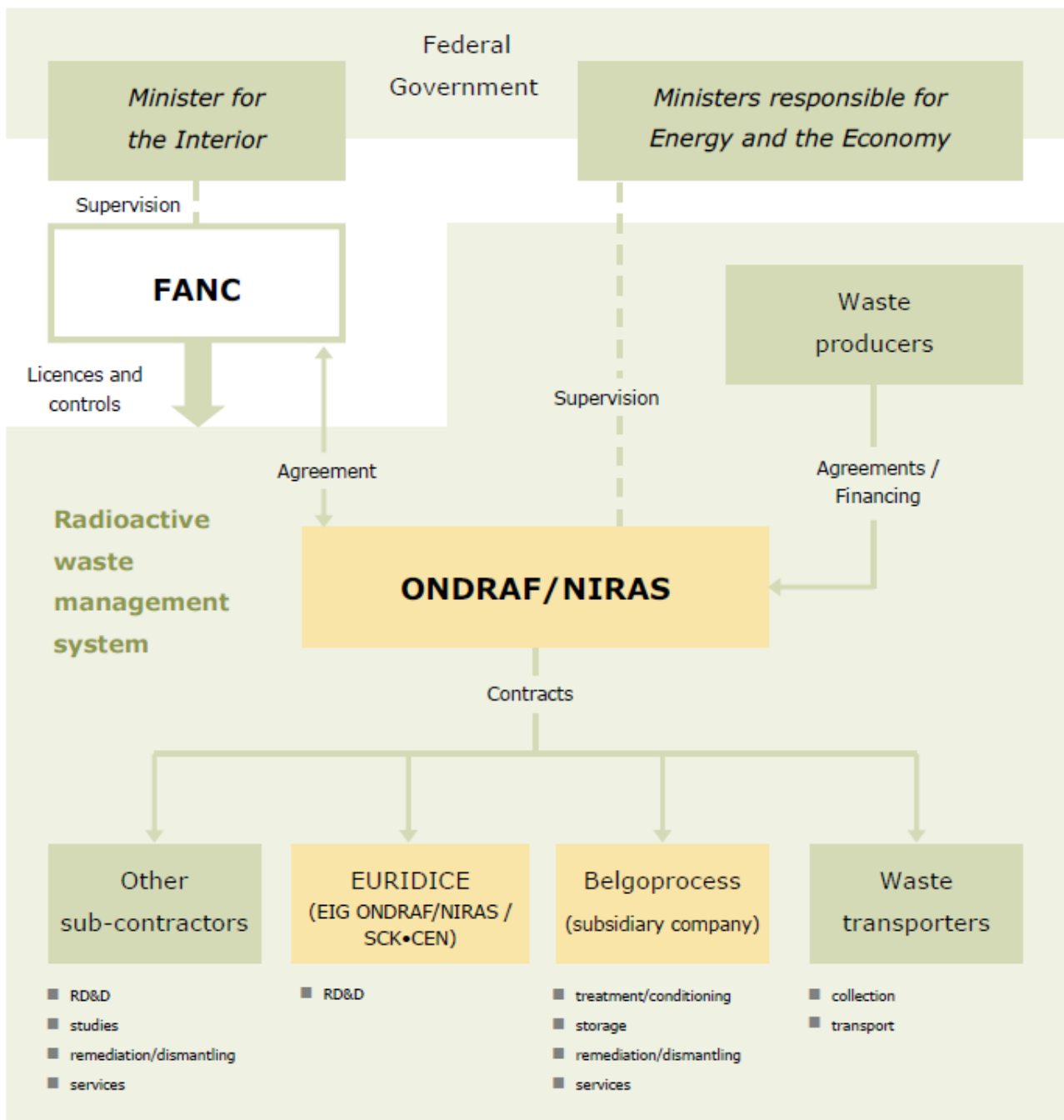


圖 3-15 比利時放射性廢棄物管理組織簡圖

(Waste Plan, NIROND 2011-02 E, ONDRAF/NIRAS, Belgium 2011)

圖 3-15 為比利時放射性廢棄物管理組織簡圖。比利時根據 1980 年 8 月發佈的組織改革特別法，於當年成立比利時放射性廢棄物管理局(Belgian Agency for Radioactive Waste Management, ONDRAF/NIRAS)，這是一個放射性廢棄物的專責機構，負責比利時境內所有放射性廢棄物之營運、燃料循環之相關工作以及

核子設施之除役。ONDRAF/NIRAS 的主管機構為能源部(Ministry of Energy)，能源部亦負責比利時能源政策之訂定。

基於數十年來的實務經驗，ONDRAF/NIRAS 於 1989 年決定在 BELGOPROCESS 廠區內建造 Belgian Centralised Treatment/Conditioning Facility CILVA，這是一座嶄新的核心設施，用來處理比利時境內產生的貝他、加馬低階以及疑有阿伐放射性廢棄物，於 1995 年五月服役運轉，每小時可焚化 120 公斤的廢棄物，提供每年處理 150 噸固體廢棄物以及 80 噸液體廢棄物的處理能力，重量減容因數約 27，若以體積來看，減容率可達 100 以上。

自 2001 年 9 月 1 日起，比利時所有核子設施皆由聯邦核子管制署 (Federal Agency for Nuclear Control(FANC)負責管制。FANC 成立之初，原是借重兩個非營利的財團法人組織 AVN 及 AVC 來協助其執行下列業務：

- Class 1 核子設施之安全檢查(保健物理管制業務)；
- 處理核子設施之小幅度設計變更(包括變更之核准、變更啟用之確認及安全分析報告之核准)；
- 國家法令所授權的新核子設施或核子設施重大設計變更啟用之確認；
- 新執照申請之審查及評估。

2007 年 9 月 FANC 成立直屬的技術支援機構 Bel V，其成員主要由 AVN 移轉過來，FANC 加上 Bel V 之總人數約 200 位，本身設有董事會，受內政部(Minister for the Interior)監督，其重大決策由科學委員會(Science Council)進行評估，必要時科學委員會可邀請國外相關機構做第三者評估，客觀確保政策的周延性。

ONDRAF/NIRAS 在放射性廢棄物營運的業務涵蓋運輸、廢棄物處理，以及所有固化廢棄物之中期貯存與最終處置。ONDRAF/NIRAS 亦向主管當局提出相關的標準與規範以確保放射性廢棄物營運之可靠性及安全性，同時執行相關的研發計畫以確保能正確地執行受委託的業務。

3.3.1 CILVA 焚化系統簡介

前節所述 BELGOPROCESS 成立於 1984 年，其主要職掌的工作為「放射性廢棄物處理貯存與處置」及「核能設施除役與除污」兩大類，在其 137X 處理廠房內，依廢棄物特性執行對應的處理及安定化作業，具備三套功能不同的中、低放射性廢棄物處理設施。CILVA 是其中一套用來處理低放射性固體與液體廢棄物的處理設施，於 1994 年開始運轉，內有焚化爐及高壓壓縮機。其焚化爐仍為傳統爐，並非電漿爐，在設計上被用來處理下列種類的放射廢棄物：

- 未壓縮及撕碎/壓縮後的固態廢棄物。例如衣物、手套、碎布、棉製品、塑膠膠類(PVC 均含量 3%，燃燒熱約 25MJ/kg)；
- 冷凍的動物屍體；
- 離子交換樹脂(燃燒熱約 20MJ/kg)；
- 有機液體廢棄物，例如閃爍液與有機溶劑(燃燒熱 35MJ/kg)；
- 含水液體廢棄物，無論是否含有有機成分與固體顆粒；
- 廢油(燃燒熱 40MJ/kg)。

設計上以每周運轉 100 小時為原則，其最大處理容量每星期處理 10 噸固體廢棄物與 1 至 3 噸液體廢棄物。對於貝他、加馬射源廢棄物的放射性活度限值為 40 GBq/m³，對阿伐射源放射性廢棄物的放射性活度限值則為 40MBq/m³，每個廢棄物包裝的最大表面劑量率為 2 mSv/h。

CILVA 具有兩個燃燒室，其中主要燃燒室(Primary combustion chamber, PCC)操作在 900°C 至 950°C 的溫度範圍內，使用自動灑水系統限制燃燒氣體的溫度，主要燃燒器使用燃油操作且每周在起爐前因應廢棄物容量進行調整，火力大小在起爐時由低轉高，因廢棄物通常具有高度可燃性，運作時燃燒器呈關閉狀態。PCC 的灰爐底床具有兩個氣冷螺旋軸系統，可往前或往後推動物料以取得較高燃燒率，並增加與燃燒空氣的接觸。燃燒餘爐溫度約 70°C，由 PCC 的底部經由一個漏斗型的輸送管，送進 200 公升桶，飛灰則經由一振動管送入同一桶中。

未燃燒氣體與煤煙顆粒進入第二燃燒室(Secondary combustion chamber, SCC)，與額外空氣混合以完成 CO₂、SO₂、HCl 等主要產物的氧化。額外空氣提供器具有含氧感知調節器，設定在 8% 含氧濃度，透過特殊設計的 SCC 結構，可使空氣與未燃燒氣體混合成一強力渦流，可使燃燒效率達 99.9% 以上。SCC 對設計的饋入率提供最小約 2 秒的暫留時間，溫度 1050°C，與 PCC 同樣使用燃油操作，高低火力視 SCC 出口的氣體溫度進行動態調整。

在化學釋出物方面，CILVA 的允許規定和一般常態釋出的情形列於表 3-8，此表是燃燒 3% 聚氯乙烯、20% 樹脂、聚乙烯、聚丙烯纖維材質之容許值與一般釋出氣體中該成分的含量，由表中可知釋出值都遠較容許值要來得小，此要歸功於優良品質且均為一次性使用的 HEPA 過濾器。

表 3-8 CILVA 的化學釋出成分

	容許值	釋出物成分
顆粒	100 mg/Nm ³	< 1 mg/Nm ³
CO	100 mg/Nm ³	5 mg/Nm ³
NO _x	400 mg/Nm ³	88 mg/Nm ³
SO ₂	300 mg/Nm ³	25 mg/Nm ³
HCl	100 mg/Nm ³	18 mg/Nm ³
HF	4 mg/Nm ³	< 0.1 mg/Nm ³
TOC	20 mg/Nm ³	0.2 mg/Nm ³

CILVA 焚化爐產生的餘燼和粉塵會被收集在 200 公升桶中，送去進行更進一步的壓實，然後置放於 400 公升外包裝，再用水泥基進行固化處理。

3.3.2 CILVA 焚化系統的功能性問題與改進經驗

(1) 螺旋軸損傷

PCC 底部螺旋軸長度約 4 m，由耐熱不銹鋼製成，在初期運轉的八周後便發現螺栓斷裂的情形，經工作人員檢視過後，發現此斷裂源自焊點附近的晶間腐蝕現象，因此廠方將材質更換成抗腐蝕且更耐高溫的鈦鉻合金 Inconel-625，同時也改善了驅動變速系統以及主要軸承結構，從而解決了斷裂問題，一直到 1996 年底，螺旋軸葉片發生損壞，肇因於金屬碎片磨蝕螺旋葉片，使其厚度變薄因而斷裂，進行破損區域的更換後恢復正常工作。

有鑑於此，送進焚化爐的廢棄物必須仔細檢視，避免金屬破片進入焚化爐造成損壞，焚化爐廠區亦須注意螺旋軸與葉片的備品庫存，以便在損壞時能即時進行更換，減少停機的時間。

(2) 纖維過濾器

進入纖維過濾器的螢光物質在高溫下會變成黏稠狀的含磷氧化物，因而阻塞纖維過濾器，即使使用高壓空氣噴槍或吸塵器也無法將之清除，導致過濾器阻塞，使焚化系統停機。為了避免這個問題，可以預先使用石灰噴注在未使用的過濾袋上，減少含磷氧化物在過濾袋上的黏附，需要注意的是石灰的用量應盡量減少，若使用太多，會使灰爐重量增加，減少重量減容率。CILVA 每 24 小時運轉或每隔一至兩個清潔周期會添加石灰，所使用的總量每周約 50kg。

(3) 低壓調節機制

CILVA 的 PCC 在運作的一般情形下，低壓約 200 Pa，控制系統會補償氣體流動時所造成的變異，低壓調節的功能最初是使用一具馬達驅動的閥門，位於廢氣風扇的上源，接收來自主要程式邏輯控制器(Programme logic controller, PLC)的脈衝信號，在實際操作上，發現多數情形下低壓會有過高的問題，而且有時候(特別是在進料週期時)過高壓會持續幾秒鐘的時間，因此就針對所發現的狀況對 PLC 進行調整，此外，也對閥門馬達進行變頻調控，使壓力變化更為穩定，

也更節省電力需求。

(4) 程式邏輯控制器系統

CILVA 焚化爐系統的主要 PLC 與緊急 PLC 耦合在一起。兩部系統間的通訊必須維持暢通，CILVA 在運作曾經發生廠區電且緊急 PLC 並無進行接管的情形，雖然由運轉員手動進行系統重置後恢復正常，但中間的問題仍有待探究且值得重視。CILVA 廠方後來重新設定緊急 PLC 的接管控制功能，也調整繼電器系統的設置，增設各種指示信號燈，可以隨時監控各項設備的運轉狀況，避免兩套 PLC 系統同時發生故障的可能性。

(5) 液體廢棄物容量的改善

在原始設計裡面，讓廢油注入主要燃燒室，而讓有機與含水液體廢棄物注入次要燃燒室已經有所區分，但在實際運作下，大量的冷卻水需要被注入主要燃燒室，所以必須使用較大容量的轉送幫浦，經由 PLC 系統做額外的監控。後來發現因為固體廢棄物本身的高可燃性，含水液體廢棄物也能像廢油一般注入主要燃燒室。

藉由上述幾項經驗與後續的改善，CILVA 草創時期的廢棄物處理容量在一年之內大幅提升，其中固體廢棄物由 59kg/h 提升至 79kg/h，液體廢棄物則由 35kg/h 提升至 61kg/h，重量減容率卻仍能維持 85% 不變，足見焚化減容系統的管理、微調與最佳化其實是非常值得關注的。

由於比利時的放射性廢棄物焚化措施始於 1960 年代，在早期並未有公眾參與，僅有工程師和技術人員全心致力於技術開發與改良，因此並未有公眾批評、社會問題的產生。時至今日，環境保護已成關鍵問題，戴奧辛、軟性重金屬等都重大疾病的根源，都與焚化設施相連結，然而比利時的放射性廢棄物焚化設施，並未明顯受到社會反對的聲浪，其中有數個重要因素，摘列如下：

- 比利時在焚化放射性廢棄物方面具有長期且正面的經驗；
- 採用最新的現代化技術，使得廢棄物的破壞效率非常高；

- 焚化的相關做法經實際測量後對環境的影響甚微，幾乎可以忽略；
- 集中式的貯存措施，便於營運與管理；
- 相關單位的公關政策透明又積極，使公眾對設施無安全疑慮。

第四章 除役廢棄物規範及各國除役廢棄物管制情形

國際原子能總署(International Atomic Energy Agency,IAEA)「用過核燃料安全管理與放射性廢棄物安全管理聯合公約」於 2001 年 6 月 18 日正式生效，該聯合公約主要目標包括：(1)經由加強本國措施和國際合作，達成並保持符合全世界高安全水準之用過核子燃料與放射性廢棄物管理；(2)在滿足當代人的需要和願望，而又無損於後代滿足其需要和願望的能力的前題下，確保在現在及將來都能有效地保護民眾、社會及環境，使能免於潛在游離輻射有害影響之危險；和(3)防止任何階段有輻射傷害的事故發生，並且一旦事故發生時，能減輕其後果。

對釋出劑量的標準方面，IAEA 建議對關鍵群體個人有效劑量小於 10 $\mu\text{Sv}/\text{yr}$ 的物質可解除管制，對關鍵群體個人有效劑量小於 300 $\mu\text{Sv}/\text{yr}$ 的廠址可解除管制，無限制使用。

IAEA 也提出一份重要報告：「使用放射性物質設施的除役」(Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material, IAEA Safety Requirements No. WS-R-5)，並在此份報告中提出除役活動應以最適當的方式來執行，逐步地達到減少放射性危害，並且根據規劃與評估來進行，以確保除役作業期間與之後工作人員及民眾的安全以及環境的保護。

4.1 美國除役及低放射性廢棄物管制情形

美國放射性廢棄物的管制機關為核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission, NRC)，依據能源重組法(Energy Reorganization Act)，於西元 1975 年成立，負責發布申請執照所需之技術規範與要求，並進行管制，上級單位為總統。在營運機關方面，美國能源部(Department of Energy, DOE)執掌高放射性廢棄物的選址、設計、建造與運轉，而美國目前有四家低放射性廢棄物處置設

施營運單位，均為私營企業，執掌低放射性廢棄物處置場之選址、設計、建造與運轉，包括：(1)Chem-Nuclear System 經營 Barnwell 與 Clive 處置場;(2)US Ecology 經營 Richland 處置場;(3)Waste Control Specialists 經營 Andrews 處置場;(4)Cedar Mountain Environmental 經營 Clive 處置場。

美國對低放射性廢棄物的處理方針主要是依據 NUREG/BR-0216 內文描述：” Licensees take steps to reduce the volume of radioactive waste after it has been produced. Common means are compaction and incineration. Approximately 59 NRC licensees are authorized to incinerate certain low-level wastes, although most incineration is performed by a small number of commercial incinerators.”意即對於放射性廢棄物減容普遍採用的方法是壓縮與焚化。其中約 59 個 NRC 核定之持照者獲得同意焚化低放射性可燃廢棄物，焚化工作是由少數的商業焚化爐業者在執行。而低放射性廢棄物相關的管制法規則有：1980 年發布的 Low-Level Radioactive Waste Policy Act、1982 發布的 10CFR61、1985 年發布的 Low-Level Radioactive Waste Policy Amendments Act。NUREG-0586 提供核設施除役最終一般環境衝擊說明書，NUREG-1700 提供除役審查導則，NUREG-1757 則是提供美國核管會除役程序、方法、技術與財務規劃。

在上述規範中，10CFR 61 對放射性廢棄物處理設施釋出執照的要求對安全十分重視，其中包括對民眾健康與維護環境方面的安全要求，亦應重視現場工作人員輻射防護限值的標準，也延伸到防止入侵者的破壞行為，並須確保設施場所的安全無虞。由於放射性廢棄物處理過程中，尤以分類最為重要，在 10CFR61.55 中規範了放射性廢棄物分類準則，在合法強制監管據以規範運轉限制濃度值已達成 ALARA 的目標。此外，NUREG-1700“Standard Review Plan for Evaluating Nuclear Power Reactor License Termination Plan”這份導則主要在提供有關執照終止計畫(LTP)之標準審查程序(Standard Review Plan, SRP)及核准的標準，說明了除污計畫、廢棄物外釋前的輻射狀況偵測等要求，與場址概述、特性調查、剩餘場址拆除活動之描述、輻射狀況偵測、劑量現值與環境影響報告

同樣列為該份導則重要的審查項目。

隨著除役所產生的廢棄物越來越多，越來越需要與公眾進行溝通，與低放射性廢棄物及其處置相關的規定亦需要進一步修訂。10CFR61 的修訂目標係確保不同的廢棄物都能夠安全的被處置，近年來其主要的修訂有：

- (1) 依特定場址進行功能評估；
- (2) 處置場安全設計基準提升為 1,000 年；
- (3) 分析無意闖入者的影響；
- (4) 長半衰期廢棄物核種的分析；
- (5) 深度防禦(Defense-in-Depth, DID)的觀念；
- (6) 在處置場封閉時應依當時最新的技術進行分析。

美國 NRC 對上述這些修訂已在 2015 年 3 月提出草稿，於 2016 年 9 月發布實施，建議相關人員或單位可前往 NRC 網站取得更新之資訊。

在核能政策方面，美國為全世界最大核能發電國，共有 103 部機組共約 105 百萬瓩容量，產生 19.5%的全國電力(2015 年)。美國自從 1977 年以後，就沒有新的興建機組定單；然而，在 2002 年，美國能源部啟動「核電 2010 計畫」，主要為藉由共同承擔財務及法規風險，以興建新設計電廠。在 2005 年，美國政府通過「能源政策法」，主要內容為強化能源自主，減少對外國石油的依賴；並主張核能是能源自主的重要一環，認同核能是安全及乾淨的能源。提出美國應該恢復建造新的核能電廠，制訂「風險保證及發電稅的減稅措施」，以支援新建核能電廠。此外，2005 年的法案亦授權撥付 12.5 億美元在進步型高溫同步產氫反應器之研究發展。由於這些及其他的結果，在 2020 年時，將會有實質的核能容量加入。另外，提出全球核能夥伴計畫，編列 2.5 億美元預算，其目標為與具有先進核能和平利用計畫的法、日、俄等國合作，開發新反應器及核子燃料循環的技術。

在永久停機的 34 部機組中，美國已經完成 13 部機組的除役。關於各個美

國電廠的除役經驗，可參考行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告「核能電廠除役廢棄物審查技術之研究」(102FCMA006)內有針對美國 Big Rock Point、Yankee Rowe、Maine Yankee 電廠除役的實例介紹。

4.2 英國除役及低放射性廢棄物管制情形

英國放射性廢棄物的管制機構為核子法規辦公室(Office for Nuclear Regulation, ONR)，於 2011 年依據核子設施法(Nuclear Installations Act)成立，其上級機關為英國健康與安全行政署(Health and Safety Executive, HSE)，執掌核子安全、廢棄物、運輸、核子保防、緊急應變等管制事項。其營運單位為英國核能除役署(Nuclear Decommissioning Authority, NDA)，是 2005 年依據 Energy Act 2004 成立，上級單位為英國能源與氣候變遷部(Department of Energy and Climate Change DECC)，執掌環境復育、核設施除役、放射性廢棄物管理等業務。

在法規方面，英國法規架構分為三個層級：國家法律(Public General Acts)、法定文書(Statutory Instrument)(包括 Regulations 與 Orders 等)、及管制機關發布之導則(Guidances)。屬於國家法律的 Radioactive Substances Act 規定管制機關權責及廢棄物管理授權與稽核；導則類的 Guidance on Requirements for Authorisation of Near-surface Disposal Facilities on Land for Radioactive Wastes 規定了近地表處置一般安全原則、處置授權程序、輻射與技術要求、安全評估等；Guidance for inspectors on the management of radioactive materials and radioactive waste on nuclear licensed sites 說明管制機關的任務、稽查協議、管制策略、文件架構等；The management of higher activity radioactive waste on nuclear licensed sites 規範了減量、調查、分離、處理與處置、貯存、資訊與紀錄技術的相關規定。

英國低放射性廢棄物處置採用的策略乃強調盡可能防止廢棄物產生、進行廢棄物減量、資源回收與再利用。英國核能除役署(Nuclear Decommissioning Authority, NDA)表示這些政策主要根據環境、糧食與農村事務部(Department for

Environment, Food and Rural Affairs, DEFRA)於2007年3月提出的低放射性固化廢棄物處理政策”Policy for the Long Term Management of Solid Low Level Radioactive Waste in the United Kingdom”為本、並曾諮詢過獨立的「低放射性廢棄物策略小組」(Low-Level Waste Strategy Group)後修訂而成。涵蓋範疇包括現在與未來可能的核能工業廢棄物生產者、環保法規制定者與廢棄物處理單位等。NDA所提出的新處理策略目標，還是持續提供符合安全、保全與對環境負責的處置容量，供英國核能或非核能工業使用。因此，新處理策略必須採用廢棄物分級制度(waste management hierarchy)、充分善用現有處置設施、並發展與利用新的處理與處置途徑。NDA並強調新處置策略必須著眼於盡可能防止廢棄物產生、廢棄物減量、資源回收與再利用(preventing, reducing, reusing and recycling)，才能盡量充分利用處置容量。譬如NDA就建議應該儘可能再利用土壤與瓦礫碎石，金屬廢棄物應該經除污再回收後，重新用於其他用途。這項新處置策略並未談到液態與氣態廢棄物，但NDA表示未來將繼續發展這類廢棄物的處置策略，並反映在新版的政策中。

目前英國有15部運轉中機組共8.83百萬瓩容量(另有30部機組永久停機)，在2015年發電為全國的18.87%；該比例由於機組退役，在近年來逐年下降(2007年約25%)。此外，約有全國3%的電力是由法國的核電所供應。在2006年，政府開始進行國家的能源政策評估，結論為建議替換核能電廠，以符合能源安全及抑低二氧化碳排放。政府已澄清任何新電廠將給予融資，並由私人部門興建；政府已說清楚需要新建核能電廠，但還是希望由市場機制來決定興建的範圍及速率。

4.3 法國除役及低放射性廢棄物管制情形

法國放射性廢棄物的管制機關為法國核能安全局(French Nuclear Safety Authority, ASN)，於2006年依據核能公開與保安法(Act No. 2006-686 of 13 June 2006 : Concerning Transparency and Security in the Nuclear Field , TSN Act)成立，

負責法規研訂與管制，包括管制主要的基本核能設施，如反應器、燃料循環工廠、設施封閉、廢棄物處理場、中期貯存設施、以及處置場等，放射性廢棄物處理的營運單位為專責機構—國家放射性廢棄物管理局(National Radioactive Waste Management Agency, ANDRA)，此機構成立於 1979 年，法源依據為廢棄物法(Waste Act Dec. 1991)，上級單位為生態能源永續發展與海洋部(Ministry of Ecology, Energy, Sustainable Development and the Sea)，負責放射性廢棄物之長期管理，包括最終處置場的運轉以及全國放射性廢棄物資料更新的維護等等，其技術部門尚包含風險管理組、計劃組、工程與深層處置計畫組、研發組、地下實驗室組、以及工業組。

法國法規架構分為三個層級：國家法律(Acts)、政府法規(Decrees)、以及基本安全規則(Basic Safety Rule)。除了國家法律層級的核能公開與保安法和放射性廢棄物永續管理法外，還有政府法規等級的放射性廢棄物國家管理計畫、放射性廢棄物研發與管理法作為主要的法規，再加上細項規範的安全規則，包括地表設施設計、放射性廢棄物處理、貯存與包裝規定、地表與深層處置安全規定等細項規則。而在 Act 2006-739 放射性廢棄物永續管理法中，特別規定外國的放射性廢棄物即使在法國進行再處理，亦不得於法國處置，均須運回該產生國，每三年修訂 National Management Plan for Radioactive Materials and Waste (PNGMDR)，並要求相關機構要進行長半化期核種分化與轉化(partitioning and transmutation)、可逆的深層地質處置、處理與貯存程序的改善等研發。

法國對於放射性廢棄物仍是著重於詳細的分類，依其特性分別處置，對於放射性廢棄物分類的處置要求如表 4-1 所示，由管理專責機構—國家放射性廢棄物管理局(ANDRA)負責廢棄物的處置工作，在管理上首重民眾健康和環境保護，法國原子能委員會(CEA)則負責高放射性廢棄物轉化、分離、固化包裝及長期貯存的研究，兩個單位的相關研究則由核能安全局(ASN)、核能安全及輻射防護研究所(IRSIN)、國家放射性廢棄物審查委員會(CNE)等單位共同監督、審查，

並舉辦全國公聽會及採納國會科學技術專家建議後，由工業、環境及研究 3 個部會共同草擬放射性廢棄物法草案，法國國會於 2006 年 6 月 28 日通過放射性物質及廢棄物長期管理法(Act 2006-739)，做為法國處理放射性廢棄物的指標，這項法案包含了放射性廢棄物與用過核子燃料的管理、管制單位的組織架構、新建設施的釋照與審查、廢棄物處置場所的建立、地方監督委員會的成立、核能研究的發展等，可以說從上到下、由近至遠都有著嚴謹且充分的規範和導則，其中尚包含舉辦民眾公聽會與接受地方監督委員會和國會審查的相關規定，在各單位的重重監督下，消除法國民眾對放射性廢棄物危安的疑慮。

表 4-1 法國放射性廢棄物分類及處置要求

比活度	短半衰期(<30 年)	長半衰期(>30 年)
極低放射性(VLLW) <100Bq/g	1. Morvilliers 處置場 2. Cires 處置場	廠內暫存
低放射性(LLW) 100 ~ 20000 Bq/g	1. Aube 處置場 2. Manche 處置場(1994 年關閉)	石墨、鐳(氣冷式等核電 廠產生)，目前規劃中
中放射性(ILW) 20000 ~ 10 ⁹ Bq/g	3. CSA 處置場	Iceda 處理貯存設施 (EDF 經營)，預計 2018 年運轉
高放射性 (HLW) > 10 ⁹ Bq/g	Cigeo 深層地質處置場(HLW 及 ILW HLW)，預計 2025 年運轉	

法國 EDF 電力公司（法語：Électricité de France S.A., EDF）是法國的公用電力公司，由法國國家擁有大部分股權。該公司在 2015 年共生產 462.5TWh 電力(法國當年共生產 546TWh)，其中核能發電為 416.8TWh，佔全國 76.3%的電力。該公司目前共有 58 部 PWR 核能機組在運轉，分佈在全國 19 個地點，包括 34 部 900 MWe 核能機組，20 部 1300 MWe 核能機組，和 4 部 1450 MWe 核能機組。另外 9 部正進行除役之核能機組，包括 6 部氣冷式機組，1 部重水式機組，1 部快滋生機組，及 1 部 300 MWe PWR 核能機組。

該公司在 CENTRACO 廠擁有焚化爐與金屬熔爐處理設施，核電廠產生的

可燃低放射性廢棄物係以焚化爐焚化處理，金屬廢棄物係以熔爐處理，可將廢金屬回收再利用於核能設施，而不符合回收標準的廢金屬則製成鑄錠存放。

在 CSA 處置場，設置超高壓縮機，將可壓縮廢棄物予以壓縮後再裝桶。

該公司核電廠營運所產生的廢離子交換樹脂，並未處理，而是將廢離子交換樹脂與 Epoxy 配比混合均勻後裝入 2m³ 混凝土容器內，再送最終處置場。

4.4 加拿大除役及低放射性廢棄物管制情形

加拿大的放射性廢棄物管制機關為加拿大核能安全委員會(Canadian Nuclear Safety Commission, CNSC)，成立於 2000 年，其法源依據為核子安全與管制法(Nuclear Safety and Control Act)，上級單位為天然資源部(Minister of Natural Resources Canada)，執掌核能與放射性物料安全管理、法規研擬、防止核武擴散與相關研發等等，放射性廢棄物的營運單位為核廢棄物管理專責機構(Nuclear Waste Management Organization, NWMO)，成立於 2002 年，其法源依據和上級單位與 CNSC 相同為核子安全與管制法與天然資源部，執掌用過核子燃料之長期管理與處置。

在法規方面，Nuclear Fuel Waste Act 規定核能電力公司應成立放射性廢棄物管理專責機構，並應提撥經費；Regulatory guide G-219：Decommissioning Planning for Licensed Activities 規定除役規劃應注意事項，包含提出時機與內容；Regulatory policy P-290：Managing Radioactive Waste 對廢棄物減量進行規範，同時需確保安全與環保、評估長期最大危害使未來的危害不得大於現代、據評估結果儘早採取行動以防止現在與未來的不合理風險。

目前加拿大有 19 部核能機組運轉中，其中包括 OPG Pickering 的 6 部機組、OPG Darlington 的 4 部機組、Bruce Power 的 8 部機組、以及 New Brunswick Power 的 1 部機組，總容量為 13.5 百萬瓩容量，2015 年發電占全國 16.6%。有 3 部機組正在或預計進行除役，Pickering 的 1 號機和 2 號機採用安全貯存(SAFESTOR)方法進行除役，Gentilly 2 號機已決定除役，目前處於永久停機到

安全貯存之過渡階段。

針對加拿大各設施低放射性廢棄物的營運管理，說明如下：

- (1) New Brunswick Power 核電廠：廠內貯存。
- (2) OPG Pickering & Darlington 核電廠：運送廢棄物至該公司所屬廠外貯存場貯存。
- (3) Bruce Power 核電廠是一廢棄物產生者，安大略電力公司(OPG)於 2005 年起在該公司所屬西部廢棄物處置場，規劃一座深層地底儲存場(Deep Geological Repository)，以儲存 OPG Pickering & Darlington 與 Bruce Power 核電廠所產生之所有中低階放射性廢棄物。
- (4) 雖然 Bruce Power 核電廠僅是一廢棄物產生者，但其需要執行所產生廢棄物之減量處理，以及利用減容技術以減少廢棄物之容積。

而加拿大對放射性廢棄物之分類則有五類：(1)豁免或可外釋廢棄物；(2)極低階放射性廢棄物；(3)低階放射性廢棄物；(4)中階放射性廢棄物；(5)高階放射性廢棄物(一般指用過核燃料)。

4.5 日本除役及低放射性廢棄物管制情形

日本放射性廢棄物的管制機關首先為原子力規制委員會(Nuclear Regulation Authority, NRA)，是一個成立於 2012 年 9 月的新機關，依據的法源為原子力規制委員會設置法，以環境省為上級單位，執掌法規與政策研擬、核安與輻安管制、防災應變、環境監測、技術研發、國際合作等事宜，其前身為原子力安全保安院(Nuclear and Industrial Safety Agency, NISA)，成立於 2001 年，執掌確保核能工業安全、負責起草法令、並管制處置與貯存設施、以及核設施除役。另一個管制機關為原子力安全委員會(Nuclear Safety Commission of Japan, NSC)成立於 1978 年，依據原子力基本法，以日本內閣為上級單位，執掌負責建立安全原則與標準、覆審法規單位意見。

日本「原子力安全基盤機構」(Japan Nuclear Energy Safety Organization, JNES)

成立於 2003 年，為獨立行政法人，其主要任務為協助日本環境省之原子力規制委員會，執行核能及放射性廢棄物設施之安全檢查作業，包括六個所村低放射性廢棄物處置場的低放廢棄物之接收管制檢查。

在營運方面，日本於二十幾年前就設立亞洲最大放射性廢棄物處置場，低放射性廢棄物最終處置場位於日本青森縣上北郡六個所村，落於海拔 30 至 60 公尺的平原上，面積 252,990 平方公尺。自 1990 年開始興建，1992 年 12 月由日本核能燃料株式會社(Japan Nuclear Fuel Service Limited, JNFL)負責營運，屬於私營企業，由日本九家電力公司合資成立。。

此外，「原子力發展環境整備機構」(Nuclear Waste Management Organization of Japan, NUMO) 及「原子力環境整備促進與資金管理中心」(Radioactive Waste Management Funding and Research Center, RWMC)均為放射性廢棄物處置有關機構，NUMO 為公法人性質，專責高放射性廢棄物及超鈾廢棄物(TRU)的處置，而 RWMC 則負責放射性廢棄物處置各項研究發展及基金管理。至於負責低放射性廢棄物處置的 JNFL，則是由日本九家電力公司合資成立的專責公司。

在低放射性廢棄物的法制規範方面，依「關於核原料物質、核燃料物質及原子爐規制法（簡稱「原子爐等規制法」）」第 51 條之 2 規定，放射性廢棄物分為第一種與第二種放射性廢棄物，即高與低放射性廢棄物。處理放射性廢棄物業者必須向原子力規制委員會提出記載下列事項之申請書，並取得許可始得營運：

- (1) 姓名或名稱、住所，以及法人代表人之姓名。
- (2) 設置廢棄物埋設地、管理設備及其附屬設施之事業名稱及所在地。
- (3) 廢棄核燃料物質及其污染物之情況與數量。
- (4) 廢棄物埋設設施及管理施設之位置、構造、設備與廢棄方法。
- (5) 預定變更放射能衰減第二種廢棄物埋設保全措施之時期。
- (6) 廢棄物埋設、管理設施之施工計畫。

目前日本有 22 座核能電廠共 45 部機組(包括 2 部興建中)、1 部長期停機、16 部永久停機(含福島第一核能電廠的 6 部機組)，總容量 40.2 百萬瓩正在進行除役或已經完成除役的機組為普賢、東海 1 號機、中部濱岡 1/2 號機，預計福島第一核能發電廠的 6 部機組也將進行除役。在福島事件之前，日本為第四大核能發電國，僅次於美、法與瑞士，提供全國 30% 的電力，若扣除核能發電，電力自主率僅約 4%。日本 2006 年公布國家能源新戰略及核能立國計畫大綱，明述主要目標在於實現全球能源永續發展及確保日本能源供應安全，相關核能具體內容包括：(1)提高現有輕水式反應器的運轉效率，建議提高核能發電佔全國總發電量比例 30% 甚至 40% 以上；(2)投資新建、擴建和改建核能電廠；(3)2006 年起建造第 2 座放射性廢棄物處置廠；(4)將快中子滋生反應器示範建造、試運轉日期提前至 2025 年；(5)積極參加美國主導的全球核能夥伴計畫(GNEP)。而日本社團法人原子力產業會議(JAIF)更預估，2050 年核能發電將佔全國的 60% 且於 2008 年 10 月 16 日發表「2100 年核能願景—對低碳社會的建言」，係利用其累積研究開發成果的技術，以及目前致力於實用化研究開發的技術，評估到 2100 年時，對石化燃料的依存度可從現在的 85% 降低到 30%，同時二氧化碳的排放量也可降低到現在的 10%。則推算 2100 年核能所占發電量比率為核分裂爐 53% (其中輕水爐 18%、快滋生式反應爐 35%)、核融合爐 14%，合計 67%。然而在福島事件之後，日本將所有核能機組停機，2015 年幾乎完全未使用核電，因此上述預估數字將有所改變，然而目前日本迫於因停止使用核電的強大經濟壓力，又將重新啟用核電，具體變化仍有待觀察。

日本放射性廢棄物處置場選址並無如同我國、韓國須經公民投票程序，業者僅須取得原子力規制委員會許可後，即可開始營運。然而為化解設置阻力，業者會先與地方市町村及縣政府協商，取得同意後方提出申請。JNFL 能在六個所村順利建設各項放射性廢棄物處置及核燃料循環設施，最主要原因在於重視當地居民，透過資訊透明化、積極溝通、參與地方活動及建設地方、即時監測、

提供當地民眾就業機會等措施，化解民眾疑慮，並取得支持。至於高放射性廢棄物的選址則採志願徵求方式，經文獻調查、概要調查、細部調查等階段，先從地質文獻中確認該地區無因地震、斷層活動、火山活動、侵蝕及其他自然現象，造成明顯的地層變動，再藉由鑽井及地球物理探測方式，確認該地區之潛在處置地層並無不利於建構深地層處置設施，而地下水對處置設施亦無不利的影響，最後確認該場址之潛在處置地層在各方面的物理及化學特性，均具有建構深地層處置設施的可行性，方能通過審核。(本節內容摘自何展旭於財團法人國家政策研究基金會國政評論所撰「日本放射性廢棄物處置場設置規範之探討」一文，2013年4月15日)

4.6 瑞典除役及低放射性廢棄物管制情形

瑞典的放射性廢棄物管制機關為瑞典輻射安全管制局(Swedish Radiation Safety Authority, SSM)，成立於2008年，法源依據為核子作業法(Act 1984:3 on Nuclear Activities)，上級單位為環境部(Ministry of the Environment)執掌核子安全與輻射防護、緊急應變、處置等管制事項以及國際合作，放射性廢棄物的營運單位為民營的瑞典核燃料與廢棄物管理公司(Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB)，由四家電力公司合組，執掌核能電廠用過核子燃料管理與處置。

在法規方面，瑞典 Act on Nuclear Activities 中禁止中期貯存與處置外國放射性廢棄物，規定放射性廢棄物管理與處置應由核子設施執照持有者負責；Ordinance with instructions for the Swedish Radiation Safety Authority(2008:452)規範管制機關的組織與權責；Regulations on Planning before and during Decommissioning of Nuclear Facilities (SSMFS 2008:19)規定除役計畫規劃、永久停機、設施拆除與廠址解除管制等；Regulations concerning safety in connection with the disposal of nuclear material and nuclear waste (SSMFS 2008:21)規定處置設施設計、建造、以及封閉後的安全分析，並規定障壁系統量化要求、情節定

義與分類、評估時間尺度至少一萬年；Regulations on the Handling of Radioactive Waste and Nuclear Waste at Nuclear Facilities (SSMFS 2008:22)是關於處置前管理(predisposal management)的相關規定，包括文件化、資料提報、品質保證等；Regulations Concerning the Protection of Human Health and the Environment in Connection with the Final Management of Spent Nuclear Fuel and Nuclear Waste (SSMFS 2008:37)規定處置場環境與輻射防護的安全原則，包括闖入防護、生物圈與曝露途徑、時間尺度等；Regulations on Radioactive Waste Not Associated with Nuclear Energy (SSMFS 2010:2)規定小產源廢棄物的相關管制。

瑞典有 10 部機組共 9 百萬瓩容量，2015 年供應全國約 34.33% 的電力。在三哩島事件後，瑞典議會禁止進一步擴張核能，並朝著如果有新能源可以替代核能，將於 2010 年開始進行各電廠的除役。2 部 615 百萬瓦機組依序於 1999、2005 年關閉並進行除役；然而，由於來自商會之壓力，剩餘的機組將可運轉 40 年，並在 2012-2025 年間關閉。

4.7 德國除役及低放射性廢棄物管制情形

德國的放射性廢棄物管制機關為聯邦輻射辦公室(Federal Office of Radiation Protection / Bundesamt für Strahlenschutz, BFS)，成立於 1989 年，法源依據為德國原子能法(Atomic Energy Act)，上級單位為聯邦環境自然保育與核能安全部(Bundesministerium für Umwelt Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU)，負責推動核燃料貯存、放射性物質運輸、放射性廢棄物管理、處理與處置設施建造/運轉等，並執行相關技術之研發。放射性廢棄物的營運單位為私營但接受政府委託的德國處置專責公司(Deutsche Gesellschaft zum Bau und Betrieb von Endlagern, DBE)，同樣依據德國原子能法，負責處置場之規劃、建造與運轉。

德國的法規架構雖然分層複雜，但仍以位於國家法律的原子能法為最高層級，內容重點包括停止用過核子燃料再處理措施，改採直接處置，放射性廢棄物最終處置是國家責任，由國家建造與運轉處置場，放射性廢棄物產生者應支

付處置費用等，而位階次於國家法律的後端基金條例(Repository Prepayment Ordinance)則規範了放射性廢棄物產生者應提撥處置費用之相關規定。其他尚有核廢棄物運輸條例(Nuclear Waste Shipment Ordinance (AtAV) 30 April 2009)、以及坑道最終處置安全、高放處置安全、核設施除役、用過核子燃料中期貯存、低放長期貯存安全要求等數項導則。

德國目前運轉的 8 部核能機組共 10.8 百萬瓩容量，提供約 14.09%的電力(2015 年)；德國核能發電工業於 1970 年至 1989 年間蓬勃發展，然而受到 1989 年車諾比事件及少數政黨聯盟執政之強硬反核思想，於 2001 年由德國政府與其
主要電力公司達成協議，決定逐步關閉核電機組，平均一部核電廠壽命為 32 年。在福島核災前，德國總理梅克爾支持核能，曾經於基民盟內部會議上表示逐步淘汰核能的決定是錯誤的，德國在八大工業國中已被孤立於核能議題之外，尤其義大利和英國政府修正政策後，更公開支持核能，梅克爾更於結論中指出一定要再重新討論核能發電的議題。目前德國有 28 部核能機組已經永久停止運轉，部分機組正進行除役中，已完成除役的機組有 3 部。

4.8 其他方面的資訊

放射性廢棄物(含運轉中會產生的物質)必須依照其性質及輻射等級，進行容積減少、固化等處理後，先臨時保管於貯存庫，待除役結束前再搬出廢棄設施；另外，必須在開始進行反應器區域解體拆除工程前，先確定棄置地點，若無法確定時，則應延長安全貯存期間，而不需以放射性物質處置的物質及非放射性的廢棄物，則應盡可能再次利用。除役產生大量各式各樣物質類型，這些物質能被以放射性廢棄物處理與處置或被除污後作為非放射性物質釋出，因此核設施除役階段廢棄物管理比運轉階段更具有挑戰性。

缺乏低放射性廢棄物最終處置場時有兩種選擇方案，第一個方案是維持設施在安全封閉模式，第二方案是解體設施、整備廢棄物與貯存於廠內適當設施，美國 Rancho Seco 核能電廠、德國 Greifswald 核能電廠及西班牙 Vandellos 核能

