

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

核能電廠除役作業安全審查技術研究  
(修訂版)

計畫編號：106FCMA001

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、蔣安忠、趙得勝、劉鴻鳴

報告日期：中華民國 106 年 12 月

# 核能電廠除役作業安全審查技術研究

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、劉鴻鳴

研究期程：中華民國 106 年 2 月至 106 年 12 月

研究經費：新臺幣 490 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 106 年 12 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)

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

計畫名稱：

核能電廠除役作業安全審查技術研究

子項計畫一：

除役核電廠建物與廠址解除管制  
之審查與驗證技術研究

計畫編號：106FCMA001

執行單位：國立清華大學

計畫主持人：裴晉哲

子項計畫一主持人：白寶實

報告作者：白寶實、謝懷恩、劉彥呈

報告日期：中華民國 106 年 12 月

## 摘要

本子項計畫一之研究目的為應用 RESRAD-BUILD 和 RESRAD 程式，評估建築物輻射污染之內部工作人員所受輻射劑量，以及針對除役核電廠之輻射安全評估。本研究可提供 RESRAD-BUILD 和 RESRAD 程式之模擬流程以及分析方法，研析建築物輻射污染以及除役核電廠對於生物圈人類健康與環境衝擊之安全評估，並提供物管局對於拆卸輻射污染建築物和除役核電廠之輻射劑量評估安全審查與驗證技術研究之參考。

## **ABSTRACT**

The purpose of this study attempts to investigate the RESRAD-BUILD and RESRAD computer code for evaluating the potential radiological dose incurred by an individual who works or lives in a building contaminated with radioactive material and the radiological safety assessment of decommissioning of nuclear power plant. The results of this study can provide the analysis ways of using RESRAD-BUILD and RESRAD computer code designed in the protectiveness of the human health and environmental impact for safety assessment of building contaminated with radioactive material and decommissioning of nuclear power plant. The results of the report can also provide regulatory departments as references for the safety plan review of radiological dose assessment and verification techniques in dismantling of building contaminated with radioactive material or decommissioning of nuclear power plant.

# 目錄

摘要 .....	i
ABSTRACT.....	ii
目錄 .....	iii
圖目錄 .....	vii
表目錄 .....	x
第一章 前言.....	1
第二章 計畫目標與執行方法 .....	3
2.1 計畫目標 .....	3
2.2 執行方法 .....	3
第三章 國際間除役核電廠建物與廠址解除管制評估及驗證作法 ....	5
3.1 計畫執行概況 .....	5
3.2 國際間研發與應用之生物圈輻射劑量及風險評估程式 .....	6
3.2.1 RESRAD 家族程式介紹 .....	6
3.2.2 RESRAD 程式與 MARSSIM 之連結.....	9
3.2.3 輻射防護與程式應用計畫(RAMP).....	12
3.2.4 MILDOS-AREA.....	13
3.2.5 GENII.....	15
3.2.6 DandD.....	16

3.3 建立國際除役核電廠建物與廠址解除管制及利用 RESRAD 驗證資料.....	18
第四章 美國 Yankee Rowe 核電廠執照終止計畫 .....	22
4.1 執照終止計畫與除役執行概況 .....	22
4.2 以 RESRAD 模式研析國際除役建物與廠址解除管制之評估 方法及驗證作法 .....	24
4.2.1 劑量建模方法 .....	25
4.2.1.1 程式碼選擇 .....	25
4.2.1.2 輸入參數選擇程序 .....	26
4.2.1.2.1 分類 .....	28
4.2.1.2.2 優先順序 .....	28
4.2.1.2.3 處理 .....	28
4.2.1.2.4 靈敏度分析 .....	29
4.2.1.2.5 DCGL 測定之參數值設定 .....	31
4.2.1.3 程式碼輸出和 DCGL 計算 .....	32
4.2.1.4 最小可測活度(MDA)計算 .....	33
4.2.2 土壤之 DCGLs 計算 .....	36
4.2.2.1 劑量模型 .....	36
4.2.2.2 概念模型 .....	36

4.2.2.3 參數值設定 .....	37
4.2.2.4 DCGL 決定 .....	38
4.2.3 結構之 DCGL 計算 .....	41
4.2.3.1 結構表面之 DCGL .....	41
4.2.3.1.1 劑量模型 .....	41
4.2.3.1.2 概念模型 .....	42
4.2.3.1.3 參數值設定 .....	43
4.2.3.1.4 DCGL 決定 .....	44
4.2.3.2 結構體積之 DCGL .....	47
4.2.3.3 下表層部分結構之 DCGLs 計算.....	47
4.2.3.3.1 劑量模型 .....	47
4.2.3.3.2 概念模型 .....	48
4.2.3.3.3 參數值設定 .....	49
4.2.3.3.4 DCGL 決定 .....	50
4.2.3.4 混凝土碎片之 DCGLs 計算.....	51
4.2.3.4.1 劑量模型 .....	51
4.2.3.4.2 概念模型 .....	51
4.2.3.3.3 DCGL 決定 .....	53
4.2.4 地下水裡之殘餘放射性 .....	54



4.2.5 嵌入式管路之 DCGLs 計算.....	55
4.3 建立建物與廠址解除管制評估之審查重點與接受準則 .....	57
第五章 RESRAD-BUILD 程式模擬流程 .....	60
第六章 建築物輻射污染之 RESRAD 程式模擬與實務驗證 .....	73
6.1 廠址特性調查作業 .....	73
6.2 建築物空間使用規範與人員輻射劑量限值 .....	75
6.3 輻射劑量偵檢儀器資料與檢測方式 .....	76
6.4 輻射污染牆壁之射源強度分析 .....	78
6.5 輻射污染牆壁之鑽心取樣實驗及活性濃度分析 .....	81
6.6 建築物輻射污染之 RESRAD-BUILD 程式模型設計 .....	84
第七章 結論與建議 .....	86
參考資料.....	88

## 圖目錄

圖 3.1 RESRAD 家族程式未來研究順序 .....	5
圖 3.2 RESRAD 家族程式示意圖 .....	8
圖 3.3 RESRAD 程式於核設施除役之應用 .....	9
圖 3.4 MARSSIM 於核設施除役之應用 .....	10
圖 3.5 MILDOS-AREA 程式之使用者介面 .....	13
圖 3.6 MILDOS-AREA 程式之地理資訊系統(GIS).....	14
圖 3.7 MILDOS-AREA 程式之氣象數據系統.....	14
圖 3.8 GENII 程式之使用者介面 .....	15
圖 3.9 GENII 程式之大氣傳輸模型 .....	16
圖 3.10 DandD 程式之使用者介面 .....	17
圖 3.11 DandD 程式之輻射劑量機率分布 .....	17
圖 4.1 美國 Yankee Rowe 核電廠位置 .....	22
圖 4.2 除役前之 Yankee Rowe 核電廠 <sup>[7]</sup> .....	23
圖 4.3 2012 年 4 月 Yankee Rowe 用過核子燃料獨立貯存設施(ISFSI) 之俯視圖 <sup>[7]</sup> .....	23
圖 4.4 2012 年 4 月 Yankee Rowe 廠址俯視圖 <sup>[7]</sup> .....	24
圖 4.5 美國 Yankee Rowe 核電廠之 RESRAD 程式模擬分析架構 ...	25

圖 4.6 輸入參數選擇程序 <sup>[7]</sup> .....	27
圖 4.7 RESRAD-BUILD 模型之射源和受體位置 <sup>[7]</sup> .....	42
圖 5.1 RESRAD-BUILD 程式處理之輻射曝露途徑.....	60
圖 5.2 RESRAD-BUILD 程式操作介面 .....	61
圖 5.3 案例視窗 .....	61
圖 5.4 建築物參數視窗 .....	62
圖 5.5 受體參數視窗 .....	63
圖 5.6 設定受體和射源數量視窗 .....	64
圖 5.7 屏蔽參數視窗 .....	65
圖 5.8 Volume Type 射源參數視窗 .....	66
圖 5.9 Area Type 射源參數視窗.....	67
圖 5.10 Line Type 射源參數視窗 .....	67
圖 5.11 Point Type 射源參數視窗 .....	68
圖 5.12 建築物空間 3D 顯示器 .....	68
圖 5.13 放射單位視窗 .....	69
圖 5.14 RESRAD-BUILD 程式繪圖視窗 .....	71
圖 5.15 堆疊直條圖呈現每個受體對於每個途徑和特定射源所吸收 的輻射劑量 .....	72

圖 5.16 群組直條圖呈現受體 3 對於每種放射性核種和途徑之組合所 吸收的輻射劑量 .....	72
圖 6.1 生物科技館南館與實驗室 B101 之樓層平面圖 <sup>[10]</sup> .....	74
圖 6.2 生物科技館南館之實驗室 B101 的東面牆壁網格化後之射源 強度測量值 (單位: cps) <sup>[10]</sup> .....	79
圖 6.3 生物科技館南館之實驗室 B101 的南面牆壁網格化後之射源 強度測量值 (單位: cps) <sup>[10]</sup> .....	80
圖 6.4 RESRAD-BUILD 程式模擬鑽心取樣之非均勻輻射污染分布	81

## 表目錄

表 3.1 國際間研發與應用之生物圈輻射劑量及風險評估程式 .....	6
表 3.2 輻射偵檢與廠址調查程序 .....	12
表 3.3 RESRAD 程式參數設計廠址解除管制之輻射劑量評估 <sup>[4]</sup> .....	19
表 3.4 RESRAD-BUILD 程式參數設計建築物解除管制之輻射劑量評估 <sup>[4]</sup> .....	19
表 3.5 RESRAD-BUILD 程式參數設計建築物與除汙作業之輻射劑量評估 <sup>[5]</sup> .....	21
表 3.6 RESRAD-BUILD 程式模擬成果顯示人員在除汙作業於不同曝露時間所承受之輻射劑量與風險評估 <sup>[5]</sup> .....	21
表 4.1 DCGL 計算方程式 <sup>[7]</sup> .....	33
表 4.2 分析用水組件以決定井泵浦速率 <sup>[7]</sup> .....	37
表 4.3 土壤輸入參數之靈敏度分析 <sup>[7]</sup> .....	38
表 4.4 土壤輸入參數之靈敏度分析結果 <sup>[7]</sup> .....	39
表 4.5 決定土壤 DCGL 之輸入參數 <sup>[7]</sup> .....	40
表 4.6 土壤 DCGL 之計算結果 <sup>[7]</sup> .....	41
表 4.7 受體和射源中心位置 <sup>[7]</sup> .....	43
表 4.8 建築物輸入參數之靈敏度分析 <sup>[7]</sup> .....	44

表 4.9 建築物輸入參數之靈敏度分析結果 <sup>[7]</sup> .....	45
表 4.10 決定建築物 DCGL 之輸入參數 <sup>[7]</sup> .....	45
表 4.11 建築物表面 DCGL 之計算結果 <sup>[7]</sup> .....	46
表 4.12 若為清潔混凝土回填，1 pCi/g 初始濃度之尖峰劑量 <sup>[7]</sup> .....	50
表 4.13 表示 0.5 mrem/yr 劑量之部分完整結構 DCGL <sup>[7]</sup> .....	50
表 4.14 混凝土碎片 DCGL 之計算結果，和輻射曝露途徑之劑量百分比 <sup>[7]</sup> .....	53
表 4.15 比較一年度之井水濃度和地下水濃度 <sup>[7]</sup> .....	54
表 4.16 美國除役核電廠 Maine Yankee 之廠內其他系統(BOP)的嵌入式管路通用劑量因子 <sup>[12]</sup> .....	56
表 4.17 美國除役核電廠 Maine Yankee 之嵌入式噴灑泵管路通用劑量因子 <sup>[12]</sup> .....	56
表 4.18 美國除役核電廠 Yankee Rowe 之結合不同介質類型 DCGLs 結論 <sup>[7]</sup> .....	58
表 4.19 美國除役核電廠 Maine Yankee 之圍阻體的輻射污染物質 DCGL <sup>[12]</sup> .....	59
表 4.20 美國除役核電廠 Maine Yankee 之無圍阻體的輻射污染物質 DCGL <sup>[12]</sup> .....	59
表 5.1 放射單位視窗之十進位單位符號 .....	70
表 6.1 建築材料之密度分析 .....	74