電廠便是將除役所產生的低放射性廢棄物貯存於廠內貯存設施。

任何核設施類型整個生命週期所產生的放射性物質與放射性廢棄物可區分為三大類，分別為運轉廢棄物、維護廢棄物及除役廢棄物，前二者可利用既有處理設施處理，而除役廢棄物則需小心管理，以確保在環境與經濟適當條件下能夠供再利用、貯存或處置。從輻射觀點而言，核設施除役程序所產生的物質除少量為高放射性和/或活化物質外，其餘大部分為非放射性，質量上亦相對大量與核種濃度解除管制基準接近，僅約 2~6% 需進行放射性廢棄物最終處置。

在我國方面，由於早期各核電廠的放射性廢棄物產量較大，各廠區貯存空間十分不足，有鑑於此，原能會在民國 78 年開始推動放射性廢棄物減量策略，為各電廠訂定放射性廢棄物年產量目標，從來源減廢開始著手，在新型固化技術的引進之下，廢棄物產量已大幅降低，而後原能會也要求台電針對未固化廢樹脂進行減容及安定化處理以減少倉儲空間；對於積存在電廠管制區內未受輻射污染的固體廢棄物與金屬，原能會依據放射性物料管理法，並參考 IAEA 及國際相關規範訂定「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」，各電廠依其規定提送外釋計畫，符合規定並經核准後的無污染廢棄物依一般事業廢棄物處理，並將其中金屬回收再利用，善用回收資源並能降低後續作業之負荷與花費。原能會除了監督電廠改善硬體設施及營運管理外，也積極提升相關從業人員之專業技能，發布「放射性廢棄物處理設施運轉人員資格審查辦法」要求放射性廢棄物相關設施經營者對從業人員專業與法規訓練之強化，人員需經認證合格發予證明書後使得進行操作或管理放射性廢棄物處理設施。

另外，本報告第 3 章業已對比利時的成功經驗進行說明，在此不再贅述。

第五章 結論與建議

本期末報告共分五個章節，第 1 章是前言，概要說明本計畫的背景和緣由，第 2 章說明計畫目標和執行方法，於第 3 章為除役核能電廠廢棄物之技術與概況，首先概要說明除役核能電廠放射性廢棄物之處理規劃，內容細項包含放射性廢棄物處理技術之選用、放射性廢棄物處理設施與方法的細部說明、放射性廢棄物包裝容器的使用、放射性廢棄物之運貯應注意事項等，然後討論除役廢棄物之減量與減容措施，其中概略說明美國焚化爐的規範和現況，引述日本對於減容技術的分析評估，並簡要敘述比利時自 1960 開始進行的放射性廢棄物處理方法及減容焚化經驗，作為我國未來除役執行與審查之參考。第 4 章為除役廢棄物規範及各國除役廢棄物管制情形，除了說明 IAEA 對除役廢棄物管制規範的基本方針，也彙整美國、英國、法國、加拿大、日本、瑞典、德國等國的除役及低放射性廢棄物的管制情形，作為審查驗證的參考。本章為結論與建議。

以下列出本計畫期末報告的重點摘要：

(一)除役技術部分

1. 除役核能電廠放射性廢棄物之處理規劃，需考量：放射性廢棄物處理技術選用、放射性廢棄物處理設施、放射性廢棄物包裝容器、以及放射性廢棄物之運貯規劃。
2. 處理放射性廢棄物時，需要更加專注於放射性物質含量分布密度較高的部件，但對預期密度較低之物件仍需妥善監管。
3. 在處理放射性廢棄物的過程中，需考量二次放射性廢棄物之產生與管理，並需額外注意氣體與液體類等不易處理的廢棄物，使其合乎排放標準，固體方面則需符合最終處置場之廢棄物接收準則(Waste Acceptance Criteria, WAC)。
4. 選用放射性廢棄物處理技術的考量原則：減容效率、技術成熟度、二次廢棄物的產量、現場空間及暫貯容量、運送與暫貯、最終處置。
5. 固體放射性廢棄物處理技術依類型可區分為機械處理、熱處理、化學與生物

處理、固封處理等類型。

6. 液體放射性廢棄物的處理流程為：分類、輸送、處理、外釋或貯存。液體廢棄物需依所含輻射種類和活度進行分類，再決定如何處理或貯存。
7. 氣體放射性廢棄物的處理方法是用活性碳吸附氣體狀的放射性廢棄物，等到活度衰減之後，再用高效率空氣濾網(high efficiency particulate air, HEPA)除去放射性物質，並測定氣體中的活度，確認沒有放射性之後才能從煙囪或排氣孔排出。
8. 放射性廢棄物焚化爐和一般廢棄物焚化爐的最大不同點在於它的焚化對象是放射性廢棄物和其他具有化學毒性的混合物，除了減容之外，也必須降低廢棄物的化學毒性。
9. 在比利時的經驗裡，送進焚化爐的物質需經適當分類與前處理，將不同物料送進合適之燃燒爐中，亦需針對可能危害設備的物料進行分離，才能延長設備的使用壽命。
10. 焚化爐的邏輯控制系統，需針對燃燒物微調最佳化燃燒與進料行程，可以大幅度增加焚化爐的處理容量，並須具備緊急備援系統及各種明確的指示燈號，以因應不時之需。
11. 焚化爐的處理容量，可藉由設備的調整與控制系統的改善獲得大幅度的增加，且不影響減容效率。

(二)法規部分

1. 放射性廢棄物廠內運輸作業依各廠放射性廢棄物運輸作業程序進行，運送容器須符合「放射性物質安全運送規則」與「放射性廢棄物運作許可辦法」之規定。廠外陸運作業程序包括運輸申請、廠內作業及審核以及陸上運輸等三階段。
2. 低放射性廢棄物暫貯容器如需進行最終處置，外運之盛裝容器須符合「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」及「低放射性廢棄物盛裝容器使

用申請書導則」之規定。廢棄物的減容通常利用焚化和壓縮的方式進行。

3. 放射性廢棄物貯存設施須符合「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」、「放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法」及各種營建及水土保持相關規定，貯存設施規劃的內容應包括使用的貯存設施、位置、貯存方法，以及貯存的廢棄物類別、數量等資訊。
4. 放射性廢棄物的外釋須依據「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」、「放射性物料管理法」及「一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則」等規定辦理。
5. 低放射性廢棄物減容處理時，輻射防護須遵守合理抑低(ALARA)原則。
6. IAEA「使用放射性物質設施的除役」(Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material, IAEA Safety Requirements No. WS-R-5)提出除役活動應以最適當的方式來執行，逐步地達到減少放射性危害，並且根據規劃與評估來進行，以確保除役作業期間與之後工作人員及民眾的安全以及環境的保護。
7. 缺乏低放射性廢棄物最終處置場時有兩種選擇方案，第一個方案是維持設施在安全封閉模式，第二方案是解體設施、整備廢棄物與貯存於廠內適當設施。

(三)各國管制/營運組織

1. 美國放射性廢棄物的管制機關為核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission, NRC)。營運機關方面，美國能源部(Department of Energy, DOE)執掌高放射性廢棄物的選址、設計、建造與運轉，而美國目前有四家低放射性廢棄物處置設施營運單位，均為私營企業。
2. 英國放射性廢棄物的管制機關為核子法規辦公室(Office for Nuclear Regulation, ONR)。營運單位為英國核能除役署(Nuclear Decommissioning Authority, NDA)。
3. 法國放射性廢棄物的管制機關為法國核能安全局(French Nuclear Safety Authority, ASN)。營運單位為專責機構—國家放射性廢棄物管理局(National

Radioactive Waste Management Agency, ANDRA)。

4. 加拿大的放射性廢棄物管制機關為加拿大核能安全委員會(Canadian Nuclear Safety Commission, CNSC)。營運單位為核廢棄物管理專責機構(Nuclear Waste Management Organization, NWMO)。
5. 日本放射性廢棄物的管制機關為原子力規制委員會(Nuclear Regulation Authority, NRA)。另一管制機關為原子力安全委員會(Nuclear Safety Commission of Japan, NSC)。營運單位為民營的日本核能燃料株式會社(Japan Nuclear Fuel Service Limited, JNFL)。
6. 瑞典的放射性廢棄物管制機關為瑞典輻射安全管制局(Swedish Radiation Safety Authority (SSM)。營運單位為民營的瑞典核燃料與廢棄物管理公司(Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB)。
7. 德國的放射性廢棄物管制機關為聯邦輻射辦公室(Federal Office of Radiation Protection / Bundesamt für Strahlenschutz, BFS)。營運單位為私營但接受政府委託的德國處置專責公司(Deutsche Gesellschaft zum Bau und Betrieb von Endlagern, DBE)。
8. 總結各國管制、營運及運轉相關資料，彙整於表 5-1。

表 5-1 各國放射性廢棄物管制、營運及核電機組除役運轉資料彙整表

國家	管制機關	營運機構	運轉機組	興建機組	總容量(百萬瓩)	2015年發電占比	永久停機數量	除役機組數量
美國	NRC	DOE 4家私營企業	99	4	105	19.5%	34	13 (完成)
英國	ONR	NDA	15	0	8.83	18.87%	30	暫缺
法國	ASN	ANDRA	58	1	65.28	76.34%	12	9
加拿大	CNSC	NWMO	19	0	13.5	16.60%	6	3
日本	NRA NSC	JNFA(私營)	43	2	40.2	0.52%	16	4
瑞典	SSM	SKB(私營)	10	0	9	34.33%	3	2
德國	BFS	DBE(私營)	8	0	10.8	14.09%	28	3(完成)
比利時	FANC	NIRAS/ONDRAF	7	0	6.207	37.53%	1	1

註：除役機組數量包含除役中及已除役的總和，英國數量暫缺，美國、德國僅列已完成。

本表資料源自 <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryStatisticsLandingPage.aspx>
(2016/12/9)

(四)各國法規摘要

1. 美國放射性廢棄物的管制規範主要規範於 10CFR61 中。對放射性廢棄物處理設施釋出執照的要求對安全十分重視，包括對民眾健康與維護環境方面的安全要求，亦應重視現場工作人員輻射防護限值的標準，也延伸到防止入侵者的破壞行為，並須確保設施場所的安全無虞。放射性廢棄物處理尤以分類最為重要。
2. 英國低放射性廢棄物處置採用的策略強調盡可能防止廢棄物產生、廢棄物減量、資源回收與再利用。
3. 法國對於放射性廢棄物亦著重於詳細的分類，依其特性分別處置，由管理專責機構—國家放射性廢棄物管理局(ANDRA)負責廢棄物的處置工作，在管理上首重民眾健康和環境保護，法國原子能委員會(CEA)則負責高放射性廢棄物轉化、分離、固化包裝及長期貯存的研究，兩個單位的相關研究則由核能安全局(ASN)、核能安全及輻射防護研究所(IRSN)、國家放射性廢棄物審查委員會(CNE)等單位共同監督、審查。
4. 加拿大法規規定核能電力公司應成立放射性廢棄物管理專責機構，並應提撥經費，在廢棄物減量方面，需確保安全與環保、並評估長期最大危害使未來的危害不得大於現代，據評估結果儘早採取行動以防止風險。
5. 日本放射性廢棄物處置場選址並無如同我國、韓國須經公民投票程序，業者僅須取得原子力規制委員會許可後，即可開始營運。然而為化解設置阻力，業者會先與地方市町村及縣政府協商，取得同意後方提出申請。
6. 瑞典禁止中期貯存與處置外國放射性廢棄物，規定放射性廢棄物管理與處置應由核子設施執照持有者負責。法國則規定外國的放射性廢棄物即使在法國進行再處理，亦不得於法國處置，均須運回該產生國。
7. 德國的法規以位於國家法律的原子能法為最高層級，內容重點包括停止用過核子燃料再處理措施，改採直接處置，放射性廢棄物最終處置是國家責任，

由國家建造與運轉處置場，放射性廢棄物產生者應支付處置費用。

本計畫執行內容並未探討用過核子燃料之處置，其屬於高階放射性廢棄物部分，相關內容已見於 104 年物管局委託研究計畫「核能電廠除役計畫拆除與除污研究之審查驗證研究」(104FCMA008)及其所列之參考資料當中。

除了上述重點摘要部分建議審查管制時參考之外，以下針對本研究報告的內容，提出結論與建議：

(一)研擬成立放射性廢棄物處置之專責機構

日本放射性廢棄物處置的法定專責機構為「原子力發展環境整備機構」及「原子力環境整備促進與資金管理中心」，分別負責高放射性廢棄物處置以及放射性廢棄物處置研究發展與基金管理，低放射性廢棄物則由日本 9 家電力公司合資成立的「核能燃料株式會社」專責處理。針對不同型態的廢棄物進行分類處置，是世界主要核能國家處置放射性廢棄物的趨勢，本報告中作為實例介紹的比利時是採取先成立放射性廢棄物專責機構 ONDRAF/NIRAS，而後完成放射性廢棄物集中式貯存設施 Belgoprocess，最後達成放射性廢棄物最終處置選址作業 Dessel 的三步驟策略，其成功經驗為世界所認可。

國際資訊顯示 33 個核能發電國家中有 24 國，亦即約三分之二的國家設置有專責機構(指管制單位與核能電廠以外的第三者)進行放射性廢棄物後端管理(處理、貯存、處置)措施，而非由電力公司負責，為便於統籌資源與事權，促進公眾溝通，有設置專責機構之必要。。

相較之下，我國並無處置放射性廢棄物的專責機構，主要仍由台電公司自行處置，相較於一般正常運作時所產生的放射性廢棄物，除役過程的放射性廢棄物產量可能規模更大，雖然其包含輻射污染部分的成分可能很低，但在分類、處置、貯存方面，仍需耗費非常巨大之人力與經費，建議應推動成立放射性廢棄物處置之專責機構，以有效進行除役放射性廢棄物處置工作。

(二)設法化解放射性廢棄物處置場所的困難與阻礙

我國低放射性廢棄物處置選址計畫因民眾與地方政府反對而延滯，除役過程所產出之放射性廢棄物恐將就地堆置，進行最終處置之時程規劃恐淪紙上談兵，在日本和比利時的經驗中，我們可歸納出下列幾項重點：

1. 詳實的調查與設置程序

依低放射性廢棄物最終處置設施場址設置條例第 7 條至第 11 條規定，我國低放射性廢棄物最終處置設施場址設置自處置設施選址計畫之提出，至完成地方性公民投票同意設置為止，約僅有兩年多的時程，這樣的時程能否化解各界疑慮，取得工作人員及民眾對處置設施安全性之信任，實有討論空間。相較之下，在日本低放射性廢棄物的處置經驗中，其作業先經由詳細的地質調查後，進行施工研究及設施安全性檢驗，再與地方政府協商取得同意後，最後向主管機關提出處置事業許可申請，所有程序看似繁複，且費時達 10 年以上，卻有助於取得民眾之信任，也有足夠的時間與民眾溝通，須知日本放射性廢棄物的選址，其實並不需要經過公民投票同意，尚且能突破重重障礙，獲得民眾認可，由此可知詳實的調查與設置程序，是化解民眾歧見、取得共識的重要過程。因此，未來除應修法詳實規範場址調查程序，並應加強要求業者做好場址調查及安全評估等各項前置準備作業，以確保低放射性廢棄物處置之安全。

2. 充分溝通與回饋

比利時 ONDRAF/NIRAS 自 1990 年代開始就開始對放射性廢棄物最終處置場址做選址研究調查報告，一如所預料的，報告在 1994 年提出後遭到潛在位址地區的居民一致反彈與抵制，探究其原因除了對放射性廢棄物的貯存有安全疑慮之外，另一重要因素是該放射性廢棄物貯存倉庫對該社區居民並無任何附加價值的存在。在各種與民眾的互動過程中，了解整個過程必須採取漸進、有彈性、朝向可逆、可控制的技術方向，更需考慮的附加價值與社會經濟及道德層面的務實作法，爭取民眾的信任。除了舉辦各種說明會、辯論會以及進行各種

夥伴關係的培訓養成外，最實務面的措施仍是補償金的部分，比利時的作法十分值得參考的是它並不是直接撥給地方居民，而是交由地方政府用來繁榮地方、增加就業機會。在長時間的過程中，民眾接受度是逐年增加(2002年6月>50%、2002年12月>71%、2003年9月>86%)，從1994年開始到2003年仍經歷長達近10年的努力過程。

日本對於放射性廢棄物處置的選址作業，不論廢棄物放射性之高低，均不需如同我國、韓國須經公民投票程序。然而為化解設置阻力，業者會先與地方市町村及縣政府協商，取得同意後方提出申請。除此之外，另透過資訊透明化、積極溝通、參與地方活動及建設地方、即時監測、提供就業機會等措施，化解當地民眾疑慮，並爭取支持。其概念上和比利時也是十分接近。

(三)規劃放射性廢棄物集中處置

民眾對放射性廢棄物貯存設施無論如何均會產生巨大排斥感，民眾疑慮需經過長時間研究調查與溝通方能消除，但是國內放射性廢棄物既存是不可改變的事實，始終必須有個場所進行暫存或最終處置。於除役電廠現址分廠貯存固然是一個解決方案，但須面臨多個地區之民眾抗爭反對，與其如此，不如選定一場址，將放射性廢棄物和用過核子燃料集中貯存，將各項因素降到最低。

國際上使用核能發電的國家中與台灣同屬地狹人稠的荷蘭、比利時、瑞士等國，其策略都是將放射性廢棄物先集中貯存後再進行最終處置，這種策略具有下列優點：

1. 能容納核能電廠除役之廢棄物，除役後的電廠土地可釋出再利用；
2. 集中式貯存設施所需之場址條件、工程技術較最終處置設施單純；
3. 提供緩衝時間進行最終處置場址之選址，利於尋求社會共識；

國內核一廠的除役日期逐漸逼近，對管制單位而言，除役審查工作的準備已是刻不容緩。雖然各國管制作法迥異，除役程序繁複，期望本計畫的內容能有助於電廠除役的審查作業。

重要參考資料

1. “核子反應器設施除役廠址特性調查研究”，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告，計畫編號：101FCMA006，民國 101 年 12 月。
2. “核能電廠除役計畫審查技術之研究”，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告，計畫編號：101FCMA007，民國 101 年 12 月。
3. https://www.jaea.go.jp/english/04/ntokai/backend/backend_02_02.html
4. ”除役廢棄物分類包裝貯存技術研究”，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告，計畫編號：104FCMA010-2，民國 104 年 12 月。
5. https://www.jaea.go.jp/english/04/ntokai/backend/backend_01_02_05.html
6. 吳台生、陳鴻斌、謝榮春，核子反應器設施除役除汙技術審查研究，核能研究所對內報告編號 INER-3966，龍潭，台灣，民 95 年。
7. <http://www.world-nuclear-news.org/WR-Fukushima-Daiichi-waste-incinerator-starts-up-2203164.html>
8. <http://ieer.org/resource/factsheets/incineration-radioactive-mixed/>
9. IAEA. New methods and techniques for decontamination in maintenance or decommissioning operations--Results of a co-ordinated research programme 1994-1998. IAEA-TECDOC-1022, Vienna (1998)
10. http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=05-01-02-09
11. B. Fournel, S. Faure, J. Pouvreau, C. Dame and S. Poulain, “Decontamination Using Foams: A Brief Review of 10 Years French Experience,” Paper No. ICEM2003-4526, pp. 1483-1489; 7 pages doi:10.1115/ICEM2003-4526, ASME 2003 9th International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation: Volumes 1, 2, and 3, Oxford, England, September

- 21–25 (2003).
12. Y. Yaita; M. Enda, H. Aoi; H. Sakai; N. Saito; N. Chujo and I. Inami, “Chemical decontamination using ozone oxidation process,” 9th international conference on nuclear engineering; Nice Acropolis, France, Apr 8-12 (2001).
13. R. Vanbrabant, J. Deckers, P. Luycx, M. Detilluex, and Ph. Beguin, “40 Years of Experience in Incineration of Radioactive Waste in Belgium,” IAEA-SM-357/3.
14. 黃秉修，”比利時核能後端營運簡介”，台電核能月刊 397 期/2016.1 月號。
15. 何展旭，”日本放射性廢棄物處置場設置規範之探討”，財團法人國家政策研究基金會國政評論，2013 年 4 月 15 日
16. “國際放射性廢棄物管制機關與管制策略資訊彙整分析” 行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告，報告編號：101FCMA006-15, 民國 101 年 12 月。
17. 何展旭，”日本放射性廢棄物處置場設置規範之探討”，財團法人國家政策研究基金會國政評論，2013 年 4 月 15 日
18. 李文鎮，核設施除汙技術研究，核能研究所對內報告編號 INER-5263，龍潭，台灣，民 97 年。
19. Enserch Inc., Department of Energy Office of Environment Restoration. Decommissioning Handbook. DOE/EM-0142P (1994).
20. K. Archibald, R. Demmer, M. Argyle, L. Lauerhass, and J. Tripp, “Cleaning and decontamination using strippable and protective coatings at the Idaho National Engineering and Environmental Laboratory,” WM’99 Conference, Feb 28 ~ March 4 (1999).

- 21.H.M.Pang, R.J.Lipert, Y.M.Hamrick. S.Bayrakal, K. Gaul, B.Davis, D.P.Baldwin and M.C.Edelson, “Laser decontamination: a new strategy for facility decommissioning”, Nuclear and Hazardous Waste Management in TL. MTG: Spectrum’92, pp. 1335-1341
- 22.Decontamination of water cooled reactors, IAEA Technical Reports No.365, IAEA, Vienna, 1994; PNL EPRI SA – 14675 (1987).
- 23.李文鎮，核設施除污技術研究，核能研究所對內報告編號 INER-5263，龍潭，台灣，民97年。
- 24.American Society of Mechanical Engineer(ASME). The Decommissioning Handbook. Chapter 23, ASME, New York (2004)
- 25.張國源，核設施除役拆除技術，核能研究所內部報告編號 INER-OM-1114R，龍潭，台灣，民96年。
- 26.European Commission. European Nuclear Decommissioning Training Facility. A Training Material, Belgium, 2005.
- 27.US Department Of Energy. The Decommissioning Handbook CD Supplement 2004 (2004)
- 28.M. Varady, B. Mantooth, T. Pearl, and M. Willis, “Reactive decontamination of absorbing thin film polymer coatings: model development and parameter determination,” American Physics Society March Meeting 2014, Volume 59, Number 1, March 3–7, 2014; Denver, Colorado (2014).
- 29.T.L. White, R.G. Grubb, L.P. Pugh, D. Foster Jr., and W.D. Box, “Removal of contaminated concrete surfaces by microwave heating—phase I results,” presented at the 18th American Nuclear Society Symposium on Waste Management Waste Management 92, Tucson, Arizona (1992).

30. https://www.rigzone.com/training/insight.asp?insight_id=310&c_id=19
31. <http://www.tdwilliamson.com/EN/PRODUCTS/PIGGINGPRODUCTS/Pages/Home.aspx>
32. Ph. Delaporte, M. Gastaud, W. Marine, M. sentis, O. Uteza, P. Thouvenot, J.L. Alcaraz, J.M. Le Samedy and D. Blin, "Radioactive oxide removal by XeCI laser," *Applied Surface Science* **197-198** 826-830 (2002).
33. K. Fujiwara, S. Furukawa, K. Adachi, T. Amakawa, and H. Kanbe, "A new method for decontamination of radioactive waste using low-pressure arc discharge," *Corrosion Science* **48** 1544-1559 (2006).
34. Y.H. Kim, Y.H. Choi, J.H. Kim, J. Park, W.T. Ju, K.H. Paek, Y.S. Hwang, "Decontamination of radioactive metal surface by atmospheric pressure ejected plasma source," *Surface and Coatings Technology* **171**, 317-320 (2003).
35. IAEA. Methods for the minimization of radioactive waste from the decontamination and decommissioning of nuclear facilities R . Vienna : IAEA Technical Reports (2001).
36. <http://www.nrc.gov/info-finder/decommissioning/power-reactor/humboldt-bay-nuclear-power-plant-unit-3.html>
37. <http://www.nrc.gov/info-finder/decommissioning/power-reactor/zion-nuclear-power-station-units-1-2.html>
38. "Final Generic Environmental Impact Statement (GEIS) on Decommissioning of Nuclear Facilities" , NUREG-0586
39. "Standard Format and Content of License Termination Plans for Nuclear Power Reactors" , Regulatory Guide 1.179
40. "Standard Review Plan for Evaluating Nuclear Power Reactor License

Termination Plans” , NUREG-1700

- 41.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Predisposal Management of Radioactive Waste Including Decommissioning, Safety Standards Series No. WS-R-2, IAEA, Vienna (1999)
- 42.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Legal and Governmental Infrastructure for Nuclear, Radiation, Radioactive Waste and Transport Safety, Safety Standards Series No. GS-R-1, IAEA, Vienna (1999)
- 43.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Design, Safety Standards Series No. NS-R-2, IAEA, Vienna (1999)
- 44.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Operation, Safety Standards Series No. NS-R-1, IAEA, Vienna (1999)
- 45.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Quality Assurance for Safety in Nuclear Power Plants and Other Nuclear Installations, Safety Series No. 50-C/SG-Q, IAEA, Vienna (1996)
- 46.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Decommissioning of Medical, Industrial and Research Facilities, Safety Standards Series No. WS-G-2.2, IAEA, Vienna (1999)
- 47.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Decontamination of Nuclear Facilities to Permit Operation, Inspection, Maintenance, Modification or Plant Decommissioning, Technical Reports Series No. 249, IAEA, Vienna (1985)。
- 48.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of Remotely Operated Handling Equipment in the Decommissioning of Nuclear Facilities, Technical Reports Series No. 348, IAEA, Vienna (1993)。

- 49.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Monitoring Programmes for Unrestricted Release Related to Decommissioning of Nuclear Facilities, Technical Reports Series No. 334, IAEA, Vienna (1992)。
- 50.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Periodic Safety Review of Operational Nuclear Power Plants, Safety Series: A Safety Guide, No. 50-SG-O12, IAEA, Vienna (1994)。
- 51.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Safety of Nuclear Power, Safety Series No. 75-INSAG-5, IAEA, Vienna (1992)
- 52.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Defence in Depth in Nuclear Safety, INSAG Series No. 10, IAEA, Vienna (1996)
- 53.INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials, Safety Standards Series No. ST-1, IAEA, Vienna (1996)
- 54.“核子反應器設施除役審查規範技術建立” 行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告, 計畫編號: 932004FCMA001, 中華民國 93 年 12 月。
- 55.邱太銘, “國外核子動力反應器設施除役概況”, 行政院原子能委員會核能研究所, 民國 100 年 8 月 3 日。
- 56.“核能電廠除役安全管制技術之建立(2)” 行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告, 計畫編號: 922003FCMA001, 中華民國 92 年 12 月 29 日。

子計畫四：

除役核電廠廠址特性調查與環境監測之取樣與偵測審查
技術分析

計畫主持人：趙得勝

報告作者：趙得勝、吳尚謙、吳炘融、梁正宏

目錄

第一章 前言.....	1
第二章 計畫目標及執行方法.....	3
第三章 物料及設備處置調查作業.....	4
(一) MARSAME 簡介.....	4
(二) M&E 初始評估.....	5
(三) 確認決策所需參數確認.....	12
(四) 發展處置調查計畫.....	18
(五) 執行調查計畫.....	23
(六) 綜合討論.....	28
第四章 輻射偵測儀器分析.....	30
(一) 數據品質目標.....	30
(二) 現場測量方法和儀器.....	33
(三) 取樣及實驗室測量分析.....	36
(四) 輻射偵測儀器.....	39
(五) 儀器選擇.....	41
(六) 儀器校正.....	42
第五章 熱區之取樣與偵測技術發展.....	52
(一) 機器人取樣技術.....	52
(二) 廠址特性與環境監測.....	60
第六章 難以測量核種之分析技術.....	64
(一) 難以測量核種之分析原理.....	64
(二) 比例係數法之應用.....	68

(三) 通用性及比例係數影響因素.....	69
第七章 結論.....	75
參考資料.....	77

圖目錄

圖 3-1 M&E 分類之流程圖	9
圖 3-2 決策準則推導之流程圖	16
圖 3-3 行動級別建立之流程圖	17
圖 3-4 發展調查計畫之流程圖	22
圖 3-5 量測分佈與灰區寬度示意圖	23
圖 3-6 執行調查計畫之流程圖	25
圖 5-1 先驅者號示意照片	53
圖 5-2 TAO2000 V2 操作系統示意圖	56
圖 5-3 PAC 長距離機械手臂示意圖	57
圖 5-4 PAC 長距離機械手臂遠端操作之顯示器	57
圖 5-5 橋式雙向移動型伺服機械手臂系統示意圖	58
圖 5-6 RecoRob 機器人系統與其繪製影像功能示意圖	60
圖 5-7 B1-100 直升機型無人飛行器平台示意圖	61
圖 5-8 用於偵測地下水中 ^{90}Sr 、 ^{99}Tc 含量的原型機示意圖	62
圖 6-1 西班牙 PWR 及 BWR 交換樹脂量測的 $^{63}\text{Ni}/^{60}\text{Co}$	70
圖 6-2 整體 α 放射物與 ^{137}Cs 相對活度之分佈情形	70
圖 6-3 ^{90}Sr 分裂產物與 ^{137}Cs 的比例：(a)不同國家之比例分佈；(b)異質和均質廢棄物之分佈情形；(c)不同廢棄物源流之比例分佈 ..	71

圖 6-4 $^{14}\text{C}/^{60}\text{Co}$ 在反應爐內流體和渦輪流體的差別	72
圖 6-5 α 放射核種對 (a) ^{60}Co (相關係數 0.72) 及 (b) ^{137}Cs (相關係數 0.78) 的比例係數	73
圖 6-6 不溶於水的分裂核種 ^{90}Sr 對 (a) ^{60}Co 及 (b) ^{137}Cs 的比例係數	73

表目錄

表 3-1	M&E 之物理特徵描述建議.....	10
表 3-2	M&E 之放射性特徵描述建議.....	11
表 3-3	處置調查量測儀器對輻射種類之適用程度.....	26
表 3-4	各量測儀器適用之調查尺寸表.....	27
表 4-1	α 射線之偵測器及其特性.....	43
表 4-2	β 射線之偵測器及其特性.....	45
表 4-3	X 及 γ 射線之偵測器及其特性.....	46
表 4-4	手提偵測器對不同輻射之偵測能力.....	48
表 4-5	實驗室分析儀器之準備及計數時間.....	49
表 4-6	實驗室分析儀器對輻射種類之適用性.....	49
表 4-7	實驗室分析儀器適用的能量範圍及活度.....	50
表 6-1	不同放射性核種的相關數據.....	66

第一章 前言

除役核電廠的廠址特性調查牽涉極為複雜的程序，除了事前必須要有縝密的規畫之外，執行過程中也必須嚴謹地循序進行各項調查評估作業，並遵循品質保證方案的要求，以確保核電廠除役過程中人員劑量與廠址環境輻射劑量可符合管制機關所規範的接受標準。在除役核電廠之中，除了除役廠址上的土壤與建物之外，廠址中也存在大量受放射性污染或活化所影響的物料與設備，包括：金屬、混凝土、工具、器械、管線、纜線導管、散裝物料，如：垃圾、橡膠、屋頂材料、泥渣等，設施經營者在除役過程中都必須針對這些目標物進行必要的評估、調查與輻射污染偵測，並據此採取適當的處置措施。由於核電廠內的土地、建物幅員遼闊，廠址中也包含為數眾多的材料與物件，想要完整且有系統地進行除役廠址的特性調查及環境輻射污染偵測實非易事。因此，在進行廠址特性調查與環境輻射污染偵測之前，必須全盤性地瞭解執行各項作業所必須遵循的作業準則，同時也須深入地掌握偵測作業的操作實務及其可能遭遇的困難與挑戰。此係為執行除役核電廠廠址特性調查前的重要準備工作，據此除設施經營者必須制訂相關的標準程序書及品質保證方案來嚴格執行各項作業之外，管制機關也必須扮演稱職的監督者，來確認設施經營者均依照相關的規範執行各階段的作業。

在先前的工作中，我們已針對由美國多個機構所共同發展且目前已被廣泛採用的 MARSSIM (Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual) 廠址特性評估指引文件進行深入地研析，並已確實瞭解進行廠址上土壤及建物表面污染情形特性調查作業時所必須遵循的準則，由此已全盤地掌握核電廠廠址土壤及建物之特性調查作業的進行步驟與實務細節，並可依此協助管制機關在未來擬定可行的廠址特性調查作業之審查導則與管制策略。簡言之，核電廠廠址土壤及建物之特性調查作業必須遵循品質目標程序，並循序地完成各階段

的作業，包括：計畫、執行、評估、決策、以及文件記錄等。然而，在除役核電廠之中，除土壤與建物必須進行特性調查評估之外，其餘大量存在於廠址中的物料與設備也須進行嚴謹的評估、污染檢測、分類、處置調查、以及分類等，這些料件因具有其物理及放射性上的特殊性，因而在檢測、分類、與處置調查策略上必須有所因應及調整。此外，不論是在核能電廠除役前、除役中、或是除役之後，環境輻射污染偵測工作都是不可或缺的一環，而輻射污染偵測實務牽涉高度的專業技術，偵測結果的準確度與可靠度也是影響廠址特性調查作業之決策結果是否具備足夠公信力的關鍵因素。有鑑於此，本計畫的工作重點將著重於研析除役廠址之物料與設備的處置措施與調查策略，並針對廠址特性調查作業之環境取樣與偵測作業實務，包括：取樣方式、偵測儀器、難測核種分析技術、熱區偵測技術、以及遙測技術發展等來進行一系列地探討與分析，預期能補足廠址特性調查之環境監測作業在審查與管制技術上較為不足的區塊，也能藉此再次強化管制機關在該項作業的審查及管制能量。

第二章 計畫目標及執行方法

執行除役核電廠之廠址特性調查與環境輻射污染偵測之目的係為了確認除役廠址之土壤、建物、及其周遭環境是否符合管制機關所制定的以劑量或風險為基準的執照終止接受標準。一般而言，廠址特性調查作業為一循序漸進的過程，包含一系列不同類型的廠址特性評估與調查，並且在執行各項調查作業時都必須遵循相關的品質保證方案來擬定調查計畫及調查設計。在進行廠址的最終狀態調查 (final status surveys) 之前，必須先依序進行廠址歷史評估 (historical site assessment)、初步調查評估 (preliminary survey consideration)、矯正行動輔助調查 (remedial action support surveys)，其中初步調查評估又可分為界定調查 (scoping surveys) 與特徵調查 (characterization surveys)，並據此來進行廠址的區域分類及設計後續的廠址調查作業。

在進行上述的各項調查作業時，為了確認有污染疑慮的廠址環境輻射劑量可符合廠址的釋放標準，在執行各項作業的過程中，都必須進行嚴謹且可靠的環境污染檢測。因此，如何證實檢測區域可達到管制機關的釋放標準、如何有系統地進行取樣檢測及達成預定的品質目標、以及可以採用那些量測方法及檢測技術等考量，都是確保在進行廠址特性調查作業時，可以使檢測資料具有足夠可信度的重要因素。因此，在本研究計畫中，將完整地分析及歸納目前廠址特性調查作業之環境輻射污染偵測的執行實務，也將瞭解目前國際上對於環境輻射污染偵測技術的發展現況及可能遭遇的困難，務求藉由本計畫的執行可以全盤地掌握環境輻射污染偵測作業的審查要點與管制策略。

第三章 物料及設備處置調查作業

(一) MARSAME 簡介

核設施的設備、含有放射性核種的商品、放射性醫療用品、放射性研究用品等與放射性相關之物料與設備 (Materials and Equipment, M&E)，可能會有潛在的殘餘放射性活度。這些放射性活度的來源有射源、副產物、特殊核子物質、自然產生的放射性物質 (Naturally Occurring Radioactive Material, NORM)、自然與加速器產生的放射性物質 (Naturally occurring and Accelerator-produced Radioactive Material, NARM) 以及由技術增幅之自然產生的放射性物質 (Technologically Enhanced Naturally Occurring Radioactive Material, TENORM) 等。不論放射性來源為何，M&E 的擁有者都應有一適宜的處置方案 (disposition option) 以確保這些 M&E 能夠被適當地管控。

MARSAME 準則是針對 M&E 處置方案的參考管理手冊，可作為 MARSSIM 的補充。MARSAME 提供可用作調查 M&E 的資訊，將調查分為計畫、執行、評估、以及檔案記錄，以利進一步決定 M&E 的處置方案。MARSAME 提供多樣的方法以執行處置調查 (disposition survey)，且含有將此調查方法最佳化之設計資訊；此外，MARSAME 對 M&E 的放射性評估採分級的作法 (graded approach)，而非訂出單一可接受的基準，管制機關可自行從此方法中找出適用個案的評估標準。

MARSAME 的使用上，分為計畫、執行、評估、決策四個階段。另外，MARSAME 的各章節之流程都是透過疊代法 (iteration) 得出，因此當某一個表格或輸入參數作調整時，需將該參數影響之流程重新檢驗一次，以得出更新的資訊。MARSAME 所提供的資訊為進行計畫、執行、評估 M&E 的放射性調查之架構，但非為建立或取代任何管制或執照的條件，使用者仍需參照管制機關的要求進行放射性 M&E 的管理。

(二) M&E 初始評估

初始評估 (Initial Assessment, IA) 是對 M&E 調查的第一步，與 MARSSIM 中的廠址歷史性評估類似，初始評估的目的在於將 M&E 定義、分類為有污染以及無污染兩類，而由初始評估所得出的資訊將被用來協助決定有污染的 M&E 之處置方式。初始評估分為五個步驟：將物質與設備分類、設計與執行初步調查 (preliminary survey)、描述 M&E 之物理及放射性特徵、選擇適當的處置方案 (disposition options)，以及將初步評估的結果建檔。接下來的各節中，將針對此五步驟各自詳述。

(1) M&E 分類

在 MARSAME 中，調查及分類 M&E 時，需先確認現有的資訊。當現有資訊不足以分類所有的 M&E 時，另有四種調查方式，分別為初步踏勘 (visual inspection)、檢閱歷史紀錄、評估流程知識 (assess process knowledge)、以及定點測量 (sentinel measurement)。值得一提的是，只要有任一調查方式顯示該 M&E 為有污染，則該 M&E 便為有污染，需進行更進一步的評估。詳細的分類流程列於圖 3-1，接下來將針對上述四種勘查方法進行探討。

初步踏勘的目的在於確認 M&E 的物理特徵，並將其建檔，實際執行上為廠址拜訪、檢閱 M&E 的視覺性資料 (照片、影片) 等。初步踏勘的過程中，工作人員有可能會受到放射性、化學物質上的危害，因此，人員的保護措施是不可或缺的。初步踏勘的結果可用來協助決定勘查範圍、定義有污染的 M&E 之重要參數、修正調查的標準作業流程 (Standard Operating Procedure, SOP)、評估任何健康或安全的考量等。

在檢閱歷史紀錄上，任何與 M&E 的物理及放射性特徵相關的紀錄皆需檢閱，具體而言有廠址的放射性物質執照、與環境相關的執照、運轉紀錄、相關的購買或運輸紀錄、描述廠址的檔案以及所有與運轉、暫態事件或事故、維護

相關的歷史紀錄等。除此之外，還需與現任或離職之工作人員進行面談，以確保歷史紀錄的資訊足夠完善。在檢閱歷史紀錄時，需注意過去的資訊可能與現在狀況不符合，無法用來調查評估 M&E，檢閱的結果可用來協助建立處置步驟，並可用以確認資訊不足、需進一步調查之處。另 MARSAME 也建議四份可用來進行歷史紀錄評估的參考資料 [2-5]，這些資料係分別由美國能源部 (DOE) 與美國國家環境保護局 (EPA) 等機構所提出的技術報告，報告內容係針對環境輻射數據的收集與評估提供一些建議與指引，包括：環境偵測品保方案、量測數據報告、量測數據統計方法、公眾溝通等實務，另也包含了藉由風險評估來檢視環境輻射量測數據可用性的指引。因此，檢閱歷史紀錄係為特性調查作業的重要開端，它可用以作為支援進行處置作業或處置調查的有用資訊，也可用以確認進行初始調查之前是否存有任何資訊或數據斷層。

當評估 M&E 是否有污染時，其特性、優先使用之歷史以及其固有的放射性特性乃是最為重要的資訊，這些資訊即被稱為流程知識 (process knowledge)，其來源有上述之檢閱歷史紀錄、工程或化學類的書籍及期刊 (提供設備的製造方法、可能的處置方式等) 及工業與電廠所提供的文件與相關紀錄。而流程知識的評估則是將上述紀錄等進行評估調查，以此得出需要的資訊，評估流程知識可說是檢閱歷史紀錄的延伸。

定點測量為特定性、針對關鍵區域的量測方式，目的為蒐集在難以測量區域 (difficult-to-measure area) 的資訊，以利分類 M&E 亦或進行任何進一步行動之用，也因此其結果並無法通用至其它區域。在執行量測前，需先確保此區域有充足的輻防措施，以免工作人員受到的輻射劑量過高。另外，必須注意的是，通常在定點測量的評估點會進行物質或設備上的修改 (如：加蓋、密封、除污等)，以減少該處的工作人員輻射劑量。而當執行此步驟後，該點所測量出的輻射劑量可能由有污染降為無污染，此時定點測量應被避免，以減少資訊的不正確度。此外，品質的保證與控管作業也要在規劃定點測量時進行，以確保量測

的可靠度。

根據上述四種調查方式獲得適當且足夠的資訊之後，即可將所有的 M&E 定義為有污染及無污染兩類。如前所述，四種調查方法只要有一種偵測出有潛在危險，則此 M&E 為有污染，而當四種調查的結果皆為無污染時，此 M&E 才可判定為無污染。如圖 3-1 所示，當所有的 M&E 皆可被分類時，即將有污染的部分進行初步調查，而無污染的部分因不需額外的探討，只需評估建檔的準則，準則上由分類決策者與管制機關諮詢後決定。有污染的部分尚不需建檔，等到後續調查結束後再行建檔即可。

(2) 初步調查的設計與執行

當 M&E 皆被分類完成後，應先確認現有資訊是否足以讓決策者選擇適當的處置方案，而當資訊不足時，則進行初步調查。初步調查之目的在於補足進行處置選項所需的資訊，即是 M&E 的詳細物理與放射性特徵。而終極目標在於最小化所調查之 M&E 的混質性 (heterogeneity)，如此將可降低量測的不準確度並可協助選擇適當的處置方案。

基本上，初步調查的設計要藉由專業的判斷來對現有的資訊提出特定的問題，藉此找出資訊斷層 (data gap)。一旦確認出有資訊斷層，便針對此斷層設計並執行勘查以獲取需要的資訊，此資訊也要再重新被評估，確保已無其餘資訊斷層。初步調查並無一簡單的調查途徑，而需視個案的特定性來決定，並藉由資料品質目標 (Data Quality Objective, DQO) 程序來確認初步調查的設計是否成功。

簡而言之，初步調查的步驟有定義資訊斷層、設計並執行可獲得特定資訊的初步調查，並評估調查結果是否完善。初步調查以及下一節中有關 M&E 之物理及放射性特徵描述皆是為了進行處置調查 (disposition survey) 作準備，藉此補足缺乏的資訊。

(3) M&E 之物理及放射性特徵描述

為了設計適宜的 M&E 測量方法，M&E 特徵之詳細描述與調查是必要的，如此才可避免殘餘放射性活度調查上的遺漏。MARSAME 中提供了有關 M&E 之物理及放射性特徵的描述建議，如表 3-1 及表 3-2 所示，表中有重要的特徵、最低限度資訊、以及需考慮之問題，可作為建立個案之 M&E 特徵的指標。

(4) 選擇適當的處置方案

當初步調查以及 M&E 之物理及放射性特徵描述的結果被評估具有適宜的資訊以進行處置方案的選擇時，則將評估之 M&E 進行處置方案選擇。最主要的 M&E 處置方案有兩種，分別為：釋出 (release) 及管制 (interdiction)。當 M&E 的放射性活度可被清理減少至規定的標準時，即可採取釋出的方案。釋出的細項方案有數種，包括：在監控下重新使用 (reuse)、在不監控下重新使用、在監控下重複使用 (recycle)、在不監控下重複使用、以工業廢棄物的方式處置、以低階放射性廢棄物的方式處置、以高階放射性廢棄物的方式處置、以超鈾 (transuranic, TRU) 廢棄物的方式處置，以及維持在目前的放射性監控下等。管制的細項方案則有：將 M&E 從一般的商業中移除並監控其放射性、將 M&E 進行特定的應用、不將 M&E 進行特定的應用、以及繼續無限制的使用 M&E (亦即並無進一步的處置行動)。