表 6.2	建築物空間使用規範與人員輻射劑量限值 <sup>[10]</sup> .....	75
表 6.3	輻射劑量偵檢儀器資料.....	76
表 6.4	生物科技館南館之實驗室 B101 的東面牆壁網格 08 之鑽心取 樣實驗及活性濃度分析結果 <sup>[10]</sup> .....	82
表 6.5	生物科技館南館之實驗室 B101 的南面牆壁網格 42 之鑽心取 樣實驗及活性濃度分析結果 <sup>[10]</sup> .....	83
表 6.6	建築物輻射污染之 RESRAD-BUILD 程式模型設計.....	85

## 第一章 前言

根據 MARSSIM (Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual)之定義，若物質中的核種活性濃度(Activity Concentration)會造成與廠址使用劑量標準相同的總有效劑量或風險值，則將該活性濃度值稱為「導出濃度指引水平(Derived Concentration Guideline Level, DCGL)」。DCGL 即是用來評估土壤殘餘輻射劑量是否合乎管制限值的指標，其係根據所有可能的放射性核種傳輸途徑進行評估，在確保全身等效劑量在限值內的情況下，將劑量轉換為相對應之土壤核種活性濃度，藉此才可進一步地推算出土壤核種活性濃度限值。而除役後廠址最終輻射偵測，即 MARSSIM 所指之「最終狀態偵測(Final Status Survey)」之規劃，係針對土地、建物等區域，依據其未來使用之目的，分別推導其 DCGL，藉此可對區域內細部的偵檢單元進行受輻射影響程度的分級，進而有助於規劃量測位置、取樣密度等作業細節。

目前臺灣核一廠廠址 DCGL 的推導，將採用美國阿岡國家實驗室(Argonne National Lab, ANL)所開發的 RESRAD 家族程式。RESRAD 家族程式有許多分支，其中以 RESRAD-BUILD、RESRAD-ONSITE 及 RESRAD-OFFSITE 與廠址除役 DCGL 的推導較為相關。目前國際上已有許多廠址特



性評估程式被提出用以進行此項活性濃度限值的計算，而 RESRAD 程式為公開且被認為具有公信力的計算程式，本計畫也將根據此程式中的計算方式及概念，進行各種劑量曝露途徑之分析，並將概略地評估各項分析所對應的重要參數，且提供各參數較保守或通用的數值，以利進行除役之核電廠建物與廠址解除管制相關審查與驗證工作時的參考。

## 第二章 計畫目標與執行方法

### 2.1 計畫目標

本計畫將著重於除役核電廠建物與廠址解除管制之審查與驗證技術進行深入研究，且參考國外已成功除役電廠之執行經驗與評估方法。主要以研究美國阿岡國家實驗室(Argonne National Lab, ANL)開發的放射性核種殘留風險與劑量評估分析軟體系統(RESRAD 程式)為重點，該分析程式可依據核種活度量測的數據，分析個人所受到的輻射劑量與風險，研究成果將提供給國內核能管制單位做為未來國內除役核電廠廠址解除管制評估之審查與驗證之參考依據。

### 2.2 執行方法

臺灣廠址使用劑量標準的單位為劑量值，為便於執行廠址復原及解除管制作業，廠址使用劑量標準將透過曝露途徑模式，轉換成以活性濃度(Activity Concentration)為單位的導出濃度指引水平(Derived Concentration Guideline Level, DCGL)。經由偵測及取樣分析作業，評估偵檢區域殘餘之輻射水平；最後，利用統計方法，判定廠址能否釋出。廠址於外釋後，因劑量太低以致於難以直接量測，因此外釋限制(如DCGL)之訂定係以電腦劑量

模型推估。台灣電力公司準備將臺灣核一廠廠址DCGL的推導，採用美國阿岡國家實驗室(Argonne National Lab, ANL)所開發的RESRAD程式。此程式已通過美國核管會的驗證，並為美國、西班牙等國管制單位所使用。本計畫將研究分析各國廠址如何使用RESRAD程式進行解除管制之分析，而主要探討與廠址除役DCGL的推導較為相關的RESRAD-BUILD、RESRAD-ONSITE及RESRAD-OFFSITE程式。其中RESRAD-BUILD程式係針對建物、結構物之輻射釋出；RESRAD-ONSITE和RESRAD-OFFSITE程式則針對土地、土壤之輻射釋出。以下為主要執行之工作項目：

1. 建立國際除役核電廠建物與廠址解除管制及利用 RESRAD 驗證資料。
2. 以 RESRAD 模式研析國際除役建物與廠址解除管制之評估方法及驗證作法。
3. 建立建物與廠址解除管制評估之審查重點與接受準則。

### 第三章 國際間除役核電廠建物與廠址解除管制評估及驗證作法

#### 3.1 計畫執行概況

1. 第一季：蒐集各國除役核電廠建物與廠址解除管制及利用 RESRAD 驗證之相關文獻。
2. 第二季：研析各國除役核電廠建物與廠址解除管制之評估及驗證作法。
3. 第三季：建立除役核電廠建物與廠址解除管制之審查重點與接受準則，提出相關管路、建物、結構物的導出濃度指引水平(DCGL)和劑量轉換因子(DCF)，以及最小可測活度(MDA)計算，供管制單位參考。
4. 第四季：完成期末報告，提出審查與驗證的建議。

本子項計畫一之研究團隊規劃未來 RESRAD 家族程式研究順序為：  
RESRAD-BUILD(計算建築物輻射污染之個人輻射劑量) → RESRAD-ONSITE(計算廠址內之個人輻射劑量) → RESRAD-OFFSITE(計算廠址外之個人輻射劑量)。



圖 3.1 RESRAD 家族程式未來研究順序

### 3.2 國際間研發與應用之生物圈輻射劑量及風險評估程式

本章節列舉數個美國和國際間研發與應用之生物圈輻射劑量及風險評估程式，主要研析電腦程式於實際除役核電廠之適用性，以及了解國際間除役廠址與建築物解除管制之評估及驗證作法。

生物圈之輻射劑量及風險評估程式			
程式名稱	管理維護單位	最新程式版本(新→舊)	備註
RESRAD-ONSITE	美國NRC	2016年07月 Version 7.2	<ul style="list-style-type: none"> <li>美國除役核電廠：</li> <li>(1) Maine Yankee (2) Yankee Rowe</li> </ul>
RESRAD-OFFSITE	美國NRC	2016年06月 Version 3.2	
MILDOS-AREA	美國NRC	2016年03月 Version 4	<ul style="list-style-type: none"> <li>美國RAMP計畫</li> <li>適用於Uranium Recovery Facility</li> </ul>
GENII	美國NRC	2012年09月 Version 2	<ul style="list-style-type: none"> <li>美國RAMP計畫</li> <li>義大利除役核電廠：</li> <li>(1) Latina (2) Trino (3) Caorso</li> </ul>
DandD	美國NRC	2001年04月 Version 2.1	<ul style="list-style-type: none"> <li>美國RAMP計畫</li> <li>風險評估較保守</li> </ul>
Pc-CREAM	英國NRPB (國家放射防護委員會)	1997年	<ul style="list-style-type: none"> <li>輔助驗證VADOSCA程式模擬結果</li> <li>適用於歐洲核電廠</li> </ul>
VADOSCA	義大利ENEL (國家電力公司)	1993年	<ul style="list-style-type: none"> <li>義大利除役核電廠：</li> <li>(1) Garigliano</li> </ul>

表 3.1 國際間研發與應用之生物圈輻射劑量及風險評估程式

#### 3.2.1 RESRAD 家族程式介紹

美國 ARGONNE National Laboratory (ANL) 為有效評估核種在廠內與廠外傳輸之曝露劑量與風險，開發 RESRAD 家族程式，包括：

**1. RESRAD-ONSITE [Current Version 7.2 (07/20/2016)]**

- 評估受放射性核種污染土壤和廠址內個人之輻射劑量與風險分析。

**2. RESRAD-OFFSITE [Current Version 3.2 (06/28/2016)]**

- 評估放射性核種於近廠、遠廠至生物圈全系統輻射劑量與風險分析，並結合大氣擴散與地下水遷移模式，計算所有曝露途徑之總輻射劑量，可計算廠址外個人輻射劑量與風險評估。

**3. RESRAD-BUILD [Current Version 3.5 (10/30/2009)]**

- 以路徑分析評估在放射性核種污染之建築物內的個人輻射劑量與風險。因建築物內的放射性核種會藉由擴散、除污作業或腐蝕等現象而釋出，並進入室內的空氣中，如此經由空氣的交換，會從一個房間擴散到另一個房間。此種問題除了相關房間的空氣品質交換改變外，也須考慮放射性微粒懸浮與積存，以及放射性核衰變與子核種增長的相關問題。

**4. RESRAD-BIOTA [Current Version 1.8 (04/01/2016)]**

- 評估非人類生物曝露於核種的劑量。

**5. RESRAD-RDD [Current Version 1.7 (07/07/2014)]**

**6. RESRAD-RECYCLE (已停止更新維護)**

- 評估受輻射污染的金屬和設備之再循環和再使用。

**7. RESRAD-BASELINE (已停止更新維護)**

- 對擬評估之核種和化學物質，量測其濃度值，並做基本之劑量與風險

估計。

## 8. RESRAD-CHEM (已停止更新維護)

- 評估被危險的化學品污染的土壤之劑量與風險評估。

## 9. RESRAD-ECORISK (已停止更新維護)

- 評估曝露於危險化學品的生物風險。

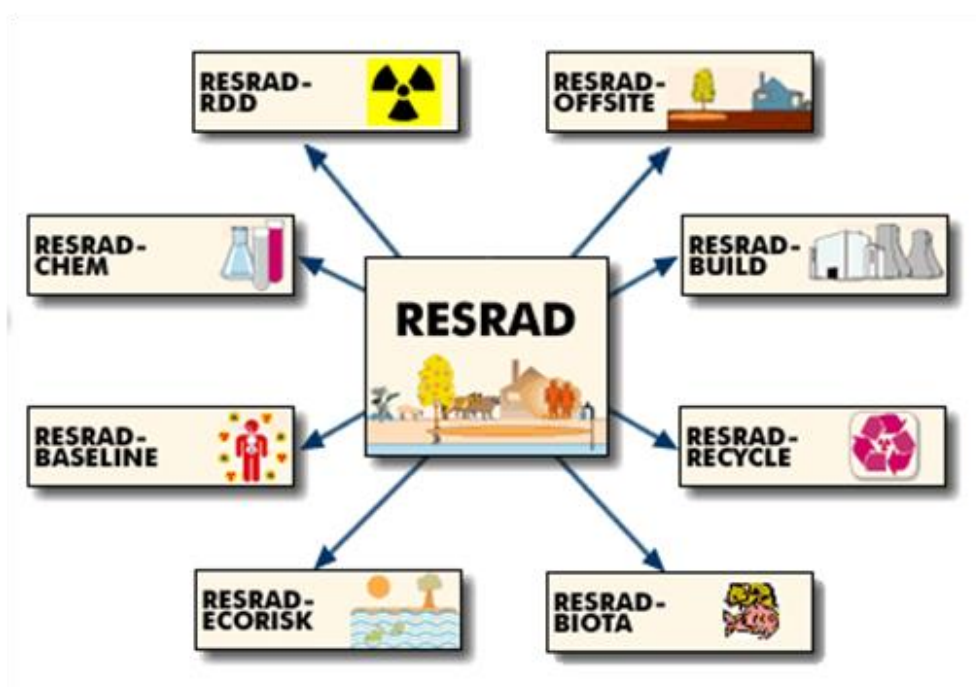


圖 3.2 RESRAD 家族程式示意圖

RESRAD-ONSITE、RESRAD-OFFSITE 和 RESRAD-BUILD 的最大差異為 RESRAD-ONSITE 及 RESRAD-OFFSITE 程式是針對土壤，當放射性物質污染土壤，會經自然變遷過程移動，進而衍生食物鏈和水資源受到污染；但 RESRAD-BUILD 程式是針對建築物，當建築物受到放射性物質的污染，

會產生內部人員直接受到輻射照射，且空間的空氣流動會使放射性物質飄逸，導致人員受到曝露。

### 3.2.2 RESRAD 程式與 MARSSIM 之連結

RESRAD 程式可以藉由加入或刪除途徑及輸入適當的佔用因子與攝食量來模式化許多情節。其中最主要的決定在於土地與建築物除役後的未來用途，此決定將有助於定義所需要的**導出濃度指引水平 (Derived Concentration Guideline Level, DCGL)**，並有助於定義廠址劑量評估重要的情節、途徑及關鍵群體。

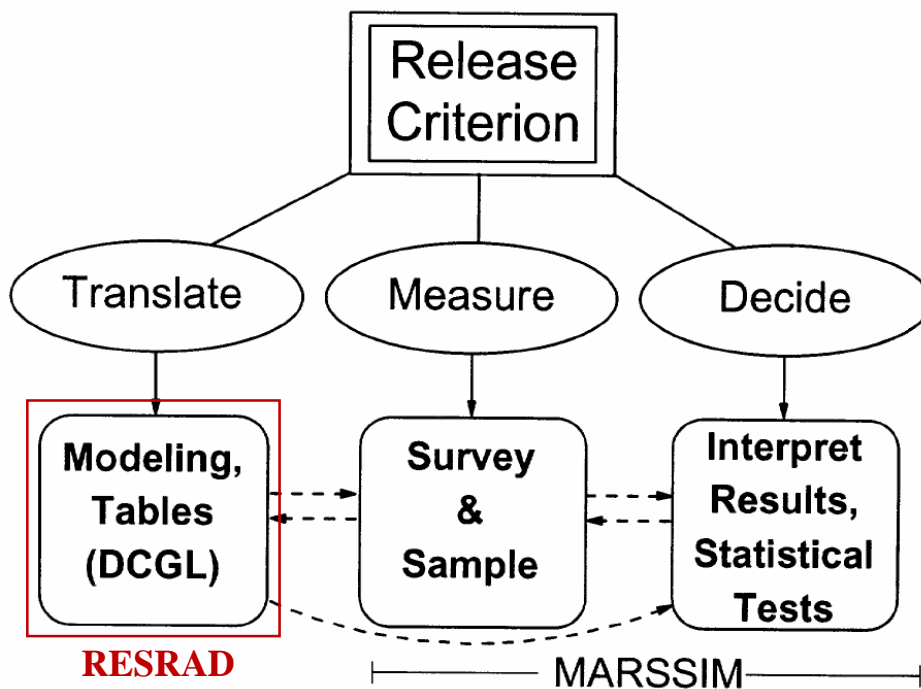


圖 3.3 RESRAD 程式於核設施除役之應用



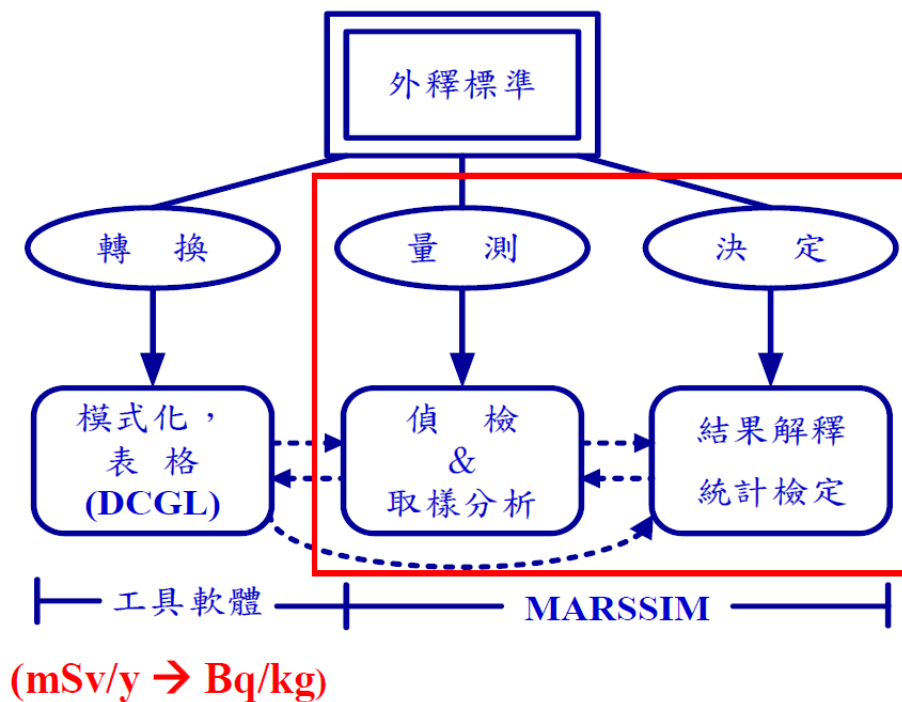


圖 3.4 MARSSIM 於核設施除役之應用

### MARSSIM (Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual)

為目前已被廣泛採用作為除役核電廠之廠址特性調查的重要指引文件。透過 MARSSIM 廠址特性評估準則進行評估與分析，以確實了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原則，包括：計畫、執行、評估、決策、以及文件記錄等各階段的作業，並藉此擬定未來可行的廠址特性評估作業之審查導則與管制策略。

此外，廠址污染特性檢測結果與廠址執照終止接受標準之間存在著單位的差異，通常由污染檢測結果可以直接得知放射性核種的活性濃度(Activity

Concentration)(例如：Bq/kg 或 pCi/g)，而執照終止接受標準係以人體組織或器官每年所吸收之等效劑量為單位(例如：mSv/y 或 mrem/y)。

因此，為了方便進行廠址執照終止接受標準的符合性評估，運用 RESRAD 程式計算核種在廠內與廠外傳輸之曝露輻射劑量與風險評估，用以將廠址污染量測結果轉換為等效劑量的單位，並藉此得知導出濃度指引水平(DCGL)，此亦是進行廠址特性調查作業時所需採取的必要程序。

有關除役電廠之最終狀態調查與管制規範符合性的驗證作業大致可分為三個階段，分別為：

1. 廠址釋出標準之導出濃度指引水平(DCGL)的轉換

➤ 電腦程式範疇

2. 廠址之土地與建物的殘餘污染檢測與現場取樣

➤ MARSSIM 範疇

3. 最終的決策模式

➤ MARSSIM 範疇

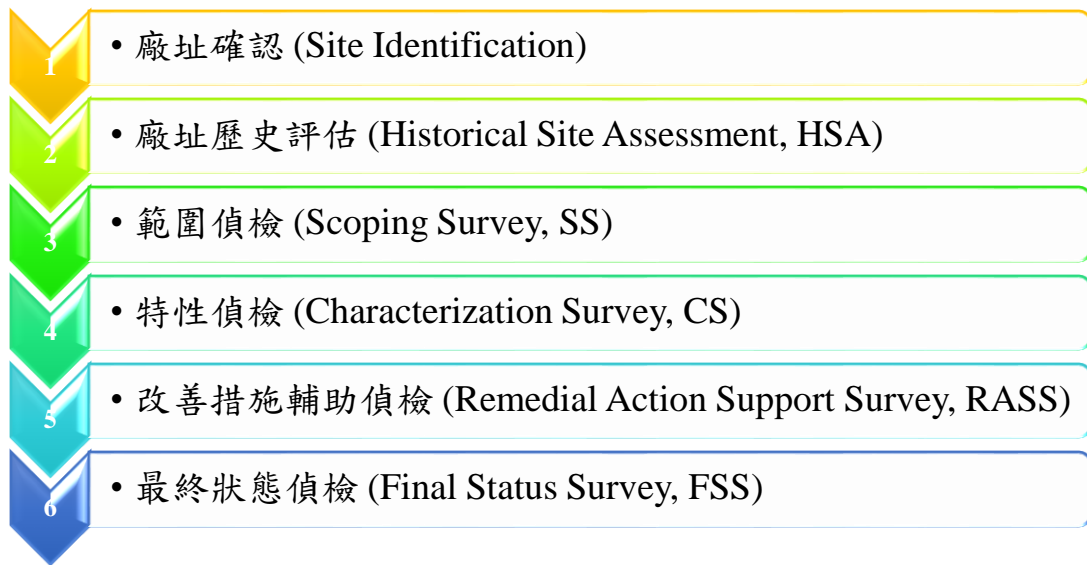


表 3.2 輻射偵檢與廠址調查程序

### 3.2.3 輻射防護與程式應用計畫(RAMP)

輻射防護與程式應用(Radiation Protection Computer Code Analysis and Maintenance Program, RAMP)計畫之目的為：美國 NRC 資助的輻射防護和劑量評估程式之發展、維護、改善、分配，以及提供訓練。

RAMP 包含美國和國際之程式使用者，彼此分享電廠維護和輻射防護程式使用之經費、分析，以及經驗。

美國 NRC 允許使用輻射防護程式於美國組織和參與 RAMP 計畫之國際組織，臺灣為成員國家之一。

### 3.2.4 MILDOS-AREA

MILDOS-AREA 程式計算人體所接收之輻射劑量，以及鈾回收廠 (Uranium Recovery Facility) 周圍半徑 80 公里內之居民所負擔的輻射劑量。此外，程式可計算區域中空氣和土壤裡之放射性核種濃度，也可計算由於氡 (Radon) 傳輸和農產品輸出所導致之輻射劑量。MILDOS-AREA 程式為美國 NRC 負責管理和維護。目前程式版本有 2016 年 03 月的 MILDOS-AREA Version 4。