處置方案的選擇要根據整個初始評估結果所獲取的資訊，評估個案並定義出各選項的基準後作選擇，且因設備中的放射性常為非均勻，因此可能需要將不同組件施予相異的處置方案。

(5) 初始評估結果建檔

關於初步評估結果的建檔，MARSAME 建議可採取兩種方案：(1) 使用 SOP 標準化流程並據此建檔、(2) 發展一概念模型並將結果建檔。SOP 的建立方式可

參考 EPA QA/G-1 (EPA2002c) [6]，其中需包含適用範圍、工作人員訓練等最低要求項目，且使用此 SOP 可將所有 M&E 分類為有污染及無污染。若無現有的 SOP，則應建立一可描述所有初始評估結果之概念模型並由此建檔，概念模型的最低要求需包含 M&E 之物理與放射性特徵、列出可能的處置選項，並可將資訊斷層定義出來。

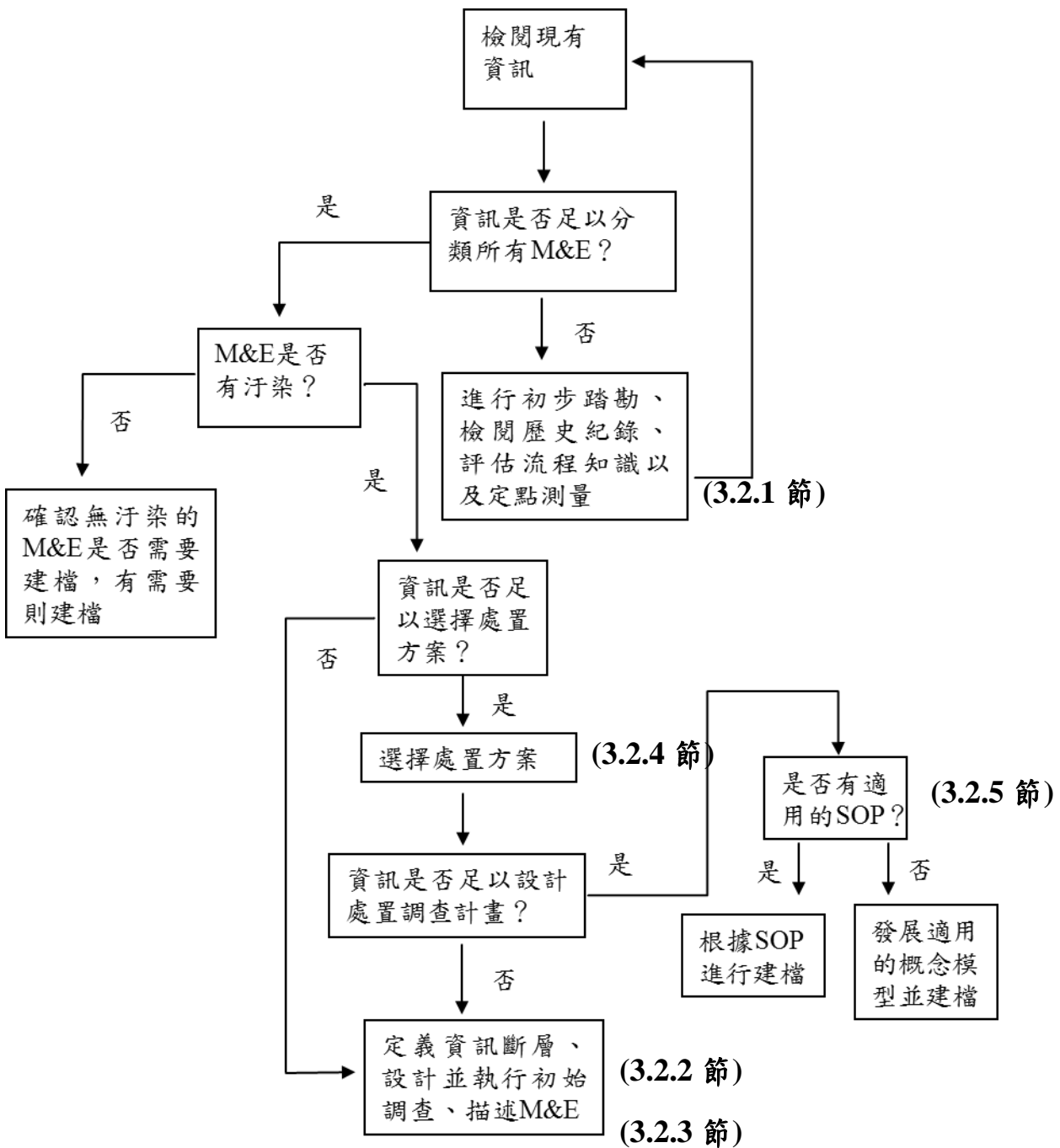


圖 3-1 M&E 分類之流程圖

表 3-1 M&E 之物理特徵描述建議

物理特徵	最低限度資訊	需考慮之問題
幾何	尺寸 (總質量)、形狀 (總表面積)。	M&E 的尺寸與形狀是否影響其處理程序？
複雜度	<p>可能需要將 M&E 分解以進行處置方案的調查。</p> <p>M&E 可被拆解或結合成相似的群組，且這些群組皆可進行處置方案的調查 (即是群組的分類方式有複數選項)。</p>	<p>將 M&E 分解是否會影響其效能？</p> <p>將 M&E 分解是否會導致放射性或化學物質的外洩？如何避免此外洩？</p> <p>M&E 的零件材質是否有本質的放射性或需調整其化學特性？</p> <p>M&E 的零件是否有複數材質？</p>
區域可進入與否	<p>評估難以測量區域對進行手持量測儀器偵檢時的影響。</p> <p>定義出已知或潛在的可進入區域與難以量測區域，其放射性物質濃度或放射性活度的關係。</p>	<p>幾何是否會影響可進入與否？</p> <p>是否有會導致放射性物質滲透的多孔隙表面？</p> <p>是否有會導致放射性物質穿透至難以測量區域的接縫、破裂或腐蝕存在？</p>
內在價值	調查各 M&E 的內在價值。	<p>M&E 是否可被回收或再利用？</p> <p>M&E 是否可被修復 (物理層面與輻射層面)？</p> <p>更換或廢棄處置的花費有多少？</p>

表 3-2 M&E 之放射性特徵描述建議

放射性特徵	最低限度資訊	需考慮之問題
放射性核種	將所有潛在可能的放射性核種列成表，表中須包含核種所放出的輻射種類與能量。	有哪些潛在的射源或機制會使 M&E 帶有放射性？
活度	<p>列出 M&E 相關預期之放射性核種濃度或放射性活度 (包含平均值、範圍、標準差等)。</p> <p>將已知或潛在的放射性核種活度之關係列表 (被活化或被腐蝕的產物、分裂產物、衰變產物等)。</p>	<p>預期之放射性核種或放射性活度的根據為何？</p> <p>已知或潛在的關係根據為何？ (射源的流程知識、核種活度平衡數值的量測等)</p>
分佈	<p>列出放射性活度為均勻分佈的區域。</p> <p>列出放射性活度分佈較為群聚的區域。</p> <p>列出放射性活度分佈情形未知的區域。</p>	<p>是否可將 M&E 分段，且各段中放射性活度為均勻分佈？</p> <p>是否有小範圍中活度上升劇烈的區域？</p>
位置	<p>陳述放射性活度為位於表面、位於體積或兩者的結合。</p> <p>陳述位於表面的放射性活度為可移除與否。</p>	<p>位於體積的放射性活度是哪種分佈？均勻分佈、有梯度、隨機分佈或有群聚？</p>

(三) 確認決策所需參數確認

確認決策參數的目的在於將初始評估所獲取的資訊用於進行處置選項的評定，挑選出所需的資訊，並藉由推導出 M&E 之行動級別來建立決策準則 (decision rule)。完整流程所需的輸入資料與處理方法包括：需考慮之放射性核種與放射性種類的選擇、行動級別 (Action Levels, AL) 的建立、重要統計參數之描述、確定測量單位、量測方法的選擇、以及測量背景值之參考物質的確認。最後輸出的資料為決策準則以及調查結果之建檔，且此結果將被用於發展調查計畫，其流程如圖 3-2 所示。以下將針對各輸入資料及其處理方法作詳細的說明：

(1) 考量放射性核種與放射性種類之選擇

在 3.2.3 節中，雖可依 MARSSAM 準則的建議將潛在的放射性核種以及放射性種類列出，但在評估不同的調查方法以及量測模式時，重要的放射性核種以及放射性種類可能需針對個別狀況作調整，致使此處的放射性核種列表可能與前述有些許差異。

(2) 建立行動級別

行動級別建立可分為幾個步驟，分別為：(1) 確認所有行動級別之來源 (劑量之管制標準、廢棄物處置場之限制標準、放射性廢棄物之運輸管制標準、最低的合理輻射量等)、(2) 將來源之劑量限值轉換為放射性核種之活度或濃度限值、(3) 從來源中選擇最保守的行動級別、(4) 從測量方法決定各核種之行動級別，行動級別建立之流程如圖 3-3 所示。

前述步驟 (1) 至 (3) 為通用步驟，(4) 則有針對性，要先確定放射性核種與測量方式才可從不同公式定義出，量測方式有四種分類：(a) 非為特定放射性核種量測法 (Eq. 3-1)、(b) 特定放射性核種量測法但不適用替代量測法 (Eq. 3-2)、(c) 特定放射性核種量測法且適用替代量測法，但此替代量測只可推斷單

一核種 (Eq. 3-3)、以及 (d) 特定放射性核種量測法、適用替代量測法且可推斷複數核種 (Eq. 3-4)。此四種量測法的行動級別公式如下：

$$Gross\ Activity\ AL = \frac{1}{\left(\frac{f_1}{AL_1}\right) + \left(\frac{f_2}{AL_2}\right) + \dots + \left(\frac{f_n}{AL_n}\right)} \quad (3-1)$$

其中， f_i 為放射性核種 i 所貢獻的總活度比例， AL_i 為放射性核種 i 的行動級別。

$$\frac{C_1}{AL_1} + \frac{C_2}{AL_2} + \dots + \frac{C_n}{AL_n} \leq 1 \quad (3-2)$$

其中， C_i 為放射性核種 i 的濃度或活度， AL_i 為放射性核種 i 的行動級別。

$$AL_{meas,mod} = \frac{AL_{infer}}{\left(\frac{C_{infer}}{C_{meas}}\right)AL_{meas} + AL_{infer}} \quad (3-3)$$

$$AL_{meas,mod} = 1 / \left(\frac{1}{AL_1} + \frac{R_2}{AL_2} + \frac{R_3}{AL_3} + \dots + \frac{R_n}{AL_n} \right) \quad (3-4)$$

其中， $AL_{meas, mod}$ 為修正後的行動級別， AL_{meas} 為量測核種的行動級別， AL_{infer} 為替代量測法的被推測核種之行動級別， (C_{infer}/C_{meas}) 為替代量測法的被推測核種與量測核種之比值， R_i 為第 i 個放射性核種對待測核種的濃度比值。

(3) 描述重要統計參數

重要統計參數的定義為可用來協助制訂決策之母體參數 (如：平均值、中位數、總量、統計分佈等)，母體則為從所有可能之量測方法所蒐集之量測結果。用以輔助決策之統計參數的選擇則根據計畫需求來決定，最常被使用的參數為平均值，因其最常被用作計算環境污染的劑量建模使用。

(4) 確定測量單位

在進行 M&E 處置計畫的決策之前，必須描述所有需探討的 M&E 並定義此決策所涵蓋的範圍。調查範圍的定義上要非常嚴謹，以清楚得知單一決策所涵蓋之 M&E 的數量，並避免複數個決策涵蓋同一類的 M&E。影響調查範圍的因

素有：行動級別、物理與放射性特徵、以及所使用的量測技術。調查範圍的決定上分為兩步驟，分別為根據行動級別建立一初始調查範圍以及根據特定量測技術修正初始調查範圍，通常量測技術會被物理特徵（幾何）限制。

(5) 選擇量測方法

決定與評估所使用的量測方法是建立處置調查計畫很重要的一個步驟，量測方法是量測儀器與量測技術（掃描、臨場量測、取樣等）的組合。評估時要將量測方法的適用範圍以及量測品質目標（measurement data objectives, MQOs）列出，用以協助決策。選擇時則須根據偵測源的特性（放射性核種、M&E 的物理特徵、行動級別、殘餘放射性的空間分佈、放射性背景值等）、量測方法的不準確度、量測方法的檢測能力及量化能力、檢測方法的適用範圍、檢測方法的特定性、以及偵檢器的耐用性等來考量。

(6) 確認測量背景值之參考物質

行動級別的建立與放射性背景值相關，因此，M&E 周圍背景值的量測準確度為一重要的影響因素。再者，背景值係為一分佈值，且其變化非常劇烈（例如：混凝土中的鈾系列核種會導致 15-120 Bq/kg 的背景值），因此量測上偏向使用小區域量測。背景值量測需使用參考物質，最理想的狀況是擁有與所量測 M&E 類似的無污染之 M&E（例如：一有污染之 M&E 其放射性為位於表面，清除後的 M&E 為無污染，則可用於測量背景值）。當沒有如此理想的狀況時，就需另行選擇參考物質，而為了準確測量背景值，通常會使用複數個參考物質，以期在小區域時背景值分佈更為準確。

(7) 決策準則

決策準則要能精準的描述 M&E 的污染情形，並用以選擇可能的處置方案。決策準則上要先假設所有資料都是理想的，且量測上並無不準確度。決策準則

的作業原則為：如果某放射性核種的濃度（或活度）小於（或大於）某個行動級別（還需描述其放射性為位於表面或位於體積），則執行某樣處置方案。除此之外，因行動級別與處置方案的選擇評估上通常不會只有一個，因此決策準則也應具有複數個方案。

(8) 調查結果之建檔

調查結果進行建檔之前，同樣會先評估是否有適用的處置調查計畫，通常類似的專案會使用同一個處置調查計畫。在評估上，只要 M&E 可用現有的處置調查計畫進行放射性量測，則可使用此調查計畫，但仍可能須進行適當地修正。最後，將評估結果（通常會修正計畫）建檔，以利於發展及執行處置調查計畫時使用。

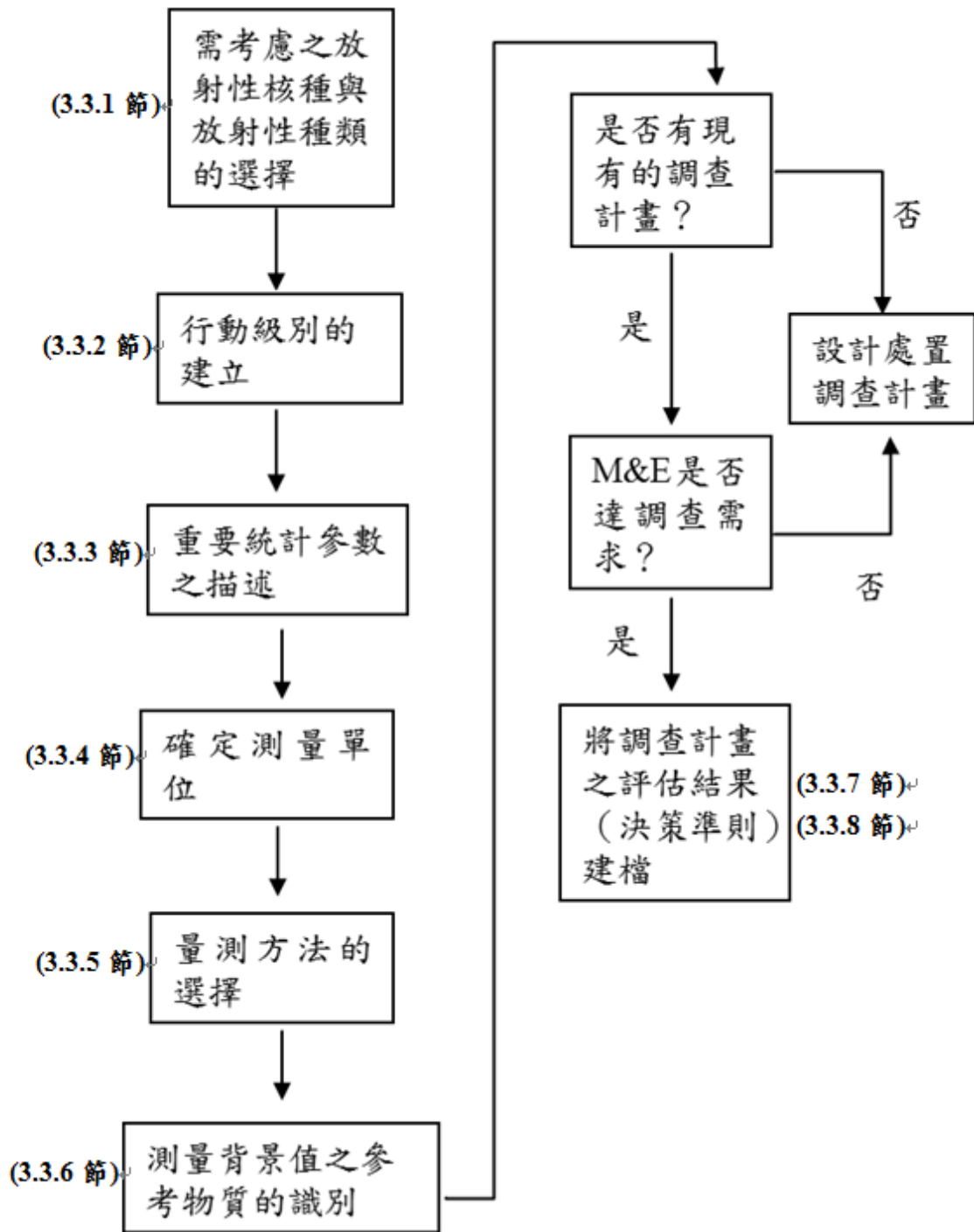


圖 3-2 決策準則推導之流程圖

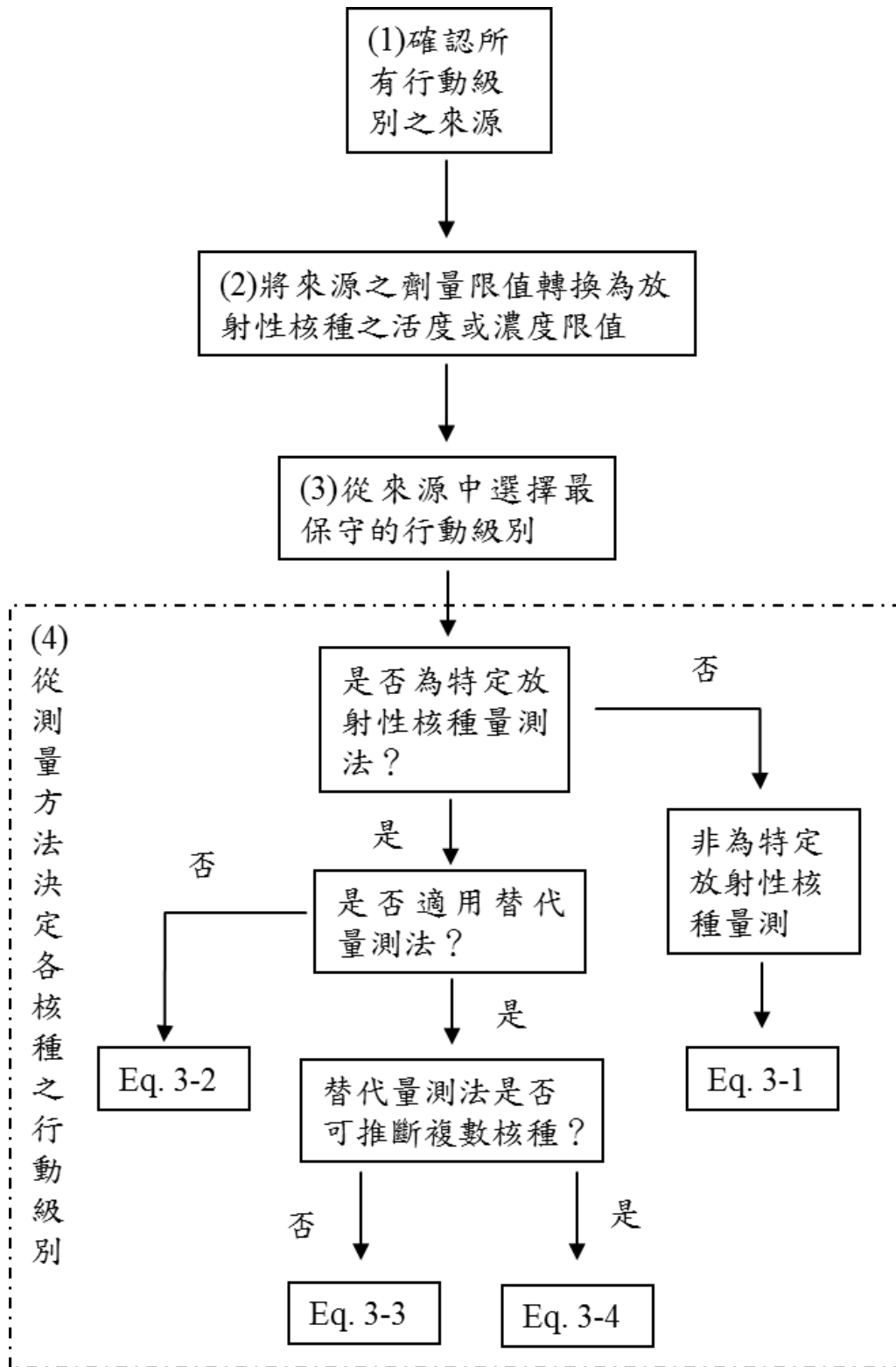


圖 3-3 行動級別建立之流程圖

(四) 發展處置調查計畫

當決策準則已發展完成時，就可以進行處置調查計畫的設計，並以此進行有污染 M&E 的調查評估，所有用來協助制訂處置決策的資料都會在此被使用。本章的重點即在於整合量測、資料選取、以及資料分析的技術。

如前所述，決策準則是處置調查計畫的基石，當有複數個根據同一準則制訂的調查計畫皆符合 DQOs 資料品質目標時，需從中評估並選出最有效率的計畫。反之，若無任何調查計畫符合 DQOs 時，則需調整 DQOs 或調查計畫的流程。如 3.3.7 節所述，決策準則通常涵蓋複數種方案，因此，調查計畫的發展可為多個，或是發展單一可涵蓋所有決策準則之計畫。

圖 3-4 為發展調查計畫之流程圖，分別為使用統計方法定義誤差範圍並發展操作決策準則 (operational decision rule)、M&E 分級、決定處置調查的種類、將調查計畫最佳化、以及將調查計畫建檔，分別詳述如下：

(1) 定義誤差範圍

在進行決策準則制訂時，係假設量測並無不準度，但實際上資料的收集上會有不準度，在 MARSAME 中使用統計方法的假設檢定 (hypothesis testing) 來進行資料誤差分析，步驟如下：(1) 定義虛無假設 (null hypothesis, H_0) 與對立假設 (alternative hypothesis, H_1)：先訂立一放射性核種濃度或活度數值，且虛無假設為大於 (或小於) 此值，對立假設則相反。同時，先假定虛無假設為真，並根據調查資料來判定是否駁回此假設，因此可由駁回與否得知定義虛無假設與對立假設其中一者為真。(2) 選擇鑑別限值 (Discrimination Limit, DL)：鑑別限值係以可靠、嚴謹之量測方法所得到的，可與行動級別區分的放射性核種濃度或活度值，此值會是個案特定值 (取樣的平均數)。此值與行動級別間的差異稱為灰區 (gray region)，當得出鑑別限值的取樣之樣本標準差越大，灰區需越寬才可分別出 AL 及 DL。反之，樣本標準差小時，灰區不需太寬，如圖 3-5 所示，

圖中 Δ 為灰區寬度。(3) 定義第一型與第二型錯誤 (Type I and Type II errors)：第一型錯誤為當虛無假設為真，卻駁回此假設；第二型錯誤為當虛無假設不為真，但並無駁回此假設。以行動級別設定可接受的第一型錯誤率 (通常當實際之放射性核種濃度或活度大於等於行動級別，第一型的錯誤率才可接受)，以鑑別限值設定第二型錯誤率 (當實際之放射性核種濃度或活度等於鑑別限值，第二型的錯誤率才可接受)。

當上述統計方法分析完成之後，就可藉由此誤差資料將 3.3.7 節所得出的決策準則進行修正，如此決策準則才可較貼近實際的量測狀況，此新的決策準則稱為操作決策準則。

(2) M&E 分級

在決定處置調查的種類之前，要先將有污染之 M&E 進行分級，才可以最有效率方式調查。在 M&E 的分級上，MARSAME 建議可分為三級，以放射性核種濃度或活度由高而低分別是 Class 1、Class 2、以及 Class 3。Class 1 為放射性活度很可能超過行動級別、或是較高機率會有小區域的放射性活度變化極大的 M&E；Class 2 則是放射性活度不太可能超過行動級別、或是較低機率會有小區域的放射性活度變化極大的 M&E；Class 3 乃放射性活度幾乎不可能超過行動級別的 M&E。

(3) 決定處置調查的種類

最主要的處置調查可分為三種：唯掃描類別 (Scan-Only)、臨場調查類別 (In Situ)、以及 MARSSIM 類調查類別 (掃描與靜態量測的結合法，可參照 MARSSIM 第五章 [7])。完整的調查計畫中需要量測所有 M&E 的放射性活度，以下將描述各調查方法的差異性與適用範圍。

唯掃描類別為最簡易並可適用至幾乎所有種類 M&E 的方法，掃描時會將偵

檢器以固定間距與速度環繞著 M&E 移動。此類別之量測時間最短，而不準度則由 M&E 與偵檢器的距離變化、掃瞄速度、M&E 的形狀所決定。M&E 的等級會影響掃描的比例，Class 1 類別會完整掃描其 M&E 之放射性活度（即掃描 100%）；Class 2 類別的掃描比例由行動級別 AL 與鑑別限值 DL 所決定，計算方式為： $\% \text{ Scan} = ((10 - \Delta/\sigma))/10 \times 100\%$ ，式子中的 Δ 與 σ 分別為灰區寬度以及 DL 取樣之樣本標準差，且此算式計算之後，要對個位數進行無條件進位（例如：51% 則取 60%）；Class 3 類別則只需掃描 10% 以下，確切的數值計算與 Class 2 相同。

臨場調查為使用靜態方式量測 M&E 之方法，此時偵檢器在固定位置量測，通常在唯掃描不適用或量測不準度過大時會使用此方法調查。臨場調查所需的量測時間較長，而不準度由 M&E 幾何導致，因此儀器定位後的校準很重要。若 M&E 太大，則臨場調查會進行不只一次，而是從不同角度量測放射性核種濃度或活度再取平均。同樣的，M&E 的等級會影響掃描的比例，Class 1 類別會完整調查其 M&E 之放射性活度（即 100%）；Class 2 類別的調查比例同樣由 AL 與 DL 決定，計算方式為： $\% \text{ Measured or } \% \text{ Solid Angle Coverage} = ((10 - \Delta/\sigma))/10 \times 100\%$ ，式子中的 Δ 與 σ 分別為灰區寬度以及 DL 取樣之樣本標準差，且此算式計算之後，要對個位數進行無條件進位；Class 3 類別則只需量測 10% 以下，確切的數值計算與 Class 2 相同。

MARSSIM 類調查方式與臨場調查類似，為使用靜態量測來決定 M&E 之平均放射性活度，差異在於臨場調查通常會調查 100% 的 M&E，而 MARSSIM 類則由統計方法決定（不測量 100%）。除此之外，MARSSIM 類還會以掃描的結果來確定放射性活度變化極大的區域，以此更確切得出 M&E 的放射性分佈。因此，這種調查方式的複雜性及資料量更大，只有幾何上複雜且高內在價值的 M&E 在確定無法藉由唯掃描與臨場調查得出完整資訊之後，才會使用此方法。Class 1~3 的量測方式類似，以上述方式執行之。

決定處置調查種類之後，要使用 DQOs 程序來檢視並最佳化處置調查計畫。最佳化的步驟分為：檢閱現有資料、評估操作決策準則、發展新的處置調查方法（考慮不同的量測技術與量測儀器）、計算有多少 M&E 需被調查、以及選擇最有效率的調查計畫。

(4) 調查計畫建檔

調查計畫的建檔上，要提供 5W1H 的相關資料（亦即資料建立者為誰？考慮哪些 M&E？何時建立？會在何處使用？為什麼要調查？會怎麼調查？），可依循 SOP 或個案相關的方式來建檔。

SOP 的建檔需包含：標題頁、目錄、程序、品質保證與管控（Quality Assurance and Quality Control）、以及參考資料。程序中需包含：適用範圍、簡述調查計畫、各名詞簡稱之定義、健康與安全的警告（人員相關）、未遵照步驟可能之危險性（設備相關）、任一流程之某步驟對結果的影響性、工作人員訓練之最低要求、執行調查使用之相關設備、計畫執行人員的職責、詳細的調查步驟，以及資料處理表格等。而當 SOP 的建檔方式無法適用時，則以個案相關的方式建檔，通常個案相關的建檔會在該個案含有多個專案時使用，比如除役計畫或污染物清理計畫。

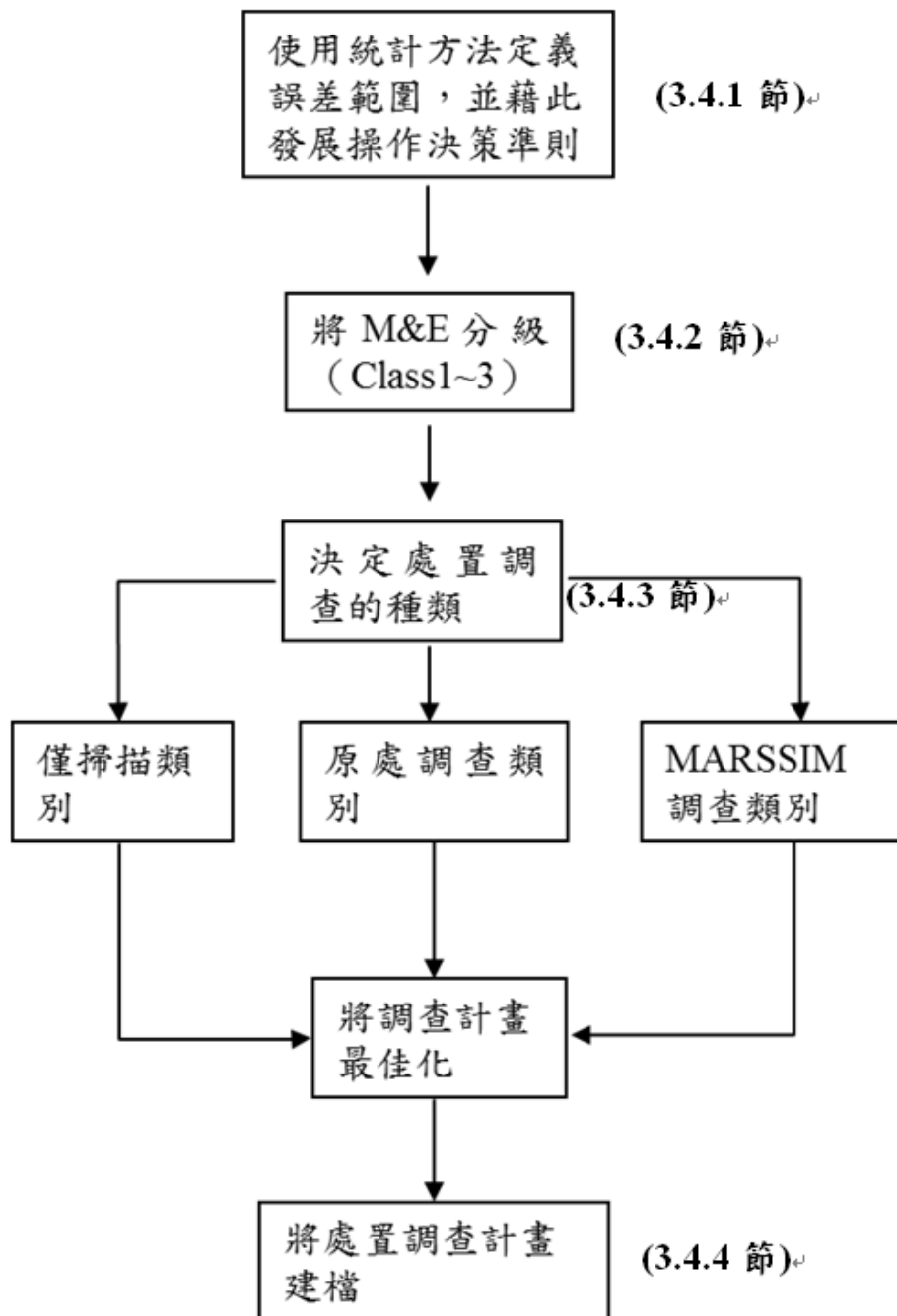


圖 3-4 發展調查計畫之流程圖

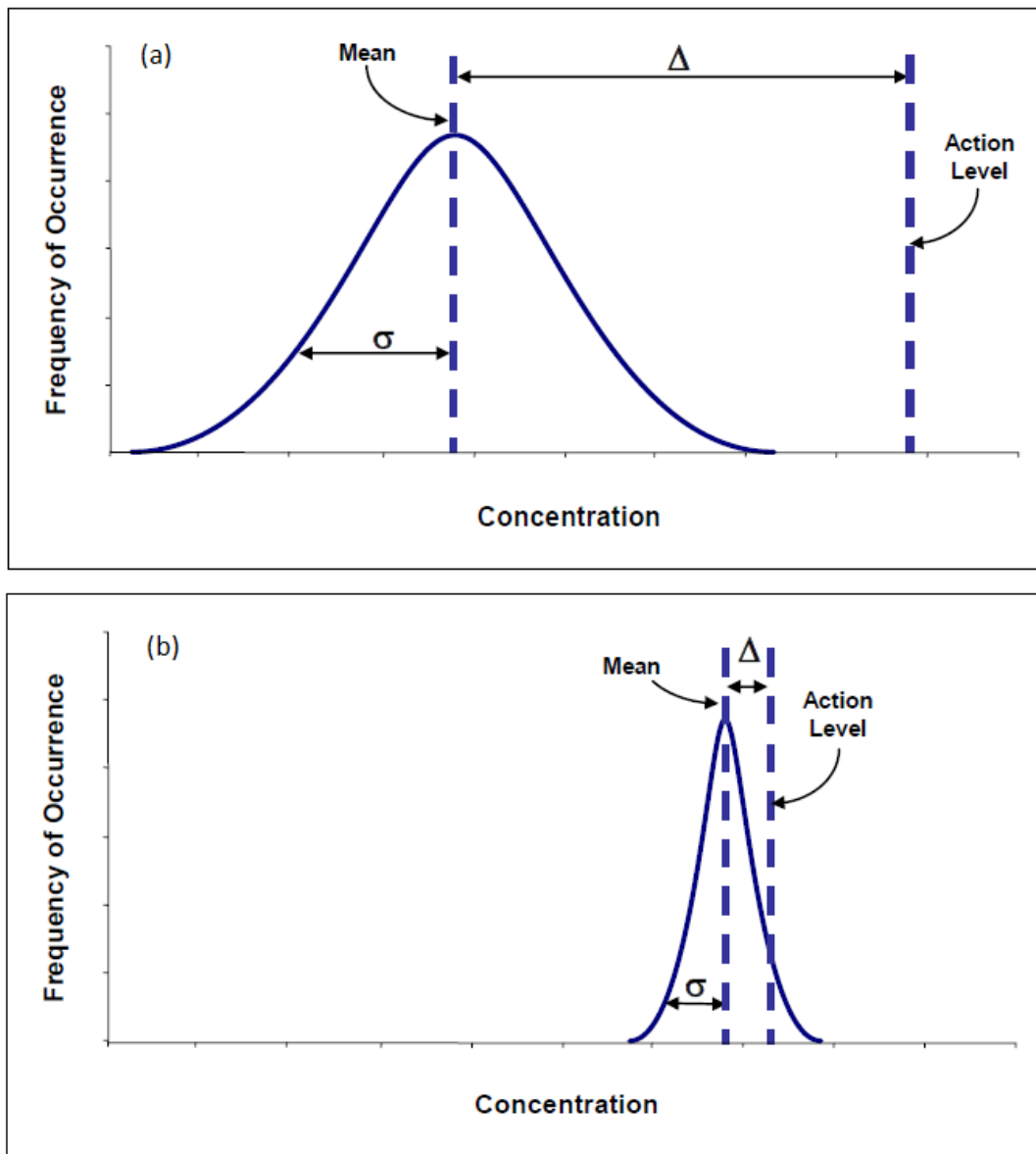


圖 3-5 量測分佈與灰區寬度示意圖

(五) 執行調查計畫

本章之目的在於詳述如何處理執行面之量測不準度以及 MQOs，執行所使用的資訊都沿用調查計畫發展之結果，其流程圖如圖 3-6 所示。在執行前要優先考量潛在的危險性，包含輻射、化學、以及工業，確保安全後才可執行。而執行前須進行前處理，分為準備 M&E 之調查（由調查種類決定，可能需要拆卸等）、將儀器連通至 M&E、將 M&E 運輸至貯存或調查區域。除此之外，分離

M&E 也屬於前處理的一種，目的在於使其易於量測，是否進行分離則可由初始評估的物理及放射性特徵決定。

前處理完成之後，需設定 MQOs (可參照 3.3.5 節)、定義出量測不準度、量測方法的偵測能力，並據此選擇量測技術與偵檢器，表 3-3 列出了處置調查量測儀器對輻射種類的適用程度，而各量測儀器適用之調查尺寸則可參考表 3-4。除此之外，偵檢器的選擇也要考慮到安全性及前處理的方便性。選定量測方法後，則需進行偵檢品質的管控及儀器的校正，如此才可得出較準確之結果。

當確認儀器可得出正確的結果並執行調查後，需將資料蒐集起來並將調查結果建檔，執行結果的建檔上 MARSAME 並無特定的建議方式，只要可詳細描述量測結果並得出結論的建檔方式都是可接受的。

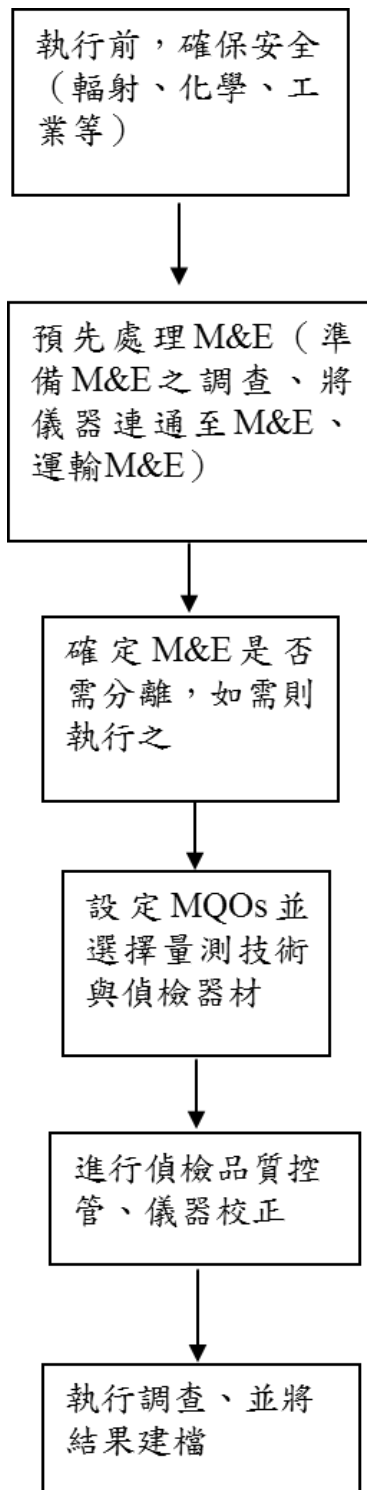


圖 3-6 執行調查計畫之流程圖

表 3-3 處置調查量測儀器對輻射種類之適用程度

輻射種類	手提式儀器	容積計數器	可攜式監測器	臨場調查 γ 光譜儀	運輸調查監測系統
臨場調查					
α	普通	普通	較差	無法量測	普通
β	良好	普通	普通	無法量測	良好
γ	良好	良好	良好	良好	良好
中子	良好	普通	良好	無法量測	良好
掃描調查					
α	較差	無法量測	較差	無法量測	較差
β	良好	無法量測	普通	無法量測	普通
γ	良好	無法量測	良好	良好	良好
中子	普通	無法量測	普通	無法量測	普通

表 3-4 各量測儀器適用之調查尺寸表

物件尺寸	調查數量	手提式儀器	容積計數器	可攜式監測器	臨場調查 γ 光譜儀	運輸調查監測系統
臨場調查						
$> 10 \text{ m}^3$	少 ^a	良好	無法量測	普通	良好	較差
	多 ^b	較差	無法量測	普通	良好	較差
$1\sim 10 \text{ m}^3$	少 ^a	良好	普通	普通	良好	普通
	多	較差	普通	普通	良好	普通
$< 1 \text{ m}^3$	少 ^a	良好	良好	較差	良好	良好
	多	普通	良好	較差	良好	良好
掃描調查						
$> 10 \text{ m}^3$	少 ^a	良好	無法量測	良好	普通	較差
	多	普通	無法量測	良好	普通	較差
$1\sim 10 \text{ m}^3$	少 ^a	良好	無法量測	普通	普通	普通
	多	普通	無法量測	普通	普通	普通
$< 1 \text{ m}^3$	少 ^a	良好	無法量測	較差	普通	良好
	多	良好	無法量測	較差	普通	良好

a. 少代表小於等於3。

b. 多代表大於3。

(六) 綜合討論

MARSAME 手冊為針對 M&E 處置調查的管理手冊，係為 MARSSIM 手冊的補充文件，其提供可用於調查 M&E 之放射性的資訊，將 M&E 處置調查分為計畫、執行、評估、以及建檔，以利進一步決定 M&E 的處置方案。MARSAME 提供多樣的量測、資料分析方法以執行處置調查，但在使用其中的 SOP 時，需考慮適用範圍以及評估效率。尤其當某項步驟或參數進行修正時，需使用 DQOs、MQOs 等品質程序執行重複驗證，以得出最佳化的處置調查計畫。此外，MARSAME 對 M&E 的放射性評估採分級的作法，而非定出單一可接受的基準，使用者或管制機關可自行從此方法中找出適用個案的評估標準。

MARSMAE 係著重於除役廠址 M&E 的處置調查，而 MARSSIM 則主要針對土壤與建物之特性調查，兩者具有類似的原則性作法，皆強調調查過程中必須遵循有系統的品質程序，此可使得廠址的清理及符合性調查可更具效率。目前國際上已有許多除役廠址或相關機構都已採用這些手冊的規範建議來進行廠址或設施的特性調查，例如：美國的 Trojan、Connecticut Yankee、以及 Maine Yankee 核能電廠；DOE 廠址，如：ANL、BNL、ETTP (Oak Ridge)、以及 Rock Flats；Army Corps FUSRAP 廠址；美國空軍及海軍基地清除計畫等 [8]；此外，IAEA、OECD/NEA、世界核能協會 (World Nuclear Association)、以及歐盟等國際組織也都採用這些指引來進行各自的相關活動。以下即綜整這些手冊過去被引用的重點經驗回饋 [9, 10] 如下，以供未來進行相關管制工作時的參考：

- (1) 這些指引具有一些優點，包括：可提供一致性的輻射調查作法、強調前期的調查計畫與設計之重要性、引用決策基礎架構、採用 DQO 及 DQA 品質作業程序、具統計可防禦性；然其也存在一些限制，包括：過於複雜、無法適用下表層及不平表面與設備、樣品數量龐大等。