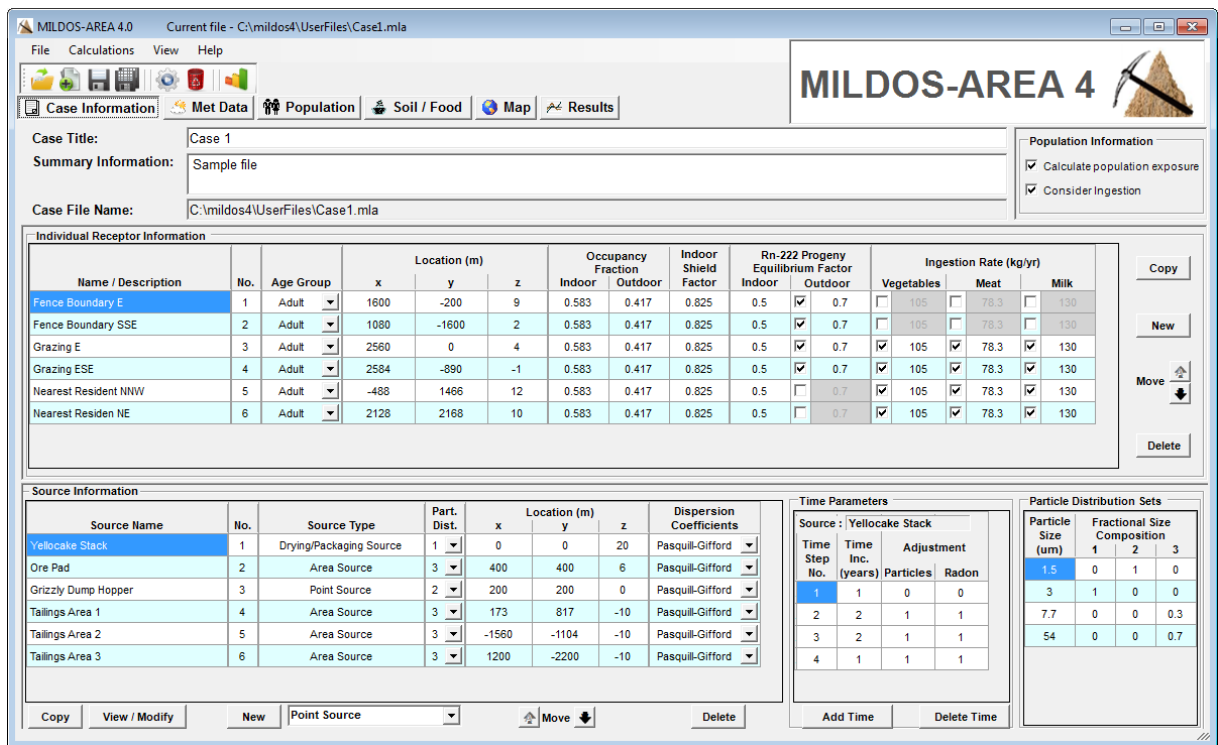


圖 3.5 MILDOS-AREA 程式之使用者介面

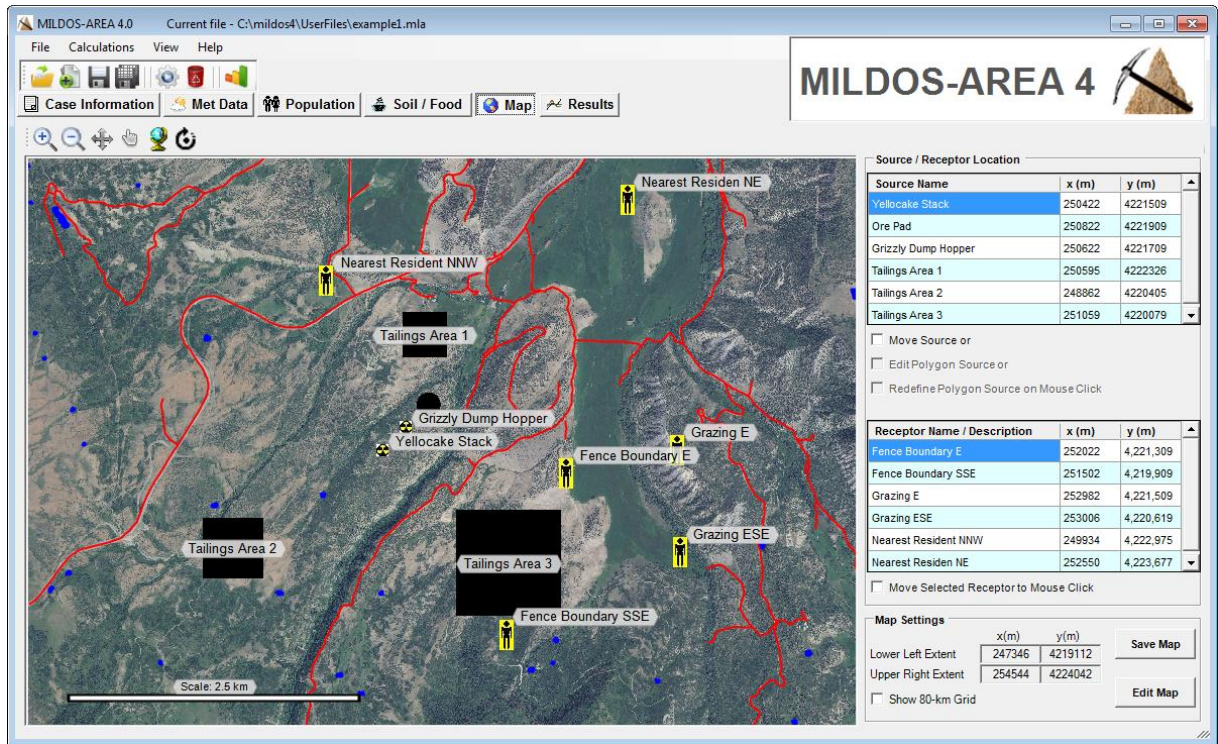


圖 3.6 MILDOS-AREA 程式之地理資訊系統(GIS)

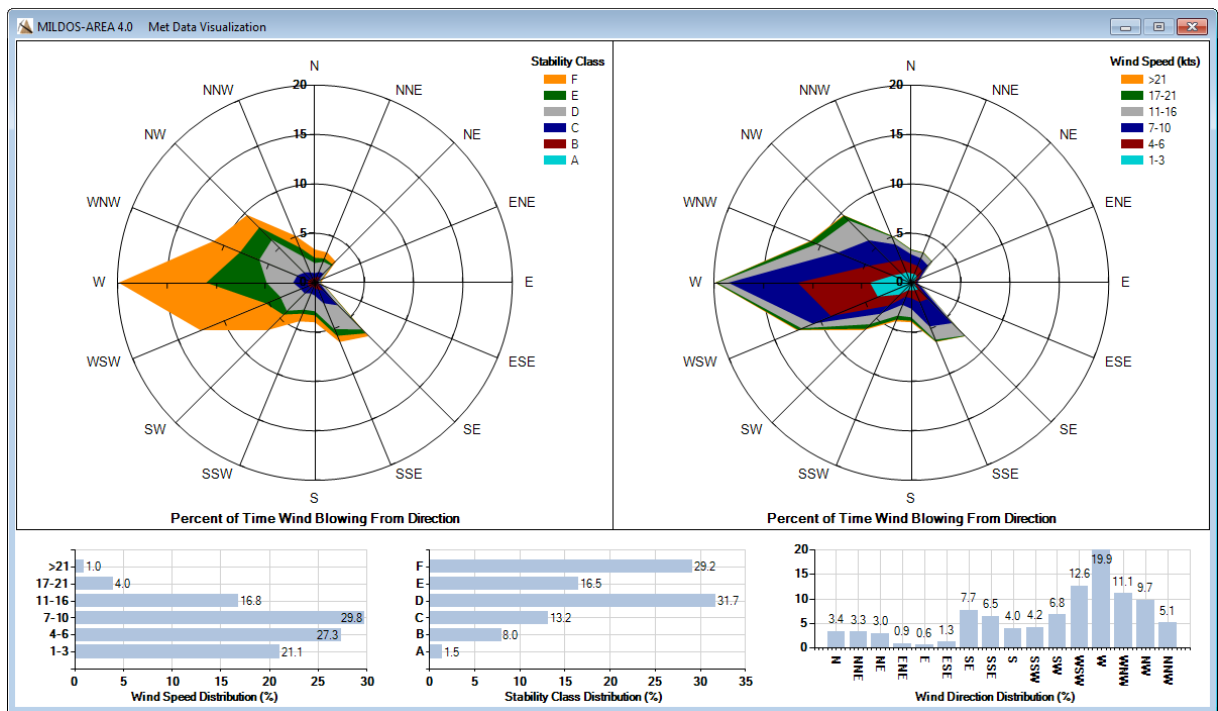


圖 3.7 MILDOS-AREA 程式之氣象數據系統

### 3.2.5 GENII

GENII 程式為估算生物圈裡之核種濃度，以及輻射釋放至生物圈或初始污染情況，而有急性或慢性輻射曝露人體之吸收劑量的評估。GENII 程式為品質保證之安全分析程式，程式為美國 NRC 負責管理和維護。目前程式版本有 2012 年 09 月的 GENII Version 2。