- (2) 在廠址歷史特性調查方面，相關的紀錄可能有限，且與設施經營者員工的訪談結果有可能會誤導取樣與量測的方向；此外，彙整重要的輻射事件在此階段的工作是必要的。
- (3) 必須合理的判斷與分類受影響區域，詳細的圖表與地圖資訊有助於釐清受影響與不受影響的區域。
- (4) 進行輻射偵測與實驗室取樣分析時，品質目標程序必須被適當地引用與執行，且儀器的最小可偵測濃度 (MDC) 必須被謹慎地評估與驗證。
- (5) 在品質保證方案的精進方面，儀器需要使用適當的輻射源進行種類與能量的校正、必須謹慎地審核員工與合約廠商的訓練與資格認定、程序書必須在計畫中被適當地引用等。
- (6) 推算濃度基準限值 (DCGL) 與行動級別 (AL) 為執行廠址特性調查的重要參數，嚴謹的評估與審核這些數值的計算過程及其正確性是調查過程中最重要的步驟之一。
- (7) 對於具有較高輻射污染疑慮之區域，必須採用 MARSSIM 中更先進的統計方法來輔助進行調查，審核及管制單位也應針對這些區域進行更嚴謹的稽查。
- (8) 對於內嵌的管路或人員難以到達之區域，目前並未有相關的指引可供引用，執行單位必須提出新型的計算、偵測方案、以及標準。

第四章 輻射偵測儀器分析

測量涵蓋兩種意思，一是指使用偵測器檢測樣本表面或內部材料的放射線多寡，以進行評估；二是藉由測量行為得到輻射量。目前有三種方法可以用來檢測放射線，包括：直接測量 (direct measurements)、掃描 (scanning)、取樣 (sampling)，本章節將探討直接測量、掃描的方法、以及儀器分析。

通常使用現場測量 (field measurements) 和實驗室分析 (laboratory analyses) 來測定總體表面活度、可消除的表面活度、以及放射性核種在不同環境介質下的濃度，由於有眾多的檢測要求，沒有任何一台儀器能夠同時測量所有所需的目標及滿足釋放標準。選擇儀器時應考慮其重量、大小應符合場地限制，及在環境中是否能保持數據穩定、可靠等，且需考慮檢測哪種放射性核種，是否能夠測量到低於放射性核種的推定濃度基準限值 (DCGL)，若現場測量及儀器無法偵測到低於放射性核種濃度限制，則可使用實驗室分析。

(一) 數據品質目標

數據品質目標 (Data Quality Objectives, DQO) 程序的重要步驟是辨別是否需要此量測數據，在此步驟亦需選擇要進行調查、測量、或選擇由實驗室分析進行取樣。決策者和調查策劃團隊需要辨別調查的數據是否需要且該執行，包括：被執行的測量類別、測量核種類別、被執行的直接測量數目、根據調查單位的分類來掃描調查範圍表面積、QC 測量的類別及頻率、測量位置及頻率、SOPs 的建立、分析偏差及精確度、測量核種的限制、評估方法的成本、必要的處理時間、測量核種的特定背景、對各測量核種放射性核種濃度限制、測量文件需求、測量軌跡需求等。其中的某些資訊需經過一連串的目標數據品質程序後，並可能需要重覆該方法幾次來確定所需的數據。許多調查包含直接測量和取樣方法，再利用掃描方法以證明符合標準。

在一些情況下，數據品質指標 (Data Quality Indicators, DQI) 的設定將有助於選擇測量系統，相關的 DQI 說明如下：

(1) 精確度 (precision)

精確度是在規定的量測條件下，進行相同屬性的重複測量，由重複測量及使用公式計算後可得到精確度的值。精確度的級別可由重複分析的數目來決定，但當測量結果近似於檢測極限時，測量的誤差通常都大於精確性，並不建議使用重複測量來得到精確性。然而，由於誤差來自於變因繁多的現場條件，使用可適用於不同現場條件的校正因子對於評估數據品質是非常有幫助的。在掃描及直接測量中，重複測量可得到操作者及儀器的精確度，整體精確度的測量則可由操作者和儀器同時進行重複測量得到。直接測量的精確度是跟取樣的分析結果進行比較，掃描的精確度可以通過掃描調查中記錄在特定時間間隔儀表讀數來獲得。

(2) 偏差 (bias)

偏差是測量過程中發生系統或持續性的扭曲，偏差多寡可由已知濃度的材料來判定，以下有六種已知濃度的材料來判定掃描及直接測量的偏差：(一) 參考材料 (reference material)：擁有一個或多個特性，像是足夠均勻、容易校準裝置、能對測量方法做評估，經過認證的參考材料即具有某個級別信心的誤差；(二) 性能評估 (performance evaluation, PE) 樣本：是用來評估儀器的偏差以及偵測校準儀器時的誤差，此種樣本通常由第三方製備，由未知的操作者操作已知的儀器並進行認證；(三) 基質添加樣本 (matrix spike samples)：是在實驗室被摻入已知濃度的目標分析物，以確認回復程度的環境樣本，主要用於檢測基質介面或是檢測現場監測儀器的性能；(四) 校準檢測 (calibration checks)：校準檢查為每次儀器使用時執行，用於判斷儀器的性能，此種判斷可為定性或定量，操作員使用定性資料來判定此儀器性能是否適當，而校準檢測定量資料需要特定的

協議來測量校準源，可得到該儀器的精確度及偏差，由於校準檢測是無盲檢測，因此當其它測量無效時才推薦使用校準檢測；(五) 背景測量 (background measurement)：是對潛在污染的面積做出梯度測量，但不考慮污染物的遷移，背景測量用於背景參考區，並決定感興趣材料的組成及變化性；(六) 空白測量 (measurement blanks)：空白測量的樣品係由乾淨的沙子或泥土所製備，會先在實驗室使用認證過，並被帶到測量現場，和掃描、直接測量的污染品進行比較，可用於判定掃描、直接測量時來自儀器污染所引起的偏差。

(3) 代表性 (representativeness)

代表性是在取樣點或測量位置得到準確且精確的數據，其相對總體參數的程度。代表性是一種反映出選擇何種測量方法的定性項目。樣本在特定的測量位置上蒐集和分析，通常其真實放射性核種濃度的代表性低於直接測量，因為樣本的蒐集和分析會有許多額外的步驟，然而，直接測量技術有測量極限的限制，也並非總是可用的，而掃描通過專業的判斷來選擇調查的位置通常沒辦法完整覆蓋測量範圍，選取位置的代表性也是個問題，因此，掃描及直接測量的測量位置及方法應與放射性核種濃度限制模型作比較，以增加其可靠度。

(4) 可比較度 (comparability)

可比較度是一種定性項目，是指兩筆數據表現出有助於共同分析及內插的信心程度。一般而言，使用可比較度時需要針對同樣的測量系統及同樣的特殊放射性核種分析。

(5) 完整度 (completeness)

完整度是從測量系統獲得有效資訊的量度，通常表示為有效數量占蒐集總數量的百分比，實驗室分析的完整度通常比掃描及直接測量高。由於不完整的數據會導致需蒐集更多額外的數據，而掃描及直接測量在測量現場進行重複測

量非常容易，因此建議掃描及直接測量的結果應盡快在現場進行評估，若數據不完整則可在測量現場蒐集更多的數據。

(6) 其它

掃描及直接測量的測量級別應低於放射性核種濃度限制，測量極限目標應為放射性核種濃度限制的 10-50%，而花費金額、時間或其它限制應基於上述條件限制。雖然儀器製造商會提供該儀器的測量極限，但其值通常是在理想或良好環境測得，因此在特定測量環境中的測量極限與標示會有所差距，且測量極限會因測量方法、操作員、測量程序的不同而改變。

(二) 現場測量方法和儀器

(1) 直接量測

進行 α 、 β 和光子的表面活度測量時，需選擇適當的儀器及技術，而選擇儀器及方法需考慮目前潛在的污染、對測量靈敏度的要求、及放射性調查的目標。直接測量係將儀器放置在樣本表面上方的適當距離，以預先確定的時間間隔做間斷的測量（例如：10 秒、60 秒等）並記錄讀數。大部分使用間隔一分鐘的技術，其檢測靈敏度可以測得低於大多數放射性核種濃度限制的數值。

直接測量通常會在調查地點以隨機的方式進行測量，也可以在預定位置測量，而在較小但提升活度較高的位置使用掃描來進行補充，直接測量也可以藉由掃描來辨別位置。透過專業的判斷，直接測量也能分辨及定義出測量位置的污染程度及制訂該位置的最大輻射程度，但上述直接測量方法通常是用在初步調查，結果記錄多寡則由測量位置的數目及達到統計測試的要求所決定。

◆ 直接測量光子放射性核種

直接測量光子的儀器非常多種，但使用方法差異不大，測量時偵測器會放置於待測樣本表面的特定距離，並在特定時間內蒐集數據。由於光子不會跟空氣反應，因此偵測器到樣本表面的距離是以儀器的校正來決定。量測 X 射線或低能量的 γ 射線時，偵測器通常會放置在非常靠近待測樣本表面以增加接收射線的效率；而蒐集數據的時間因不同的偵測器或偵測限制而會有極大的差異，從時間很短（如：10 秒）到很長（如：幾天或幾周）。

◆ 直接測量 α 射線放射性核種

直接測量 α 射線時通常會將偵測器放置在待測樣本表面或接近的位置， α 射線在空氣中行走的距離大約 1 公分，在密度高的介質中行走距離會更短，此性質限制了 α 射線僅能測量表面相對平滑、不透水的物質，像是混凝土、金屬或乾砌牆等的表面污染，而多孔（如：木頭）、容積材料（如：土壤、水）就沒辦法使用直接測量，但有某些特定的儀器，像是長距離 α 射線偵測器可以在特定情況下量測土壤的 α 射線核種。由於偵測器非常靠近潛在污染表面，容易被污染或是造成表面損壞，因此在測量 α 射線之前須謹慎評估。

◆ 直接測量 β 射線放射性核種

直接測量 β 射線時通常會將偵測器放置在待測樣本表面或接近的位置，和測量 α 射線的方法很類似， β 射線通常也僅能測量表面相對平滑、不透水的物質，而多孔或容積材料就沒辦法使用直接測量，但有某些特定的儀器，像是大面積氣流比例計數器 (large area gas-flow proportional counters) 和陣列式 β 閃爍偵測器 (arrays of beta scintillators) 可以在特定情況下量測土壤的 β 射線核種。如同測量 α 射線，偵測器須非常靠近潛在的污染表面，容易被污染或是造成表面損壞。

(2) 掃描調查

掃描是操作員使用手持式輻射偵測器對特定表面（如：地板、牆壁、儀器等）的潛在放射性核種進行偵測，而掃描調查是指使用手持式輻射偵測器去測量疑似有輻射污染地區的一個過程。掃描調查的階段，可能會因活度異常提升的局部區域而有必要採用進一步調查的作法，而這些活度調查基準則必須定義在調查計畫中，如： $DCGL_W$ 、 $DCGL_{EMC}$ 等。小區域的活度提升通常只代表調查單元的一小部分，將空間切成格子狀來測量的隨機或系統性的直接測量或取樣，通常較難分辨出這種具活度熱點的小區域，而掃描調查在執行上則相對快速且便宜。因此，在進行直接測量或取樣之前，通常會先使用掃描調查，可以較快的找尋出受污染區並減少整體評估時間。

◆ 掃描光子放射性核種

碘化鈉偵測器 (NAI detectors) 對 γ 射線較敏感且造價相對便宜，因此較常被使用在掃描 γ 射線，使用上偵測器需靠近物體表面（大約 6 公分），通常偵測軌跡是蛇行 (serpentine pattern)，掃描的速度因地形及調查程度決定，如：掃描泥土的 γ 射線通常每秒 50 公分。碘化鈉偵測器也可以使用在偵測 ^{241}Am 或 ^{239}Pu 等放射性核種的低能量 γ 射線和 X 射線。

◆ 掃描 α 射線放射性核種

掃描 α 射線放射性核種通常使用 α 射線閃爍偵測器、薄窗式氣流比例計數器 (thin window gas-flow proportional counters)，測量 α 射線時儀器需要非常靠近物體表面（大約 1 公分），因此 α 射線掃描一般都使用在表面相對平滑、不透水的物質，像是混凝土、金屬或乾砌牆等的表面污染，而較不使用在多孔或容積材料。

◆ 掃描 β 射線放射性核種

掃描 β 射線放射性核種通常使用 β 射線閃爍偵測器、固體閃爍偵測器， β 射線偵測器通常會放置於離物體表面 2 公分內的距離，而偵測的速度依照調查程度決定。然而低能量的 β 射線 (小於 100 keV) 偵測器會受到和 α 射線偵測器類似的干擾及自我吸收問題。

(三) 取樣及實驗室測量分析

取樣會先蒐集代表該處特性的部分環境樣本，並對此樣本進行分析，本節將討論現場蒐集及製備分析樣本的方法，而蒐集到的數據需交由合格的實驗室分析，依照程序記錄資訊，並進行品質保證 (Quality Assurance, QA)、品質管制 (Quality Control, QC)。上一節所介紹的儀器設備部分也能使用在實驗室分析，但通常條件上會更加嚴謹。

由於現場測量及在實驗室分析樣本的團隊通常都不一樣，因此溝通並選擇分析實驗室是一個重要的課題。選擇分析實驗室可採用以下幾點評估：是否擁有完整記錄的程序、足夠的儀器、受過訓練的操作員；是否有做過類似的分析；在評估或分析上是否有傑出的成果；是否擁有在限定時間內完成分析的能力；是否可以對自己的數據進行品質審查；對於方法文獻及樣本安全有足夠的方案。

(1) 取樣

取樣時有幾點要注意，取樣的樣本要具代表性，且體積要足夠大到至少達到偵測極限，且要能符合理論模型假設。

◆ 土壤取樣

土壤取樣的目的是在於能透過收集樣本而精確地表現出該地點的放射性核種類別及濃度，而取樣的多寡則會影響到分析結果，體積大的土壤樣本其代表性較佳且較能確保能達到偵測極限，但可能會有運輸、貯存、處置的問題，而

土壤取樣大小通常落在幾百克到幾公斤之間。

取樣設備通常包含取樣工具及放置樣本的容器，取樣工具因土壤種類、樣本深度、需取樣的樣本數、分析時的所需狀態而定，而放置容器一般跟土壤樣本無關，通常推薦有旋轉蓋子的寬口聚乙烯瓶，或是擁有經濟實惠、方便移動樣本、抗極端溫度、耐摔等特性都可以選用。

◆ 建築物表面取樣

由於建築物表面通常相對光滑，放射性幾乎都在表面上，因此較常使用直接測量方法，但也可以取樣後進行實驗室分析。

建築物表面取樣多寡並不會有很大的影響，但取樣也不能少到低於偵測極限。若殘留活度被塗料或是其它表面物體所覆蓋，那底層表面及塗層本身也會受到污染，若此活度是純 α 或低能量的 β 射源，則只測量表面不具有代表性，還需配合使用直接測量方法測量底層表面。

建築物表面取樣的工具因取樣材料有關，若是混凝土就需要鑿子、電鑽等可以破開表面的工具，若是木質表面則需鋸子或打磨機等；放置容器的選擇條件與土壤取樣差不多。

(2) 現場樣本製備及保存

分析樣本需考量到樣本製備技術的適當性，而現場樣本製備程序與特定的分析及調查目標有關，在調查前需要建立明確的目標。在大多數的情況之下，土壤及具沉澱物的樣本是不需要現場測量及保存的，然有時土壤在運送及貯存時會冷卻至 4 °C。同樣的，建築物表面的樣本也不需要現場製備及保存，而當需要有多個複製的樣本，土壤及建築物表面樣本都須以均質化的方式來進行複製。其它種類的介質有些比較需要現場製備及保存，像是與水有關的介質。

(3) 實驗室分析方法

採購分析設備前需要選擇適當的輻射分析方法，需考慮設備的運作方法及目的需求，此將會主導特定分析方法或是結果表現。此節將介紹實驗室分析使用的特定設備及方法，分析的結果需足夠達到 DQO 且可以決定出測量點的殘餘活性程度，且選擇的分析程序須與調查結果具有一致性。實驗室的分析程序有其標準作業流程，依序為實驗室樣本製備、樣本溶解、樣本純化、準備計數、計數、數據整理等。

◆ 光子放射性核種

使用鍍或碘化鈉偵測器不需要有特別的樣本製備需求，不管樣本呈何種形狀皆可依照標準作業流程測得數據。

◆ β 放射性核種

測量 β 放射性核種時，實驗室樣本製備在分析表面土壤及固態樣本時非常重要，製備程序通常會包含將樣本烘乾並磨碎，以改善樣本的均質化。

◆ α 放射性核種

α 放射性核種的實驗室樣本製備與 β 放射性核種幾乎一樣，但由於 α 粒子的低穿透及自我吸收特性，偵測極限要求較高，在計數上較具挑戰。

(4) 樣本追蹤

樣本追蹤是調查、記錄樣本的識別特性、取樣地點、以及負責保管或轉移樣本的人，包含了從取樣到樣本完整保存到最後貯存或處理的過程，其中收集樣本到登記收到樣本必須通過保管過程的程序，通常需在保管鏈中 (Chain-of-Custody, COC) 記錄。現場人員會在現場維持紀錄本登記現場追蹤注意事項，包括：樣本的識別碼、收集位置、或是其它與樣本分析有關的重要資訊。所有的樣本離開取樣位置後就必須要記錄在保管鏈裡，再由樣本檢查員將紀錄文件轉給實驗室，若是要放棄該樣本也必須要記錄並簽名，而紀錄表上應

含有樣本編號，在運輸及分析時可核對。當實驗室收到樣本時就開始進行實驗室樣本追蹤及放射性化學分析，由於會將樣本分餾並做出好幾等分的樣本，因此追蹤及保管鏈的記錄上會因同時存在多個相同的樣本而困難許多。

(5) 樣本包裝及運輸

所有的樣本從取樣地點運輸到實驗室都需要經過包裝及標籤，因此必須要考量到樣本洩漏及容器破損的可能性，以減少樣本損失以及有害物質釋放對人造成的危害。

(四) 輻射偵測儀器

傳統的輻射偵測儀器含有兩個部分：輻射檢測器及供應電源的顯示紀錄器，而輻射檢測器的特殊功能會決定該檢測器的應用範圍及調查輻射的種類。輻射檢測器可分為四大類：氣體偵測器 (gas-filled detectors)、閃爍偵測器 (scintillation detectors)、固態偵測器 (solid-state detectors)、被動整合偵測器 (passive integrating detectors)，以下將簡單地說明輻射偵測器的種類以及如何選擇適當的儀器：

◆ 氣體偵測器

氣體偵測器係利用放射線與氣體作用產生離子對，再透過收集帶電電極得到電流或電壓信號。常見的氣體偵測器有離子計數器、比例計數器、蓋革 (Geiger-Mueller, GM) 計數器，內部填充的氣體大部分為：空氣、含有少量甲烷的氬氣 (約 10 w%)、含有少量鹵素 (如：氯、溴) 的氬氣或氦氣等。

◆ 閃爍偵測器

閃爍偵測器係藉由放射線與固體或液體作用導致電子遷移至激發態，電子很快地從激發態掉回穩定態，並放出特定能量的光子，光子再被光電倍增管捕捉，隨後產生的訊號正比於閃爍光的輸出，一般而言，也正比於產生閃爍光的能量損失。目前主要的閃爍偵測器材料有 NaI (Tl) (測量 γ 射線)、ZnS (Ag) (測量 α 射線)、Cd (Te)、以及 CsI (Tl) (傳統輻射調查儀器)。

◆ 固態偵測器

固態偵測器又稱為半導體偵測器，放射線與半導體材料作用產生電子-電洞對，再透過收集帶電電極得到電流或電壓信號。目前使用的半導體材料有鍺和矽。使用這些偵測器對能譜技術的敏感度提供了顯著的改善，特別對於特定放射性核種只占了部分的粒子或光子通量的情況。高能量、高效能的鍺偵測器可以測量低豐度的核種 (如： ^{238}U) 及低能量的核種 (如： ^{241}Am 及 ^{239}Pu)。

◆ 被動式整合偵測器 (passive integrating detectors)

被動式整合偵測器可讀取並分析累積的劑量率，此種偵測器包含熱發光劑量計 (thermoluminescence dosimeters, TLDs) 及駐極體離子腔 (electret ion chambers, EICs)。由於此種偵測器可曝露的時間相對較長，因此在測量活度較低的物質時有較好的靈敏度，此種系統擁有現場讀取並顯示數據的功能，可媲美直接讀取式儀器。

閃爍偵測器是選用具有電子快速躍遷性質的螢光材料，而被動式整合偵測器則選用無機晶體當作熱發光劑量計的材料，放射線被吸收後產生自由電子及電洞，而自由電子及電洞被雜質侷限並將激發能束縛在晶體內，測量完畢將熱發光劑量計移出測量場地並加熱，被束縛的能量將會釋放出來並可進行數據讀取，其釋放的能量正比於晶體吸收的放射線能量且正比於輻射劑量，此種材料即具有被動及整合性質。熱發光劑量計可由許多材料所組成，如： LiF 、 $\text{CaF}_2:\text{Mn}$ 、 $\text{CaF}_2:\text{Dy}$ 、 $\text{CaSO}_4:\text{Mn}$ 、 $\text{CaSO}_4:\text{Dy}$ 、 $\text{Al}_2\text{O}_3:\text{C}$ 等。另一方面，駐極體離子腔是由一

個被裝在帶電荷塑料的腔體內之駐極體（帶電荷的鐵氟龍圓盤）所構成，腔體內的空氣所產生出的離子被蒐集到駐極體上，導致駐極體表面電荷減少。對於一個特定的監測週期及腔體體積，因游離輻射所產生的離子會導致駐極體的電荷量減少，其減少量可藉由電壓表的電壓推算出。

(五) 儀器選擇

輻射測量參數與欲偵測釋放場地的目標有關，包含表面活度、曝露率、土壤的核種濃度等，因此，須使用現場測量及實驗室分析來決定這些參數。輻射偵測儀器的潛在應用會因其特殊設計及操作條件而有顯著的差異，如：NaI (Tl) 閃爍偵測器將射線入口做得非常薄，且使用低原子數的元素（如：鈹），以提升低能量光子的偵測效率；相反地，同樣的材料可以做成厚圓柱狀來優化高能量光子的效率。

由於量測現場有許多變因，目前並無任何一種儀器在符合標準的情況下有能力測量出所有所需的參數，因此需選擇多種儀器去達成測量的需求。選擇儀器需要評估幾種狀況，如儀器在測量環境中需維持穩定度及可靠度，且其形狀及重量必須適用於測量地點，且須能測量到目標放射線的能力，也要具有測量低於放射性核種濃度限制的能力。

掃描 γ 射線通常使用結合閃爍偵測器及速率計的儀器，若表面條件及測量位置允許，配備速率計的大面積的比例偵測器通常使用於掃描 α 及 β 射線，否則就會使用 α 閃爍偵測器及薄窗式蓋格偵測器來量測 β 射線。直接測量 γ 射線通常使用加壓的離子腔或臨場 γ 能譜系統，也可使用針對特定能量校正的 NaI (Tl) 閃爍偵測器測量有興趣的放射線核種，直接測量 α 及 β 射線的儀器與掃描相同。

某些核種因為類型、能量、豐度的關係而導致即使使用先進的儀器及技術，仍然幾乎沒辦法用一般的作法測量出來，例如：放出非常低能量的 β 射線核種

^3H 和 ^{63}Ni 、低能量的光子核種 ^{55}Fe 和 ^{125}I 、混在泥土中或被吸收物體覆蓋的純 α 放射核種也因 α 射線無法穿透蓋住的介質而無法被偵測到、以及被塗料、灰塵、油或水覆蓋住的 ^{230}Th 污染物等，在這些情況下，除非使用替代核種測量法，否則就會使用取樣及實驗室分析進行測量。

上面的輻射偵檢器包羅萬象，不同偵測器可以測量不同類型的放射性，使用者應針對特定的偵測目標來選擇適用的偵測器。表 4-1 至表 4-3 分別列出了常被用於偵測 α 、 β 、 X 與 γ 射線的偵測器之測量方式、特性描述、以及約略的設備與測量費用；表 4-4 則列出了各式手提式偵測器對不同輻射的偵測能力及其可偵測的能量範圍；表 4-5 至表 4-7 則提供了實驗室分析設備的整理，包括：分析儀器的準備及計數時間、分析儀器對輻射種類的適用性、以及分析儀器適用的能量範圍及最大活度。

(六) 儀器校正

校正是在已知強度的特定輻射場下對儀器回饋進行判斷及調整，正確的校正程序是非常重要的，儀器合乎標準始能提供測量上的信心，某些與能量或環境相關的因素需要在校正的過程中加入考慮，儀器的例行性校正 (routine calibration) 通常是以一般的現場條件來作校正，使用和校準的注意事項包括：測量輻射的種類、輻射的能量區間、測量的環境與方向、使用的方式等皆要遵照原本的設計。對測量活度作出精確的判斷是很具挑戰的課題，因為要做出適當的判斷需要考慮衰變途徑、幾何、能量、散射、以及自我吸收等因素。若要將受污染的空間釋出，測量需提供足夠的精確度以確保符合規範；換言之，測量的不精確度應該要被控制在最小，以盡可能地減少錯誤決定帶來的後果。

例行性校正通常包含一或多個特定的輻射種類、能量、及足夠的活度，以提供校正時足夠的輻射強度。實際的現場測量條件可能會跟例行性校正有顯著

的差異，進而影響校正的準確度，如：例行性校正時使用的射源能量跟現場核種能量有顯著的差異、例行性校正和現場測量的射源幾何（點射源或面射源）不同、例行性校正和現場測量的射源到偵測器距離不同、被監測表面的狀態及組成和表面有無覆蓋物等都會影響校正有效性。如果實際現場測量的結果跟校正假設相差很多，則需要針對現場條件進行重新校正，這種額外作的校正在同個地點只需作一次即可，如果使用例行性校正條件的結果和現場校正的結果仍有顯著的差異，需使用修正因子 (correction factor) 或圖表來作修正。

根據美國國家標準協會 (ANSI) 之規定，任何輻射偵測儀器最少每年要校正一次，如果未能通過性能檢查或是經過會影響儀器回饋的檢修或調整，該儀器需要重新校正，使用者可找供應商、製造商、保健物理機構、或是依照相關規範的標準程序且使用標準射源進行校正。在校正紀錄上的要求方面，監管單位應訂出最低標準，例如：實驗室品質管制規定要記錄放射性標準文件的可追溯性以及記錄電子測試儀器文件的可追溯性，而校正儀器的紀錄規範有接收到校正實驗室的日期、儀器的初始條件（如：機械條件、電子條件、放射性條件）、校正人員的訓練紀錄及簽名、校正資料（如：儀器編號、校正日期、下次校正日期、所使用的射源）。此外，儀器的問題、保養等資訊都可以紀錄下來，方便校正時評估。

表 4-1 α 射線之偵測器及其特性

名稱	測量方式	描述	設備成本 (美金)	測量費用 (美金)

α 能譜儀	實驗室 樣品測量	利用二極體產生電流以測量能量，可精確辨識樣品中 α 粒子的能量。樣品必須先經過放射化學分離或事前處理。	10000-100000	250-400
α 閃爍偵測器	現場測量	適合用於測量無孔、濾網等。最小靈敏度為 10 cpm。	1000	5
α 軌跡偵測器	現場測量	使用聚碳酸酯於測量區域，進行蝕刻處理後，利用光學儀器偵測 α 粒子造成的材料缺陷。缺陷數目正比於 α 粒子的活度。	無	5-25
駐極體游離腔偵測器	現場測量	使用帶電聚四氟乙烯分離因 α 粒子所產生的電子，可測量 α 粒子、 β 粒子與 15-2000 keV 的 γ 射線。	4000-25000	8-25
大範圍 α 粒子偵測器	現場測量	使用鋁盒覆蓋測量區域，利用箱內銅板加以高壓收集因 α 粒子所產生的電子。適用於測量表面 α 粒子，易受空氣濕度影響。可測量面積大(1 m ²)	25000	80
氣體正比計數器	現場測量	使用 P-10 氣體 (10% 甲烷與 90% 氬氣) 通過偵測器，適用於表面活度掃描。可測量 α 粒子、 β 粒子。	2000-4000	2-10/m ²
	實驗室 樣品測量	使用 P-10 氣體，偵測器腔體為密閉，需將水、土壤等樣品置	4000-30000	50

	量	於偵測器內。		
液態閃爍偵測器	實驗室 樣品測量	將樣本溶於液態閃爍試劑中，使試劑因接收輻射而發光。可偵測 α 粒子、 β 粒子	20000-70000	50-200

表 4-2 β 射線之偵測器及其特性

名稱	測量方式	描述	設備成本 (美金)	測量費用 (美金)
蓋革計數器 (β 蓋革管)	現場測量	使用高壓將空氣腔中的氣體分離，但電流與能量非正比關係，適合測量低能量的 β 粒子。	400-1500	5-10
氣體正比計數器	現場測量	使用 P-10 氣體 (10% 甲烷與 90% 氬氣) 通過偵測器，適用於表面活度掃描。可測量 α 粒子、 β 粒子。	2000-4000	2-10/m ²
	實驗室 樣品測量	使用 P-10 氣體，偵測器腔體為密閉，需將水、土壤等樣品置於偵測器內。	4000-30000	50
液態閃爍偵測器	實驗室 樣品測量	將樣本溶於液態閃爍試劑中，使試劑因接收輻射而發光。可偵測 α 粒子、 β 粒子	20000-70000	100-200

表 4-3 X 及 γ 射線之偵測器及其特性

名稱	測量方式	描述	設備成本 (美金)	測量費用 (美金)
蓋革計數器 (γ 蓋革管)	現場測量	使用高壓將空氣腔中的氣體分離，管壁較薄，但電流與輻射能量非正比關係。適合測量高於 0.1 mR/hr。	400-1500	5
壓力式游離腔偵測器	現場測量	空腔壓力達 2-3 個大氣壓，以提高靈敏度，對於測量曝露量有極高的精確度，可達 1 μ R/hr。	1000-1500	5
駐極體游離腔偵測器	現場測量	使用帶電聚四氟乙烯分離因 α 粒子所產生的電子，可測量 α 粒子、 β 粒子與 15-2000 keV 的 γ 射線。	4000-25000	8-25
手持式游離腔偵測器	現場測量	適用於測量大於背景輻射的 γ 射線，相較於非壓力式離子偵測器有較高的靈敏度。	1000-1500	5
碘化鈉偵測器	現場測量	適用於低活度的 γ 射線。	2000	5
低能量輻射偵測器	現場測量	使用碘化鈉或碘化銻，適合用於偵測由銻與錒所放射出的 γ 射線與 X 射線。	6000-7000	10-20
碘化鈉偵測器	實驗室樣品測	測量樣品的放射性核種種類與濃度，核種鑑別力較差	6000-20000	100-200

(附多通道分析儀)	量			
銻偵測器 (附多通道分析儀)	實驗室樣品測量	測量樣品的放射性核種種類與濃度，核種鑑別力較佳	35000-150000	100-200
可移動式銻偵測器 (附多通道分析儀)	現場測量	測量樣品的放射性核種種類與濃度，核種鑑別力較佳，器材需冷卻且操作技術要求較高	40000	100
X射線光譜儀	現場測量	適合測量 5-100 keV 的 X 射線，濃度的靈敏度可到 ppm。	15000-75000	200
熱螢光偵測器	現場測量	利用晶體中的雜質，儲存 γ 射線的能量，再利用加熱晶體的方式測量能量。適合測量一段時間所累積的劑量。	5000-50000	25-125

表 4-4 手提偵測器對不同輻射之偵測能力

類型	α 射線	β 射線	光子	中子	可偵測能量範圍	
					下限	上限
電離腔偵測器	無法偵測	普通	良好	無法偵測	40-60 keV	1.3-3 MeV
氣流正比偵測器	良好	良好	較差	較差	5-50 keV	8-9 MeV
蓋革偵測器	普通	良好	較差	較差	30-60 keV	1-2 MeV
硫化鋅閃爍偵測器	良好	較差	無法偵測	無法偵測	30-50 keV	8-9 MeV
碘化鈉閃爍偵測器	無法偵測	較差	良好	無法偵測	40-60 keV	1.3-3 MeV
碘化鈉閃爍偵測器 (薄偵測器及接收口)	無法偵測	普通	良好	無法偵測	10 keV	60-200 keV
碘化銫閃爍偵測器	無法偵測	較差	良好	無法偵測	40-60 keV	1.3-3 MeV
有機塑料閃爍偵測器	無法偵測	普通	良好	無法偵測	40-60 keV	1.3-3 MeV
氟化硼正比偵測器	無法偵測	無法偵測	無法偵測	良好	0.025 eV	100 MeV

氦-3 正比 偵測器	無法偵 測	無法偵 測	較差	良好	0.025 eV	100 MeV
---------------	----------	----------	----	----	----------	---------

表 4-5 實驗室分析儀器之準備及計數時間

類型	準備時間	計數時間(分鐘)
α 光譜與多通道分析儀	1 到 7 天	100-1,000
氣流正比計數器	幾小時或幾天	10-1,000
液態閃爍光譜儀	幾小時到 2 天	60-300
低解析度 α 光譜儀	幾分鐘	10-1,000
多通道高純度鍍偵測器	幾分鐘到一天	10-1,000
多通道碘化鈉偵測器	幾分鐘到一天	1-1,000
α 閃爍偵測器	1 到 4 天，分析 ²²⁶ Ra 需要 4 到 28 天	10-200

表 4-6 實驗室分析儀器對輻射種類之適用性

類型	α 射線	β 射線	光子	中子	區分輻 射種類	辨別特 定核種
α 光譜與多通 道分析儀	良好	無法分析	無法分 析	無法分 析	無法分 析	良好
氣流正比計數 器	良好	良好	較差	無法分 析	普通	較差
液態閃爍光譜 儀	較差	良好(低 能量)	較差	無法分 析	普通	普通

低解析度 α 光譜儀	良好	無法分析	無法分析	無法分析	無法分析	普通
多通道高純度鍺偵測器	無法分析	無法分析	良好	無法分析	無法分析	良好
多通道碘化鈉偵測器	無法分析	無法分析	良好	無法分析	無法分析	普通
α 閃爍偵測器	良好	無法分析	無法分析	無法分析	無法分析	普通

表 4-7 實驗室分析儀器適用的能量範圍及活度

類型	分析能量範圍	最大活度 (貝克)
α 光譜與多通道分析儀	3-8 MeV	小於 10
氣流正比計數器	α 射線：3-8 MeV β 射線：100-2,000 keV	35
液態閃爍光譜儀	非 β 射線：大於 3 MeV β 射線：15-2,500 keV β^{17} 射線：大於 1.5 MeV	100,000
低解析度 α 光譜儀	α 射線：3-8 MeV	小於 10
多通道高純度鍺偵測器	P-type：50-2,000 keV N-type：5-80 keV	370
多通道碘化鈉偵	80-2,000 keV	370

測器		
α 閃爍偵測器	所有 α 射線的能量	小於 10

第五章 熱區之取樣與偵測技術發展

在廠址特性調查作業之環境輻射污染偵測的過程中，有可能需要針對極高劑量區或人員難以到達區域進行取樣及偵測，此時即不適合採用傳統的手持式偵測儀或一般型式的輻射偵測儀器。為了解決此一難題，目前已有許多新型的作法被陸續提出，包括：機器人取樣技術、新型的 gamma-ray 能譜及影像系統、三維映射之輻射感測技術、遠端遙測技術等，上述這些技術並也結合了現代的科技，如：無線網路傳輸及 GPS 定位功能等。本研究已針對這些具特殊型式且可適用於極高劑量區或人員難以到達區域之輻射取樣及偵測技術的發展進行深入地分析比較。

(一) 機器人取樣技術

發展遠端機器人技術目的在於取樣 (sampling) 或探勘高劑量率、難以進入區域，此項技術的發展始於車諾比及三哩島事故。車諾比事故後致力於發展機器人以進入危險地區取樣、監測高輻射量的熱室 (hot cell) 及貯存箱 (storage tank)。先驅者號 (Pioneer) 即為當時發展的機器人，由美國能源部 (DOE)、美國國家航空暨太空總署 (NASA) 以及 RedZone Robotics 公司共同研究，於 1999 年在車諾比 4 號反應器處進行偵查及取樣工作，其擁有抗輻射 (radiation-hardened) 之遠端遙控偵查系統用以建築物結構分析，圖 5-1 所示即為先驅者號之示意照片。先驅者號主體為遠端遙控之行走式機械手臂，功能上主要有偵測輻射與環境的感測器 (sensor)、用以繪製建築物內部三維模型的繪圖器 (mapper)、用以取樣的螺絲錐與裝載平台。三哩島的遠端機器人任務除了上述取樣外，另也被用於廠址復原的作業，目前已進行超過十年之計畫，並由六台遠端機器人共同執行。此外，近期的案例為福島事故後的廠址，由於其仍可能氫爆及高輻射劑量的環境，致使廠址的復原作業需倚賴機器人進行。基於近年來

的科技進步，福島所使用的機器人已不使用三哩島的純纜線通訊，而改使用纜線與無線的混合式通訊方式，以此可輸出更大量的資訊。值得一提的是，福島事故之後已有部分公司開始推行將機器人技術用於核電廠的日常運轉上，藉此降低電廠工作者所受劑量。

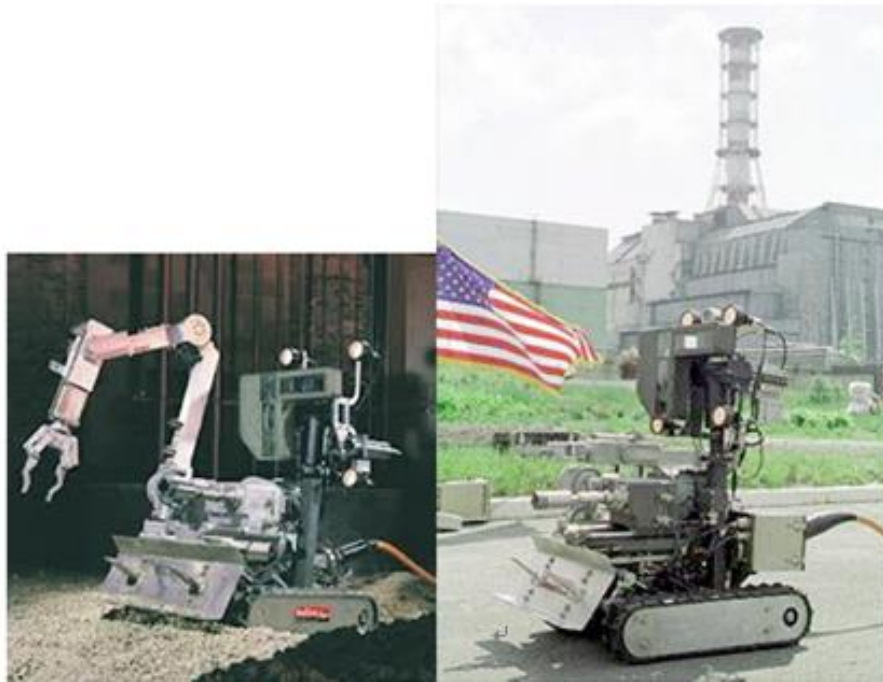


圖 5-1 先驅者號示意照片

美國在遠端機器人的研究與發展上係由薩瓦納河國家實驗室 (Savannah River National Laboratory, SRNL) 負責，主要用在高放射性、危險環境區域。機器人製造上需集結不同領域的人才，包括：機械工程師、電機工程師、電腦控制專家、核工專家、機械技師、焊工、電工等人員。機器人發展的困難有二，一為如何將福島等地區的機器人使用經驗回饋於發展新技術上，二是如何將機器人配置於實際除役計畫中；前者的未來發展會聚焦於三維繪圖、直接取樣、及污染物影像技術上，後者的發展則會著重於運轉員的訓練、程序的建立、以及法規的發展上。以下則簡要介紹近期被用於取樣的機器人技術之發展概況 [11]：

(1) 3-D GammaModeler™：

此項裝置可在探勘大區域時將伽瑪射線 (gamma-ray) 的放射視覺化，並以三維方式表現其射源，如此可測定物件內部的輻射環境。3-D GammaModeler™ 含有感測端子、攜帶型電腦、平移與旋轉控制器以及三維工作站，感測端子由該電腦遠端遙控，如此可最小化使用者所受的劑量。

(2) 福島第一核電廠使用之取樣與探勘技術：

福島事故後幾週內即開始配置遠端機器人至廠址區進行取樣與探勘，一開始配置的機器人有四架，其中兩架型號為 PackBot 510s，另兩架為 Warrior 710s，皆由 iRobot 公司製造。此兩種機器人原為戰場上使用之機器人，為了因應福島環境而做了改裝後使用。PackBot 510s 裝有整套危險偵測套件 (HazMat kit)，可用作量測溫度、伽瑪射線、易爆氣體、有毒化學物質等，並可即時將資訊回傳給東京電力公司。

事故發生三個月後，則是使用 Quince 機器人進行廠址復原工作，此機器人由千葉工業大學 (Chiba Institute of Technology)、東北大學 (Tohoku University) 以及國際營救系統研究機構 (International Rescue System Institute) 研發。Quince 機器人設計目標有探索反應器建築內部及外部以進行劑量率量測，以及取樣反應器內部的受污染水並在地下室安置水位表兩大目標。為求達到此兩目標，Quince 擁有高機動性 (可攀爬福島電廠之窄梯)、進行取樣、輻射量測、溫度量測、耐摔、耐撞、抗輻射 (可承受大於 200 Sv) 等功能性。Quince 機器人有使用電纜線進行資料傳輸，但一號機也因此在此纜線被纏住後困在福島電廠二號機組內部，之後的二號機與三號機追加自動捲線的系統，以避免此狀況再次發生。二號機另裝有遙控取樣系統，三號機則是有三維雷射掃描器，目前 Quince 仍在福島廠址進行難以進入區的資料收集。

除此之外，另有兩項遠端機器裝置分別為 T-Hawk 與 TALON。T-Hawk 為直升機型裝置，做為勘查與取樣用途，其可在建築物外圍以各角度探勘，並即時

回傳資訊給工程師，以此補足人工衛星的資訊。T-Hawk 可於低高度時在建築物內外部等高度盤旋，並以此蒐集高精準度的資料以繪製地圖，另會在由反應器釋出的輻射煙羽 (radioactive plume) 附近徘徊，進行直接取樣。TALON 由所屬 DOE 的愛達荷州國家實驗室 (Idaho National Laboratory) 提供，裝有抗輻射照相機、全球定位系統、夜視鏡以及危險環境偵測套件 (包括：化學、生物、輻射、核子與爆炸等危險之偵測)，可測定超過 7,500 種環境危險且探測範圍達 3,280 英尺 (約一公里)。TALON 曾在阿富汗及伊拉克被用做軍事用途，也曾在 911 事故之後於紐約進行除污工作。

上述利用機器人在進行輻射環境取樣的目的是在於從樣本驗證除污的有效性，並可了解廠址污染狀態，藉以針對各別案例設計最佳之除污方法。福島事故所進行之機器人取樣與勘查的實際經驗可作為未來除役廠址發展遠端除污技術參考，期可減少除役人員所可能接受的劑量。

(3) RadScan 600 伽瑪射線影像化系統

此系統由英國核燃料公司 (British Nuclear Fuels Ltd) 發展設計，為一遠端量測技術，可用作所有的污染物表面探勘使用，可量測高污染程度距離表面 12 英尺之劑量，並可藉由光譜儀辨識污染核種。

(4) ISOCS 臨場 (in situ) 伽瑪光譜探測

ISOCS 為一套用於進行臨場物件輻射計數系統，用來量測較大樣本之伽瑪量測。大物件的污染因輻射源分佈常為非均勻，若只取樣小部分將得出不準確之結果，而以此系統進行整個區域或大物件量測再平均量測值即可避開此問題。此系統先以伽瑪偵檢器偵測出計數對能量之關係圖，再以軟體進行轉換得出放射性核種的濃度，系統安置於可進行平移及旋轉之推車上。ISOCS 自 1990 年之後即常被用來輔助除役工作，最常用作測定一 28 平方公尺之未受污染區域是否不含放射性核種。

(5) 遠端繪製受污染之輻射煙羽氣體

近年來，進行遠端繪製具危險性的輻射煙羽氣體主要根據紅外線光譜儀，從分析紅外線被煙羽吸收與釋放的量可測定非輻射性之污染，而測定輻射性之污染可用類似的方式進行，從伽瑪射線的放射或氦離子放射出的紫外線，可即時遙控檢測煙羽中所含的放射性物質。

(6) CEA LIST 之電腦輔助遠端操作系統

法國原子能總署互動機器人實驗室 (CEA LIST) 與 Areva 公司共同設計一套用作機器人遠端處理技術之程式，並打算以此用於法國之用過核子燃料處理設施，以協助處置各電廠不同燃料循環週期的需求，此系統目前已在各運轉電廠及除役設施使用。這套系統的優點在於，不論是現有的工業機器人或針對個案另行設計的裝置皆可使用，並以此進行遠端操作。這套系統的軟體發展上，最近期的是 TAO2000 V2，此系統可遠距離控制裝於電廠熱室 (hot cell) 的懸吊式或移動式機械手臂，如圖 5-2 所示 [12]。

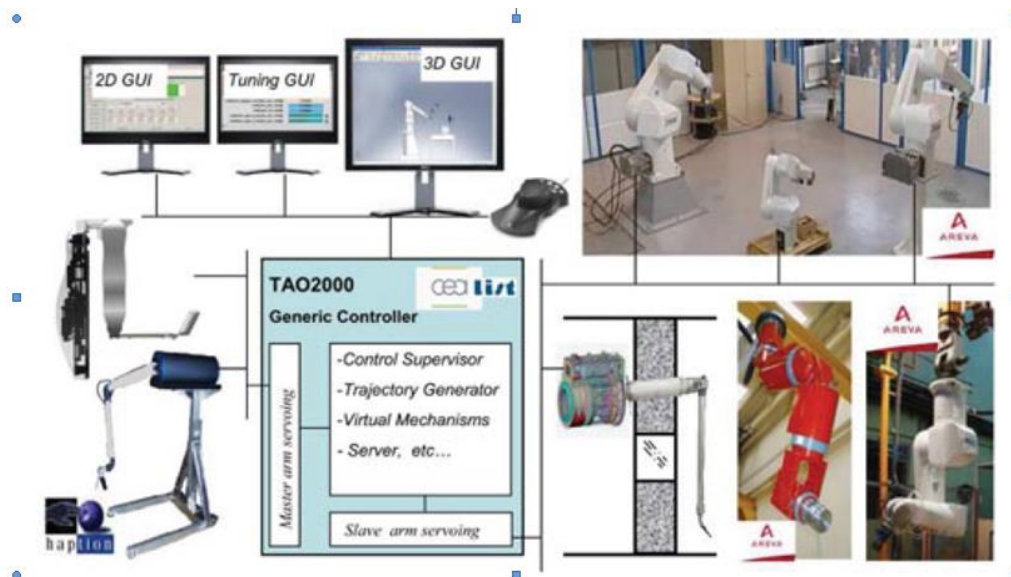


圖 5-2 TAO2000 V2 操作系統示意圖

(7) CEA LIST 長距離機械手臂

除了上述遠端操縱系統外，CEA LIST 另有發展一進階機器人系統，即是長距離機械手臂（又稱蛇臂機器人 snake arm robot），以達到在危險環境及狹窄區域中進行維護與檢查的工作。此項技術最早發展於 1990 年代，需求為在複雜管路的狹窄空間能夠不碰撞到管線以移動至指定的場所，目前在電廠中使用的型號有 PAC 及 AIA。PAC 為六公尺長並有十一個關節，負重限制為 30 公斤之蛇臂機器人，如圖 5-3 所示 [13]。PAC 的功能有遠端遙控、三維影像、防撞能力、以及即時動態模擬，遠端操作之顯示器如圖 5-4 [13]。AIA 製作目的為核融合設施的近距離探查，因此其工作環境較為不同，AIA 被要求要能在電漿關閉後短時間內進入反應爐附近，環境壓力為 6-10 帕、溫度為 120°C。CEA LIST 另有一蛇臂機器人 LORA，擁有九公尺長之手臂及十五個關節，目前正在研發中。



圖 5-3 PAC 長距離機械手臂示意圖

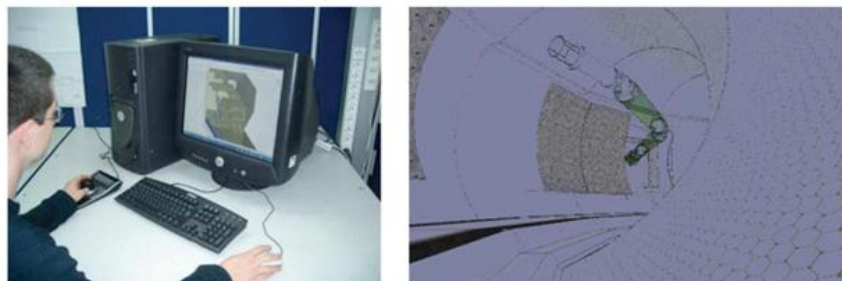


圖 5-4 PAC 長距離機械手臂遠端操作之顯示器

(8) 用過核子燃料高溫再處理 (pyroprocessing) 空中吊車之伺服機械手臂系統 (servo manipulator system)

韓國原子能研究所 (Korea Atomic Energy Research Institute, KAERI) 發展之高溫再處理技術，被認為是未來最有潛力的核燃料循環選擇之一。其步驟中將核燃料於高溫熔鹽槽中將超鈾元素 (transuranics (TRU)，如：Pu, Am 分離，並將分離後之 TRU 用於快中子反應器中。KAERI 目前已完成一用來試驗高溫再處理技術的設施，稱為 PRIDE (pyroprocessing integrated inactive demonstration facility)。PRIDE 環境中填滿氫氣，因此所有裝置的運轉與維護皆由遙控機械手臂進行之，而因單一手臂有工作空間、負載的限制，使用伺服機械手臂系統會是不錯的選擇。為了達到上述需求，KAERI 設計了橋式雙向移動型伺服機械手臂系統 (bridge-transported bilateral servo manipulator system)，如圖 5-5 所示 [14]。

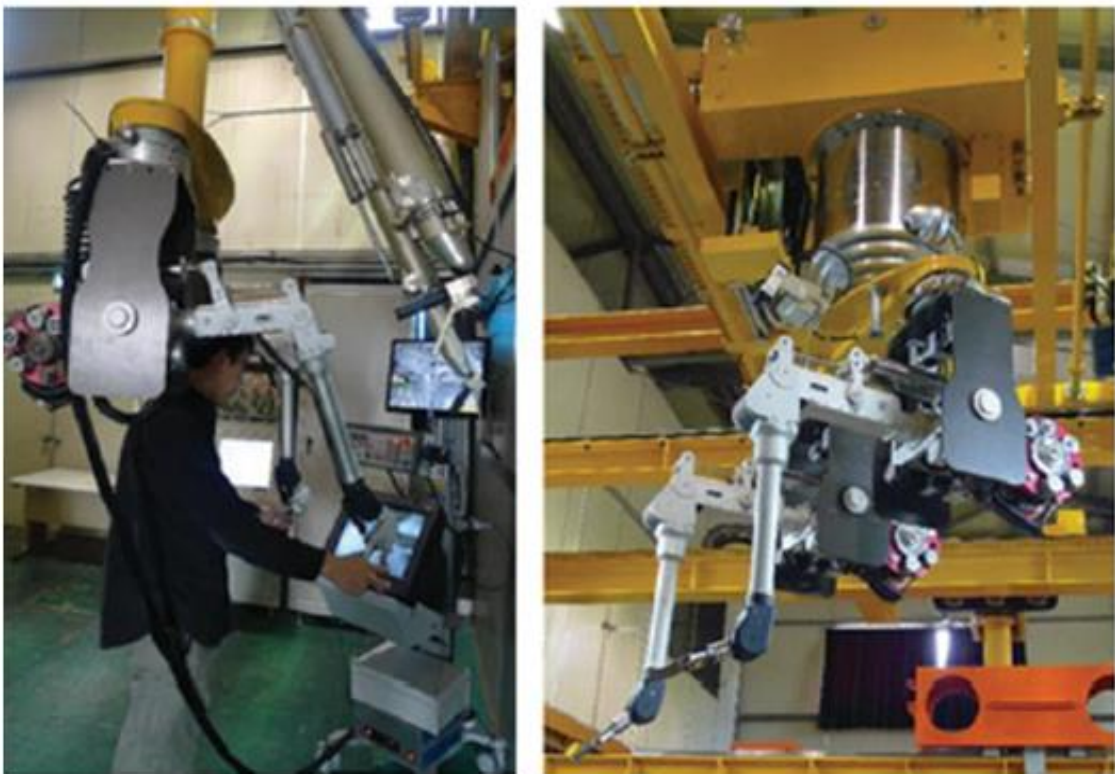


圖 5-5 橋式雙向移動型伺服機械手臂系統示意圖

(9) 用於危險地點取樣與調查的自主機器人 (autonomous robot)

近期用作取樣之自主機器人系統有 RecoRob 與 CORBYS，兩者分別為自主機器人的硬體及軟體系統，可用作探勘受污染或危險環境。CORBYS 系統中包含認知系統、狀況辨別及自主組織資訊之設計等，需安裝在偵查用機器人 RecoRob 作業系統中。RecoRob 擁有的硬體如圖 5-6 所示 [11]，其功能性有環境探知、導航定位、機械手臂操作，並有鏈條與擺臂功能以此跨越障礙物或攀爬階梯。自 2011 年起，此自主機器人有兩種工作情境正被測試：(一) 擴增遠端操控 (augmented teleoperation)，此種工作情境為被操作者遠端操控進入受污染區取樣。此時機器人最主要的任務為根據操作者的指令進行移動或操作機械手臂。然而，最重要的是，此機器人須能在通訊失效時繼續保有行動性並完成任務。因此，RecoRob 與 CORBYS 擁有導航預測功能以及失衡預防功能，前者為當通訊不穩定時，機器人可由前一導航命令預測下一步該前往之地點；而後者則是可由 CORBYS 的認知系統先行偵測出會使機器人失去平衡之障礙物或坡度，並停止前進同時回傳此資訊給操作者。(二) 機器人作為同事 (co-worker)，此種工作情境將機器人作為運輸用機器，協助工作者帶著容器進行取樣工作。此時，機器人會在等距離的情況下跟著工作者，並以工作者的行為推測其工作目標。比如當工作者突然改變行走方向走向機器人，機器人將靜止不動並協助工作者將樣本放入容器裡。

除此之外，RecoRob 的核心功能之一為取樣，也為此發展了樣本管理功能來控制樣本容器的清單以及樣本的狀態。取樣時，樣本管理功能會將樣本分類，並確認可以使用的樣本容器後選擇適合樣本的容器，在此過程中，樣本所有的資訊除了取樣的位置外皆會被記錄，樣本位置則由操作者記錄之。當能使機器人自主將樣本分類並針對需求取樣的認知能力系統建立後，便可以最小的人員指令達到最大的取樣工作效益。

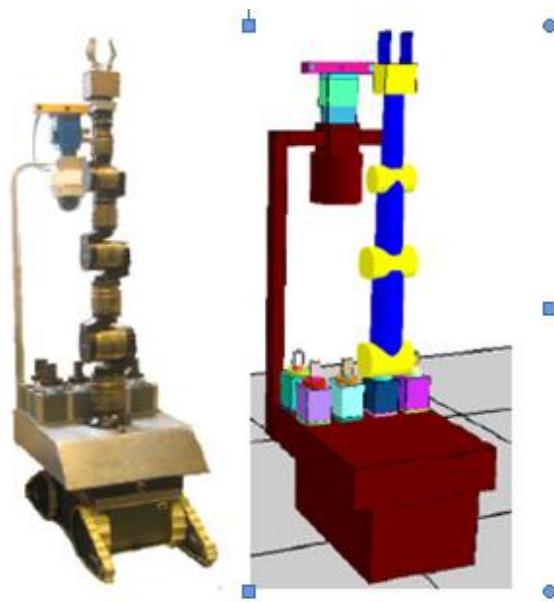


圖 5-6 RecoRob 機器人系統與其繪製影像功能示意圖

(二) 廠址特性與環境監測

使用遠端感測與衛星科技進行廠址特性與環境監測的困難點在於，要能辨識、修改及使用可用在此領域之各面向的科技進展，且需將之整合為不容易過時且能適應多種狀況的技術，並用在除役計畫中。2011 年由英國皇家化學學會 (Royal Society of Chemistry) 出版的 *Challenges in Green Environmental Chemistry* 中提到了遠端感測、直接偵測、以及衛星偵測系統用在調查環境危險度的難題。該報告提到，當時所使用的衛星、自主或半自主機器人進行的遠端感測系統，雖是很有前途的科技，但其基本架構已過時，需以現今更新、更為普遍的科技取代之。也因此，他們提出了新的 IoT 系統 (Internet of Things)。

IoT 的概念在於將所有想像的到的組件皆連接上廣大的數位網路，除此之外，架構出可互相連結的平台給予智慧型物件 (如：無線感測器、機器人等)、感測網路、以及人員使用。因上述各人員、物件所使用的溝通、資料傳輸手段不同，由此平台可將各獨立傳輸手段連結為複合式的網路，如此可將各個裝置

得出的資訊彙整為更加全面、可靠的結果。

以下則介紹近期之遠端感測與衛星技術之發展概況：

(1) 土壤污染的遠端感測

近期在土壤污染的遠端感測上，較為人重視的議題為在危險區域的無人遠端感測，最常見的為使用無人飛行器 (unmanned aerial vehicle)。圖 5-7 所示為維吉尼亞理工學院暨州立大學的無人機系統實驗室開發的 B1-100 直升機型無人飛行器平台 [11]，可用作輻射偵測、繪製地圖與建築物之任務，且其一次飛行時間可達一小時，距離達七公里。使用直升機型無人飛行器的必要性在於，用作輻射偵測、繪製地圖與建築物的裝置系統體積大、重量重且價格昂貴，因此只有飛行上相對穩定的直升機才適用。另外，土壤中含鈾量的分佈則由高光譜遠端感測以及離散小波變換數值方法得知。繪製地圖上不只靠著無人機進行，還需總合衛星所監測到的資料。



圖 5-7 B1-100 直升機型無人飛行器平台示意圖

(2) 地下水的遠端監測

西北太平洋國家實驗室 (Pacific Northwest National Laboratory) 與 Burge Environmental, Inc. 共同發展了一套遠端感測系統來量測地下水中的放射性核種 (如： ^{90}Sr 、 ^{99}Tc 、 ^{129}I 等)，如圖 5-8 所示 [11]。該系統可自動將井水或地下水作為樣本取出、進行樣本前處理並送至不同的輻射化學感測模組中。目前此項系統大多為原型機或概念測試中，尚未有工業上用途。



圖 5-8 用於偵測地下水中 ^{90}Sr 、 ^{99}Tc 含量的原型機示意圖

(3) 大氣污染物的遠端監測

福島事故顯示了即時監測與偵檢自核能電廠釋放之放射性物質的重要性，隨時監測電廠周圍的大氣狀況可得知現在是否有非預期的輻射外釋。此項的原理在於游離輻射常會引起光化學反應，進而改變氫與羥基 (hydroxyl) 的數量。現今大多以被動式的遠端監測來確認輻射層級，並結合大氣擴散模型來計算外釋的輻射量，並以此取代過往固定位置的輻射監測與空氣取樣。

(4) 遠端監測系統

近期各國除了遠端機器人感測與衛星技術外，另一項大工作為在廠址安裝遠端監測儀器，以進行自動更新資訊的功能。遠端監測的系統包含即時土壤濕度監測系統、即時分析氫於地表與地下水中含量系統、以及為了處理與環境量測的溶膠凝膠指標 (sol-gel indicator)，用以自動監測水文、土壤、大氣等環境的

各項危險指標。更為近期的發展則使用點源監測系統(distributed point source monitoring system) 與無線感測網路 (wireless sensor network) 來得出更全面、即時的資訊。

(5)使用進階型衛星與全球定位系統進行遠端資料傳輸

IoT 系統常出現在環境保護之議題上，用於污染、危險廢棄物處置、廢棄物政策與資訊管理上。在日本，有一套輻射監測系統即是將個別的蓋革計數器之資料即時傳輸整合，並供大眾在 Pachube 物聯網服務平台查詢，為 IoT 的應用之一。Pachube 物聯網設計上允許各個系統間即時地互相串連，以環境監測為例，建築物周遭資訊、氣候監理站、空氣濕度監測、機動感測裝置、攝影機等所接受的資訊皆可彼此反映，並即時被統整。除此之外，IoT 可與奈米科技結合，可將監測器嵌入人員或物件上，蒐集相關資訊。近期的例子為在除役計畫中，有人將藍芽無線接受器緊密地串連上手提式三用電表，以此進行遠端資料記錄。更進一步地，將三用電表與 Google 的安卓系統連結，便可用簡便的平板電腦或智慧型手機進行遠端資料記錄。

機器人於除役計畫中，通常用在劑量過高區之拆除 (dismantling) 或遠端取樣。目前自主機器人的技術仍在評估與測試中，尚無相關之案例，但在遠端機器人用於除役電廠的拆除及取樣上，NEA 於 2011 年發表各國案例之統整報告 [15]，該報告包含各國電廠之案例，分別為：比利時的 Belgian Reactor 3、英國的 Windscale Advanced Gas-cooled Reactor 與 Caesium Extraction Plant、德國的 Greifswald Nuclear Power Plant、Compact Sodium-cooled Nuclear Reactor Facility 與 Karlsruhe Reprocessing Plant、德俄合作的 Rheinsberg Nuclear Power Plant、法國的 AT1 Pilot Facility、美國的 Chicago Pile 5 以及日本的 Tokai 1，而報告中所提到的遠端機器人技術皆與高輻射區（反應器壓力容器周遭）的拆除及取樣相關。

第六章 難以測量核種之分析技術

處置放射性廢棄物時需要知道其放射線強度，而廢棄物的核種組成及濃度是影響其輻射線強弱的主因。一般而言，負責貯存的操作員或監控人員會評估並提供廢棄物的核種組成及濃度，但由於貯存安全評估及運轉許可的限制，有部分核種並無法被直接測量，像是許多重要的長半衰期核種衰變產生穿透能力弱的 α 及 β 射線（非 γ 放射核種），且因不能使用侵入、破壞性的檢測，因此在測量上有困難，若要在不使用侵入性檢測的方法準確測量此類核種，需要使用複雜的化學分析方法並分離待測核種，但用在大量的廢棄物的情況下這是很不實際的。

α 及 β 射線在廢棄物外的情況下並不容易被量測到，而 γ 射線穿透力強，很容易測量，因此目前較為廣泛應用的方法為量測易測量核種（或稱為關鍵核種，key nuclide）的 γ 射線，再對難以測量核種做出相關性，稱之為比例係數（scaling factor, SF）。ISO 21238:2007 報告提供一個決定比例係數的基本方法，可用於水冷式反應爐及氣冷式反應爐的中、低階核廢料評估 [16]。為了要加強且完善此方法，IAEA 也於 2009 年發行了編號為 NW-T-1.18 的報告來評估核電廠除役及其它產生放射性廢料的設施的比例係數，此報告的比例係數亦只限使用於中、低階核廢料 [17]。

（一）難以測量核種之分析原理

核電廠產生的放射性核種通常是隨著流體移動，廢棄物有些是在離子交換樹脂蒐集，也有些會附著於設備表面上，有些則是被中子活化污染，像是作業人員的防護衣及受照射的管線和配備等。比例係數是用來評估難以測量核種（如： ^{14}C 、 ^{63}Ni 、 ^{240}Pu 等 α 或 β 放射性核種）的方法，在反應爐中，關鍵核種（如： ^{60}Co 、 ^{137}Cs 等 γ 放射性核種）通常會和難以測量核種同時產生及移動，關鍵核種

及難以測量核種的此種關聯性即產生了此比例係數。比例係數需有大量的經驗數據支持，數據的核種資料是從實際的廢棄物中測量或是從其它類似的反應爐獲取，得到足夠資料後使用放射化學分析或模擬計算來求得比例係數。

計算比例係數時需選擇相對應的難以測量核種及關鍵核種，主要考量兩種因素：核種產生機制及核種物理化學性質（型態、可溶性等），核種產生機制可分為分裂產物及活化產物，像是 ^{63}Ni 和 ^{60}Co 皆為活化產物， ^{129}I 和 ^{137}Cs 都是經由核分裂產生，因此， ^{63}Ni 和 ^{60}Co 、 ^{129}I 和 ^{137}Cs 這兩組皆可分別產生對應的比例係數。實際上，可使用的關鍵核種需要有充分長的半衰期，因此通常只有 ^{60}Co 、 ^{125}Sb 、 ^{137}Cs 和 ^{144}Ce 可作為關鍵核種；相對地，同時擁有類似產生機制和物理化學性質的難以測量核種數量不多，對於此種難以測量核種，其比例係數使用單純的經驗關係，像是 ^{14}C 和 ^{90}Sr 在核種產生機制及核種物理化學性質跟 ^{60}Co 沒有兩種性質同時類似，但單純使用多次測量數據來做比較，這兩種難以測量核種皆跟 ^{60}Co 有一定的相關程度，因此 ^{14}C 和 ^{90}Sr 皆可使用 ^{60}Co 當作關鍵核種。 ^{239}Pu 、 ^{240}Pu 的關鍵核種可以是 ^{60}Co 或 ^{137}Cs ，而其他超鈾元素則可使用 ^{239}Pu 、 ^{240}Pu 作為「輔助」關鍵核種，像是 ^{241}Am 及 ^{244}Cm 。表 6-1 則列出常用的放射性核種相關數據。

即使有些核種在產生機制上跟關鍵核種不相似，但因運轉時核種都是在反應爐內或隨著流體移動，在爐內及冷卻劑中的組成比例通常不變，因此，當核種在爐心或冷卻劑的移動方式相同時也可適用比例係數。舉例來說， ^{238}Pu 和 ^{60}Co 的核種產生機制完全不同， ^{238}Pu 是經由多次中子捕獲產生，而核種 ^{60}Co 則是反應爐內含有鈾的材料被活化而成，當穩定運轉時，中子在爐心內分佈變化不大，因此受到活化及中子捕獲的比例在起爐到停爐之間會達平衡，因此 ^{60}Co 也可做為 ^{238}Pu 的關鍵核種。以水冷式反應爐尤其明顯，核種對於水的可溶性是判別能否使用比例係數的一個很重要的因素，若是不溶於水，很容易附著在乾的活化廢棄物上，像是超鈾元素和 ^{60}Co 皆不溶於水，在放射性廢料表面的比例變化不

大。

比例係數的應用需建立在核種產生速度為常數的前提，若發生燃料破損，超鈾元素及部分分裂產物對其它沒被影響到的核種會有誤差波動，這種狀況之下則需另外參考過去曾經發生燃料破損的相關數據。相關數據的作圖比例尺可使用數值或是對數，大部分比例係數使用對數比例尺，少部分核種線性表現明顯的才使用數值比例尺。

表 6-1 不同放射性核種的相關數據

核種	半衰期	主要產生機制	物理化學性質
H-3	12.3 年	Li-6(n, α) H-2(n, α) Ternary fission	氣體或水汽化
C-14	5730 年	C-13(n, γ) N-14(n, p) O-17(n, α)	無機氣體
Cl-36	3.01×10^5 年	Cl-35(n, γ)	可溶，陰離子
Ca-41	1.03×10^5 年	Ca-40(n, γ)	可溶，陽離子
Fe-55	2.74 年	Fe-54(n, γ)	幾乎不溶
Ni-59	7.6×10^4 年	Ni-58(n, γ)	幾乎不溶
Co-60	5.27 年	Co-59(n, γ)	幾乎不溶
Ni-63	100.1 年	Ni-62(n, γ)	幾乎不溶
Se-79	2.95×10^5 年	Fission	可溶，陰離子
Sr-90	28.9 年	Fission	大部分可溶，陽離子
Nb-94	2.03×10^4 年	Nb-93(n, γ)	通常不溶
Tc-99	2.11×10^5 年	Fission	可溶(+7)，不溶(+4)，陰

			離子
Ru-106	373.6 天	Fission	可溶，陰離子
Sb-125	2.76 年	Fission	可溶，陰離子
I-129	1.57×10^7 年	Fission	可溶，陰離子，氣體
Cs-135	2.3×10^6 年	Fission	易溶，陽離子
Cs-137	30.08 年	Fission	易溶，陽離子
Ce-144	284.9 天	Fission	通常不溶
U-235	7.04×10^8 年	燃料	通常不溶
Np-237	2.14×10^6 年	U-235(n, γ) U-236(n, γ) U-237(β^-)	通常不溶
U-238	4.47×10^9 年	燃料	通常不溶
Pu-238	87.7 年	Np-237(n, γ) Np-238(β^-) Cm-242(α)	通常不溶
Pu-239	24110 年	U-238(n, γ) U-239(β^-) Np-239(β^-)	通常不溶
Pu-240	6561 年	多次中子捕獲	通常不溶
Pu-241	14.29 年	多次中子捕獲	通常不溶
Am-241	432.6 年	Pu-241(β^-)	通常不溶
Pu-242	3.75×10^5 年	多次中子捕獲	通常不溶
Cm-242	162.8 天	多次中子捕獲	通常不溶
Cm-243	29.1 年	多次中子捕獲	通常不溶
Cm-244	18.1 年	多次中子捕獲	通常不溶

(二)比例係數法之應用

比例係數的訂定可分為四個步驟：

- (1) 制訂取樣計畫：由於比例係數需要測量數據來作圖，因此須透過取樣來得到數據，而每個電廠設計皆不同，在取樣前須考慮電廠的類型、燃料及冷卻劑歷史狀況、分析核種產生模式、廢料處理方式、電廠操作狀況等變因。
- (2) 取樣及分析：對上個步驟挑選的核種進行取樣及分析。
- (3) 評估及應用：觀察數據，找出難以測量核種及關鍵核種的相關性，若沒有明顯的關聯，則將數據細分並在其中找關係。
- (4) 訂定比例係數及評估活度：難以測量核種和關鍵核種的比例在對數尺度下作圖，而關鍵核種的活度可由 γ 光譜或直接測量表面劑量率求得。

直接測量 γ 射線通常較為精準，但相較於測量表面劑量率，直接測量需要較複雜的設備來測量，而測量表面劑量率需要對不同種廢棄物組合發展出不同的轉換係數，以確保結果能具再現性。各國開發比例係數的負責單位都不一樣，在日本、墨西哥、美國，核電廠的操作員要全權負責取樣、開發比例係數、測量及計算關鍵核種和難以測量核種，其它國家（如：西班牙、瑞典等）的操作員只需提供樣品，開發比例係數及測量、計算都交由廢料處理廠操作員接手。不同國家會因為當地的因素而有所影響，像是政策或法條規定核種類別、測量的精確程度、取樣的頻率及廢料分類系統等；若該國家有多座同類型反應爐，則可將各個反應爐的資料交叉比對，有助於增加數據量及精確度。

在反應爐停機並進行除役的情況之下，關鍵核種及難以測量核種會隨時間而改變， ^{60}Co 和 ^{137}Cs 衰變的速度比難以測量核種還快，使用比例係數時可使用廢棄物歷史數據來修正。當燃料發生嚴重破損，許多分裂核種會洩漏出燃料棒而導致爐心內外的部分核種比例大幅改變，且有些會揮發到空氣中，因此，這

種情況下的比例係數必須要特別訂定，可參考以往發生類似事故的數據，或是特別針對此狀況做全新的測量及計算。

(三)通用性及比例係數影響因素

對於處理放射性廢棄物而言，比例係數是很方便及經濟的方法，此方法已使用超過 20 年，累積了大量的經驗數據及普遍的共識。以下有幾種因素會影響商轉核電廠的比例係數，而其它設施像是再處理廠或實驗性反應爐的比例係數關聯則會有所差別。

(1) 電廠設計與類型：活化產物的關鍵核種大多選用 ^{60}Co ，然而許多因素會影響比例係數，像是 pH 值、溫度、組成等，不同的反應爐類型會直接影響活化產物的組成，舉例來說，PWR 含有鎳、鈮合金，BWR 則無，因此兩種反應爐 ^{63}Ni 和 ^{60}Co 的比值會有所差別，如圖 6-1 所示。

(2) 燃料組成及運轉方式：在許多比例係數的應用中， ^{137}Cs 時常作為分裂產物及 α 放射物的關鍵核種，原則上分裂產物及 α 放射物在比例係數的性質相當類似。然而，不同設計及運轉方式的兩個設施會導致不同的比例係數，舉例來說，圖 6-2 是在日本具不同 Cs 濃度的三座 BWR 電廠發生燃料破損狀況的比例係數比較，可以看出同樣是 BWR 電廠，當 Cs 含量不同時，Cs-137 對整體 α 放射物的比例也會改變。

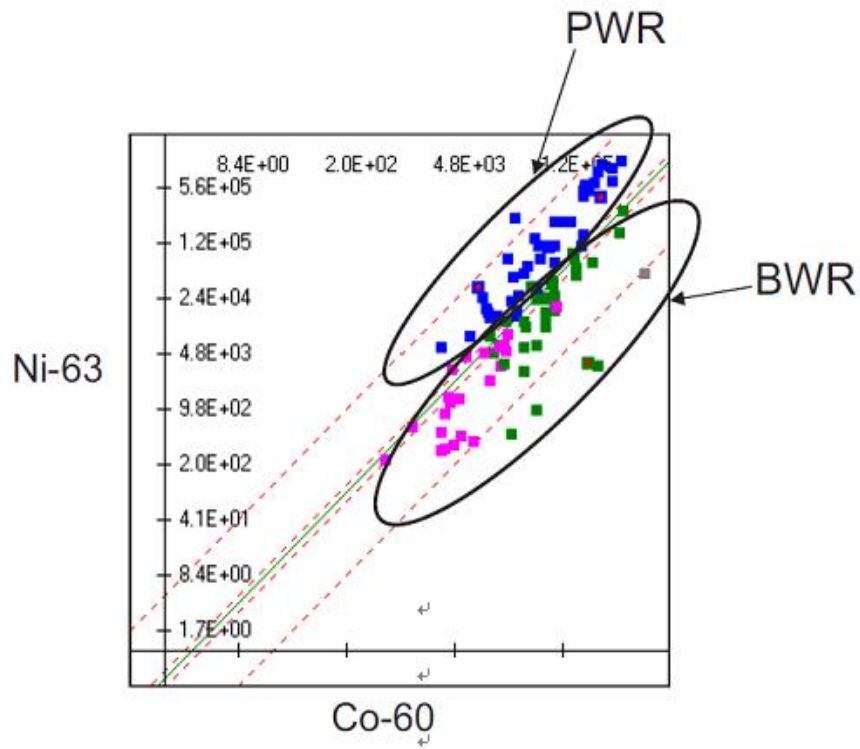


圖 6-1 西班牙 PWR 及 BWR 交換樹脂量測的 $^{63}\text{Ni}/^{60}\text{Co}$

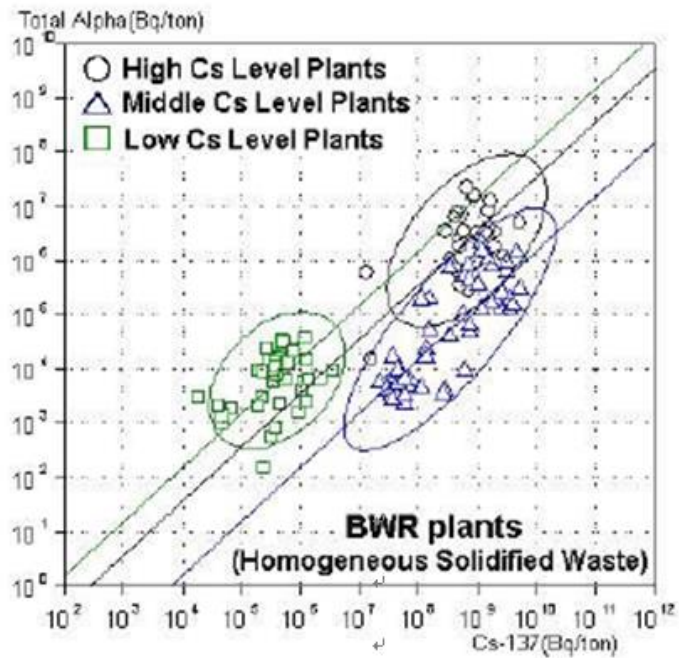


圖 6-2 整體 α 放射物與 ^{137}Cs 相對活度之分佈情形

(3) 其它因素

不同的放射性廢棄物源流 (waste stream) 所含的放射性核種組成比例不同，而這些比例係數會被一些其它因素所影響。多種廢棄物源流混合起來的比例係數，像是乾式活性廢棄物 (dry active waste, DAW) 包含多種廢棄物源流來源，例如：BWR 電廠的乾式活性廢棄物由反應爐、渦輪、活化廢棄物源流等三個部分所組成，每一種廢棄物源流又包含三種類型：液體直接污染、氣體直接污染、非直接污染，因此需進行九次比例係數來做比對分析。

由於核種產生機制的原因，許多分裂產物都使用 ^{137}Cs 來做比例係數，但對於部分分裂產物而言， ^{137}Cs 相對容易溶於水，在固體廢棄物 (像是乾式活性廢棄物) 的表面較難收集，因此其固體或異質廢棄物 (heterogeneous waste) 和液體或均質廢棄物 (homogeneous waste) 的比例係數會不同，如圖 6-3 所示。

對於某些廢棄物源流而言，核種的揮發性也是影響比例係數的因素之一，在 BWR 的主要冷卻水中， ^{14}C 以 CO_2 的型態存在，反應爐內和渦輪的含量不同，而反應爐和渦輪的廢棄水會混合在一起，此類水的 $^{14}\text{C}/^{60}\text{Co}$ 濃度會有很廣的分佈，如圖 6-4 所示。

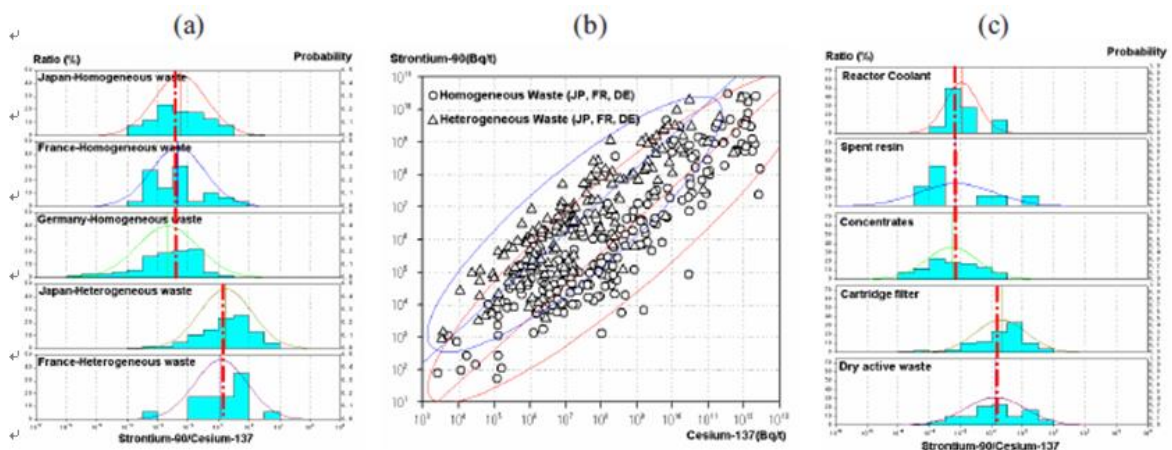


圖 6-3 ^{90}Sr 分裂產物與 ^{137}Cs 的比例：(a)不同國家之比例分佈；(b)異質和均質廢棄物之分佈情形；(c)不同廢棄物源流之比例分佈

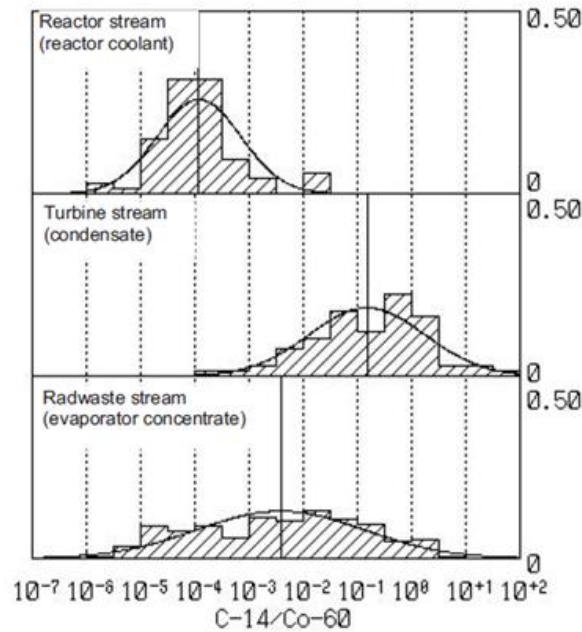


圖 6-4 $^{14}\text{C}/^{60}\text{Co}$ 在反應爐內流體和渦輪流體的差別

雖然影響比例係數的因素有許多，而決定比例係數最重要的是如何選擇關鍵核種。一般而言， ^{60}Co 和 ^{137}Cs 是最適合用於分裂產物及超鈾元素的關鍵核種，而 ^{144}Ce 通常不能做為超鈾元素的關鍵核種，因其不容易在 ^{60}Co 的 γ 射線背景下被測量，且半衰期短，不適合使用於存放許久的廢棄物，但可用於剛退出反應爐的廢棄物。 ^{60}Co 和 ^{137}Cs 都可作為 α 放射核種的關鍵核種，由圖 6-5 可看出大部分的 α 放射核種以 ^{137}Cs 較為精準，但 ^{60}Co 仍然可作為部分的關鍵核種。而 α 放射核種容易附著於廢棄物表面且通常不溶於水，在核種移動方式下與 ^{60}Co 較為相似，在沒有發生燃料破損的情況下，超鈾元素及分裂產物都存在燃料棒內，廢棄物的某些分裂產物是因活化而產生，因此不溶於水的分裂產物其 ^{60}Co 的比例係數較 ^{137}Cs 準確，如圖 6-6。

計算平均比例係數的方式有兩種：算術平均及幾何（對數）平均，算術平均數是把所有值加起來再做平均，若數據當中有幾個特別大的值，那平均下來容

易導致此平均不準確；而幾何平均是將數據相乘之後再開根號，若有 N 個數據即取 N 次方根。若數據範圍落差甚大，使用幾何平均可減少極值的影響。

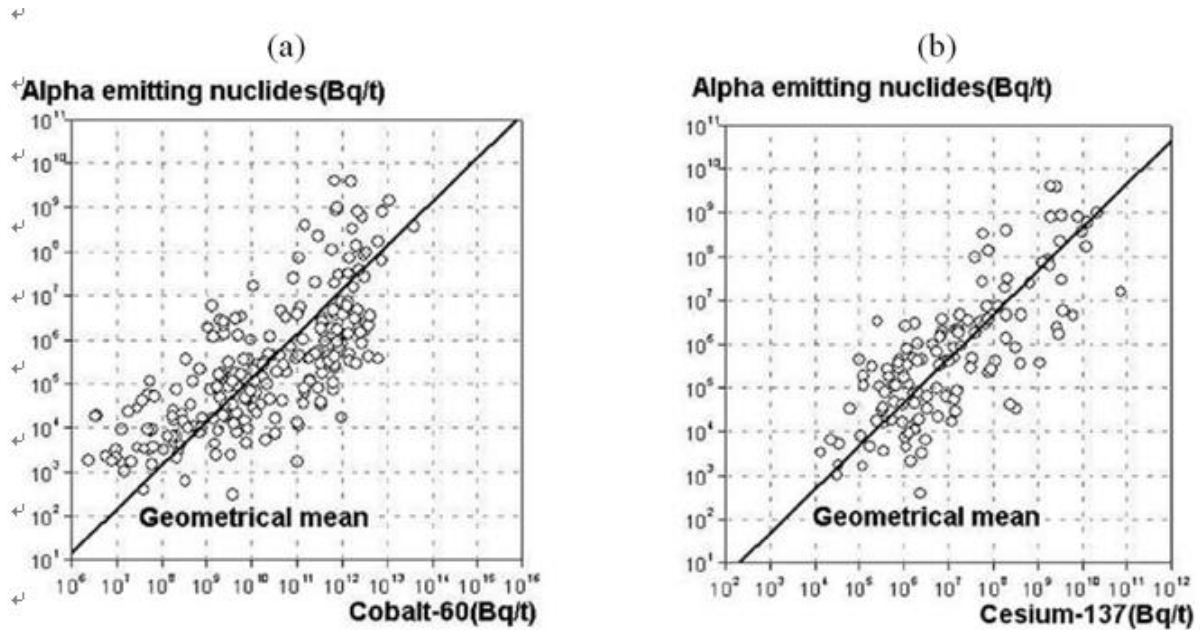


圖 6-5 α 放射核種對 (a) ^{60}Co (相關係數 0.72) 及 (b) ^{137}Cs (相關係數 0.78) 的比例係數

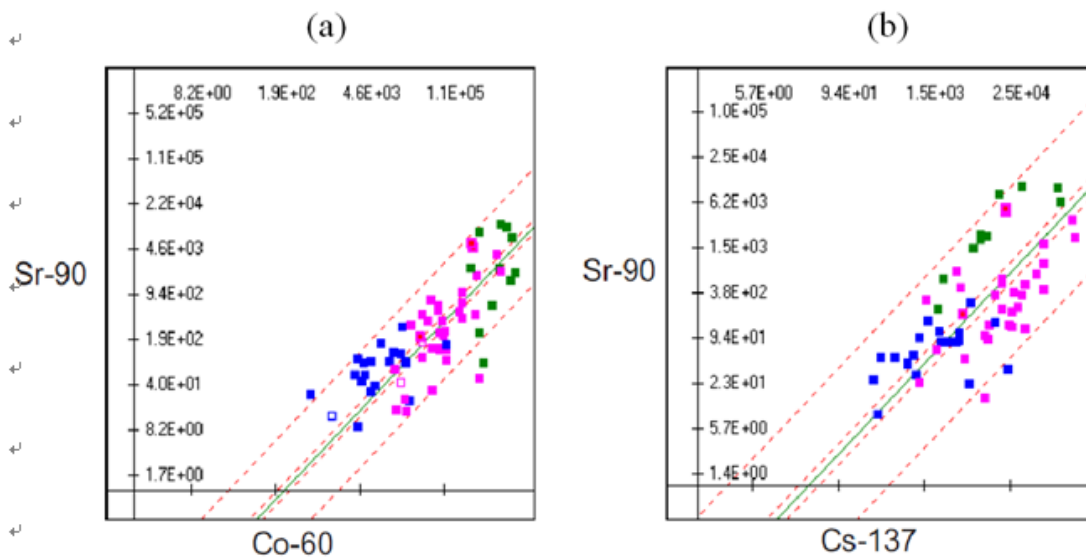


圖 6-6 不溶於水的分裂核種 ^{90}Sr 對 (a) ^{60}Co 及 (b) ^{137}Cs 的比例係數

根據國際原子能總署對於放射性廢棄物預先處置管理的安全要求，需要有完善的計畫以及系統性的應對，以提供對評估廢棄物放射性清單的信心。當放射性核種的量以常速產生或是達穩定態，此時的比例係數較直觀，一般來說包含四個基本方法可用來判斷放射性核種的活度：(1) 過程資訊：這適用於在原始材料中使用特定已知的放射性核種，這種方法通常適用於密封源、煙霧偵測器、防靜電裝置和某些工業機構廢棄物；(2) 直接測量：可應用於單一批次的廢棄物，通常為均質相 (homogeneous) 且涉及小量且不頻繁的產生速度；(3) 數值分析方法：此種電腦程式模擬使用第一原理計算方式來追蹤多種廢棄物源流的核種活度 (如：活度從燃料釋放或活化速率等)，且進一步追蹤材料平衡和多種廢棄物源流中的活度分佈；(4) 比例係數的相關性及使用：此方法結合直接測量並用於相似來源的多包裝或多批的材料。

比例係數的計算必須由特定廢棄物的放射化學分析來支持，在使用該特定廢棄物前應評估和適當審查其它設施的可參考數據，驗證過後該比例係數即可應用於特定核設施的廢棄物，但不適用於其它種廢棄物。類似的設備通常因為某些運轉需求而需稍做調整，但對於比例係數來說可能改變甚大，因此要特別注意若是結構上或運轉條件上有做修改，需檢查前後的比例係數變動。另外，文獻上通用的比例係數僅能用來當作尚未取樣的設施其類似廢棄物源流定性上的參考，若要有較準確的比例係數仍需對該設施做取樣分析。

第七章 結論

除役核電廠之廠址特性調查作業牽涉極為複雜的作業程序，且很多的檢測或調查工作可能會因現場環境因素的限制而需要採取特殊的作法，因此唯有深入地瞭解相關實務工作的準則與執行方法，才可隨機應變解決可能遭遇的問題。本研究計畫主要針對除役電廠之廠址特性調查作業與環境監測之取樣與偵測技術方案進行研析，藉此瞭解各項實務作業的準則與挑戰，並據此建立相關作業之審查及管制策略。本計畫的工作重點包括：物料及設備處置調查作業研析、輻射偵測儀器分析、熱區之取樣與偵測技術發展、以及難以測量核種之分析技術，針對各項工作之重要結論摘述如下：

- (一)物料及設備處置調查作業：MARSAME 手冊可提供除役核電廠之物料與設備 (M&E) 處置調查作業的準則，係為 MARSSIM 手冊的重要補充文件，其內容詳述 M&E 處置調查方案之計畫、執行、評估、以及建檔等作業原則，有利於決定 M&E 的處置方案。手冊中建議的作業流程雖不具管制上的效力，但管制機關仍可參考其中的重要準則來評估相關除役作業之完整性與適切性。此項作業之審查與管制重點可著重於處置調查計劃的適切性、品質程序的嚴謹度、量測儀器的可靠度與校正、紀錄文件是否確實等。
- (二)輻射偵測儀器分析：目前市面上已提供種類多元且功能不一的輻射偵測設備，供使用者進行現場檢測及實驗室取樣分析使用。在進行廠址特性調查作業之環境輻射污染偵測時，使用者必須依據偵測型式、輻射及核種的種類、劑量率範圍、儀器靈敏度、定性或定量分析、成本等考量來選擇適當的輻射偵測儀器。執行廠址特性調查時必須確實遵循 DQOs 與 MQOs 的品質目標程序，應視調查目標決定採用現場量測或實驗室取樣分析。現場量測需考慮量測方式、潛在的污染、輻射種類、儀器適切性等；實驗室取樣則須注意實驗室的能力、人員資格、取樣的製備流程、分析方式、樣本的保存、識別與追蹤等。

- (三)熱區之取樣與偵測技術發展：針對具特殊型式且可適用於極高劑量人員難以到達區域之輻射取樣及偵測技術，過去在國際上已有相當成熟的發展，並且也已累積相當多的實際應用案例。這些技術與時俱進，並集結整合現代的科技應用，如：機器人取樣技術、新型的 gamma-ray 能譜及影像系統、三維映射之輻射感測技術、遠端遙測技術、無線網路傳輸、及 GPS 定位功能等。目前這些技術大部分用於事故現場的探勘與偵測，相關的取樣與勘查的技術與實際經驗可作為未來除役廠址發展遠端除污技術或廠址特性調查的重要利器。
- (四)難以測量核種之分析技術：由於許多重要的長半衰期核種衰變產生穿透能力弱的 α 及 β 射線，在不能使用侵入、破壞性檢測的情況下，這些核種在現場要直接被偵測到是有困難的，而目前國際上的普遍作法是採用難以測量核種與易測量的關鍵核種的比例係數來進行難以測量核種的估算。然而，比例係數並非一體適用，會受特定因素的影響，包括：電廠的類型、燃料及冷卻劑歷史狀況、分析核種產生模式、廢料處理方式、電廠操作狀況等變因，使用時必須謹慎地來評估與驗證這些變因的影響。

參考資料

- [1] Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment Manual (MARSAME), NUREG-1575 Supp. 1, EPA 402-R-09-001, DOE/HS-0004, U.S. Department of Defense (DOD), Department of Energy (DOE), Environmental Protection Agency (EPA), Nuclear Regulatory Commission (NRC) (2009).
- [2] The Environmental Survey Manual, Appendix A - Criteria for Data Evaluation, DOE/EH-0053 (DOE) 1987.
- [3] Upgrading Environmental Radiation Data, Health Physics Society Committee Report HPSR-1, EPA 520/1-80-012 (EPA) 1980.
- [4] Guidance for Data Usability in Risk Assessment, Part A, Office of Solid Waste and Emergency Response (OSWER), Directive 9285.7-09A (EPA) 1992.
- [5] Guidance for Data Usability in Risk Assessment, Part B, Office of Solid Waste and Emergency Response (OSWER), Directive 9285.7-09B, Part B (EPA) 1992.
- [6] Guidance for Developing Quality Systems for Environmental Programs, EPA QA/G-1. EPA/240/R-02/008, U.S. Environmental Protection Agency (EPA) 2002.
- [7] Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM) (Revision 1), NUREG-1575 Rev. 1, EPA 402-R-97-016 Rev. 1, DOE/EH-0624 Rev. 1, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) (2002).
- [8] Eric W. Abelquist, MARSSIM Overview I, MARSSIM Technical Seminar Series, September 15, 2006.
- [9] EFSC Briefing on Trojan Final Site Survey, Energy Facility Siting Council, <https://www.oregon.gov/energy/Siting/docs/TRO/TROFinalBrief.pdf>
- [10] Implementation of MARSSIM Lessons Learned, ML010470472, Nuclear Regulatory Commission (NRC), 2012.
- [11] NEA/OECD, “R&D and Innovation Needs for Decommissioning Nuclear Facilities”, Radioactive Waste Management, OECD2014, NEA No.7191 (2014).