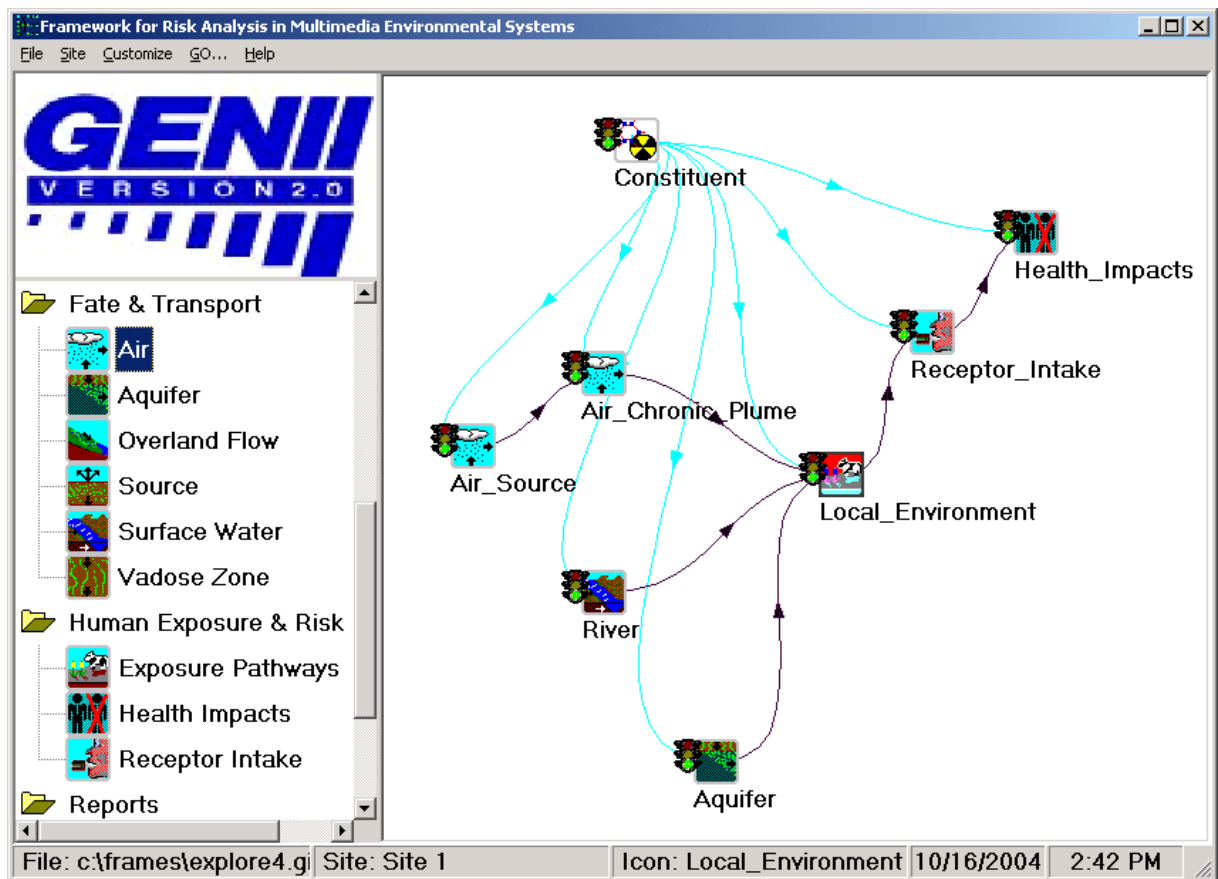


圖 3.8 GENII 程式之使用者介面

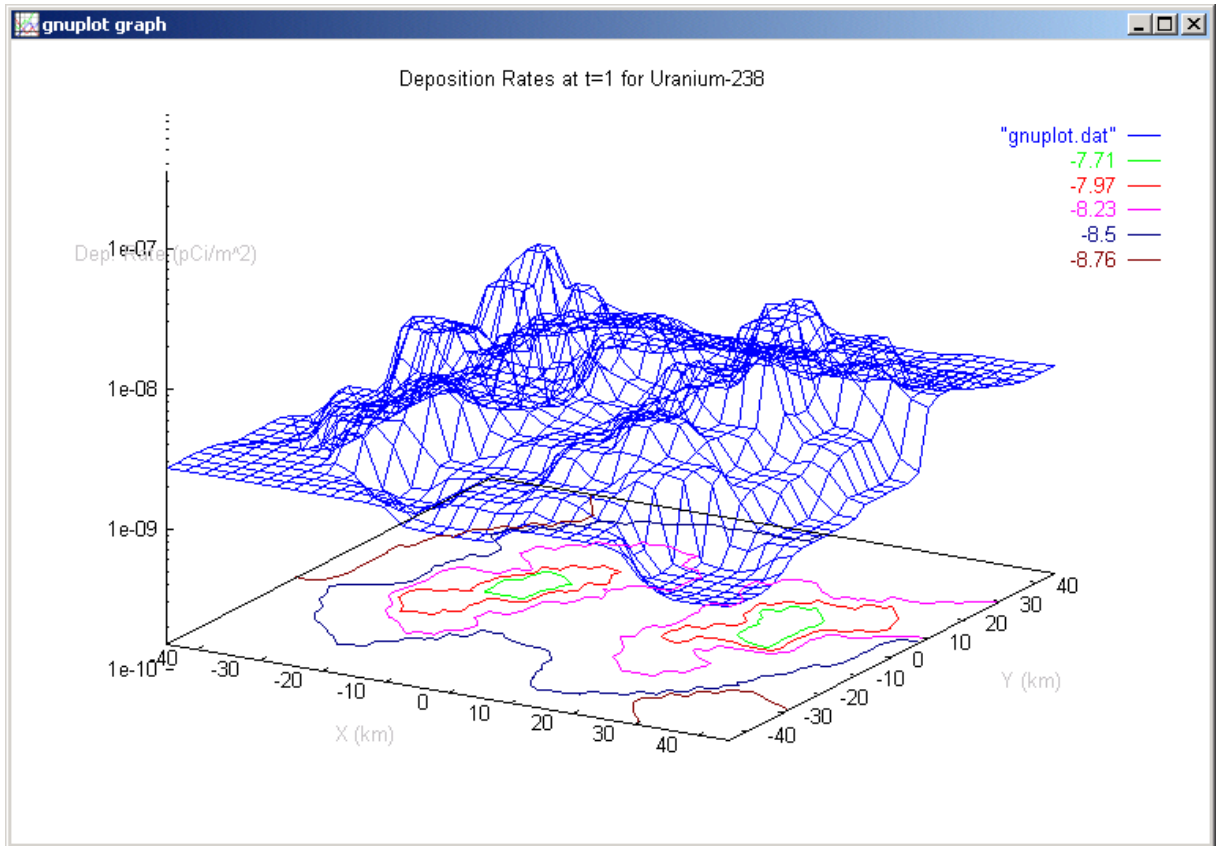


圖 3.9 GENII 程式之大氣傳輸模型

### 3.2.6 DandD

DandD 程式(Decontamination and Decommissioning)收錄美國 NRC 之輻射劑量評估導則，讓廠址經營者做簡易估算於土壤裡和建築物表面上之殘餘輻射劑量。DandD 程式為美國 NRC 負責管理和維護。目前程式版本有 2001 年 04 月的 DandD Version 2.1。

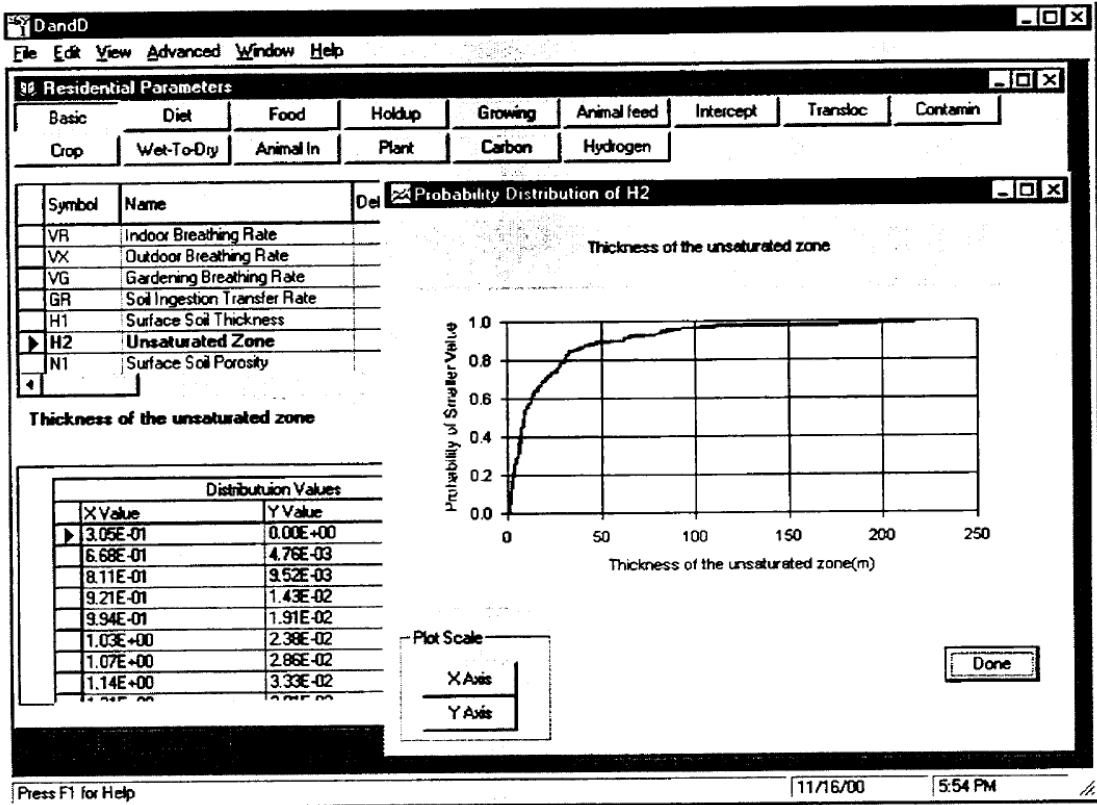


圖 3.10 DandD 程式之使用者介面

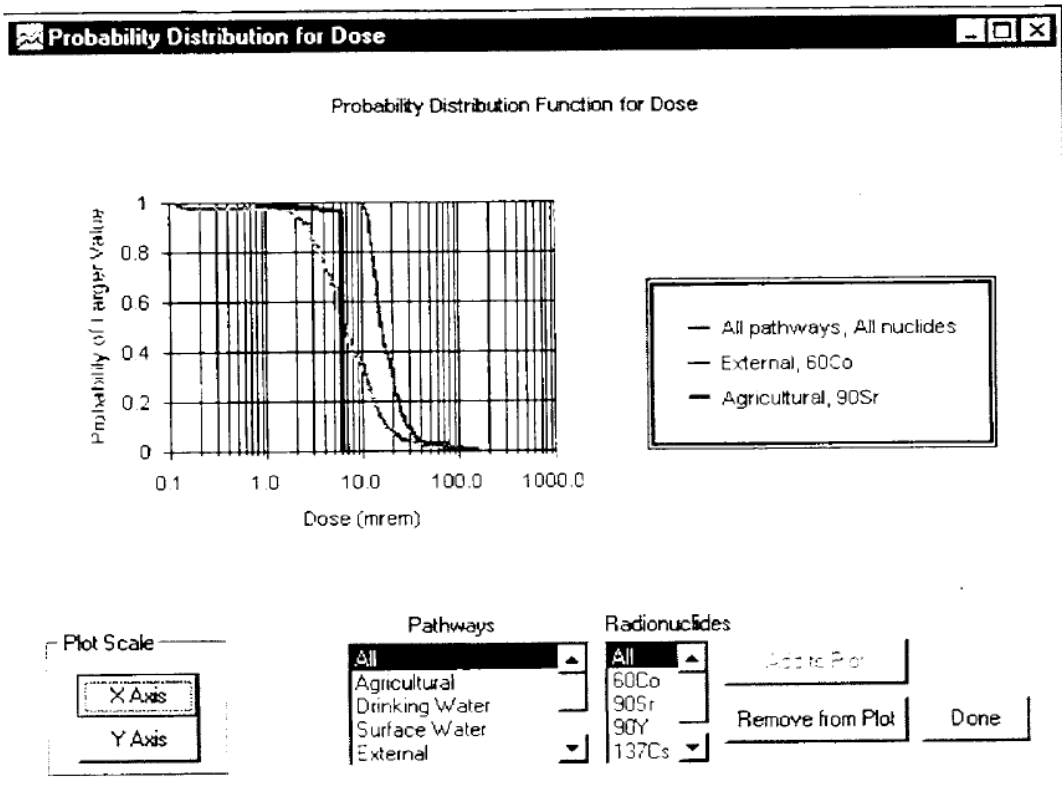


圖 3.11 DandD 程式之輻射劑量機率分布



### 3.3 建立國際除役核電廠建物與廠址解除管制及利用 RESRAD 驗證資料

韓國原子能研究院(Korea Atomic Energy Research Institute, KAERI)的鈾轉換廠(Uranium Conversion Plant, UCP)為用於製造 100 噸二氧化鈾粉末，並提供給 CANDU 反應器使用。西元 2000 年時決定將 UCP 進行除役，當時除役計畫預定於西元 2010 年完成。直至西元 2004 年除役計畫開始執行，並將除役計畫預定於西元 2011 年完成，總預算規劃為 1200 萬美金。UCP 廠址之總面積大約 12,100 平方公尺，裡面含有建築物面積。天然鈾為廠址和建築物裡之主要輻射污染的核種。除役計畫之範圍含有拆卸全部廠址，以及移除所有放射性材料。

UCP 廠址和建築物之 DCGL 計算，為分別使用 RESRAD 6.5 版(針對廠址)和 RESRAD-BUILD 3.5 版(針對建築物)程式模擬生物圈人體和環境之輻射劑量評估。表 3.3 和表 3.4 為引用 KAERI 使用 RESRAD 和 RESRAD-BUILD 程式模擬受輻射污染之 UCP 廠址和建築物的程式重要參數設計<sup>[4]</sup>，並將程式模擬成果作為廠址和建築物解除管制的輻射劑量評估之參考。KAERI 實際應用 RESRAD 和 RESRAD-BUILD 程式模擬受輻射污染之廠址和建築物的輻射劑量評估方法，可做為本研究計畫的程式參數設計和廠址解除管制之參考。

Parameter	Unit	Value for site (RESRAD)
Indoor/outdoor time fraction	Unitless	0.5/0.25
Inhalation rate	m <sup>3</sup> /yr	7400
Mass loading	g/m <sup>3</sup>	6.0 × 10 <sup>-5</sup>
Shielding factor	Unitless	0.4
Area of contamination zone	m <sup>2</sup>	12,100
Cover depth	m	0
Contamination erosion rate	m/yr	0.001
Depth of roots	m	0.9
Consumption fruit, vegetable, and grain	kg/yr	254.8
Leafy vegetable	kg/yr	100
Milk	L/yr	63
Meat	kg/yr	55.1
Fish	kg/yr	79.3
Water	L/yr	196.3
Soil ingestion rate	g/yr	18.3
Wind speed	m/s	1.7
Precipitation rate	m/yr	1.35
Source activity ratio	Bq/g	<sup>234</sup> U: 49.6 <sup>235</sup> U: 2.2 <sup>238</sup> U: 48.2

表 3.3 RESRAD 程式參數設計廠址解除管制之輻射劑量評估<sup>[4]</sup>

Parameter	Unit	Value for building (RESRAD-Build)
Exposure duration	Day	365
Indoor fraction	Unitless	0.228
Resuspension rate	s <sup>-1</sup>	5.0 × 10 <sup>-7</sup>
Depository velocity	m/s	0.01
Ingestion rate	m <sup>2</sup> /h	0.0001
Room area	m <sup>2</sup>	36
Room height	m	2.5
Receptor location	m	3, 3, 1
Source type	Unitless	Area (rectangular)
Air release fraction	Unitless	0.1
Life time	Day	365
Radon release fraction	Unitless	0.1
Source activity ratio	dpm/m <sup>2</sup>	<sup>234</sup> U: 49.6 <sup>235</sup> U: 2.2 <sup>238</sup> U: 48.2