- [12]F. Geffard, P. Garrec, G. Piolain, M.-A. Brudieu, J.-F. Thro, A. Coudray, E. Lelann, “TAO2000 V2 Computer-Assisted Force Feedback Telemanipulators used as Maintenance and Production Tools at the AREVA NC–La Hague Fuel Recycling Plant”, *Journal of Field Robotics* 29(1), 161-174 (2012).
- [13]Y. Perrot, L. Gargiulo, M. Houry, N. Kammerer, D. Keller, Y. Measson, G. Piolain, A. Verney, “Long-reach Articulated Robots for Inspection and Mini-Invasive Interventions in Hazardous Environments Recent Robotics Research, Qualification Testing, and Tool Developments”, *Journal of Field Robotics* 29(1), 175-185 (2012).
- [14]J.K. Lee, H.J. Lee, B.S. Park, K. Kim, “Bridge-Transported Bilateral Master-Slave Servo Manipulator System for Remote Manipulation in Spent Nuclear Fuel Processing Plant”, *Journal of Field Robotics* 29(1), 138-160 (2012).
- [15]R. Borchardt et. al., “Remote Handling Techniques In Decommissioning”, Nuclear Energy Agency (NEA), Radioactive Waste Management Committee (RWMC), NEA/RWM/R(2011)2 (2011).
- [16]Scaling Factor Method to Determine The Radioactivity of Low- and Intermediate-Level Radioactive Waste Packages Generated at Nuclear Power Plants, ISO 21238 (2007).
- [17]Determination and Use of Scaling Factors for Waste Characterization in Nuclear Power Plants, IAEA Nuclear Energy Series No. NW-T-1.18 (2009).

子計畫五：

除役核電廠安全評估與應變方案之審查技術研究

計畫主持人：林志宏

報告作者：林志宏、徐仲彥、賴科維

中文摘要

本計畫目的在協助主管機關進行除役計畫審查前，建立起核能電廠除役作業安全之審查技術研究，以作為未來核能電廠除役管制作業及審查之參考。本子計畫為核能電廠除役安全評估與應變方案之審查技術研究，目的係廣泛蒐集國內外相關核電廠除役之相關安全分析案例，並針對除役審查作業提出相關重點和關鍵事項，進一步提出未來安全審查之建議，以協助除役與各項除役作業計畫之審查，使除役計畫規劃順利執行，得於預定期程內完成除役工作。

英文摘要

The objective of this project is to assist the Administration of Government in establishing the review technology of safety research before reviewing the decommissioning plan. The effort can be regarded as the decommissioning basis for future nuclear power plants. This subproject is focused on Study of Review Technology on Safety Assessment and Response Plan for Nuclear Power Plants Decommissioning. The objective of this study is to set up to extensively collect and integrated related cases on safety analysis, and review cases related to nuclear power plants. The priorities and key issues for the decommissioning would be listed and further propose administration recommendations from the review results is to assist the Council in auditing the decommissioned plans. The project will promote the successful completion of the decommissioning plan within the scheduled time.

目錄

中文摘要	i
英文摘要	ii
第一章 研究背景與目的	1
1.1 前言	1
1.2 研究目的	3
第二章 除役計畫安全分析與應變之工作	5
2.1 蒐集除役安全評估與應變方案之相關報告	6
2.2 研析國外除役核電廠實際安全案例	6
2.3 提出國內除役核能電廠之安全評估與應變方案之管制建議	6
第三章 國際上相關之除役研究	8
3.1 國外除役安全相關經驗	8
3.1.1 美國 Connecticut Yankee 核能發電廠	8
3.1.2 Oyster Creek 核能電廠	15
3.1.3 Yankee Rowe 核能電廠	16
3.1.4 日本普賢核能發電廠	18
3.2 安全評估規範	18
3.3 國外除役管制法規與安全議題	23
3.3.1 美國的除役管制	23
3.3.2 英國的除役管制	24
3.3.3 法國的除役管制	25
3.3.4 德國的除役管制	26
第四章 除役之安全評估與意外事件	29
4.1 安全評估項目	30
4.1.1 廠址的初始特性	30

4.1.2	燃料移除	30
4.1.3	圍阻體的維護和修改	30
4.1.4	除汙	30
4.1.5	拆除設備與維修	31
4.1.6	最終放射性監測	31
4.2	除役可能發生之意外事件	32
4.2.1	地震事件	32
4.2.2	洪水事件	32
4.2.3	土石流事件	33
4.2.4	雷擊事件	33
4.3	火災事件	33
4.4	火災防護分析	36
4.4.1	火災防護計畫	37
4.4.2	火災危害分析	38
4.4.3	輻射危害	38
4.4.4	行政控制	38
4.4.5	火災防護程序	39
4.4.6	訓練	39
4.4.7	可燃性材料的控制	40
4.4.8	引火源的控制	42
4.4.9	防火系統與設備的控制	43
4.4.10	物理防火特性	43
4.4.11	防火屏障與區域	44
4.4.12	消防滅火系統	45
4.4.13	風險管理	49

第五章 除役電廠之安全評估建議.....	50
5.1 地震防護.....	50
5.2 海嘯及洪水防護.....	51
5.2.1 海嘯防護.....	51
5.2.2 洪水防護.....	51
5.3 火災預防措施.....	52
5.3.1 可燃物控制程序.....	52
5.3.2 安全性.....	52
5.3.3 撒水系統.....	53
5.3.4 火警系統.....	53
5.3.5 石綿移除.....	53
5.3.6 材料移除.....	54
5.3.7 Demolition.....	54
5.3.8 額外的風險處理.....	54
5.4 火災防護計畫.....	55
5.4.1 設備配置與條件.....	55
5.4.2 系統安全.....	55
5.4.3 行政管理.....	55
5.4.3.1 組織.....	55
5.4.3.2 防火程序.....	56
5.4.3.3 訓練.....	56
5.4.3.4 可燃物控制 (NFPA 30 & 50).....	56
5.4.3.5 切割與焊接 (NFPA 51B).....	57
5.4.3.6 點火裝置控制.....	57

5.4.3.7 廠區建築物與外部區域的控制.....	58
5.4.3.8 電路系統 (NFPA 70, National Electric Code).....	58
5.4.3.9 暫時的火災風險.....	58
5.4.3.10 一般的火災危害.....	59
5.4.4 物理保護裝置.....	59
5.4.4.1 火災偵測與警報器.....	59
5.4.4.2 火災屏障.....	59
5.4.4.3 滅火系統 (NFPA 10 & OSHA 1926).....	60
5.4.5 風險管理.....	62
5.4.5.1 個人安全.....	62
5.4.5.2 緊急應變.....	62
5.4.6 防火安全評估與應變方案.....	63
5.4.6.1 規劃防火區.....	63
5.4.6.2 準備停用與除役.....	63
5.4.6.3 核材料風險移除.....	64
5.4.6.4 定義和移除易燃物質.....	64
5.4.6.5 最小化引火源危害.....	65
5.4.6.6 各種油類對除役的風險.....	65
5.4.6.7 額外的考量.....	66
第六章 結論與建議.....	67

參考文獻..... 69

第一章 研究背景與目的

1.1 前言

現階段國內核能政策情況仍處於尚未明朗的狀態，且政府所頒佈的新能源政策係以「確保核安、穩健減核、打造綠能低碳環境、逐步邁向非核家園」作為總體能源發展願景與推動主軸。因而國內的核一、核二、核三等三座核電廠未來可能將傾向不再延役，也許將面臨機組停機並採取除役的方式來終止運轉執照。根據我國核子反應器設施管制法之規定，核子反應器設施之除役，經營者應於設施預定永久停止運轉之三年前檢附除役計畫，並向管制機關提出申請。因此，對於核電廠之除役作業，除了經營者需要針對除役工作之執行、管理、技術研發等進行妥適的規劃之外，管制單位也應事先精進除役作業相關的專業知識與管制基礎，並培植必要的管制人力，以因應未來核電廠面臨除役時的審查及管制工作。故在除役過程中將會面臨許多核能安全相關問題與可能遭受意外事故之挑戰，這些挑戰將是可以被預期的、透過分析評估，可提出圓滿解決問題之答案。

依據國家能源政策規劃，台灣電力公司核一廠一、二號機將面臨運轉 40 年屆齡除役之先期作業規劃階段，其中，核一廠一號機組，將於民國 107 年底運轉到期，因此須於民國 104 年 12 月底前提出核一廠除役計畫。然而，國際上在核電廠除役技術上所累積的專業技術與實務經驗在許多作法上仍有些歧異；再者，國內在過去並未曾實際進行過核電廠的除役作業，對於強化除役作業相關的專業知識與管制業務有著極為迫切的需求。因此，主管機關須以管制機關角色，為合理與嚴謹審查經營者提出之除役計畫，掌握各國核子反應器設施之除役法規、實務經驗及關鍵安全問題與評估技術，並建立一套完善之除役計畫審查機制，藉此並能建立除役審查團隊，以期協助審查各項除役作業計畫，使除役計畫得以順利執行，於預定期程內完成除役工作。

國際上為了對核反應爐設施的除役能提供一致的方法，除了吸取先前已除

役或正在進行除役工作的核能電廠所獲得的經驗外，各國皆表示在國際上認可關於安全評估計畫或重要報告中必須有核能電廠的除役導則。所謂的除役是指允許對一座核能設施解除部分或全部監管所採取的行政管理行動和技術行動。這些行動包括放射性材料、廢物、組件和建築物的去汙、拆除。執行這些行動是為了有計劃逐步減少放射危害，為了確保除役操作期間的安全，這些行動都是根據事先的計畫和評定採取的。核能電廠的除役活動時間可以從幾年至幾十年，其中會考慮到放射性衰變的因素。故除役可以在核反應器關閉後以連續操作方式進行，亦可以在一段時間內以間斷操作的方式進行，此即為分階段除役。然而，對任何除役工作與核能設施繼續運行之間的相互影響所可能引起的安全問題，則將需要根據當時的具體情況做進一步的處理。

核電廠除役期間之意外事件評估主要係透過安全分析及行政管制方式，以確保核電廠於除役作業期間在安全性方面是可以信賴的。安全分析著重於輻射安全影響相關之意外事件，分析時考慮個別事件之可能發生原因，如輔助系統功能喪失事件、外部電力喪失事件，以及地震、火災與爆炸事件等，並採取保守的觀點來評估結果，說明意外事件對作業人員與公眾安全之影響，以及意外事件之後處理與輻射造成的影響。行政管制則是針對非輻安相關之意外事件，著重於人為疏失、惡劣氣候、飛機撞擊等意外事件之預防。

此外，核電廠運轉時消防安全的防護措施對於安全性有相當重要的影響，電廠除役後雖不會有冷卻水喪失造成爐心熔毀的可能，但核能電廠於除役階段時，拆除的技術或方法、工作人員操作之安全性等，對於可能引起的火災機率亦有相當重要的影響。在切割方面，通常採用火焰切割、模料切割與冷切割等，部分方法會在進行時產生火花，這部份則必須進行火災風險評估。此外，同時也必須考量在進行拆卸與切割時，是否會有二次廢棄物的產生，而部分之廢棄物亦為引起火災之來源，因此在這些階段中仍有火災所帶來的隱患。故除役階段對於消防安全可能產生的問題如動火作業增加、焊接、切割及研磨、火載量

增加、臨時結構體的搭建（除役或拆除用途）、電廠系統停用或棄置和組織架構及責任分工改變（低於運轉階段的層級）等。

故本計畫將以過去核能電廠除役之安全分析審查研究案的經驗，並著重火災防護相關之探討，於今年度除役作業審查技術進行安全評估與應變方案之研究。希冀有助於未來核電廠除役時進行評估分析與審查技術等工作，也可藉此強化管制機關對於除役作業之審查與管制的基礎。

1.2 研究目的

核能電廠在進行除役規劃時，工作人員、大眾、環境生態的保護是管理組織上最重要的環節，如何制定除役期間的安全評估標準並達成，將是國內首次進行核能電廠除役工作時之重要課題。由於核能電廠除役之安全評估必須首要考量工作人員的專業能力是否足夠且不會造成任何意外與風險，在核能電廠實際執行的工作人員則必須相當熟悉各項安全規範與廠址評估。另外，在安全評估方面所需要的重點即是核能電廠除役之審查技術，這部分著實需要許多專長之專家擔任審核委員並借重其在除役之專業知識以及嚴格的審查技術，以順利推展除役審核之工作。

由先前的研究大致可了解到國際核電大國相關之除役拆廠經驗與規範，以及安全分析與評估報告的作法與策略，雖因國外核電廠發展之實際狀況考量與我國不同，不過我國可依國內所需作進一步的修正改進，以符合國內之情況。在核能電廠除役安全評估方面，除了組織人員、環境影響、工業安全、可能之意外事故發生等安全工作事項外，最重要的即是需建立安全相關之應變方案，可確保除役作業能避免與預防重大事故發生以及發生時有相對應之策略以供參考及遵循。因此，除役作業之安全評估以及應變方案審查技術，將有必要進行深入之評估與審查，讓安全審查作業能更為完備且有效率。本計畫之研究工作將藉由國內外相關之研發計畫與研究報告，分析各國核能電廠除役作業安全評

估與應變方案，並進行除役過程中審查技術分析之深入瞭解，以強化審核者自身之能量，以應日後相關審查工作所需。

第二章 除役計畫安全分析與應變之工作

核能電廠於除役作業過程中可能發生之意外事故，均與施工技術與工業安全相關，其可分為輻安相關事故及非輻安事故兩類。而這些施工技術，如除污技術、清理技術、拆除技術、廢棄物處理技術等過程中，倘若有人為疏失或作業流程不當等因素，皆有可能會因而造成意外事故，使得工作人員可能吸入過多的放射性物質以及環境輻射污染等。而核能電廠停機過渡階段之意外事故應包含核子事故緊急應變計畫，以及廠內意外事故應變，其中廠內意外事故可分為除役拆廠、廠址環境輻射、廠址復原等三階段。這些應是國內除役核能電廠在除役期間所提之計畫書所需涵蓋的內容，而本研究亦將閱讀與研析國外核能電廠除役經驗之安全評估與應變方案，將可作為國內除役核能電廠之參考。因此，除役計畫書中應確實包含各項假想事故發生之因果關係、安全評估及應變程序，在進行審查計畫時須以更為嚴謹的態度來面對，並確保除役作業能避免、預防重大事故之發生，並發展適合於我國之安全評估與應變方案策略。

在進行核電廠除役工作之核安審查之前，相關之主管機關應須先建立完整之相關審查技術規範，以提升審查效率及嚴謹度，並同時增進國內核安相關審查主管機關之審查能力、專業知識與安全分析技術之瞭解。而針對核能電廠於除役期間相關之安全評估與事件，必須建立相關的應變方案及權責規劃，並擬定所需採取的應變方案措施，以期當意外事故發生時，可以有組織、效率地進行處置，使得其對工作人員、設備組件破壞之損失以及環境影響能夠降至最低。本研究之目的即在於如何針對相關的安全進行評估，以及事故發生所採取之應變方案進行審查。因此，本計畫將廣泛蒐集各國在進行除役時發生意外事故之處理經驗，以了解各國對事故之安全評估及應變方案之經驗回饋，並根據文獻資料作為本計畫研究吸取安全評估與應變方案之專業知識與重點，充分了解嚴謹審查之比較驗證；同時考量台灣之國情與核能環境，提出適合本土特性之審

查技術與建議。本計畫之研究內容及工作項目列之如下：

2.1 蒐集除役安全評估與應變方案之相關報告

蒐集國際上核能大國之除役相關文獻報告等資訊，藉以瞭解各國核能電廠除役法規對於安全評估與應變方案之作法，並提供國內除役法規作為供參。以 NUREG/CR-6451 中所述為例，當用過燃料全部退出爐心後，核能電廠原先可能發生之事故與風險已不再適用。在除役期間可能對公眾造成危害的事故原因，僅與貯存於用過燃料池之用過燃料有相關性。因此，NUREG/CR-6451 便依據用過燃料之貯存方式及時間分為四種組態，並依其評估之事故特性來判斷是否需要相關之應變計畫。因此，本計畫將廣泛蒐集與安全評估、應變方案之相關資料進行彙整及研析，以瞭解國際中除役對於安全評估及應變方案之審查與經驗，以進行國內核電設施除役計畫最適合之審查規範與研訂。

2.2 研析國外除役核電廠實際安全案例

國外除役電廠之案例已有相當多之經驗與累積，雖國內核能法規是以美國為基準，但在此計畫除了將蒐集美國相關核電廠除役實際案例外，於其他核能大國於除役之經驗案例亦採取廣泛蒐集彙整供作參考。對於除役中發生之意外事故及其應變措施，如火災防護、除汙作業處理、貯存設施運作、儀器故障等各類可能的意外事故，皆必須針對可供參考之實例進行完整及深入之收集。故嚴謹之核安審查亦須將各種意外發生之可能、人為因素之影響納入審查規範內，亦是本計畫研究重點之一。

2.3 提出國內除役核能電廠之安全評估與應變方案之管制建議

在核能電廠除役作業之安全考量上，審查人員將會審查除役內容是否符合審查範圍所規定之基本要求，並決定是否足以由審查人員進行細節技術審查。

當符合審查要求後，即須針對除役工作之安全評估與應變方案進行嚴格審查，而提出管制建議亦將是本計畫之重要工作之一。以火災防護方面為例，美國 NRC 自 1975 年因 Browns Ferry Nuclear Power Plant 一號機火災發生後，即開始進行與延續多年的核電廠消防法規之檢討與改善，並提出重要之消防法規、消防防護計畫(Fire Protection Program, FPP)等項目。而 FPP 包括火災危險度分析，係可應驗證當火災發生時，核電廠仍能維持將放射物質外釋降至最低之能力，且除役核能電廠也都是 FPP 之首要目標。因此，本計畫將會根據核電廠除役時之火災應變方案，提出相關管制建議，這亦是本研究之重要課題。由於核一廠亦可能是國內首度將進行除役之核能電廠，審查管制單位必須藉由國外經驗以充實自身對於安全評估與應變方案建立之專業知識，獲得及處理方法之經驗並詳細審查核能電廠所呈列之規範條件是否符合安全標準。

因此，本研究將針對除役的安全相關工作進行分析與研讀，並歸納為安全分析事故與應變方案兩項要點。同時，將針對已除役電廠之經驗，作一分析與評估，並將所收集的各種資料彙整後提供物管局參考，並對除役計畫書之相關章節提出建議事項、內容涵蓋範圍及審查要點與流程，以利核能電廠除役作業之執行。

第三章 國際上相關之除役研究

3.1 國外除役安全相關經驗

美國、德國與日本等核電使用大國皆具有相當豐富的除役相關經驗，在其除役計畫和除役結果報告中均存有十分寶貴之資料與實作紀錄，可供我國核電廠進行除役作業時之參考。雖然各國電廠之設計與環境條件不同，除役計畫亦須依各國國情做調整，其並無法一體適用，且需針對各電廠進行審慎評估與檢討，才能擬定最適用於各電廠之除役計畫。美國核電廠之除役經驗具有相當程度之參考價值，且我國核電廠係以美規為主，各類的規範與法規大多皆以美國核電廠為導向，不過其他國家的除役經驗與相關重要資訊對於尚未有過除役經驗的我國而言，皆是重要的參考依據。故本計畫主要方法便是由已完成除役之核電廠及其除役過程中與安全評估相關的工作進行探討，作為未來主管機關審查核能機組除役計畫之依據。

3.1.1 美國 Connecticut Yankee 核能發電廠

Connecticut Yankee 核能電廠是一個單一反應器的設施，電廠坐落在 Haddam 鎮佔地 525 英畝的土地上，並安置了額定功率 1825 MWt 和 619 MWe 的壓水式反應器，如圖 3-1 所示。其於 1967 年 7 月 24 日達到初步臨界，1968 年 1 月 1 日起商業運轉，約運轉 28 年後在 1996 年 12 月 4 日永久停止運轉。1996 年 12 月 5 日 CYAPCO 通知核監督管理委員會 (NRC) HNP 永久停止運轉和從反應器壓力容器中永久移除所有燃料並將其放置在用過核子燃料池中。停止運轉之後，CYAPCO 開始 HNP 除役。按照法規 10CFR50.82 (a) (4) 規定在 1997 年 8 月 22 日提交停機後除役作業報告 (PSDAR) (其後修訂於 2002 年 10 月 22 日)，1998 年 1 月 26 日，NRC 接受 PSDAR，後來 CYAPCO 又提交了一份更新的最終安全分析報告，以反映核能電廠的永久停止運轉狀態，NRC 於 1998 年 6 月 30 日修訂 HNP 設施的營運執照以反映電廠永久停止運轉狀態。1999 年 10 月 19

日修訂營運執照以反映用過核子燃料長期儲存在用過核子燃料池及電廠的除役狀態。額外的執照基本文件也進行修訂及遞交以反映在用過核子燃料池內的長期燃料貯存，如移除燃料緊急計劃、安全計劃、品質保證計劃、及操作人員培訓計劃。



圖 3-1 Connecticut Yankee 核能電廠運轉期間的廠址

由於在電廠永久停止運轉後不久，發生兩名工人吸入空氣中輻射污染物的事件，因此美國 NRC 將 CY 劃歸在驗證行動通知書(Confirmatory Action Letter)的規範之下。由於吸入空氣中污染物，工人收到了顯著的體內暴露，雖然不是過量暴露，但對於工人受到的曝露和 CY 缺乏保健物理人員以及輻射工作人員的做法，受到 NRC 極大的關注。這驗證行動通知書限制 CY 執行具有挑戰性的放射性工作，直到 CY 完成保健物理計劃中某些令 NRC 滿意的改進為止。一旦 CAL 被解除，CY 可以進行重大的除役活動，CAL 於

1997年5月4日由NRC簽發並於14個月後解除。這種限制導致除役活動的延遲。在此期間，對保健物理程式和做法進行完整的審查和更新。

此外，CY廠址關閉時，廠址發現有地下水核種污染的情形，再加上CY電廠旁有康乃狄克河，此地勢情況與核一廠旁銜接乾華溪頗為類似，因此CY在地下水整治與規畫執行上，對於國內核電廠會有相當大的參考價值。

CY在地下水整治的建議上，提及下列幾點：

- ✓ 在電廠運轉過程應進行地下水污染的特性調查，評估是否應採取措施，以減少設施的洩漏和溢出的影響。
- ✓ 設施洩漏和廢棄物運輸處理及地下水污染的整治，這些處置的成本高達35百萬美元。因地下水污染衍生額外土壤的整治成本超過15百萬美元。而當CY在廠區被懷疑是地下水污染的地區確定後，CY即起動地下水監控計劃，在懷疑的地區設置監測井，監測井分佈於電廠的3個地區：

- (1) 電廠的反應器圍阻體和主要輔助建築物。
- (2) 半島地區(位於排放運河和康乃狄克河之間)。
- (3) 填埋區(landfill area)。

取地下水樣本進行分析氚(Tritium)、 γ 放射性同位素、總 α 及總 β 濃度，結果發現氚滲透移動速度最快，圖3-2顯示在電廠工業區的水井位置，圖中可發現黃色與藍色部分為反應爐槽與氣渦輪機，其附近地面被輻射水滲入的比例較高。

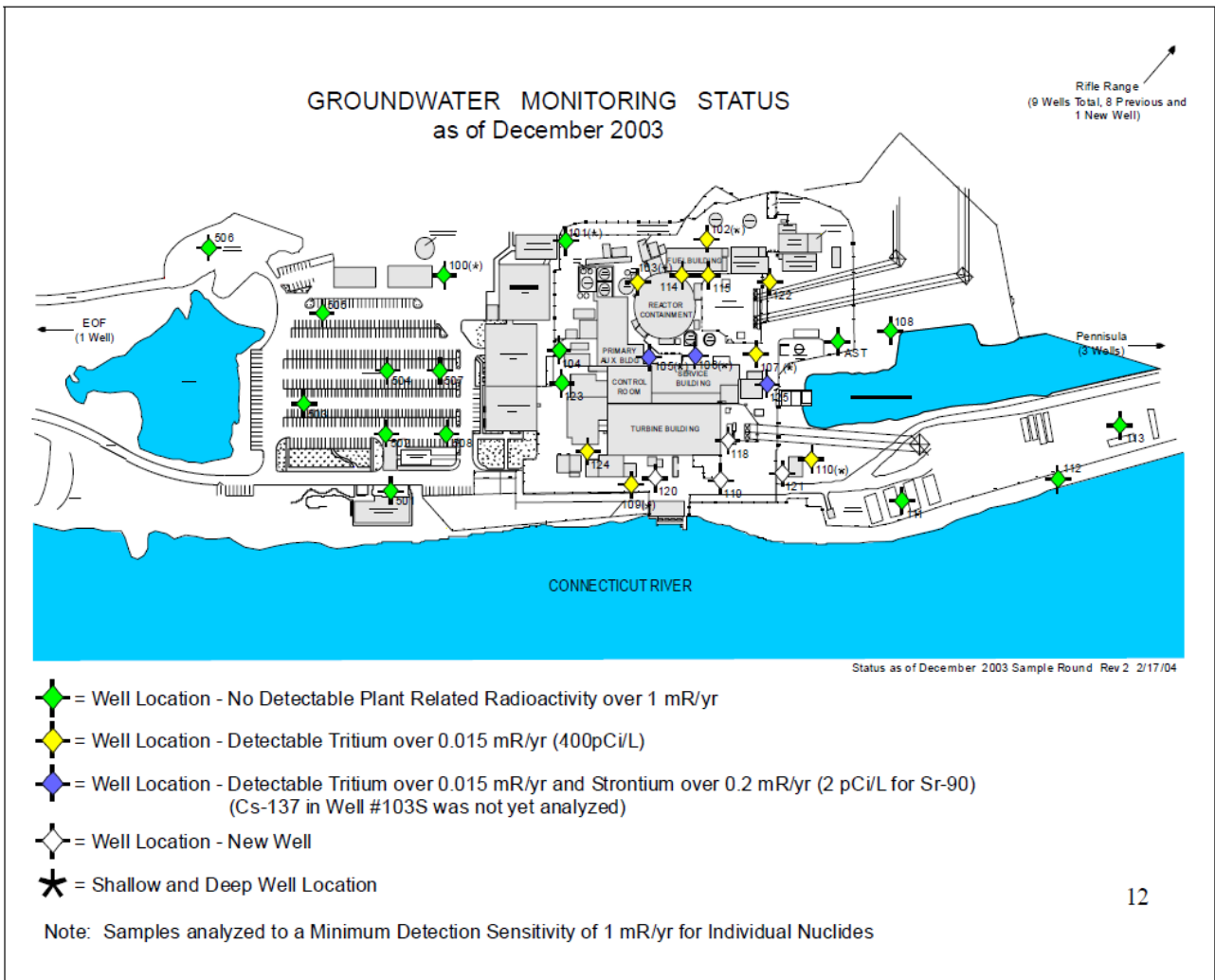


圖 3-2 2003 年 12 月 Connecticut Yankee 電廠地下水監測狀態

圖 3-3 顯示了在大規模的土壤整治前的氙趨勢。由此可以看出，在最初的幾個採樣週期氙迅速下降。到 2000 年 1 月，大多數監測井的氙已下降到接近或低於 EPA MCL(EPA Maximum Contaminant Levels MCL) (已知為飲用水標準) 濃度值 20000 PCI/ L (740 貝克/升)。

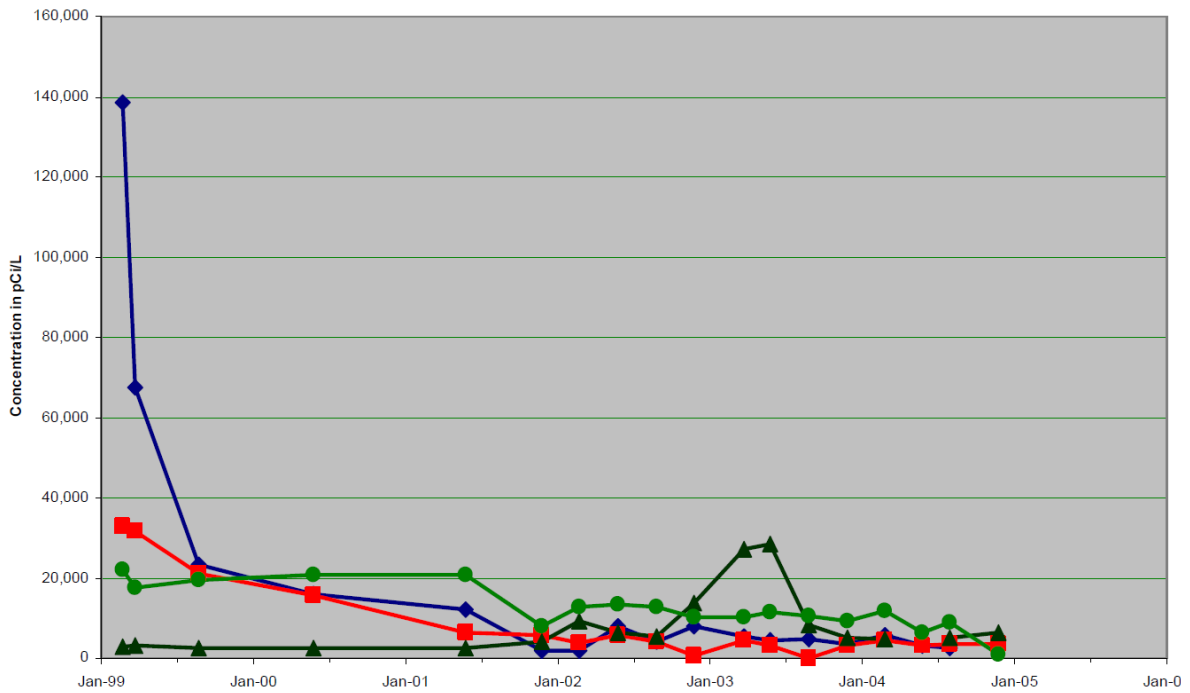


圖 3-3 Connecticut Yankee 電廠整治前氚趨勢

最初特性資料收集之後，CY 水文地質監測計劃第 2 階段制定了更為詳盡的地下水監測計劃，並提出 20 種放射性核種的清單。2001 年 6 月開始進行地下水取樣分析，確認這些放射性核種是否存在於地下水中，取樣分析的結果顯示在某些監測井及桶槽區的通過水壓向下坡度(hydraulically downgradient)的區域內，放射性核種銻-90(Sr-90)濃度較大。水井抽樣結果的 Sr-90 在整治之前的最高濃度位於圖 3-4 所示，圖 3-5 表示為地下水位以下的土壤/基岩整治區。

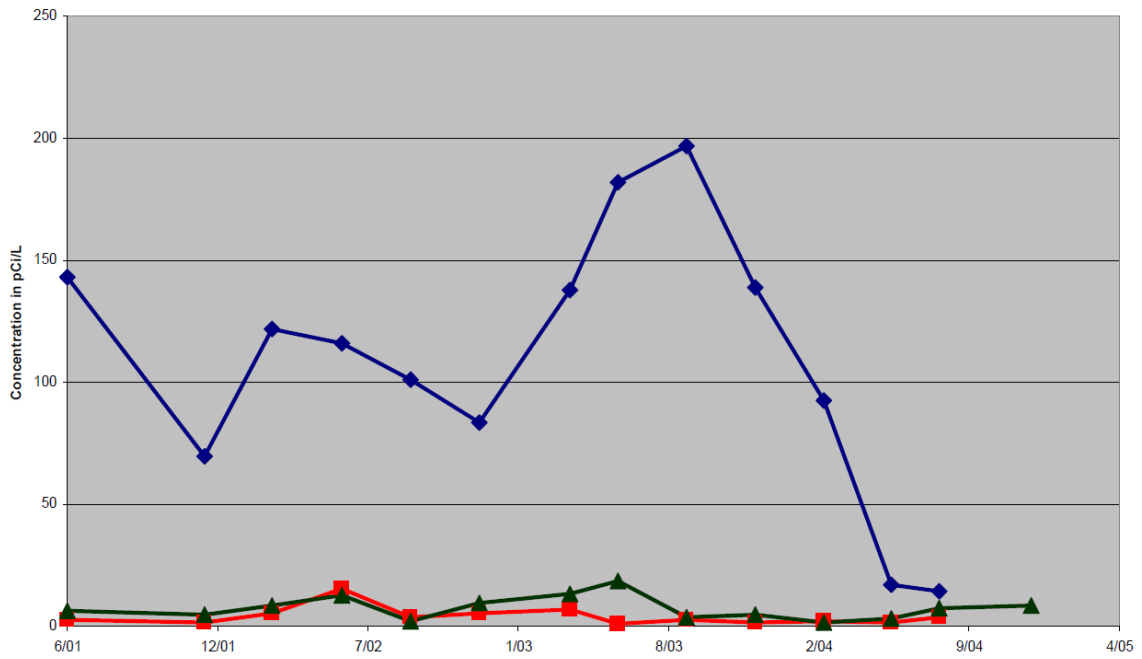


圖 3-4 Connecticut Yankee 電廠整治前鋇 90 趨勢

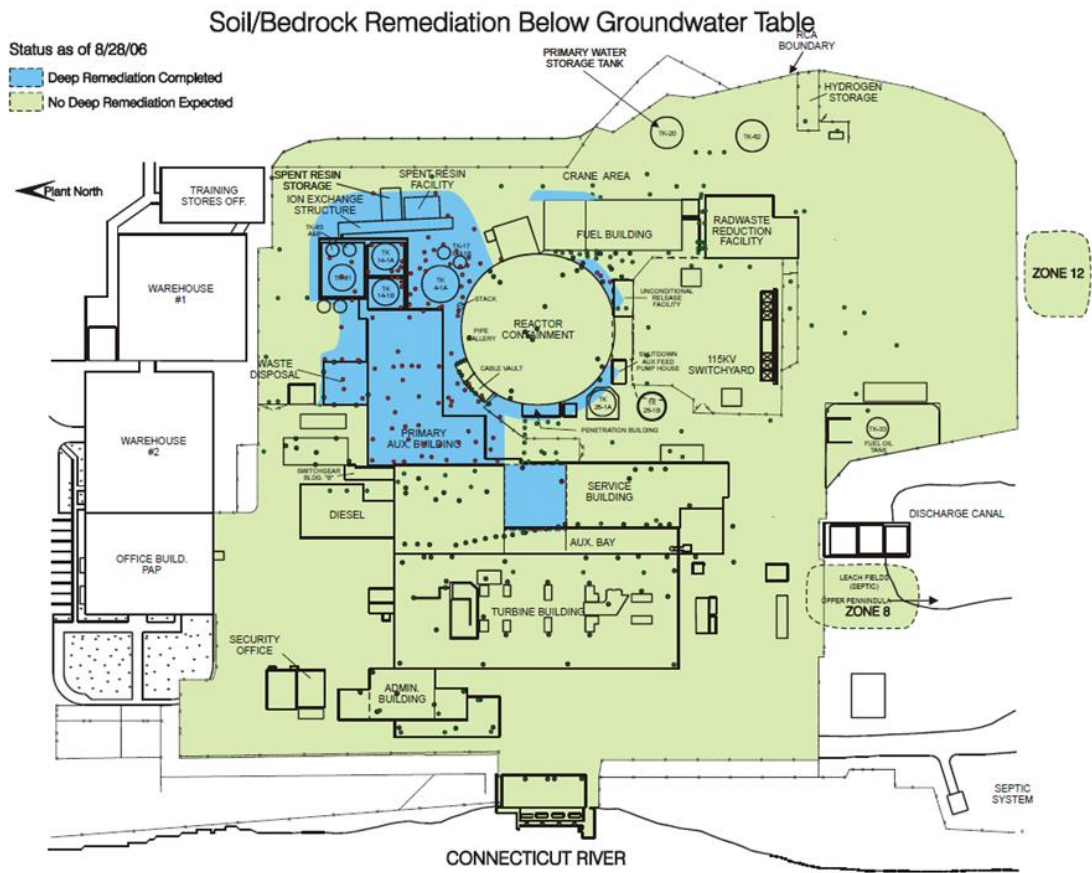


圖 3-5 Connecticut Yankee 電廠地下水位以下的土壤/基岩整治區

主要輔助建築物(PAB)開挖調查發現，在西側處有地下水滲漏。雖然這地下水濃度遠低於 MCL，但滲漏出的 Sr-90 的濃度趨勢顯示有另外的污染源將污染物滲漏到開挖區。由區域採樣檢測的資料，確定需要整治的地區，並根據預測的地下水濃度值進行土壤整治。

為了符合 CY 執照中止計畫(License Termination Plan, LTP)的承諾，當地地下水污染源整治之後需要實施地下水監測，而在進行監測之前則必須先消除污染源，進行土壤整治以符合美國康乃狄克州整治標準法規(State of Connecticut Remediation Standard Regulations, RSRs)，其是適用的外釋標準法規，若外圍土壤超過 DCGLs 或地下水的篩選標準，基本上這些土壤都要移除，以確保地下水不受岩床裂縫中的放射性影響。故移除的部分則需要以新的土壤作回填，以達到整治法規的標準。整個整治作業所移除的土壤總量是 1.17 百萬立方英尺（約為 33,000 立方公尺），這些土壤被視為放射性廢棄物處理。由於設施的洩漏和溢出，造成地下水污染到 CY 工業區的其他地區，其要滿足廠址外釋的 MCLs，需要額外移除的部分土壤總量是 412,000 立方英尺（約為 11,700 立方米）。

2005 年 12 月建立地下水監測計劃並發送給 NRC 審查，在這個月進行第一輪的 LTP 抽樣調查。若以下的項目達成時，即表示符合 LTP 的承諾：

- ✓ 至少每季進行取樣至少 18 個月以上，
- ✓ 監測期間需要包括兩個春季的高水位期，
- ✓ 抽樣結果必須是趨勢向下或穩定的，
- ✓ 抽樣結果的最高劑量，必須 \leq CY LTP 所允許的劑量。

在完成上述簡述之影響地下水重大整治之後，這些取樣已進行了 6 個月，自 2005 年 12 月起地下水的最高濃度已呈下降趨勢。最高濃度低於 MCLS 也遠低於地下水的劑量目標 2 mrem/年 (0.02mSv/yr)。因此，以廠址特性與安全分析而言，此地下水整治的案例係可做為我國除役時期安全分析的借鏡與重要參考依據。

3.1.2 Oyster Creek 核能電廠

Oyster Creek 電廠屬於 GPU 核能公司，此電廠於 1969 年開始運轉且擁有單一 BWR 機組，並位於紐澤西州(New Jersey)中部，其可生產 620 MWe 的電力。此圍阻體為 BWR 通用的“MARK I”型。由於 Oyster Creek 僅有單一機組，很難與大型、多機組核能電廠及低運轉費用、低維護費用之大型火力電廠競爭。故 Oyster Creek 電廠之停止運轉除役是基於經濟的考量，而非電廠運轉操作之效率。因此，GPU 公司在 1997 年中期宣佈 Oyster Creek 電廠將可能在 2000 年 12 月提早停止運轉退休，除役的主因在於電力事業的競爭，且其除役之準備與經驗可供核能一廠除役工作作為指導範本。

核能電廠除役大致可分為三個階段，第一階段為停止核反應爐，並使系統冷卻與達到減壓目的，以及移除所有在爐心內的燃料棒。第二階段的主要工作在於拆卸與反應爐壓力槽連接的所有管線、機械組件，而後再將拆卸下的所有組件進行緊密的包封。此階段另一個重要工作是進行除污處理，如經評估拆卸下的組件已無輻射安全上的顧慮，則可變更或拆除圍阻體廠房或通風系統等，這些廠房及各組件則可轉換成別種用途，所有遺留下來的東西必須都是無放射性污染者。然而，在這些階段中仍有火災所帶來的隱患，因此除役的火災安全防護與評估經驗將可做為重要的參考依據。Oyster Creek 電廠在火災意外的考量方面，其報告中指出在燃料已永久移除下，廠區內已無輻射危害的風險，其最大計算輻射劑量已遠低於 10 CFR 50 Part 100 及美國環境保護局的 Protective Action Guidelines (PAGs)的規定，且預估其並無超越設計基礎的意外事件會發

生。然而，NRC 要求須對廠區用過燃料之鋳合金燃料鍍層在燃料池流失所有冷卻水時進行過熱及發生火災的分析評估。Oyster Creek 電廠係使用 SHARP Code 來評估鋳合金之火災分析，此套軟體由 Brookhaven 國家實驗室所研發，並已由 NRC 採用來作為鋳合金火災之可能性及週期分析。其分析結果指出，若燃料池流失所有冷卻水後的最短時間為 3~4 月將會發生火災。因此，在 1999 年時 NRC 成立 Technical Working Group (TWG)，對除役電廠做鋳合金/燃料池之火災分析，預計在 2000 年 3 月完成，同時將之列為緊急計畫、安全警示、保險需求之一環。

3.1.3 Yankee Rowe 核能電廠

壓水式反應器之 Yankee Rowe 在除役第一年發生 15 件與職安(OSHA)有關之人員受傷意外，其中有 9 件屬於喪失工作時間意外 (LTA, Lost Time Accidents)，因此 YAEC 啟動自我評估機制，以了解意外產生原因並預防再度發生，至此之後 Yankee Rowe 就無任何 LTA 發生。YAEC 發現手部受傷是最常發生，發生主要原因為過度操勞，與 OSHA 有關之受傷主要是背傷。在除役安全方面，YAEC 在下列幾項機制中實行：

建構安全法則

基於除役工程屬於破壞性質，電廠之安全手冊以及一些特殊程式必須修改。在除役初期就訓練一批管理人員以熟悉 OSHA 標準，並安排重要人員參加 OSHA 相關之課程，以監督除役工程之安全進行。

人員調整

安排現場安全專業人員監督工程之進行，每一進行之工程都有二至八位安全管理人員協助，尤其是對包商的監督，每一位安全管理人員均有基本之協助人員，包括一至二位的工安技師，一位行政助理，一位部門經理，以及一位職衛護士。

安全訓練

YAEC 開設一系列的瞭解職災之交流課程，此類課程亦包括於提供包商瞭解電廠之訓練課程內。每週舉辦安全工具箱會議”(Toolbox Safety Meeting)並要求所有現場工作人員參加。除役進行中非關輻射線之意外訓練課程遠多於與輻射相關之意外訓練課程。

工作簡報

YAEC 運用三種工作簡報支援除役安全工作：事前簡報、每日簡報、及事後簡報。事前簡報包括：審查工作性質、地點、與時程，指出電源供給狀況與工作需求，瞭解有關工作之書面記錄與報告，討論除汙進行方法，宣佈工作需求與防範措施，審查工作有關之意外以及其所需之安全控管，規劃儲存產生廢料之地點，審查放射線安全控管。每日簡報包括：當日之工作執行狀況，解決前一日發生之問題，輪班工作之瞭解與交接，審查當日工作可能發生之意外及安全防護。事後簡報包括：工作時程、ALARA、安全、獲得之教訓、工作環境控管、工程進行之控管、工具、材料等之總結。

傷害管理

傷害管理包括：事前損失準備、立即反應與急救、事件評估、討論獲得之教訓、返回工作等事項。確保每一件意外事故均提報，以及受傷之人員不被排斥，並充分討論獲得之教訓以防止事故再發生。

工作意外評估及實際工程控管

意外事故分析主要目的是判別及衡量意外事故之程度，以達到消除或控制其影響至最低。除役工作進行時，意外事故分析主要是由執行工程之團隊進行現場繞行動作，以瞭解現場進行除役工程時潛在之意外。工作意外評估是安全評估的另一層次評估工作，其關注焦點為特定之工作與其相關之意外事故與管控以減低傷害，並於每日工作簡報中討論，以提醒人員注意依些細節問題。此部分需要書面安全意外事故評估，以及建立一個簡單之查核表。

非關輻射線之特殊物質控管

例如石棉、PCB (polychlorinated biphenyl)、鉛、含毒油漆、焊接與切割時產生之金屬微物、噴漆、絕熱、侷限空間之進出、矽化物等。

3.1.4 日本普賢核能發電廠

普賢核能發電廠 (Fugen Nuclear Power Station) 是以重水減速沸水式壓力管型的自主開發動力爐，利用鈾銻混合氧化物 (Mixed Oxide Fuel, MOX) 燃料作為發電用熱中子反應器，於 1979 年 3 月 20 日開始正式運轉，其在 2003 年 3 月 29 日結束運轉。為了讓停止運轉後的除役工作能順利進行，普賢電廠於 2002 年 3 月 20 日彙整「先進高溫反應器普賢發電廠運轉結束後的事業發展方法」，並根據其方法開始進行除役的準備及技術開發。在 2006 年 11 月 7 日提出除役計畫的認可申請，並於 2008 年 2 月 12 日獲得認可。

從普賢電廠在設施的解體方法來看，根據用過核子燃料的貯存、除役工程相關經驗與實績的累積、為降低曝露、考量輻射衰減的解體時間等，其將除役期間分成 4 個階段依序實施，用過核子燃料搬出期間、反應器區域設備解體拆除期間、反應器本體解體拆除期間、建築解體期間。這四階段於安全考量上包含除汙方式的處理、人員訓練、輻射劑量評估以及意外事件安全分析等。因此，藉由普賢電廠除役的方式與經驗，可提供我國進行安全分析相當重要的資訊。

3.2 安全評估規範

綜合國內現行核能電廠除役相關管制法規，其中重要之規定摘述如下：

1. 核子反應器設施之除役，應採取拆除之方式，並在主管機關規定之期限內完成。拆除以放射性污染之設備、結構及物質為範圍。
2. 核子反應器設施之除役，其拆除後廠址輻射劑量應符合主管機關規定之標準。
3. 核子反應器設施之除役，經營者應檢附除役計畫，向主管機關提出申請，經審核合於下列規定，發給除役許可後，始得為之：

- (1) 除役作業足以保障公眾之健康安全。
- (2) 對環境保護及生態保育之影響合於相關法令之規定。
- (3) 輻射防護作業及放射性物料管理合於相關法令之規定。
- (4) 申請人之技術與管理能力及財務基礎等足以勝任除役之執行。

前項之除役計畫，經營者應於核子反應器設施預定永久停止運轉之三年前提出。核子反應器設施於運轉執照有效期間內，因故不繼續運轉時，經營者應於永久停止運轉後三年內，提出除役計畫。

4. 經營者取得主管機關核發之除役許可後，應依主管機關核定之除役計畫執行。除役計畫經主管機關核定後，其變更若有涉及重要管制事項，經營者應報請主管機關核准後，始得為之。

5. 核子反應器設施除役產生之放射性廢棄物，符合一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法之規定「其對一般人造成之個人年有效劑量不超過0.01 毫西弗，且集體劑量不超過1人西弗者」，經提出輻射劑量評估報告及外釋計畫，報請主管機關核准後，始得外釋。

6. 核子反應器設施除役計畫執行完成後六個月內，經營者應檢附除役後之廠址環境輻射偵測報告，報請主管機關審查。

7. 核能電廠除役後之廠址，其輻射劑量應符合下列標準(此標準與美國相同)：

- (1) 限制性使用者，其對一般人造成之年有效劑量不得超過1 毫西弗。
- (2) 非限制性使用者，其對一般人造成之年有效劑量不得超過0.25 毫西弗。

核電廠除役之安全評估規範目的，主要是提供執行單位以及管制單位作依據，以用來確保核能電廠的除役步驟是在安全且環境許可下之方法所進行，並評估規範係可適用於核能電廠、反應器或是其他相關的設施。國際原子能總署(International Atomic Energy Agency, IAEA)在1980年初即開始進行除役相關活動，主要內容是除役計畫及除役所需技術開發的相關資訊研究，至今亦發表了

多篇關於 IAEA 安全標準系列(IAEA Safety Standards Series)、安全規定(Safety Requirements)等多篇文獻報告，以及於 2013 年發表之除役安全評估(Safety Assessment for Decommissioning)。這些文件內容中提及所推動之除役及放射性廢棄物處理處置相關的主要課題，並透過各國專家的討論及國際會議上的議論，彙整成各種報告書，如 DeSa (Evaluation and Demonstration of Safety during decommissioning)計畫。然而，這些文件或許可以用來當作我國除役規劃並制訂特別的除役規定與準則，但仍須依我國國情與現況作進一步的考慮。

此外，放射性和非放射性的危害應該被確認正式的安全評估中，這些評估亦包含了必要的意外分析，以作為適當的防護措施來確保工作人員與民眾的生命安全、環境生態的保護，而且能符合相關法規的要求。在安全評估架構下，IAEA 提出一套DeSa安全評估方法論來論證其應用性，如圖3-6所示為安全評估之主要步驟。在此架構下，判別認定正常除役以及潛在事故發生時產生之災變，並擬定從工程技術層面及組織管理層面之控制方法，進而預防、避免及其產生之影響，達到合理抑低(As Low As Reasonable Achievable, ALARA)之目標，以確保人員、大眾及環境的安全。以下簡述這些步驟之說明。

a.安全評估架構(Safety Assessment Framework)

此第一步驟設定除役中各種符合法規、安全需要之各種條件，在除役進行之任何階段皆須符合此架構。

b. 設備與活動敘述(Description of Facility and Decommissioning Activities)

除役活動之敘述應詳細以連接至各種現有之資料檔案供進行中與預期之除役參考。

c.災害認定與篩選(Hazard Identification and Screening)

正常除役活動與意外發生時，各種具輻射或不具輻射，對人員，大眾，

及環境造成威脅之災害均需辨別認定。篩選的目的乃辨別會造成對安全有重要影響之災害。

d. 災害分析(Hazard Analysis)

由災害發生到結果之分析均應用除役時電廠當時之狀況而改變。事件之時間演變、實際之輻射劑量均應予以考慮。

e. 工程分析(Engineering Analysis)

前一步驟之災害演變中安全措施所需之工程方法，在此步驟中進行詳細鑑的定與評估。

f. 鑑定結果與評估(Evaluation of Results and Identification of Safety Control Measures)

安全評估須符合法規需求，並確認此類控制安全措施確保危機降至可接受程度，以利除役之進行，故安全評估之結果需適當地修改。

g. 與規範條件吻合(Compliance with Requirements)

若安全評估之結果與安全要求或管制法規條件不合，則其步驟將進行重新修訂。其結果乃鑑定在現有之除役計畫中需增加計畫、行動、以及工程方法以確保安全措施，若除役工程需進行修改，安全評估亦需檢驗與修改以符合最新之除役現況。

h. 獨立審查

安全評估在完成交付管制單位前，需由核電廠做最後之審查，應確保其安全評估之輸入資料、所用假設等均符合除役時設備之現狀，而所建議

之安全方法適合當前之除役作業。

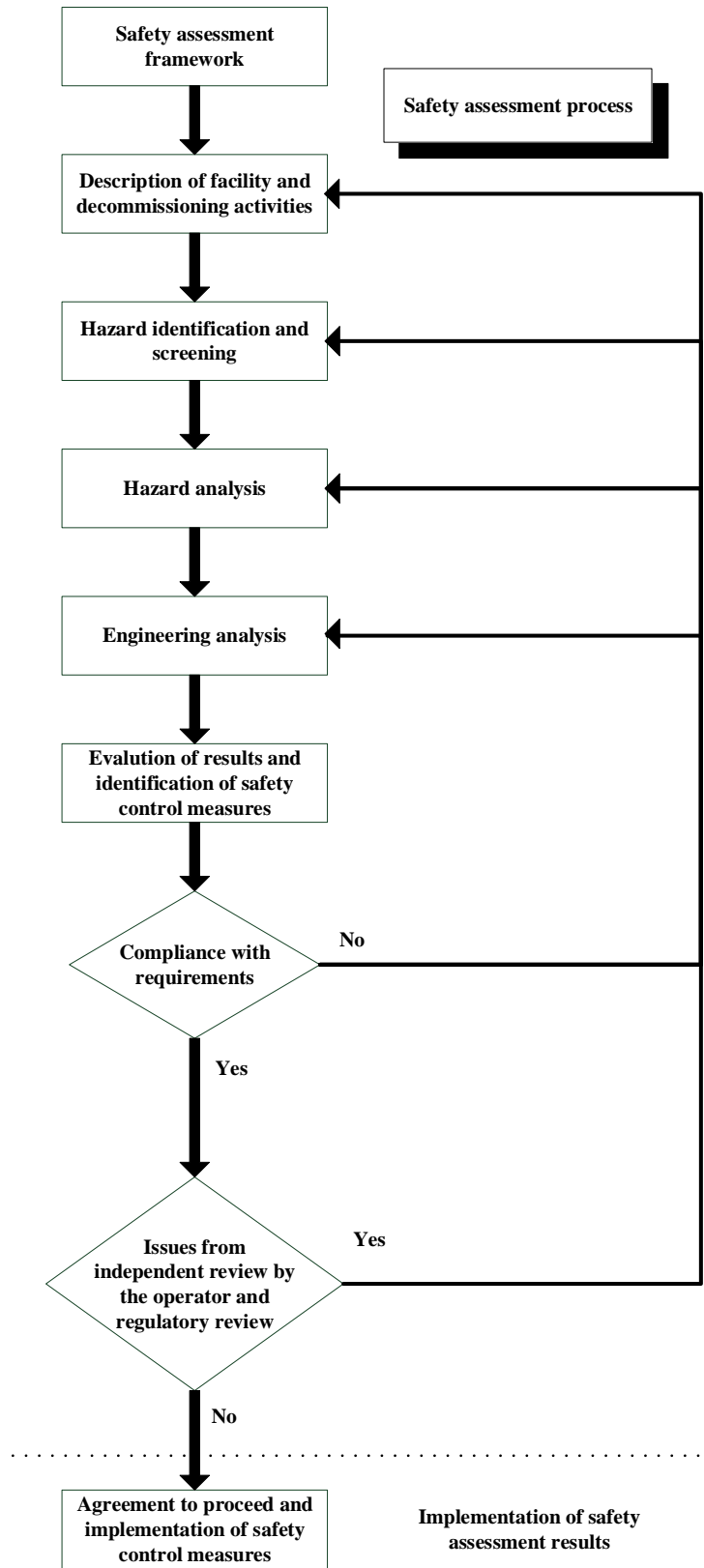


圖 3-6 IAEA 安全評估作業流程圖

3.3 國外除役管制法規與安全議題

3.3.1 美國的除役管制

美國核能管制的聯邦法規是將權限授予各州的聯邦政府及機關，以一般規定的形式，通過立法(聯邦規定)施行法令。核物質處理與利用之相關的聯邦法規，即核能法(AEA)是將許認可權限授予核能管制委員會(NRC)，其遵照聯邦規定法令之第 10 項(10 CFR：NRC 規定)，經由各項管制的實施，施行法令。這些 NRC 規定並透過 NRC 所出版的法規指引(RG)、NUREG 等管制導則，以及業界出版的國家工業規格等，進行了內容上的補全。

這些規定中確立了所有與除役相關的規定，包括：除役許認可、輻射防護、副產物物質許認可、低放射性廢棄物的包裝、運送及處置等。訂定核能設施除役一般要件的相關規定之「除役措施規定(Decommissioning Rule)」，其 Part 30、40、50、70 及 72 係以適用於取得 NRC 許認可的核設施，為其制定目的。依除役規定之要求，制定適當的除役計畫，並經由實施該除役計畫終止執照，使得廠址解除管制，得以無限制使用。

管制機關不限定反應器執照經營者只能選擇 DECON(立即拆除)或 SAFSTOR(延遲拆除)，亦可合併運用 SAFSTOR 及 DECON 兩種模式的組合。反應器執照經營者因計畫目的，亦可將核能設施安全貯存一段時間後，再進行拆除大型機器設備，如：蒸汽產生器、加壓器及反應器內部組件等。接著將機組設備安全貯存約 30 年時間，然後再完成整個除汙及除役程序。然而，因現行法規規定除役須在停止運轉後的 60 年內完成，故只有在必須保護大眾健康與安全的情況下，才會考量追加除役時間。

在地下處置場興建完成到可供使用狀態之前，可先將用過核燃料繼續貯存於用過燃料池或乾式貯存護箱內。另外，在規定方面要求要設計成 ISFSI(用過核燃料獨立貯存設施)，以供除役之用。而 ISFSI 永久停止使用前，也應做好事前準備工作，使放射性廢棄物及受污染設備減至最少，以便輕易

除去放射性廢棄物及污染物質，進行結構物及受污染機器設備的除汙工作。

而執照終止階段方面，其是自 NRC 受理執照終止申請書及執照終止計畫書 (LTP) 的時間點開始起算。上述的執照終止申請書及執照終止計畫書 (LTP) 有規定須於預定的執照終止日期前(載明於 PSDAR 及補充說明書內)2 年或 2 年以上提出。NRC 規定必須提出相關的書面證明是為了依照 1988 年的 DP 之要求，而需對下列事項作出決定。

- ✓ 確保有足夠的資金，可供最終廠址開放之用途
- ✓ 輻射曝露殘留濃度合於相關法規基準
- ✓ 最終廠址調查合於廠址開放基準

NRC 公開發佈 LTP，提供民眾參與公開說明會之機會。若此計畫書可證明剩餘之除役作業均依照相關法規執行，並不對民眾健康與安全構成危害，則 NRC 將批准 LTP 的執行。反應器執照經營者執行該計畫，並經 NRC 檢視並核可下列事項後，終止核能電廠的執照。

- ✓ 已確實依照認可的 LTP 執行完剩餘拆除工作
- ✓ 藉由最終廠址輻射監測及相關文件，證實廠址已適合開放

3.3.2 英國的除役管制

英國的情形與其它核能國家不同，不針對核能設施，而是採取對廠址利用發予廠址執照的方式(1965 年核能設施法第 1 條之 1)。在英國獲得廠址執照的核能電廠的除役措施，係在核能電廠許可制度下，由 HSE(英國衛生安全局)進行管制。廠址執照上附帶的所有條件，皆適用於除役措施活動。除役措施的必要條件是須擬定一份策略性計畫。審查條件對於可能危及安全的核能電廠之除役措施，向除役申請人要求需具備適當的計畫與執行能力之外，並要求需持有詳細的除役計畫。HSE 有權命令除役申請人以安全性觀點來著手除役計畫。在 HSE

尚未判斷該核能電廠已無游離輻射危害之前，核能電廠不得取消執照。

英國核能除役局(NDA)為了制定適用於全英國有關核設施除役及淨化方面的重要導則，依據 2004 年能源法案在 2005 年 4 月成立，是不隸屬於保健安全管理局轄下的公家機關。NDA 的職責是以公正且資訊透明的方式，適切地考量除役帶來的社會及經濟層面的影響，並考慮到英國民生用核能遺產設施的安全防護與成本效益下，制定國際間適用的除役計畫。NDA 進行公開協議，並取得英國政府的認可，在 2006 年 4 月時公佈了從 2006 年到 2011 年為主的初次導則。根據 2005 年的能源法案，有必要每 5 年重新檢視一次導則。且 NDA 負起這些廠址所有除役相關的資金調度及導則之責任，於執行除役措施業務相關之職權內，與廠址經營者及廠址運轉執照公司(SLC)締結合約。NDA 不僅需承擔這些廠址的商轉及廢棄物管理活動之責任，同時也擔負著廠址最終除役的責任。這部分的財源，一方面來自政府的供應，一方面是由 NDA 廠址的商業活動所得支付。NDA 將大部分的經費列在除役及除汙方面，並以此部分的費用為優先，進行風險管理的同時，也承擔著降低風險的責任。

3.3.3 法國的除役管制

法國在 1950 年至 1990 年間以來，陸續興建了許多的 INB，但其中大多數已停止運轉或進入解體階段，包括核能發電用反應器、研究用反應器、研究所、燃料再處理廠、廢棄物管理設施等，已於 2007 年時停止運轉或進行解體中。因此，與此相關之拆除作業的安全及輻射防護也漸漸成為了法國核能安全委員會(ASN)的重要課題。ASN 聽從 IAEA 的建議，主要是考量可避免帶給未來世代於拆除作業之技術性及財務上的負擔，故除役方式選擇了 DECON 方案。現今法國當前的所有主要運轉機關，也保證對目前預定解體的設施，將採取立即拆除方案。

而除役電廠所有的拆除作業皆達到法國核能安全委員會(ASN)認可的

最終預期狀態時，設施即可宣告完成除役，並依照設施的最終停止運轉及拆除相關之許認可政令所記載手續，得以從 INB 的名單中排除。申請除役的結束，須檢附含有土壤分析、殘留設施之建設的說明，特別是關於解體後廠址的預期狀態等內容的說明書。

在運轉機關所提出的許可申請的附件中，必須敘述從永久停止運轉開始至欲達成預定最終目標為止的整體工作計畫。關於各階段的手續，對於由設施所引起之潛在性危險的性質及範圍，以及因應處理方法之提案，也須提供詳細的資訊。永久停止運轉及解體的階段，可在最初運轉許可的管制架構下，一直執行到準備停機為止。這段準備期間是特別為了消除部分或全部的輻射源，以及為了準備拆除作業(配置廠房、準備現場作業、訓練團隊等)而設置的。

3.3.4 德國的除役管制

德國的除役措施，包含了核能電廠從最終停止運轉、轉讓期、拆除，以及核能電廠或廠址解除核能管制前的所有措施。德國對於核能設施除役的許可程序，是以核能法(AtG)、及根據 AtG 的法規及一般性行政規定作為法規上的依據，其中包含了除役之許可基本要件。該要件是針對所有被許可的設備，規定必須取得停機後，該設備或組件拆除、安全封存或解體方面的許可。在此同時，也應考慮以最先進之科學技術加以執行，此為應被遵守的原則。核能設施除役之許可程序，是根據 AtG 中的「設施許可手續相關法規 AtVfV (Atomrechtliche Verfahrensverordnung)」來規範。該法規中，關於除役的管制，特別包含了第三方的參與及環境影響評估(EIA)的相關規定。

核能設施除役主要是經由移除燃料束、最終移除超出解除管制基準(Clearance Level)的殘留放射性核種，以及透過解除核能管制，持續地減少核能電廠的放射性核種的總量(Inventory)。並且，當設施處於冷卻狀態，壓力也被除去時，與運轉階段不同，可說如放射性物質總量會擴散那樣的潛在性能量已幾乎不存在。大致而言，隨著拆除作業的進行，將同時持續地降低危險性。在以

法令為主的管制架構中，藉由除役相關之具體管制及勸告、適用既有的管制架構及配合降低可能風險，以及在辦理許可手續或監督手續的過程時，經由廢除監督規則及要件，證明其危險性確有持續降低。

在安全對策方面，適用於核能設施運轉階段的一般性安全基準，也同樣適用於除役措施。但其部分細節方面則有重大差異。例如，從核能電廠移出所有燃料束後，針對核子反應器的臨界選項已不再適用，且在取得許可後，經由液體及氣體的排出，排放至環境的輻射等級通常是非常低的。而在核能設施的除役過程中，若有產生需要興建新的放射性廢棄物管理設施之需求時，在進行設施的安全性評估、興建動工及試運轉前，環境影響評估同樣適用於核能設施除役期間內，所興建的放射性廢棄物處理設施。

根據 AtG 之設施除役的相關指引，於除役措施的許可程序過程中，為促進更有效且協調的合作，以往皆以聯邦政府與州政府雙方所同意事項為採用對象。該指引旨在追求以下目標：

- 除役措施手續中，將整合與許可及監督相關之事項
- 對於除役措施手續的實施方式，將加強聯邦政府與州政府之間的共識
- 將盡量協調雙方之意見與合作方法

特別是在此指引中，除了許可及監督外，並對於法令上所適用的管制架構、除役的計畫提案及準備、在根據 AtG 提出了有關核能設施的除役、安全封存及解體之實踐性合作方式的提案。

德國的除役認可程序的特點之一，是先將停機及除役許可發給前的時期，視為「運轉終了後階段」，並可在此期間內，於現行運轉的許可架構下，進行除役的準備作業。例如，取出核子反應器的燃料並運往廠外，廢棄物的處理及處置、設施及設備的除汙等。

以管制單位審查的立場來說，安全評估之管制規範屬於整體除役計畫之一部分，而除役審核的範圍與指標應廣泛納入與安全相關之管理與品質。安全評

估及其品質係核電廠安全管理之指標，審查應除了結果外，均須檢視所有安全評估之項目與過程。在進行審查時，應將可能之審查相關問題利用檢查表(check list)來列出各類項目以進行之。此外，本計畫之另一主要目的係提供目前核一廠除役計畫安全評估與應變相關的章節管制建議。因此，管制單位與審查人員將會針對在除役期間預期之安全評估與應變方案相關章節中的資料進行審查，並根據除役期間可能發生之災害或意外事故等安全相關事件，提出各項意外事件可能發生的原因、評估方法、後果管理及其影響分析。

所需進行的安全評估，管制單位與審查人員將會核查關於設施除役期間可能發生之意外事件的報告，並會審查申請者是否充分了解意外事件、自然災害事件及人為破壞等的意外事件，以供各項事件的發生原因、評估方法、後果管理及其影響分析。同時，亦須對除役期間可能發生之假想事故進行說明，以作為除役期間之安全評估與應變方案的基礎。

因此，安全評估與應變方案須明確定義在除役階段裡必要的安全作業，以提供必要的深度防禦(Defense in Depth)。因此，本計畫工作將可協助除役過程的安全評估的審查和提供應變方案的選擇，以作為審查人員進行除役計畫審查時的技術規範與基準。

第四章 除役之安全評估與意外事件

本計畫著重於安全相關的評估以及於火災防護的規範與機制，而在核電廠在除役的過程中，大致可分為輻安與非輻安事故，且均與除役作業的施工息息相關。若在施工期間，稍有操作不慎即可能導致意外事故。輕微的意外事故如放射線暴露、高處跌倒、重物掉落、電擊、火災、爆炸等；倘若處理不慎將引發更為嚴重的事故，如反應器臨界、圍阻體失效、放射線物質造成環境汙染等。因此，在除役作業上的安全評估必須明確規範，管制單位亦須以嚴謹的態度審查所制定的安全規範，以避免意外與重大工安問題的發生。

在除役安全的基本原則上，主要是確保核設施除役安全之方法，依據國外核能電廠過去的除役經驗，進行了相關資訊的蒐集、歸納與彙整。除役中的核能設施不再需要運轉時基於安全所需而要求的停止及冷卻功能，而是著重於設施內殘留的放射性物質，以避免其對周邊環境造成影響為重要對策。雖然將用過核燃料及核燃料移出後，輻射值會隨之降低，但拆除受污染設備時，還是須特別留意污染物質的動向。即，有必要注意：防止放射性物質向外擴散，選擇適當的施工方法、善用既有的間隔牆壁及過濾器等設備、以及充分運用設備以防止污染擴大等。另外，對於設施內從業人員的輻射防護，應考量反應器內具高放射性濃度設備的拆除作業，實有必要採取適當的輻射防護措施。拆除作業開始前，也應先評估分佈於設施內的放射性物質，並依據放射性物質的劑量，分別進行正常拆除時與事故發生時的民眾曝露評估，並加以確認其安全性。尤其是核子反應器設施，因放射性物質大多會集中在反應器本體與其周圍附近，故有必要在確保安全的情況下，進行評估拆除的方法，這點非常重要。隨著解體與拆除工程的進行，會產生放射性廢棄物，故事前需先規劃好具體的處理與處置方法，以及事後的處置場及保管所等。進行拆除工程時，也應依廢棄物的放射性物質濃度、特性等區分作適當處理、處置，並確實掌握其流程。以下將針對幾點安全評估的項目進行簡要說明。

4.1 安全評估項目

4.1.1 廠址的初始特性

放射性與非放射性危害的測量工作係為安全措施的依據，且應定義放射性和其他危險物質的量與位置。為了能使監測更加完整，如管線與泵等污染物件，都應該建立特性描述。這些描述有助於污染分布圖的繪製，也便於研擬適合的除汙與拆除程序。當前設施中的危險性化學物質總量應該加以管理，以避免對人體健康造成危害，且在反應器內的油亦是火災和爆裂的重大風險，所以必須做適當的監測管理。

4.1.2 燃料移除

為了兼具經濟效益和簡化監控與監測的需求，即時的移除燃料棒十分重要。移除燃料的時間將會根據反應器的種類和大小、燃料的情形、運輸的限制及廠外的管理而有所不同。在廠內貯存乏燃料的過渡時期，如需使用設備，應該謹慎評估可能對廠內除役工作的影響。最後，在還未確定燃料已被完全移出反應器外時，仍必須持續證明此過渡時期和接續的除役工作安全。

4.1.3 圍阻體的維護和修改

圍阻體是重要的深度防禦以避免放射性核種的外洩，所以維護圍阻體系統是項嚴謹的工作。但在除役的過程中，為了施工的便利性或是為了接近某一些區域，勢必得修改圍阻體結構。當執行拆除工作時，可能產生空氣傳播污染的風險，所以應該要規劃和驗證適合的圍阻方式，以免輻射物質外洩。

4.1.4 除汙

除汙是一大範圍的工作，用意是在移除或減少設施內的物質、結構和設備內外的放射性汙染。除汙的目的包括：

- 在除役工作中減少曝露

- 將固體放射性廢棄物減容
- 增加設備、物質或廠址循環和再使用的可能性

因此，必須做有效性的評估，確保暴露量和理論相符，其評估方式可如下所示：

- 目標的除汙程度
- 可能產生的微粒和考量
- 在除役工作完成後對廠址內外可能的影響
- 非放射性危害，如溶劑的毒性

4.1.5 拆除設備與維修

對於反應器除役的拆除技術，其選擇性相當的多，最適當的方法應比較每一個技術的優缺點。如在高放射環境中，必須使用遠端拆除，但可能造成大量的放射型微粒，所以須透過過濾系統蒐集這些放射性微粒。如機器切除方法，也需要詳細且完善的防護機制，且必須週期性的監控所有組件的安全度並結合在除役計畫內。

4.1.6 最終放射性監測

在完成除汙及拆除工作後，應該要監測殘留在廠內放射性核種的量，使之能符合國家法規與滿足除役的目標，監測資料最後必須呈交至管制單位以及核電廠，其報告內容應包含以下幾點：

- 依據的法規
- 確保符合法規要求的方法與過程
- 測量資料，包含適當的統計分析和有系統的方法

4.2 除役可能發生之意外事件

世界各國電廠可能遭遇到的天災包括了地震、颱風、洪水和雷擊。由於台灣處於斷層帶，故常有地震發生。而颱風是隨機的天氣現象，地震與颱風均可能引發洪水或海嘯，此外在雷雨發生時，我們須注意雷擊的危險。在意外分析中，分成以下三個部分進行簡要說明。

- 停機過度階段
- 拆廠除役階段
- 廠址最終狀態偵測及廠址復原

4.2.1 地震事件

- a. 停機過度階段：由於主要設備與系統均未拆解，在此階段若發生地震，可參考核安總體檢等報告所提到的重要改善，並依相關程序進行處理。
- b. 除役拆廠階段：視需要考量地震對將移除組件之安全影響，受影響之組件將加強物理支撐。若發生地震，最嚴重的情況為重物掉落，需針對重物掉落進行事故分析。
- c. 廠址最終狀態偵測及廠址復原：已無放射線物質，不會造成輻射意外事件。

4.2.2 洪水事件

- a. 停機過度階段：由於主要設備與系統均未拆解，在此階段若發生洪水事件，可參考先前報告(核安總體檢重要改善)，並依相關程序進行

處理。

- b. 拆廠除役階段：洪水發生前，會有足夠時間準備防水措施，但洪水可能造成外部電力喪失，需有緊急備用電源。
- c. 廠址最終狀態偵測及廠址復原：拆除後無放射性汙染，不會有輻射意外發生。

4.2.3 土石流事件

若電廠周圍有溪流，需評估河川可能造成的風險，分析上游發生土石流是否可能造成核電廠的危害，並劃分土石流可能影響之區域加以注意，且需定期巡視周圍溪床與河堤、邊坡。

4.2.4 雷擊事件

雷擊是隨機發生的事件，其發生頻率隨地理位置而定，電廠內需設有避雷裝置，若電擊造成外部電力喪失，需有備用電源。

4.3 火災事件

核能電廠於除役階段所要考量的核能安全基準，已不再是防護與安全停機重要相關的系統、設備或組件，而是依據除役計畫，將大型設備、組件等除污後逐步拆解，再依劑量標準決定可放行或掩埋，整體過程必須避免內部的放射性物質外釋。在進行拆卸作業時，可能面臨到與運轉階段截然不同的火災風險，例如：(1)動火作業增加、(2)焊接、切割及研磨、(3)火載量增加、(4)臨時結構體的搭建、(5)電廠系統停用或棄置和(6)組織架構及責任分工改變，上述對於可能引起的火災機率有相當重要的影響，而進行拆卸與切割時所產生的二次廢棄物，亦為引起火災之來源，這些情境在運轉階段均受到嚴格的管制，但在除役

時可能因應不同的階段性目標，而不得不進行這些可能增加火災風險的作業。

台灣核電廠設計之初即依照美國 NFPA 規定，依法設置消防、滅火及警報等設備，並且亦有完整的防火區劃加以區隔，可達到及早偵測火災、及早滅火或即使無法撲滅火災亦不致使災情擴大的深度防禦設計，以取得運轉執照。然而，在除役階段，部份消防管線可能已被逐步拆除，而作為防火區劃用的牆面或防火門，也為了便利大型拆除機具進出而部份拆除或破壞，使其不再具有完整的防火區劃，因而提高除役階段的潛在火災風險，甚至因無法防護火災而造成除役階段的放射性物質外釋。一旦消防安全設備經過任何拆除或破壞，使其與原先取得運轉執照時所符合的條例式規定基礎不符，則其消防安全無法被確保，故於除役階段必須藉由性能式方法來評估各階段的火災風險。

此外，除役期間核電廠相關之組件、系統、結構之除污與拆除等作業皆於廠房內執行，若人為疏失、工作不慎等造成火災事件，電廠內所有防火相關的設備將保留至廠房拆除前才會進行拆卸。因此，除役期間廠房內之防火設計與運轉中之防火設計是一致的，亦即符合10 CFR 50.48火災防護法規要求及RG 1.191除役與永久停機期間核電廠消防計畫。

在了解核電廠除役之火災防護之前，美國消防協會 (National Fire Protection Association, NFPA)所制定的規範，不僅是針對核電廠，也是涵蓋了關於所有的廠房所制訂的防火機制。美國核能管理委員會 (Nuclear Regulatory Commission, NRC)報告中，也提到防火機制可參考 NFPA 的報告。而在火災防護計畫中，包含三個重要的方向來探討：行政管理、物理保護裝置、緊急應變能力，且火災防護的目標如下所示：

- 預防火災發生
- 火災發生時能迅速撲滅火勢

➤ 風險最小化

為了達到此三項目標，則必須審慎建立其規範，以確保火災不會發生；或者當火災發生時，確保火災檢測系統、滅火系統能夠發揮其應有的功效，並將社會成本、人員傷亡降至最低。而最重要的一點即是，防止放射性物質的外洩。

核電廠內的各項設計有許多特殊性，故其設備較為複雜，空間區劃亦與一般建築相差甚多。除此之外，在其空間內的發電機械設備可能在除役期間仍會運作，如備用柴油發電機、控制電纜與各種電器設備，亦有可能造成特殊的火災狀況。以下將可能發生的火災狀況特性簡述如下。

1. 可燃物種類的掌控：

一般而言，核電廠內之燃料大部分為 A 類(一般燃料如木材、紙類等)、B 類(柴油、潤滑油等)、C 類(電纜托網內之電纜線、電子設備、控制室電器櫃內配線)之燃料及電廠正常維修和運轉作業時帶進廠內之臨時性燃料、潤滑油、電纜及維修作業時之可燃物。眾多來源使核電廠內可燃物清單不易建立，造成救災、滅火時不易掌握狀況。

2. 核電廠內可燃物分佈：

由於核電廠內之電纜托網的走向分佈非常不一致，有水平、交錯、垂直及重疊等各種方式，使得火勢會沿著垂直分佈之電纜托網快速往上方延燒；而潤滑油管路亦由潤滑系統延伸到需要供油的機件中，一旦因為地震使得潤滑油洩漏，致使潤滑油滴落至產生高溫之施工機具上而引燃潤滑油，將會造成火勢快速擴大及設備的損害。

3. 引火源的位置和種類：

由於核電廠內含有大量電子設備和各種配管，作業上的疏失如施工不當、防火措施不完善及未依照標準程序進行焊接、切割等動作亦有可能引燃其他可燃物並造成嚴重後果，且電器設備可能發火之起火源並不容易掌握。

4. 阻礙物對於滅火系統的影響：

核電廠內之建築結構、防火阻隔、大型金屬設備、電纜托網、因除役作業需於現場擺設的工具、設備等，均為影響火災成長及滅火設備效能的因素。在此因素下可能增加火災對該空間中之重要設備的熱輻射、煙之危害以及增加人員救災時的困難度。

5. 救災因輻射外洩而延誤：

輻射管制區內可能的燃料包括電纜群、潤滑油、電氣設備，以及其他臨時性的可燃物，如維護設備、保健物理設備、受污染衣物等。當輻射管制區發生火災時，必須控制濃煙的蔓延，因火災可能會伴隨著導致輻射外洩事故，所產生的濃煙可能已受到放射性物質的污染，被污染的濃煙必需嚴加控制，避免造成人員的曝露。同時，將可能造成滅火行動的延誤，無形中增加救災人員的負擔。

4.4 火災防護分析

當核電廠發生火災時，不僅會造成廠房的損失，也會造成民眾對於核電廠的信心度降低，且火災之後也有可能造成複合性災害延續。例如，廠房倒塌、輻射塵隨著空氣飄出廠區、或是汙染土壤隨著逕流流出廠區外面河流或是海洋。故除役電廠特別需要維持良好可運作的被動和主動防火裝置，可有效降低

除役中火災發生的風險及危險性。

減少火災的發生以及和安全性的影響，可確保在每一個除役階段執行上能夠降低危險性，NRC 三篇報告，Appendix A to 10 CFR Part 50、10 CFR 50.48、Appendix R to 10 CFR Part 50 裡提出須注意的地方，以下將進行簡述。且對於火災防護，如某些活動在除役時有些是可以為動態並可能會有火災風險，所謂的動態指有人進行活動(熱處理，切割，焊接)，包括增加或補充新的可燃物質(例如機械油、汽油等等)，都是在除役階段裏需要額外注意的地方。

4.4.1 火災防護計畫

執照對於除役防火保護非常重要，因為每年都需要調整，且針對不一樣的廠區跟遇到的問題，都必須要寫在計畫書內，使得緊急應變等防火機制更加完備。

下面三點分別重點提到的是：

1. 預防火災。
2. 火災時如何監測及撲滅，並如何降低輻射外洩。
3. 降低環境和大眾電廠的工作人員等威脅性和輻射物質外洩。

一個良好的除役過程、防火過程需要健全的工程練習和建立工業基準(類似安全檢查)，例如：可採用 NFPA 準則內容包含許多不同種類的子項目。有很多的情況在除役的時候會需要更正或是改變，例如：燃料棒從反應爐移除並貯存在用過燃料池內，必須要建立一個完整的計畫報告來確保用過燃料池的安全性，並解釋如何降低火災發生的風險可能性，就算是發生火災，也必須要減輕其對反應爐傷害。

隨著退役的進行和用過燃料被轉移到獨立貯存設施或永久存儲庫，隨即部

分的防火設施也必須要被減量或是移除因為放射性得危害也減少，所以可以跟著減少，然而就算是用過燃料池中已經沒有用過燃料，仍必須要存在有足夠的防火設備，阻止輻射性火災的發生等等。

4.4.2 火災危害分析

火災危害分析的目的是能夠有足夠能力保護用過燃料和其他放射物質並且遠離引火物質。防火區域的風險和防火範圍與電廠正常運轉時不同，而且防火區劃也有可能除役過程中作改變。且由於設施結構的拆除或修改以及設備系統的停用，修改或移除，皆有可能會影響防火程序。火災偵測的設備或元件，如火災偵測器、蓄水池、排煙系統、防火牆等皆須確保能正常運作。

4.4.3 輻射危害

預期火災的現場和放射性釋放應在火災危險分析中量化或參考，並與 10 CFR 第 20 部分中的劑量接受標準進行比較。隨著除役過程的演進，輻射影響的區域會隨著輻射廢棄物的堆積和建築物的組件一直有所變動，如用過燃料池內燃料的移置等，都會影響到火災風險的變動。這些重大的改變都必須考慮在火災危害分析內，如用過燃料貯存室和用過燃料池，必須分析火災潛在的威脅性，以保護用過燃料的相關措施以及對維持用過燃料完整性及任何相關固體的廢棄物。此外，受污染的廠區內的物質，如電線等都會被收集，規劃出收集貯存的區域，並定時清除。

4.4.4 行政控制

行政控制內容包括了政策、執行過程和演練火災的執行，並確認每一個防火項目都有符合，然後所有的元件裝置均需經過檢查、維持、測試，以及物理性的防火裝置檢測，如防火牆、火災偵測器、滅火系統等，須以行政控制方式來組織有責任且訓練火災反應和有執照的電廠除役員工。

在正常運轉的電廠比除役需要更多有執照的員工，所以人員必須要更加有

效率的執行每個火災防護過程，且必須要辨認和清楚的建立火災防護的流程。以下幾點為對於火災防護過程的要求。

1. 管理、了解所有的火災防護程序。
2. 持續建立、維持；更新、修正防火規章法條。
3. 實施防火要求包括政策，程序，訓練，系統控制和系統的監測，測試，維持，設計，易燃物的控制和熱工作。
4. 無論是廠內(消防隊員、緊急應變小組)或是場外的電廠員工需要有領導而且都有經過緊急事變訓練。

4.4.5 火災防護程序

通風系統和操作要求可以有效地減輕火災的後果，在發生火災前必須要確認所有的火災危險潛在可能性和地點及策略可行性。在除役過程中會隨時變動電廠現場的擺設與動線，故潛在風險也會隨之改變。電廠中的工作人員必須要隨時保持警惕，因為在除役過程中電廠周遭情況可能隨時會有變化。基於以上的理由，電廠除役工作與消防的程序則必須互相結合，並且不同除役階段的防火設施必須經過定時的測試，若有可能損壞維修或是停用等則必須要提出相關的報告。

4.4.6 訓練

訓練是對於有執照的員工、承包商和緊急應變者能有足夠的知識和技能可以作正確適當的處理，並執行火災標準程序。依據 NFPA 1 防火規範，電廠的員工與承包商應必須被告知如何去執行適當的程序，包括廠內和廠外的火災警鈴、滅火器的使用和放置地點、火災初期階段的處理方式，皆須進行接受訓練。

一般而言，消防值班人員必須要告知正在建築物中使用熱處理工作的

人員必須履行的義務和責任，也必須要在旁邊監督操作。而值班人員亦必須接受在模擬火災時使用滅火器的訓練。可參考以下所列之 NFPA 報告裡重要的章節。

✓ NFPA 1 :

Chapter 34, Welding, Cutting, and Use of Torches

Chapter 41 , Safeguarding Building Construction and Demolition Operations

✓ NFPA 51B :

Chapter 3 , Fire Prevention Precautions

Standard for Fire Prevention in Use of Cutting and Welding Processes

此外，消防隊和電廠內部人員每年都有責任必須接受防火訓練，如：廠區規劃、火災風險、火災預先計畫、滅火設備、輻射危險等，且要定期演練。可參考以下所列之 NFPA 報告裡重要的章節。

✓ NFPA 600:

Standard on Industrial Fire Brigades

✓ NFPA 801:

Standard for Facilities Handling Radioactive Materials

✓ NFPA 1500:

Fire Department Occupational Safety and Health Program " provide information and guidance on training for fire suppression personnel 。