表 3.4 RESRAD-BUILD 程式參數設計建築物解除管制之輻射劑量評估<sup>[4]</sup>

埃及原子能管理局(Egyptian Atomic Energy Authority, EAEA)的核子研究中心(Nuclear Research Center, NRC),對於受輻射污染之建築物在執行除汙作業之前,會先使用 RESRAD-BUILD 程式模擬工作人員在除汙過程時之輻射劑量評估,目的為確保工作人員在執行除汙作業時之輻射劑量不會超過法規容許限值。

表 3.5 為引用 EAEA 之 NRC 使用 RESRAD-BUILD 程式模擬受輻射污染之建築物,以及模擬工作人員在除汙過程時的程式重要參數設計<sup>[5]</sup>,並將程式模擬成果作為建築物解除管制的輻射劑量評估參考,以及確保工作人員執行除汙作業時之安全性。

表 3.6 為引用 EAEA 之 NRC 使用 RESRAD-BUILD 程式模擬成果<sup>[5]</sup>,顯示在輻射污染之建築物裡的工作人員執行除汙作業時,於不同曝露時間所承受之輻射劑量與風險評估。

EAEA 之 NRC 實際應用 RESRAD-BUILD 程式模擬受輻射污染之建築物,以及模擬工作人員執行除汙作業時之輻射劑量與風險評估方法,可做為本研究計畫的程式參數設計和廠址解除管制之參考。

Parameter	Unit	Value for building (RESRAD-Build)
Depositing velocity	m/s	0.01
Resuspension rate	s <sup>-1</sup>	5×10 <sup>-7</sup>
Breathing rate	m <sup>3</sup> /d	18
Ingestion rate	m <sup>3</sup> /h	1×10 <sup>-4</sup>
Exposure duration	day	Different times of exposure range between 5 minutes and 6 hours
The receptor will receive total dose including; external dose, deposition dose, immersion dose, inhalation dose, and ingestion dose.		

表 3.5 RESRAD-BUILD 程式參數設計建築物與除汙作業之輻射劑量評估<sup>[5]</sup>

time of exposure (day)	dose (mSv)	Risk
0.003472 (5 min)	0.524	3.42E-05
0.0052 (7.5 min)	0.784	5.13E-05
0.0104 (15 min)	1.57	1.03E-04
0.02 (0.5 hr)	3.02	1.97E-04
0.0416 (1 hr)	6.28	4.10E-04
0.1	15.1	9.86E-04
0.25	37.7	2.46E-03
0.5	75.2	4.92E-03
1	150	9.81E-03
5	732	4.79E-02
10	1420	9.30E-02
20	2680	1.76E-01
30	3790	2.49E-01

表 3.6 RESRAD-BUILD 程式模擬成果顯示人員在除汙作業於不同曝露時

間所承受之輻射劑量與風險評估<sup>[5]</sup>

## 第四章 美國 Yankee Rowe 核電廠執照終止計畫

### 4.1 執照終止計畫與除役執行概況

美國 Yankee Rowe 核電廠(或稱為 Yankee Nuclear Power Station, YNPS)位於美國麻薩諸塞州富蘭克林郡(YNPS is located at 49 Yankee Road, Rowe, in Franklin County, Massachusetts)。執照終止計畫(License Termination Plan, LTP)為描述除役核電廠如何符合美國核能管理委員會(Nuclear Regulatory Commission, NRC)對於執照終止和廠址釋放之標準。2003年11月24日, Yankee Rowe 核電廠提交執照終止計畫給 NRC。2005年7月, NRC 正式同意執照終止計畫。從2000年2月開始至2003年6月止, 完成所有用過核子燃料從用過核子燃料穴(Spent Fuel Pit)轉移到用過核子燃料獨立貯存設施(Independent Spent Fuel Storage Installation, ISFSI)。

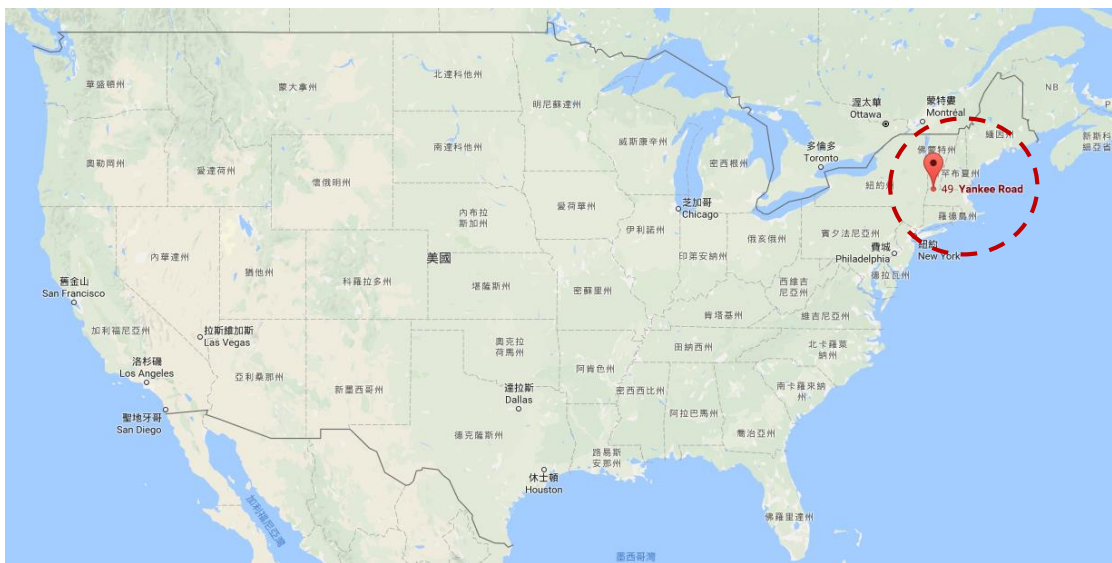


圖 4.1 美國 Yankee Rowe 核電廠位置

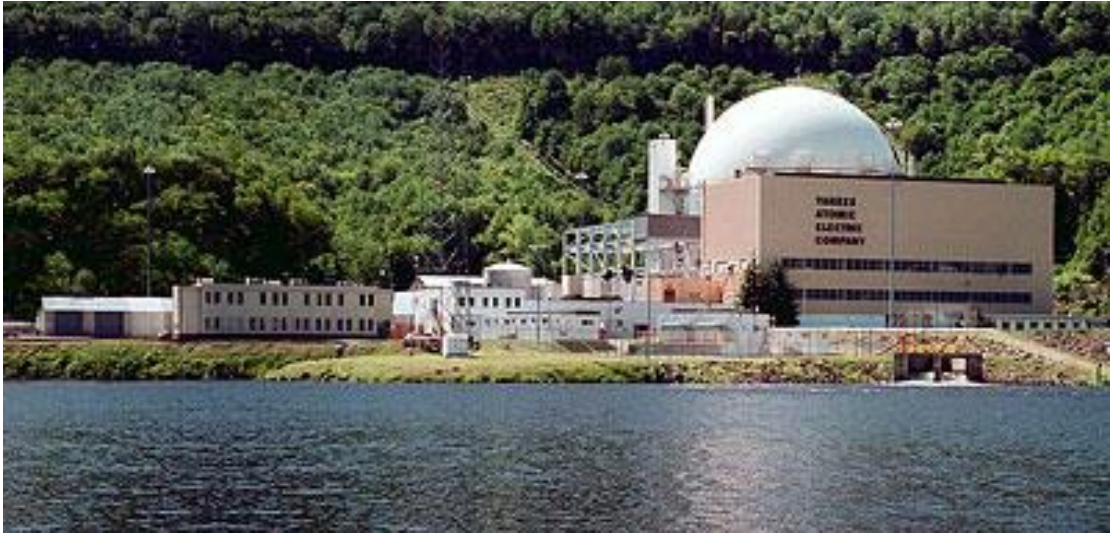


圖 4.2 除役前之 Yankee Rowe 核電廠<sup>[7]</sup>



圖 4.3 2012 年 4 月 Yankee Rowe 用過核子燃料獨立貯存設施(ISFSI)之俯視

圖<sup>[7]</sup>



圖 4.4 2012 年 4 月 Yankee Rowe 廠址俯視圖<sup>[7]</sup>

## 4.2 以 RESRAD 模式研析國際除役建物與廠址解除管制之評估方法及驗證作法

本章節研析美國 Yankee Rowe 核電廠(YNPS)的執照終止計畫(LTP)，以及研析執照終止放射標準，彙整 RESRAD 程式之模擬分析架構(圖 4.5)、輸入參數選擇程序(圖 4.6)、導出濃度指引水平(DCGL)和劑量轉換因子(DCF)之計算結果。

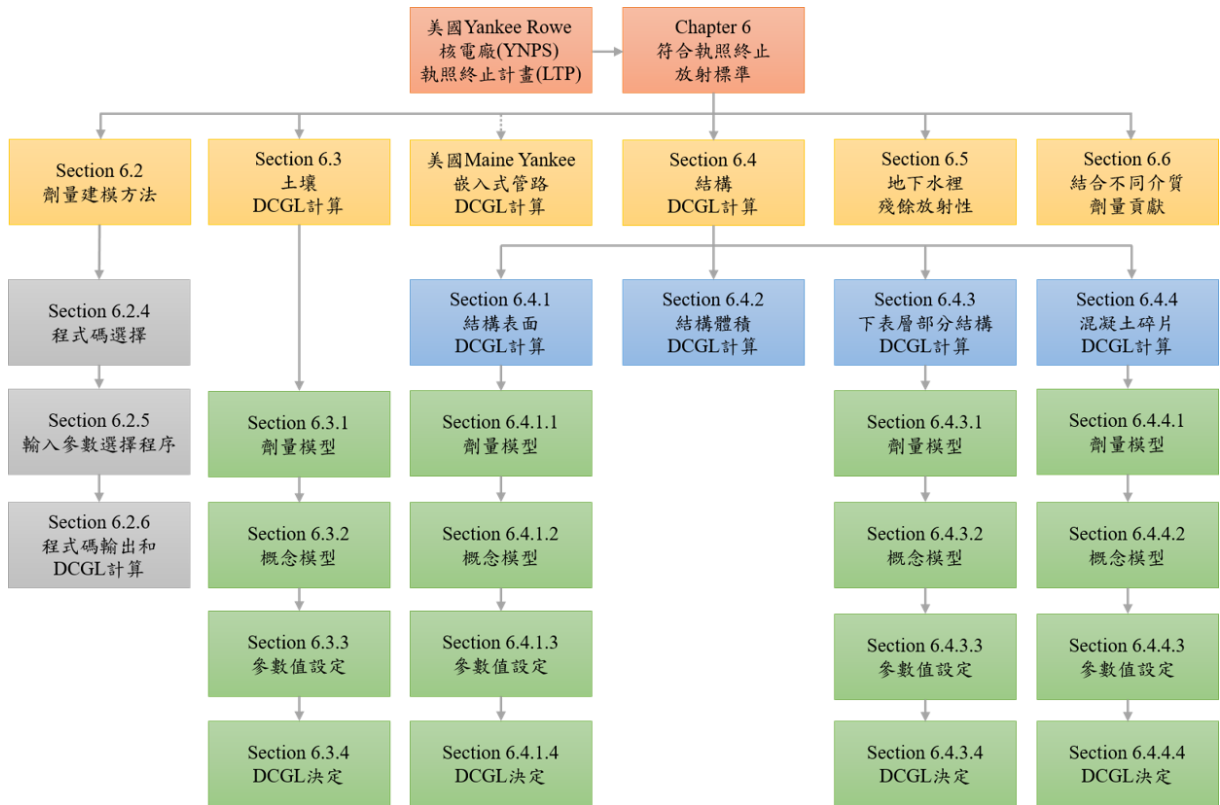


圖 4.5 美國 Yankee Rowe 核電廠之 RESRAD 程式模擬分析架構

## 4.2.1 劑量建模方法

### 4.2.1.1 程式碼選擇

Yankee Rowe(或稱為 Yankee Nuclear Power Station, YNPS)分別使用 RESRAD 和 RESRAD-BUILD 程式分析土壤和建築物內之人體輻射劑量。

RESRAD 程式(Version 6.21)對於居民有分析三種主要曝露途徑：



1. 源自土壤輻射污染之體外輻射的直接曝露。
2. 源自空浮放射性核種之吸入的體內曝露。
3. 源自放射性核種之攝取的體內曝露。

RESRAD-BUILD 程式(Version 3.21)對於建築物內人員有分析五種主要曝露途徑：

1. 源自射源的直接體外曝露。
2. 地板上材料沉積的體外曝露。
3. 由於空氣彌漫(Submersion)的體外曝露。
4. 空浮放射性微粒的吸入。
5. 源自射源之放射性材料的直接不經意攝取。

#### 4.2.1.2 輸入參數選擇程序

RESRAD 程式(Version 6.21)和 RESRAD-BUILD 程式(Version 3.21)的輸入參數選擇程序，如圖 4.6 所示，每一個選擇程序將於下面章節陸續討論。

### Parameter Selection Process

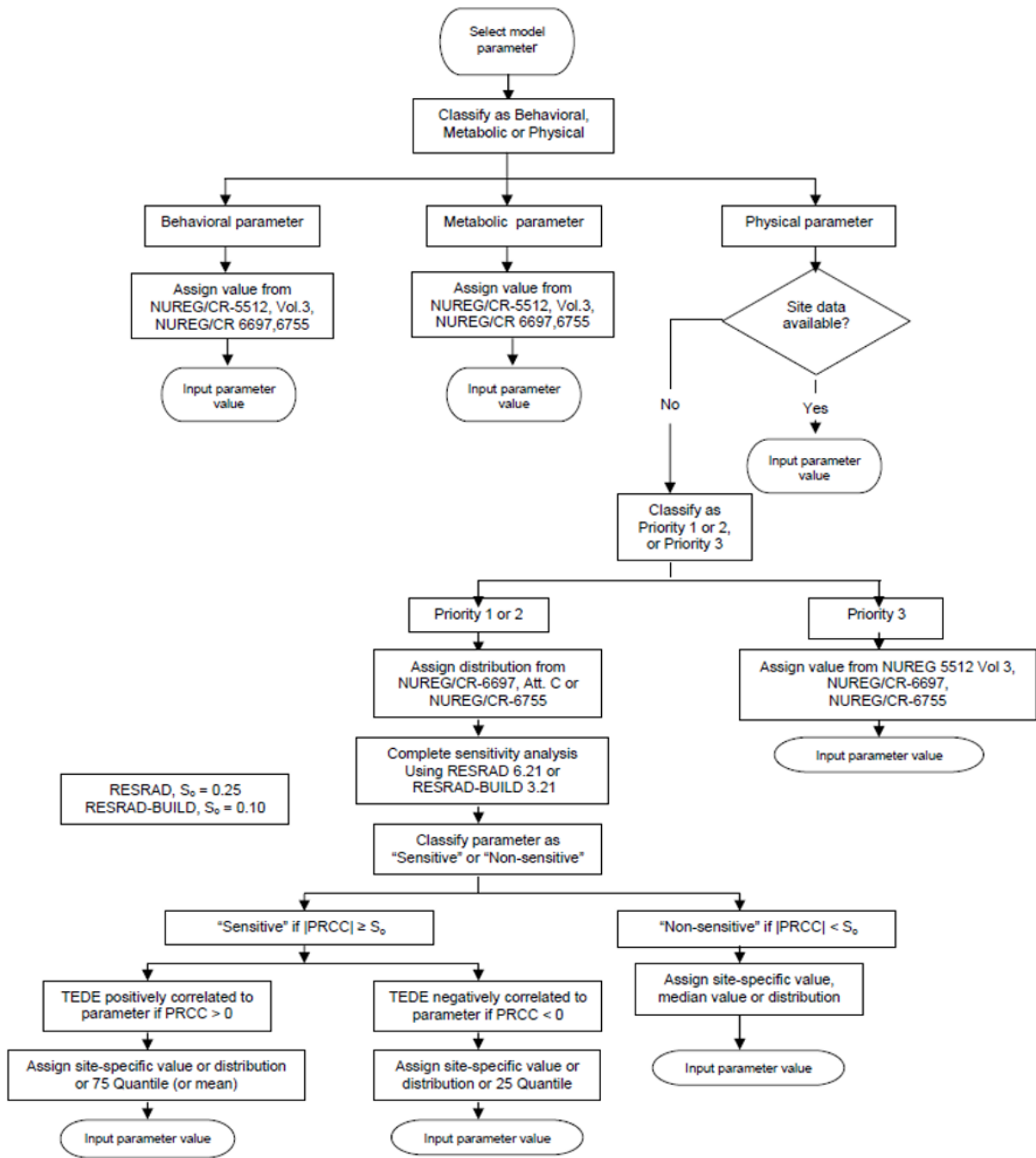


圖 4.6 輸入參數選擇程序<sup>[7]</sup>

#### 4.2.1.2.1 分類

輸入參數之分類：行為、新陳代謝、物理，並皆與 NUREG/CR-6697 相同。行為參數取決於受體行為和情境設定。新陳代謝參數為表示受體新陳代謝特徵，並且無關情境設定。物理參數則無關不同受體之影響而改變。

#### 4.2.1.2.2 優先順序

參數依照 NUREG/CR-6697 之重要度優先順序處理，優先基礎為：

1. 劑量計算裡之相關參數。
2. 由於參數值改變而導致劑量之變異性。
3. 參數型式。
4. 特定參數資料之可用性。

優先參數 1、2、3 分別表示為高、中、低階優先順序。

#### 4.2.1.2.3 處理

取決於參數型式、優先順序、廠址資料之可用性，以及劑量計算裡之相關參數，參數處理可分為「確定性」或「隨機性」。程式碼之「確定性」模

組使用單一數值為輸入參數，並且產生單一數值為劑量。程式碼之「隨機性」模組使用機率分布為隨機輸入參數，並且產生範圍數值為劑量。

行為參數、新陳代謝參數皆可處理為「確定性」，並且數值取決於 NUREG/CR-5512 (Volume 3)、NUREG/CR-6697，或者應用程式碼預設值之資料庫。對於有特定廠址資料可供使用與量化的物理參數，也可處理為「確定性」。

對於沒有特定廠址資料可供使用與量化的物理參數，可分類為優先順序 1、2 或 3。其中，優先順序 1、2 之物理參數可處理為「隨機性」，並且機率分布取決於 NUREG/CR-6697。優先順序 3 之物理參數可處理為「確定性」，並且數值取決於 NUREG/CR-5512 (Volume 3)、NUREG/CR-6697，或者應用程式碼預設值之資料庫。

#### 4.2.1.2.4 靈敏度分析

為了決定尚未賦予數值的參數(參見章節 4.2.1.2.3)，使用靈敏度分析以決定會影響結果劑量與相聯之 DCGLs 的隨機性參數。此分析使用 RESRAD (Version 6.21)和 RESRAD-BUILD (Version 3.21)程式的機率模組。

隨機性參數通常使用 NUREG/CR-6697 (Attachment C)之分布類型，以及相對應之分布統計參數。為了使用靈敏度分析隨機性參數，需要下述資訊：

1. 取樣規格：此分析模擬使用 2000 個土壤觀察資料、300 個建築物觀察資料，以及 1 個重複情境。使用拉丁超立方體抽樣技術(Latin Hypercube Sampling, LHS)作為取樣每一個隨機性輸入參數的機率分布。使用有相關或無相關的分類選項以保留指定相關性。
2. 輸入秩相關(Rank Correlation)：將相關係數分配到相關參數。
3. 輸出規格：規定所有輸出選項。

使用靈敏度分析每一個放射性核種。對於平均劑量之峰值，使用偏秩相關係數(Partial Rank Correlation Coefficient, PRCC)，如同每一個參數之靈敏度測量。

對於居民情境，有靈敏度確認之參數的 PRCC 絕對值(|PRCC|)大於或等於 0.25，並且無靈敏度之參數的|PRCC|數值小於 0.25。對於建築物情境，有靈敏度確認之參數的|PRCC|大於或等於 0.10，並且無靈敏度之參數的|PRCC|

數值小於 0.10。這些低限值( $S_0$ )之選擇皆以 NUREG/CR-6676、NUREG/CR-6692 為基礎。

#### 4.2.1.2.5 DCGL 測定之參數值設定

如先前章節之討論，行為和新陳代謝參數之數值取決於 NUREG/CR-5512 (Volume 3)、NUREG/CR-6697，以及 NUREG/CR-6755。若廠址資料有可用的物理參數，可將資料直接使用。對於沒有廠址資料之優先順序 3 的物理參數，其數值可使用 NUREG/CR-5512 (Volume 3)、NUREG/CR-6697。

優先順序 1 和 2 之物理參數的設定值如下所述：

1. 有靈敏度分析( $|PRCC| \geq S_0$ )的優先順序 1 和 2 之物理參數，設定為保守值：
  - a. 特定廠址數值。
  - b. 取決於參數是否與劑量為正相關或負相關，分別使用分布之 75 % 或 25 % 分位數值。
  - c. 對於平均值大於 75 % 分位數值之分布，則使用平均值。

2. 無靈敏度分析( $|PRCC| < S_0$ )的優先順序 1 和 2 之物理參數，設定為：
  - a. 分布或特定廠址數值。
  - b. 分布之中位數值。

另外，TEDE (Total Effective Dose Equivalent)為全身等效劑量。

#### 4.2.1.3 程式碼輸出和 DCGL 計算

規定每單位放射性核種濃度(對於 RESRAD：1 pCi/g；對於 RESRAD-BUILD：1 pCi/m<sup>2</sup>)，以用於配合先前描述過程之選擇參數。劑量轉換因子 (Dose Conversion Factor, DCF)可用程式碼計算(對於 RESRAD：mrem/yr per pCi/g；對於 RESRAD-BUILD：mrem/yr per pCi/m<sup>2</sup>)。如 NUREG-1757 建議之 DCFs，以平均劑量之峰值為基礎，被使用於計算對應的 DCGLs(單位為 pCi/g 或 dpm/100cm<sup>2</sup>)，以表示 25 mrem/yr 的年劑量，並使用下述方程式：

$$\text{DCGL (pCi/g)} = \frac{25 \text{ mrem/yr}}{\text{DCF (mrem/yr / pCi/g)}} \quad (\text{Equation 6-1})$$

or

$$\text{DCGL (pCi/m}^2\text{)} = \frac{25 \text{ mrem/yr}}{\text{DCF (mrem/yr / pCi/m}^2\text{)}} \quad (\text{Equation 6-2})$$

$$\text{DCGL (dpm/cm}^2\text{)} = \text{DCGL (pCi/m}^2\text{)} \times (0.037 \text{ dps/pCi}) \times (60 \text{ sec/min}) \times (\text{m}/100\text{cm})^2 \quad (\text{Equation 6-3})$$

$$\text{DCGL (dpm/100cm}^2\text{)} = \text{DCGL (pCi/m}^2\text{)} \times (0.037 \text{ dps/pCi}) \times (60 \text{ sec/min}) \times (\text{m}/100\text{cm})^2 \times 100 \quad (\text{Equation 6-4})$$

表 4.1 DCGL 計算方程式<sup>[7]</sup>

#### 4.2.1.4 最小可測活度(MDA)計算

最小可測活度(Minimum Detectable Activity, MDA)為無其他放射性核種干擾下，試樣所含放射性核種有 95%之機率，可被偵測出的最小活度。

研析各國除役建物與廠址解除管制之評估方法，國際間主要以電腦程式(例如：RESRAD 程式)模擬分析之導出濃度指引水平(DCGL)和劑量轉換因子(DCF)為審查重點與接受準則。另外，此章節提供最小可測活度(MDA)計算公式，供管制單位參考，但 MDA 數值並非輻射安全審查之重點。