4.4.7 可燃性材料的控制

可燃性材料包括易燃、可燃性液體、高壓氣體以及某些建築材料、雜物垃圾等，關於這些可燃性材料的處理與使用，以及丟棄、貯存的方法，可參考以下所列之 NFPA 報告裡重要的章節。

NFPA 1:

Chapter 3-11, Combustible Waste and Refuse

Part V, Special Processes and Material Handling

NFPA 241:

Chapter 3, Processes and Hazards,

Standard for Safeguarding Construction, Alteration, and Demolition Operations

NFPA 30:

Flammable and Combustible Liquids Code

NFPA 55:

Use and Handling of Compressed and Liquefied Gases in Portable Cylinders。

為了盡可能減少除役時發生火災的可能性，特別注意以下所列之情況：

1. 瞬間可燃性的材料不可超過實際所需要的材料數量，而且要遠離引火源，累積貯存可燃物需要被減量至最小化。
2. 木頭禁止使用於永久常駐性材料在電廠除役過程中，如果一定需要使用的話，必須使用阻燃木材並一樣減量至最小化。
3. 若有使用塑膠帆布，也需要使用防火材質，並參考法規 NFPA 701，"Standard Methods of Fire Tests for Flame-Resistant Textiles and Films"。
4. 放射性污染的可燃性物質必須要在最小的風險下儲存，包裝以及處理，這類的物質必須要有主動的防火裝置，還有防火牆以及需要控制數量。
5. 容易自燃的油性抹布和材料必須要列至在處置標單中，並丟棄在處置桶，且每天都要移除。

工作人員皆必須維持良好的內務管理，尤其注意哪些地區有污染輻射材料或是污染設備等，在每個工作班次結束後都要收集易燃物質包括廢物

和碎片等，溢出的可燃性和易燃性液體應該立即包裝起來且擦拭、清除。這些行政管理的每項細節都關係到電廠內每個人員的安全，因此每天都需要清除垃圾和廢棄物以維持電廠內走道不會有廢物堆積等情況，進而不會造成火災發生時逃生動線混亂的問題。

可燃和易燃液體、高壓氣體須儲存在不會造成電廠的火災或是輻射污染潛在風險的地方，混泥土建築能降低輻射物質外洩的影響，此部分可參考 NFPA 30 and NFPA 55 之法規。此外，在電廠中必須嚴禁吸菸，工作中使用火焰的情況在貯存易燃液體和可燃液體或壓縮氣體的區域絕對禁止使用。

4.4.8 引火源的控制

切消、焊接、研磨或是包含有火焰之裝置都必須嚴格控制，避免不安全的火災風險發生。且在進行熱處理相關的工作期間，以及結束之後至少一個半小時必須要有人做防火監控。可參考以下所列之 NFPA 報告裡重要的章節。

✓ NFPA 1：

Chapter 34, Welding, Cutting, and Use of Torches

此外，使用引火源裝置可能需要架設一些臨時平台裝置，臨時加熱裝置應固定以防止翻倒，並根據其列出的可燃材料、設備，對於燃料加熱、燃料儲存、運送跟再填充系統都必須根據 NFPA 法規，操作範圍必須要與系統保持安全的距離範圍下操作，其可根據法規 NFPA 1 的 Chapter 41 以及 NFPA 241 的 Chapter 3。

另外很重要的一點，工作人員抽菸只能允許在某些特定範圍，在允許抽菸的地方可提供香菸或是菸灰缸等，並禁止在電廠的任何地方，尤其是在實施可燃、易燃的熱處理相關工作操作時嚴格禁止，並必須在電廠區域內張貼警語禁止吸菸。

4.4.9 防火系統與設備的控制

消防隊人員防護裝備，包括分配裝備和獨立裝備呼吸器，應定期盤點、檢查、測試和維護以確保適當性能。手動消防設備，包括滅火器、軟管、噴嘴、工具、配件、攜帶式照明燈、以及通訊和通風裝置，應定期盤點、檢查、測試和維護，以確保在發生火災時正確操作。

防火功能包括被動防火系統，如防火組件和防火密封。火災防護包括警報系統、滅火系統，必須要維持良好的狀況，建議根據供應商所提供的意見作維修、維護。所有的檢查、測試、維修都必須要寫下紀錄，最後結果或是接續動作都必須要被記錄。然後工作人員對於系統的測試，檢查，安裝都必須要經過訓練和教育後方能指派。

消防系統在運作時中斷或是損壞則必須把降低損壞的時間，根據 NFPA 25 法規優先維修並通知消防人員損壞的物品，在維修期間建立新的補償措施，並對受影響地區進行火災觀察，限制涉及火災危險的工作活動，提供替代防火方法，以及要求消防部門的協助。

火災防護的過程中防火牆或是防火屏障因而故障則必須要維修，在除役作業完全結束後則必須拆除。假設在某次意外中發現有防火牆出現裂口，則必須尋求新的改善方法或是建立其他能進行保護相關措施的方案，且定期檢查、測試和維護火災的程序、防火閥、防火牆或隔離牆，以確保設備能按預期執行。而火災防護也必須要確認讓輻射物質遠離火源，火災存在風險與周圍有相當重要的關係，如暫時儲存的易燃物、雜物、植物等皆必須要加入考慮。

4.4.10 物理防火特性

物理性防火方式主要的功能是可以快速地控制偵測並滅火，其為在深度防禦中最主要的防火程序，除了關係到電廠的消防安全外，亦包含了輻射物質的擴散問題。

火災偵測系統須放置在可能會威脅到重要設備(如反應爐)安全的地方，在偵測事件後警鈴系統會啟動，並通知工作人員。在除役期間火災的風險程度視情況可能需要不同的警報器和警鈴。如在較危險的地方和較多危險活動的區域，則需要安裝額外的警報器。在除役期間，防火的原先目的即是要保護設備的安全性，在除役階段則新增加了阻止輻射外洩或是擴散的功能，並確保在除役階段能有足夠的防護能力。

此外，火災警報系統和監控訊號必須要闡明相對區域並告知電廠人員警報以及監控訊號位置。警報系統必須要遵照以下的準則：

1. 火災警報響起後會自動開啟滅火系統。
2. 在早期火災探測可以使用煙霧、熱量或火焰探測器的自動火災探測系統。
3. 監視以及維持自動滅火系統控制功能，藉由操作警鈴系統。

4.4.11 防火屏障與區域

建立火災區域目的可以防止或限制火災從設施的一個區域傳播到另一個區域，限制火災的蔓延。倘若對於正在運行的反應器，其需要規畫火災區域的邊界，且通常基於安全則必須緊急關閉反應器之控制系統。而在除役過程時則必須要重新安排規劃防火區域，內容包括當發生火災和輻射污染時，可以手動的滅火抑制、撲滅和控制火焰的能力，以及人員可以安全撤離的能力。

規劃好的防火區域都必須使用防火屏障隔開，防火屏障的耐火等級應與每個火災區域的潛在火災嚴重程度相當。防火牆的部分組件是牆壁、天花板、地板以及結構支撐，例如梁，托樑和柱。防火屏障中的開口應通過安裝防火閘門、防火門組件、防火窗組件、防火滲透密封件和特殊地板排水溝密封。防火屏障組件和密封件應通過測試合格，在沒有防護出口的防火屏障則需要額外證明和

測試。

4.4.12 消防滅火系統

在除役過程中，水供給系統必須要隨時被維持在可以隨時供水的狀態，而且該系統須能夠提供最大水流量的需求至少2小時。在供水達到充足的程度時，必須考慮以下因素：

1. 供水源是否有可靠性。
2. 儲水桶或其他水源，泵，消防栓和配水系統的可用性，是否能正常使用。
3. 是否足夠的流量和壓力，以滿足自動或手動滅火或兩者的水流量需求。
4. 供水源和配水系統的容量。如果供水系統是並非僅是專門給消防用水，則必須考慮到何時為供水的高峰值和最低值，而去調整可能需要滅火的水流量。
5. 假設水源供給系統或是滅火系統所處的環境溫度低於4°C，可能會造成結冰現象，導致管內的水無法流動，故需要保護其管路或是組件維持超過4°C。同時，在除役過程中灑水系統亦是特別需要注意的地方，並要執行定期檢查。不過台灣因為氣候溫暖，並不會有結冰的問題。此外，在除役階段期間供水系統將不可以中斷供水，且需要可以分配、分享且補給消防水源。相關的設計和安裝可參考以下所列之 NFPA 報告裡重要的章節。

✓ NFPA 20：

Standard for the Installation of Centrifugal Fire Pumps.

✓ NFPA 22 :

Standard for Water Tanks for Private Fire Protection.

✓ NFPA 24 :

Standard for the Installation of Private Fire Service Mains and their Appurtenances.

✓ NFPA 801

在自動滅火系統方面，其需被裝置在易燃和可燃物材料使用或是儲存的地方。而在建造新的或臨時的建物結構來支撐除役其他結構體時，可能需要安裝火災和抑制放射危害的自動滅火系統。選擇自動滅火系統時需要考慮對人員傷害健康的因素，且滅火後的清除與處理方式，對該區域重要系統組件會有重大的影響。在除役的期間勢必需要存在自動滅火系統，但隨著除役期間作業項目的變動，自動滅火系統的存在或是滅火溶劑的量則必須有所改變，且作業區域的可燃物亦須額外添加或是去除，或是放射性汙染物去除，這些都需要提出報告和提前在報告書中撰寫。可參考以下所列之 NFPA 報告裡重要的章節。

✓ NFPA 11 :

Standard for Low-Expansion Foam.

✓ NFPA 11A :

Standard for Medium- and High-Expansion Foam Systems.

✓ NFPA 12 :

Standard on Carbon Dioxide Extinguishing Systems.

✓ NFPA 12A :

Halon 1301 Fire Extinguishing Systems.

✓ NFPA 13 :

Installation of Sprinkler Systems.

- ✓ NFPA 15 :
Standard for Water Spray Fixed Systems for Fire Protection.
- ✓ NFPA 16 :
Standard for the Installation of Deluge Foam-Water Sprinkle and Foam-Water Spray Systems.
- ✓ NFPA 16A :
Standard for the Installation of Closed-Head Foam-Water Sprinkler Systems.
- ✓ NFPA 17 :
Standard for Dry Chemical Extinguishing Systems.
- ✓ NFPA 17A :
Standard for Wet Chemical Extinguishing Systems.
- ✓ NFPA 75 :
Standard for the Protection of Electronic Computer/Data Processing Equipment.

在非自動滅火系統方面，電廠應提供手動滅火系統，主要目的是為了補充、加強自動防火系統的功能，且針對未受到自動系統保護的區域可提供滅火救援。由於除役作業進行時，可能會改變電廠內的配置和火災風險、搭建臨時建築物、亦有可能需要放棄或移除自動滅火系統，自動滅火系統的移除可能是因為設施被拆除後，需要其他的滅火方案，如手動消防系統作為滅火主要方案，以確保降低發生火災風險的可能性。

以下為手動防火必須注意的事項：

1. 應保持立管和軟管系統的良好性，以提供手動滅火功能。立管和軟管系統應需從最近的消防栓距離放置軟管，詳情可參考NFPA 14, "Standard

for the Installation of Standpipe and Hose Systems"。

2. 提供手動滅火系統以輔助自動滅火系統，或者在沒有安裝自動滅火系統區域，手動滅火系統的需要應基於對現有火災安全危險的疑慮；特定地區的火災可能導致放射性材料的釋放，故使用手動滅火系統能有效地撲滅和控制火焰的能力，讓工作人員可以安全的撤離出該區域。
3. 在外部的立管和軟管亦需要維持定期檢查，為防止擴散或減輕放射性物質釋放所需，由於作業區域內可能含有放射性物質或固體廢棄物，外部的消防系統可以提供電廠進行保護，防止當電廠因不慎引起火災後，輻射暴露外洩的威脅。

此外，除役作業應制定火災緊急應變計畫，係關於對火災報警的反應和分配給緊急消防人員的權責，可以參考 NFPA 600、NFPA 801 和 NFPA 1500，其提供消防活動、訓練、裝備、緊急計畫等相關的資訊和準則，以下為消防安全的應變評估。

1. 清楚了解放射性物質或受污染的電廠區域內，周圍潛在的火災規模和複雜性。
2. 能夠隨時提供現場消防人員。
3. 為了有效配合廠外的緊急應變，廠外的工作人員需要經過額外訓練後才能成為進入廠區內的消防支援人員。
4. 在火災發生時可能有外縣市的人力前來支援，工廠的消防系統連接和配件與非現場的設備是否能夠相容將會成為問題的所在。

消防設備包括了包括軟管、噴嘴、防護服、呼吸器、通訊設備、救助設備、梯子、排煙設備、便攜式照明、便攜式輻射監測設備、滅火器和各種工具。除了裝備定期維修保存以外，定期的消防演習亦是相當重要的事，演習應由現場的消防隊主持演練。關於消防隊的培訓，可以參考 Regulatory Position 3.3.3 regarding the training of the fire brigade and offsite personnel。

4.4.13 風險管理

在人員安全方面，消防程序應在發生火災時提供人員安全、建立和維護廠區相關的撤離動線，且路線應當隨著電廠配置的變化而改變。同時，需要考慮煙霧對廠區或是人員的影響，故應提供應急照明設備和警報系統，並對人員進行適當的火災處理培訓，且在緊急情況下必須建立一套可控制輻射外漏和安全性的政策和程序。可參考 NFPA 101, "Code for Safety to Life from Fire in Buildings and Structures"。

滅火系統偵測的響應在早期運轉中的反應爐可以檢測火災事故的發生，並有效抑制火災的傷害性且避免爐心的損壞，以及降低釋出輻射物質的風險。然而，當用過燃料貯存在用過燃料池中或是乾貯桶內時，此時滅火系統的響應時間相較下則變得較不重要。因此，緊急應變的能力必須要依照火災的風險與潛在危險，以及是否含有輻射性物質而有所改變。

假設緊急事件發生時，應當明確建立事件的管理和命令，包含廠內消防員和廠外決策者。廠外決策者應當清楚地建立對安全控制和輻射劑量要求限制，不可拖延執行。

此外，該報告亦提出除了計畫須遵守 NRC 的特定章節外，還要持續更新除役計畫書並更新至最終安全除役報告書。

第五章 除役電廠之安全評估建議

核電廠的安全可分為兩個部分：廠外安全與廠內安全，如燃料棒移除與圍阻體的修改、維護、除汙及火災危害等。以下將根據國內核電廠較可能面臨的災害進行廠外安全之說明，其為地震防護以及海嘯、洪水防護。

5.1 地震防護

分析核電廠周圍的地質分布將是我們關注的重點，廠址所處的斷層帶、周圍可能有火山活動的擴張範圍以及陸域、海域的岩質都須定期分析與監測。此外，廠址的史前與歷史地震紀錄也需作詳細的分析，並利用分析出的數據補強建築物結構體，使電廠能抵抗一定程度的地震。若電廠先前有發生過重大維修或是意外之組件其物理支撐需作額外的分析並加強物體的結構，以免地震時發生複合性災害。

大型設備(如吊車)在廠房內或者廠房內重物掉落的情況下，可能造成結構的完整性造成破壞，故各廠房內的吊車之耐震等級也須提出說明。若發生超出設計基準的地震時，也需有因應措施。在除役之前，必須檢查吊車吊載之限重範圍，確認其是否能在除役期間，掛載所有可能需拆除之重物。在執行吊車卸載或是重物的起重時，必須要有專業人員與第三人員作為監控任務，結束吊掛作業之後必須要靜待三十分鐘檢查各項措施以及掛勾放置吊車是否開回原位；以及在道路、人員區域是否有清除所有的雜物以免造成意外而影響逃生的規劃動線。

電廠須備有緊急柴油機以及其他救災物資，並設有儲油槽其內含有大量柴油，若大型地震造成儲油槽的毀損或壓垮，可能造成廠區陷入無油可用的困境，電廠可針對儲油槽提高其耐震係數，並規劃地震發生時，如何從儲油槽取用所需之柴油。

5.2 海嘯及洪水防護

5.2.1 海嘯防護

海嘯的破壞力強而驚人，若能及時偵測並預測其可能造成的災情並加以預防，即可將傷害降至最低。針對海嘯防護，我們可初步藉由分析歷史海嘯紀錄了解海嘯可能的生成方式，並預測其傳播路徑與速率，評估海嘯可能造成之最大災害，並針對最大災害作保守評估。造成海嘯的原因有很多種，包括板塊運動、氣壓差異、海底火山爆發，其中板塊運動所連動的地震為目前統計結果中造成海嘯的最大主因。除此之外，廠址的特異點也是重要研判生成的海嘯是否會擴張的重要參數。

在海嘯防護分析中，需將不確定性考慮進去，以達到最大保守估計。海嘯防護的不確定性包括了可能產生海嘯的因素、位置不同造成淹沒區域的差異性以及有效的防海嘯措施。此外，電廠人員須作海堤以及水密門的定期檢查，確保在海嘯來臨時，設施可以發揮其作用。且由於福島事件的衝擊，更應再次檢查防嘯障礙物的強度，以確保其能有效地防止一定程度的海嘯侵襲。

5.2.2 洪水防護

短時間內降雨強度過高，以至於雨水無法排除極可能造成洪水的發生，通常發生的原因為颱風或者海嘯所造成的。在安全方面，需要考慮設計標準能否承受洪水的侵襲，並評估額外的障礙物阻擋洪水的侵襲，例如消波塊、防波堤以及堤壩，且須預留安全限度，以防強度更高的洪水侵蝕。洪水的破壞力主要來自於水的質量造成的液壓動力及其夾帶而來的碎片，皆可能造成安全屏障的失效。若能將電廠附近河川增加疏洪道，使河水排至其他流域甚至海中，也可增加分散洪水的效果。此外，山坡地的濫墾也可能造成泥沙流失，不利於水土保持及洪水宣洩，上游集水區的林木覆蓋情形也可一併在洪水防護分析中考慮進去，方能進行保守分析。

除了使用分洪道來疏散洪水方式外，亦可使用人工的方式將洪水排出，例

如抽水馬達的使用，但洪水侵襲可能造成電力失效，故緊急備用電源須嚴加注意，並定期檢查，確保其在除役期間時發生意外能正常使用。

IAEA 的災害防護報告曾提到，人為疏失的發生機率遠大於天災造成電廠事故的機率，所以電廠各工作人員應按照標準程序執行工作，在天災來臨前，仔細地檢查各種防護方式是否得宜以及監測各項參考值是否超標，以確保天災來臨時，能確實的抵擋災害確保電廠的安全，相信天災造成的傷害將不會對電廠造成重大影響，消除國民對核能安全的疑慮。

5.3 火災預防措施

5.3.1 可燃物控制程序

在廠區內需要有一個空間將易燃物體作減量壓縮，可以降低易燃物質在除役過程中的引燃風險。

5.3.2 安全性

在廠區內需要標誌緊急出口處並規畫出口動線圖，且在地板或是樓梯間都必須要貼螢光漆。若開始區域性的工作時，需要開啟緊急照明燈的備用發電機以防事件發生卻沒有任何電源輸配電。每一名除役人員都必須配有安全帽(hard hat)、手電筒，每一棟建築物中都需要配有足量的消防栓、滅火器。此外，每位除役工作人員都必須要配戴無線電，因為緊急通知系統可能會失效。雖然在自己工作區域會開緊急通知設備，但是如果其他區域發生意外，可能無法第一時間通知或是因為電力失效僅能靠無線電互相聯繫。

在除役的過程需要移動組件、堆高機或是吊車等大型器具，需要配合場地和經濟因素和使用的動力，例如:電力、柴油驅動或是人力。如果場地或是經費許可，可利用電驅動堆高機來替代傳統柴油驅動，可以省去燃料的的儲存空間以及風險。若選擇傳統方式的搬運，需要注意燃料的儲存方式，燃料須放置在室外空間，非必要情形皆在室外加油和更換堆高機燃料。

除了搬運組件等移動工程外，還有些切銷作業。如拆除隔間或是切削鐵鑄鐵管等，都需要用到火源，簡稱為熱處理作業(hot work)。這類工程都必須在執行作業完畢後需要靜待三十分鐘後，檢查確認安全作業程序無誤之後才可以離去。

5.3.3 撒水系統

在除役的過程中許多的零組件會伴隨著其他的除役設備逐步的刪減，然而緊急撒水系統則是在最後一個階段才會拆解。在除役過程中，許多電廠不會採取立即除役的選項，可能廠區內輻射劑量過高，或是曾有區域有輻射汙染等，可能電廠放置約幾年之後(約十五年)，才開始拆除，此時廠區內的防火設備。如撒水器、警報器或是滅火器等，可能因為老舊、長期沒有保養、維修導致破管，或是因為天氣過冷造成管件結冰，天氣過熱導致爆管等，此時電廠的除役人員要經濟考量與安全評估該區域是否還需要花錢建設新的緊急撒水器還有編列維修費等，重新評估電廠內之安全係數。

5.3.4 火警系統

火警系統和緊急撒水系統皆需要在拆除廠房的時間內可以正常運作，而拆除警報器以及線路的時間點，在拆除完建築物的物理結構後也可以當作汙染的廢棄物處理掉。

5.3.5 石綿移除

石綿減排區的移除由防火性的木料搭建而成，目的在於有效的減量引火和易燃可燃物質的排放，要特別注意石綿減排區域的出入口設計，如何可以使得進出入的工作人員快速最後必須要規劃石綿減排區的拆除方案。

5.3.6 材料移除

電廠正常使用下經過了好幾十年，大量堆積的雜物垃圾種類有很多，電腦儀器設備、腳踏車、桌子、空桶一些雜項的垃圾，都必須連著水管管件與非支撐體結構物一起移除。

假設需要淨空一棟建築物，必須從上到下到地下室，分類、整理材料隨著雜物被移除可以利用石綿減排區(Asbestos Abatement)來幫助物件的清理或是整理並降低額外增加的易燃物。

5.3.7 Demolition

在理想的情況下防火裝置是獨立的系統，而且係為最後一個被拆除的組件，但是事實可能因為一些行政上的程序、建築物的支撐或是因為緊急出入口的設置，還有額外的安全裝置設備而需要被改變。

5.3.8 額外的風險處理

除役時防火該注意安全事項、仍須額外的注意地方，撰寫成以下幾點:熱處理工作、懸吊作業、汽車火災意外、可燃與易燃燃料儲存化學風險、控制可燃與引火源、控制汙染源的擴散等。此外，在進行除役作業時每個員工可能在不同的身體狀況下工作，需要隨時注意員工的身體狀況，同時是對員工的保護也是對於火災或是其他職災的防護。

關於熱處理工作方面如焊接或是切管件，其為火災最大的安全風險，在廠區所有的防火設備中緊急撒水系統為最後拆除，除役過程中消防栓或是滅火器擺放地點與維護亦將隨著除役過程也隨之拆除。國際上的重要報告提出許多的預防方法或是採取措施，但有些災害仍還是會超乎預期。不過我們可以把握一個原則，在最困難的情況下仍保有靈活性採取不同的方式來預防同一個災害，可藉由多重性的裝置使得防火裝置確保能正常運行。

5.4 火災防護計畫

5.4.1 設備配置與條件

在火災分析中，除了考慮潛在的風險，亦需有詳細的說明來描述可能發生火災之地區的條件、配置。且在除役時，核電廠會有不同的配置圖，也需將其更新，不能讓拆除或修改的設備影響火災防護系統。

5.4.2 系統安全

協助火災防護的設備包含了行政控制、火災偵測系統、滅火系統、排煙系統、防火系統。另外，必須確定當火災發生時的輻射危害，並阻止或降低放射性物質火災的情況下，可能會透過廠房通風系統造成輻射外洩。因此，在除役過程中，輻射區域可能的改變(燃料棒遷移)也都需要考慮進去。此外，電廠內會有建築物間的共享設施，例如電路電纜，當其發生火災時，可能會造成火源傳遞。因此，必須對電纜線配有裝備保護，確保火災不會透過這些共享設施傳遞到其他廠房。

5.4.3 行政管理

行政管理包含了策略、程序、操作，而此三項要點將細分成五個注意事項：組織、防火程序、訓練、可燃物控制、點火裝置控制。

5.4.3.1 組織

防火方案須明確建立，並有效處理組織間的分工制度與管理，承包商亦有責任。組織須遵守下列四項防火要點：

1. 全面的防火計劃管理
2. 發展、維護、更新、驗證防火方案的合規性與查核

3. 防火方案的履行包含了方法、程序、訓練、防火系統控制、系統檢查(測試、維護、設計)、可燃物控制
4. 緊急小組的領導能力、人員配置、素質訓練都需要注意

5.4.3.2 防火程序

緊急程序應該完整的描述緊急行動，包含了操作動作(如通風系統的操作)，且應根據火災位置與涉及範圍制定消防策略。

5.4.3.3 訓練

為了確保電廠員工、承包商、應急人員的防火知識與技能可以正確執行，其中消防員與場外支援須能正確的評估狀況(如火災評估、輻射評估)

5.4.3.4 可燃物控制 (NFPA 30 & 50)

易燃物為火焰不用觸及到物質在一定的範圍內就有可能會發生燃燒而導致火災，而可燃物(Combustible)則為在火焰未觸及物質之前，都不會發生燃燒的現象。可燃以及易燃物質液體的存放方式，皆在除役時該控管及注意的對象。以下不同容量的儲油桶有不同方式儲存：

1. 超過一加侖的油貯存方式必須使用桶容器裝置，不可使用塑膠桶。如果儲油桶須放置於室內，在油桶上方加裝過壓保護器，防止過壓。
2. 不超過 25~60 加侖的易燃物質和 25~120 加侖的可燃物質必須要單獨貯存在櫃子，而且不能超過三個在同一區域。

3. 室外貯存的建築物內每一個容器不能超過 60 加侖且在同一個木樁上面不能超過 1100 加侖，且木樁要墊 5 英尺高。注意在貯存丙烷或是堆高機使用的汽柴油，依照風險分擔，放置在較高的位置，在器具未使用的時期不能放置在施工道路上。
4. 在運送易燃物質需要將其接地以免意外發生。
5. 最後是柴油桶須至少放置在 50 英尺的地方，並築堤隔離起來，以免火災發生時擴散火源

5.4.3.5 切割與焊接 (NFPA 51B)

切割與銲接作業方式雖不同，但有共同之處在於其皆會產生火花，前者在切割鉛管或是鐵管冒出零星火花，後者再使用銲槍，若使用不當，有很大的機率會造成火災發生。故在除役時使用以上操作時，必須要遮蔽掉所有可能碰到的物質，以下提供五點準則。

1. 在規定區域範圍內使用規定的器具。
2. 再使用切割與銲接之前，先行將可燃或是易燃物質移開，若不能移動物品者(例如樓梯、大型機具)，改用鐵板覆蓋之，避免火花噴擊。
3. 預備滅火器預備在四周，以備不時之需。
4. 在使用完熱處理工作後，必須有一位消防值班監督最後的完後續動作。
5. 再使用熱處理之前都必須要經過核准才能夠動作。

5.4.3.6 點火裝置控制

消防員的個人保護工具需定期清點、檢查、測試、維護，被動消防系統(防

火屏障)與主動防火系統(警報、滅火)均需符合消防協會公布的條件(NPFA25)，且須透過書面程序來記錄檢測、測試、維護的紀錄。除役拆除的器具，可能會阻礙防火路線，因而產生滅火的障礙，須加以處理以確保防火計畫的執行。

5.4.3.7 廠區建築物與外部區域的控制

防火計劃須註明臨時建築物的位置，且可燃建材的使用應盡量減少，臨時建築物內不應有放射物質成為火災的隱患，且盡量不讓室外的火災影響到含有放射性物質的建築物，在 NFPA 80A 內，有相關規範來減少火災發生的危險。

5.4.3.8 電路系統 (NFPA 70, National Electric Code)

所有的電力接線和配置都必須要加裝保險絲和斷路器，避免電力過壓，每天工作執行完畢後都要斷路。

5.4.3.9 暫時的火災風險

電廠內還有許多無法分類的火災風險物質分類，可以分為以下幾種方法可以移除暫時的火災風險。

1. 只有特定的機具汽柴油經過批准後能放在廠區內。
2. 減少廠區內的堆放雜物。
3. 定位所有可移動的物件，亦即發生火災時移動物件會影響到救援的動線，可能造成熱的物質都必須用墊木架高。
4. 清除所有的可燃物質包括外搭遮雨棚和防風棚等塑膠布料。
5. 廠區內需要有經驗的人來規畫、檢查防火動線、設備的完整性。

5.4.3.10 一般的火災危害

許多綜合性的火災風險，以下也有提供幾點注意。

1. 在廠區外的樹叢和植物，為隱藏性的風險存在，至少離場區約 100 英尺遠。
2. 垃圾桶不能太滿，必須要放置離場區和儲存區較遠的位置。
3. 若需要在臨時搭建的建材施工，其材料若是合板所製成或是熱處理，必須預先防火材質以免發生火災。
4. 監督員工素質，不能有廠區外或是廠區內焚燒垃圾之行為。

5.4.4 物理保護裝置

5.4.4.1 火災偵測與警報器

應設置在可能有火災隱患的地方來提醒工作人員，隨著除役的進行，火災造成的危害與警報會有顯著改變，最重要的是，確保避免輻射物質因火災而釋出，火災警報器發出的信號需要讓工作人員可以輕易地收到。NFPA 72 內有詳細國家火災警報規範，其中要點如下：

- ✓ 運作自動滅火系統時，應啟動火災警報
- ✓ 使用煙霧、熱量、火焰探測器的話，需定期維護以便及早發現火災

5.4.4.2 火災屏障

火區的用意是防止火災傳遞至另一個區域，並降低火災造成的機會成本，故須區分邊界來分隔需要被保護的設備(如停機系統)。因此，評估火區發生火災

時，可能造成的危害，並且制定方法有效抑止危害發生，且在發生災害時能迅速控制火勢與疏散人員。此外，火區應該被火焰屏障隔離，在屏障的開口需設立防火閘、防火門，這些防火屏障的設計與安裝於 NFPA 221 與 NFPA 801 均有詳細說明。

5.4.4.3 滅火系統 (NFPA 10 & OSHA 1926)

滅火器是廠區內不可缺少的滅火裝置，且移動式的滅火器比固定式滅火器還要重要。因為火焰延燒的速度快，移動式較能夠防範且機動性高。每個滅火器之間擺設的距離約為 75 英尺，而滅火器也需要定期維修及測試，最後每一個廠區內、外工作人員皆必須接受滅火器的使用訓練。

消防供水

在除役期間，需維護消防供水系統確保其能在火災發生時提供最大水流，且須能持續兩小時，但下列三點須注意確保供水的充分性。

1. 供水的可靠性。
2. 水槽、水源、水泵、消防栓、配送系統的可用性。
3. 足夠的流量與壓力，以滿足自動或者手動的水流量要求。

除役時，可能會導致供水系統的輸送線路改變，在變更後需確立水流能夠正常輸送，且除役以不影響水源供給為主，供水系統的準則於 NFPA 22、NFPA 24 內有作一說明。

自動滅火系統

此系統保障發生火災的情況下，電廠疏散路線可以有效的疏散人員，在可燃物使用區須設置自動滅火系統。下列為自動滅火系統與對應規範：

- ✓ 自動泡沫滅火器→ NFPA 11、 NFPA 11A
- ✓ 自動噴水滅火系統→ NFPA 13
- ✓ 水噴霧固定系統→NFPA 16
- ✓ 乾粉滅火系統→ NFPA 17
- ✓ 水化學滅火系統→NFPA 17A
- ✓ 電腦/數據保護裝備→ NFPA 75

手動滅火系統

需放置在沒有自動滅火系統的區域，除役因拆除搬移等作業會改變核電廠原先的配置，因相關的建築物可能會面臨設施的拆除，需有充足的手動滅火裝置來提供除役所需的火災防護。手動防火系統的相關注意事項如下：

1. 軟管系統需維護已提供滅火能力，NFPA 14 內有立管與軟管的相關規範。
2. 提供手動操作滅火系統主要是以當自動滅火系統尚未安裝或者不須使用的情況下來使用，應迅速評估風險再確定是否需使用。
3. 室外消防栓需支援室內手動滅火，且應避免室外火災影響到室內廠房，以免輻射物質外洩，相關規範說明可參考 NFPA 24。

當地與非當地的消防應變

手動消防系統須由當地或其他地方的消防隊提供支援，以下幾點在人工消

防能力啟用上須作的考慮：

1. 考慮周圍的火災潛在危害與輻射物質影響評估。
2. 現場消防隊的機動性。
3. 其他地方緊急應變的機動性，且須考慮異地緊急工作人員的能力。
4. 工廠的消防系統與其他地方消防隊之工具接頭的相容性。

提供的消防裝備須包含軟管、噴嘴、防護衣、呼吸器、通信設備、打撈工具、梯子、除煙設備、便攜式照明燈、便攜式輻射檢測設備、滅火器等。除了滅火系統外，廠區內的撒水系統也是為重要的滅火裝置。以下列出值得注意的問題。

1. 進入冬季過後是否有可能管線結冰，導致撒水系統堵塞。
2. 撒水系統的貯存水桶確定維持有水。
3. 排氣的撒水系統是否因為壓差緣故而堵塞。
4. 須定期保養和測試。
- 5.

5.4.5 風險管理

5.4.5.1 個人安全

除役期間若發生火災情況時，須提供裝備確保安全，出口與疏散通道應隨著電廠除役的情況下也保持順暢，人員也應根據火警做出正確的判斷。

5.4.5.2 緊急應變

即早發現火苗，並在第一時間使用手動滅火裝置撲滅火勢，將可大幅降低停機系統故障所造成的風險。若用過燃料儲存在燃料池，則可降低火災的損害。防火方案需要核電廠與消防機構互助合作，並透過交流來緊密配合；而位於非

當地消防隊前來支援時，需注意安全與輻射劑量的要求，不可耽誤救援。

5.4.6 防火安全評估與應變方案

以下的防火規劃分別為規劃防火區、準備停用與除役、核材料風險移除、定義和移除易燃物質、最小化引火源危害、各種油類對除役的風險。以下將逐步探討各步驟的說明。

5.4.6.1 規劃防火區

防火區的用途主要是當火災意外發生時，廠區內有足夠的空間，可以擺放不同的消防設備，如消防車與提供消防人員指揮場所，以及除役人員能夠於第一時間逃離火災現場到安全的地方，並規定其必須存有防火區。

5.4.6.2 準備停用與除役

在除役期間須考慮到有可能會發生各類火災的可能性，因此必須要有不同防火方式。以下列出不同的火災類型，可能需要不同的防火機制以及多樣化的處理。

1. 自動撒水頭(Automatic sprinklers)
2. 氣體防火系統(Gaseous fire protection systems)
3. 乾式滅火系統(Dry chemical extinguishing systems)
4. 滅火器(Fire extinguishers)
5. 消防軟管(Hose reel stations)
6. 手拉噴放裝置(Manual fire pull stations)

7. 緊急照明(Emergency lighting)
8. 出口照明(Exit lighting)
9. 火災偵測系統(Fire detection systems)

除了設置多樣性的防火裝置以外，也必須要考慮是否能夠在重要時刻正常使用，所以需要進行定期的維護和測試。

5.4.6.3 核材料風險移除

核材料不單指燃料棒，或是用過燃料棒。應泛指只要有受過輻射照射，有輻射污染的物質都算在核材料內。舉例來說，用過手套裝箱、切割爐心或是有輻射照射的混凝土用工作機具、通風管等。當發生輻射污染或是輻射外洩時，通風系統會啟動將該空間的空氣透過通風管過濾，其中通風管管路已有污染物殘留。故除役拆除時可能需要另行處理，而核材料的移除有等級之分，不同污染的方式將會有不同的處理方式。

5.4.6.4 定義和移除易燃物質

易燃物質可分類成移動式或是固定式，在核電廠中會有許多不必要的東西在除役前是可以先移除。如電腦或是大量的書面資料，尤其是老舊核電廠資料報告可能存放量更多。此外，如桌子、椅子等，都是可以移動式易燃材料，其可先搬離核電廠撤出除役範圍，以降低不必要的風險。剩下固定式的易燃材料，如電線、或是一些大型垃圾桶，在除役中需要用到的木頭鷹架等，上述這些無法移動的材料，可以先塗上防火漆可以有效阻止火源的蔓延。另外對於某些有

放射污染的材料或是一些移動式物品，也可以事先用固定劑，固定在已規劃好的地方，若發生火災，就不會對逃生或是救火動線受到影響，同時也可以控制輻射污染物質。

5.4.6.5 最小化引火源危害

引火物質以電線電纜為例子，電線有可能是因溫度過高或是漆包線外部脫皮老舊，而產生短路，造成零星火花而釀成火災。故由此可以得知電線不僅是引火材料，同時也是易燃材料，因此外層也須塗上防火漆。此外，在解決電線問題方面，除役前就必須預先規劃時間點、區域性的電力使用方式，如此可減少不必要的風險，然後電力裝置是可以獨立操作。

5.4.6.6 各種油類對除役的風險

核電廠中的油類是易燃物，包括了機械的潤滑油、電梯的潤滑油。然而，油類亦可能受到輻射污染，如在切反應爐槽壁時，壁面可能受過中子活化影響，造成油類遭到輻射污染，這些油品可能需要做另一種處理，移出電廠外以免火災和輻射污染的雙重風險。

在油類型火災，可能會燃燒起反應產生氫氣，根據 NFPA 69 報告提到氫氣累積超過 4% 容易燃燒，然後安全值需要低於 1%，因此可以利用電廠中抽風設備將氫氣濃度降至安全階段。

5.4.6.7 額外的考量

在自動撒水器上可以加裝氣體和液體式兩種不同類型滅火方式，而廠內原有的防火系統，必須是先要經過測試以及維護，並受到管制單位同意才可運作。此外，當在除役時所有的步驟，如熱切割或是比較有火災風險的動作都是可以控制的。這裡所謂的控制，是指能了解對於火災的危險性，並確定所有的安全設施是可以隨時運行。這些熱源、火災方面的預估可在進行實際除役作業前，利用 PRA、CFD 電腦模擬先行進行詳細的計算分析。

第六章 結論與建議

根據文獻報告可以得知現階段國外除役之研究與實際經驗，且在核能電廠及反應器設施之安全策略考量上，有許多除役安全評估工作須謹慎考量與執行，如廠址描述、燃料移除、圍阻體的維護與修改、天然災害的發生及事後補救方法等，在 USNRC 以及 IAEA 也有提出有關天災所帶來的影響與補救方法。在火災防護方面，國際文獻資料亦針對核電廠如何預防發生火災，並探討各類火災防護、滅火方法等。此外，文獻中提及對於油類的儲存和分類進行規劃，對易燃物質(Combustible)和引燃物質(Ignition)作一適當的控管，並加強工作人員的防護練習與教育。以下提出幾點建議，以供後續除役之安全分析作為參考。

1. 國內核能電廠均為美規，核能法規亦主要是參考 NRC 之規範，因此建議審查技術將以 NRC 方法為主，另其他國家如歐洲、日本等國之優點，亦可供國內做為參考。
2. 透過廠址的初始特性、燃料移除、圍阻體的維護和修改、除汙、拆除設備與維修、最終放射性監測、自然災害之意外事件評估及分析，核一廠於除役作業時若能嚴格執行安全要點及工作權責，在遭遇潛在的輻射意外事件時，應能維持安全作業，且不會對廠外環境與人員造成影響。
3. 除役期間在裝備確保安全無虞的情況下，出口與疏散通道亦能隨著電廠除役也保持順暢，當發生火災情況時，現場人員應根據火警以及除役防火計畫書所列之應變方案，應可在緊急情況下做出正確的判斷。

國內並無除役的實質經驗，針對國內首度將進行除役之核電廠必須以最嚴謹的安全考量為基礎下，須先行預測可能發生之意外事故、事故之分析與演變、

事故造成之人員、大眾、與環境傷害等，並具備一套完善之事故應變計畫，以及防止意外發生與降低意外災害。審查管制單位必須藉由國外經驗以充實自身安全評估與分析之專業知識，獲得及處理方法之經驗。

參考文獻

1. 核能電廠除役計畫審查技術之研究，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告，101FCMA007，中華民國 101 年 12 月。
2. 核能電廠除役安全及管制規劃報告，行政院原子能委員會，中華民國 101 年 12 月 25 日。
3. 行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告，主要國家核子反應器設施除役相關法規研究，計畫編號：101FCMA006，執行單位：核能研究所，計畫主持人：周鼎，中華民國101年12月。
4. 核子反應器設施除役審查規範技術建立，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告，計畫編號：932004FCMA001，中華民國 93 年 12 月。
5. 第一核能發電廠除役計畫，台灣電力股份有限公司，中華民國 104 年 11 月。
6. 10 CFR Appendix A to Part 50, General Design Criteria for Nuclear Power Plants, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC.
7. 10 CFR 50.48, Fire protection., U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC.
8. 10 CFR Appendix R to Part 50, Fire Protection Program for Nuclear Power Facilities Operating Prior to January 1, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC.
9. NFPA 1, Fire Code, National Fire Protection Association, Quincy, MA, 2015.
10. NFPA 10, Standard for Portable Fire Extinguishers, National Fire Protection Association, Quincy, MA, 2015.
11. NFPA 11, Standard for Low-, Medium-, and High-Expansion Foam, National Fire Protection Association, Quincy, MA, 2015.

- 12.NFPA 11A, Standard for Medium- and High-Expansion Foam Systems, National Fire Protection Association, Quincy, MA, 2015.
- 13.NFPA 12, Standard on Carbon Dioxide Extinguishing Systems, National Fire Protection Association, Quincy, MA, 2015.
- 14.NFPA 12A, Standard on Halon 1301 Fire Extinguishing Systems, National Fire Protection Association, Quincy, MA, 2015.
- 15.NFPA 13, Standard for the Installation of Sprinkler Systems, National Fire Protection Association, Quincy, MA, 2015.
- 16.NFPA 14, Standard for the Installation of Standpipe and Hose Systems, National Fire Protection Association, Quincy, MA, 2015.
- 17.NFPA 15, Standard for Water Spray Fixed Systems for Fire Protection, National Fire Protection Association, Quincy, MA, 2015.
- 18.NFPA 16, Standard for the Installation of Foam-Water Sprinkler and Foam-Water Spray Systems, National Fire Protection Association, Quincy, MA, 2015.
- 19.NFPA 17, Standard for Dry Chemical Extinguishing Systems, National Fire Protection Association, Quincy, MA, 2015.
- 20.NFPA 17A, Standard for Wet Chemical Extinguishing Systems, National Fire Protection Association, Quincy, MA, 2015.
- 21.NFPA 20, Standard for the Installation of Stationary Pumps for Fire Protection, National Fire Protection Association, Quincy, MA, 2015.
- 22.NFPA 22, Standard for Water Tanks for Private Fire Protection, National Fire Protection Association, Quincy, MA, 2015.
- 23.NFPA 24, Standard for the Installation of Private Fire Service Mains and Their Appurtenances, National Fire Protection Association, Quincy, MA, 2015.

- 24.NFPA 30, Flammable and Combustible Liquids Code, National Fire Protection Association, Quincy, MA, 2015.
- 25.NFPA 50, Standard for Bulk Oxygen Systems at Consumer Sites, National Fire Protection Association, Quincy, MA, 2015.
- 26.NFPA 51B, Standard for Fire Prevention During Welding, Cutting, and Other Hot Work, National Fire Protection Association, Quincy, MA, 2015.
- 27.NFPA 55, Compressed Gases and Cryogenic Fluids Code, National Fire Protection Association, Quincy, MA, 2015.
- 28.NFPA 72, National Fire Alarm and Signaling Code, National Fire Protection Association, Quincy, MA, 2015.
- 29.NFPA 75, Standard for the Fire Protection of Information Technology Equipment, National Fire Protection Association, Quincy, MA, 2015.
- 30.NFPA 241, Standard for Safeguarding Construction, Alteration, and Demolition Operations, National Fire Protection Association, Quincy, MA, 2015.
- 31.NFPA 600, Standard on Facility Fire Brigades, National Fire Protection Association, Quincy, MA, 2015.
- 32.NFPA 701, Standard Methods of Fire Tests for Flame Propagation of Textiles and Films, National Fire Protection Association, Quincy, MA, 2015.
- 33.NFPA 801, Standard for Fire Protection for Facilities Handling Radioactive Materials, National Fire Protection Association, Quincy, MA, 2015.
- 34.Christopher Hope, “Characterisation of metal in support of decommissioning a reactor site”, Workshop on Radiological Characterisation for Decommissioning, Nyköping, Sweden, April 17-19, 2012.