1. 加馬光譜(Gamma Spectroscopy) :

$$MDA = \frac{(2.71 + 4.65 \times \sqrt{B}) \times Decay}{\epsilon \times b \times LT \times k \times q}$$

其中 :

B = background sum = 背景總額

Decay = decay factor = 衰變因子

$\epsilon$  = efficiency = 效率

b = abundance = 豐度

LT = elapsed live time = 經過活動時間

k = 3700 dps/ $\mu$ Ci

q = sample quantity = 樣本數量

2. 液體閃爍(Liquid Scintillation) :

$$FOM = \frac{(\text{Efficiency})^2}{\text{Background}} = E^2 / B$$

3. 氣流比例阿伐/貝他(Alpha/Beta)分析：

$$MDA = \frac{0.67^2}{TEA\mu} + 2Lc$$

其中：

0.67 = 標準差倍數(k)以取得 75%信賴水準

T = count time of sample acquisition = 樣本獲取之計數時間

E = efficiency of the counting channel = 計數頻道之效率

A = attenuation factor = 衰減因子

$\mu$  = 修正因子以轉換 Lc 為所需之每單位活度

另外 Lc 計算：

$$Lc = \frac{0.67 \sqrt{\left( \frac{R_b (1 + R_b T_s z^2)}{T_s} \right) + (\sigma_b)^2}}{EA\mu}$$

其中：

$R_b$  = background count rate = 背景計數率

$T_s$  = sample count time = 樣本計數時間

$\sigma_{rb}$  = error of the background rate = 背景誤差率

$z$  = systemic error = 身體系統誤差(最多 1% , 因此使用數值 0.01)

$E$  = efficiency of the counting channel = 計數頻道之效率

$A$  = attenuation factor = 衰減因子

$\mu$  = 修正因子以轉換  $L_c$  為所需之每單位活度

0.67 = 標準差倍數( $k$ )以取得 75%信賴水準

## 4.2.2 土壤之 DCGLs 計算

### 4.2.2.1 劑量模型

土壤之 DCGLs 計算為使用農夫居住情境。假設土壤層裡面含有殘餘放射性材料，且被使用於住宅和農耕活動。模擬農夫居住在廠址、在廠內種植糧食作物，以及於廠內攝取地下水源。

### 4.2.2.2 概念模型

程式碼使用之概念模型為以預期廠址釋出時的廠址特徵為基礎。模型之組成由上層至下層依序為污染區、未飽和區、飽和區。假設污染區為沒有覆蓋物之土地表面，並且地下水初始為未受污染。模型之描述與參考資料[1]

一致。使用參數以量化概念模型，詳細資料可參考 YNPS 的 LTP 裡附錄 6A，在此列舉部分參數範例，如表 4.2 所示。

Water Use Components for a Family of Four	Median	Minimum	Maximum	Units
<b>Household*</b>	<b>374</b>	<b>374</b>	<b>374</b>	m <sup>3</sup> /y
<b>Livestock</b>	<b>76.7</b>	<b>76.7</b>	<b>76.7</b>	m <sup>3</sup> /y
Irrigation of vegetable plot				
Contaminated fraction $f_p = \min(\text{Area}/2000, 0.5)$	1	1	1	
Irrigation rate $I_r$ (m/y)	0.435	0.252	0.618	
<b>Irrigation water</b> $f_p \times I_r \times 2000$	<b>870</b>	<b>504</b>	<b>1236</b>	m <sup>3</sup> /y
Irrigation of pasture (Not a New England practice.)				
Contaminated fraction $f_m = \text{Area}/20,000 \leq 1$ .	1	1	1	
Irrigation rate $I_r$ (m/y)	0	0	0	m/y
<b>Irrigation water</b> $f_m \times I_r \times 20,000$	<b>0</b>	<b>0</b>	<b>0</b>	m <sup>3</sup> /y
<b>Drinking water **</b>	<b>1.91</b>	<b>1.91</b>	<b>1.91</b>	m <sup>3</sup> /y
TOTAL FOR A FAMILY OF FOUR				
(sum of water components in <b>Bold</b> type)	<b>1323</b>	<b>957</b>	<b>1689</b>	m <sup>3</sup> /y

表 4.2 分析用水組件以決定井泵浦速率<sup>[7]</sup>

#### 4.2.2.3 參數值設定

4.2.1.2 章節之描述過程被使用於決定參數輸入值或分布。評估和調整 YNPS 的 LTP 裡附錄 6A 提供之特定廠址參數。全部參數設定之數值和分布，以及相關靈敏度分析之詳細資料可參考 YNPS 的 LTP 裡附錄 6B，在此列舉部分參數範例，如表 4.3 所示。

Input Parameters for Sensitivity Analysis, Soil Resident Farmer Scenario										
Parameter (unit)	Type <sup>a</sup>	Priority <sup>b</sup>	Treatment <sup>c</sup>	Value/Distribution	Basis	Distribution's Statistical Parameters <sup>d</sup>				Median
						1	2	3	4	
<b>Soil Concentrations</b>										
Basic radiation dose limit (mrem/yr)	P	3	D	25	10 CFR 20.1402 (Ref. 1)	NR	NR	NR	NR	
Initial principal radionuclide (pCi/g)	P	2	D	1	Assumed unit concentration	NR	NR	NR	NR	
<b>Distribution coefficients (contam., unsat. and sat. zones) (cm<sup>3</sup>/g)</b>										
Ac-227+progeny	P	1	S	Truncated Lognormal-N	NUREG/CR-6697, Att. C (Ref. 2)	6.72	3.22	0.001	0.999	825
Ag-108m	P	1	S	Truncated Lognormal-N	NUREG/CR-6697, Att. C (Ref. 2)	5.38	2.1	0.001	0.999	216
Am-241	P	1	S	Truncated Lognormal-N	NUREG/CR-6697, Att. C (Ref. 2)	7.28	3.15	0.001	0.999	1445
Am-243+ progeny	P	1	S	Truncated Lognormal-N	NUREG/CR-6697, Att. C (Ref. 2)	7.28	3.15	0.001	0.999	1445
C-14	P	1	S	Truncated Lognormal-N	NUREG/CR-6697, Att. C (Ref. 2)	2.4	3.22	0.001	0.999	11
Cm-243	P	1	S	Truncated Lognormal-N	NUREG/CR-6697, Att. C (Ref. 2)	8.82	1.82	0.001	0.999	6761
Co-60	P	1	S	Truncated Lognormal-N	NUREG/CR-6697, Att. C (Ref. 2)	5.46	2.53	0.001	0.999	235
Cs-134	P	1	S	Truncated Lognormal-N	NUREG/CR-6697, Att. C (Ref. 2)	6.1	2.33	0.001	0.999	446
Cs-137+progeny	P	1	S	Truncated Lognormal-N	NUREG/CR-6697, Att. C (Ref. 2)	6.1	2.33	0.001	0.999	446
Eu-152	P	1	S	Truncated Lognormal-N	NUREG/CR-6697, Att. C (Ref. 2)	6.72	3.22	0.001	0.999	825
Eu-154	P	1	S	Truncated Lognormal-N	NUREG/CR-6697, Att. C (Ref. 2)	6.72	3.22	0.001	0.999	825
Eu-155	P	1	S	Truncated Lognormal-N	NUREG/CR-6697, Att. C (Ref. 2)	6.72	3.22	0.001	0.999	825
Fe-55	P	1	S	Truncated Lognormal-N	NUREG/CR-6697, Att. C (Ref. 2)	5.34	2.67	0.001	0.999	209
Gd-152	P	1	S	Truncated Lognormal-N	NUREG/CR-6697, Att. C (Ref. 2)	6.72	3.22	0.001	0.999	825

表 4.3 土壤輸入參數之靈敏度分析<sup>[7]</sup>

#### 4.2.2.4 DCGL 決定

有無靈敏度分析之 DCGL 參數輸入值，以 4.2.1.2.5 章節之描述過程為基礎，靈敏度分析結果之詳細資料可參考 YNPS 的 LTP 裡附錄 6C，在此列舉部分參數範例，如表 4.4 所示。使用 RESRAD (Version 6.21) 分析與決定 DCGL，輸入數值之詳細資料可參考 YNPS 的 LTP 裡附錄 6D，在此列舉部分參數範例，如表 4.5 所示。

Results of Sensitivity Analysis, Soil (Based on the Partial Rank Correlation Coefficient [PRCC])			
Radionuclide	Sensitive Parameter	Units	PRCC
Cs-137	Plant transfer factor for Cs	pCi/g plant per pCi/g soil	0.88
	External gamma shielding factor	Unit-less	0.75
	Depth of roots	m	-0.39
	Milk transfer factor for Cs	pCi/l per pCi/day	0.39
	Meat transfer factor for Cs	pCi/kg per pCi/day	0.31
Eu-152	External gamma shielding factor	Unit-less	0.99
Eu-154	External gamma shielding factor	Unit-less	0.99
Eu-155	External gamma shielding factor	Unit-less	0.99
	Plant transfer factor for Eu	pCi/g plant per pCi/g soil	0.29
Pu-238	Plant transfer factor for Pu	pCi/g plant per pCi/g soil	0.92
	Depth of roots	m	-0.54
Pu-239	Plant transfer factor for Pu	pCi/g plant per pCi/g soil	0.92
	Depth of roots	m	-0.53
Pu-241	Plant transfer factor for Am	pCi/g plant per pCi/g soil	0.85
	Depth of roots	m	-0.44
	Kd of Am-241 (parent radionuclide) in contaminated zone	cm <sup>3</sup> /g	0.28
Am-241	Plant transfer factor for Am	pCi/g plant per pCi/g soil	0.92
	Depth of roots	m	-0.54
Cm-243	Plant transfer factor for Cm	pCi/g plant per pCi/g soil	0.91
	External gamma shielding factor	Unit-less	0.58
	Depth of roots	m	-0.50

表 4.4 土壤輸入參數之靈敏度分析結果<sup>[7]</sup>

Input Parameter Values for Soil DCGL Determination Resident Farmer Scenario										
Parameter (unit)	Type <sup>a</sup>	Priority <sup>b</sup>	Treatment <sup>c</sup>	Value/Distribution	Basis	Distribution's Statistical Parameters <sup>d</sup>				Mean {Median}
						1	2	3	4	
<b>Soil Concentrations</b>										
Basic radiation dose limit (mrem/y)		3	D	25	10 CFR 20.1402 (Ref. 1)	NR	NR	NR	NR	
Initial principal radionuclide (pCi/g)	P	2	D	1	Unit Value	NR	NR	NR	NR	
<b>Distribution coefficients (cm<sup>3</sup>/g) applied to contaminated, unsaturated, and saturated zone, unless otherwise noted</b>										
Ac-227+ progeny	P	1	S	Truncated Lognormal-N	NUREG/CR-6697, Att. C (Ref. 2)	6.72	3.22	0.001	0.999	825
Ag-108m	P	1	S	Truncated Lognormal-N	NUREG/CR-6697, Att. C (Ref. 2)	5.38	2.1	0.001	0.999	216
Am-241	P	1	S	Truncated Lognormal-N	NUREG/CR-6697, Att. C (Ref. 2) – applied to saturated & unsaturated zones	7.28	3.15	0.001	0.999	
			D	1.20E+04	75 <sup>th</sup> percentile value (from RESRAD (.mco) file created in the sensitivity analysis (Ref. 3)) – applied only to contaminated zone in Pu-241 RESRAD run	NR	NR	NR	NR	1.45E+03
Am-243+ progeny	P	1	S	Truncated Lognormal-N	NUREG/CR-6697, Att. C (Ref. 2)	7.28	3.15	0.001	0.999	1445
C-14	P	1	S	Truncated Lognormal-N	NUREG/CR-6697, Att. C (Ref. 2)	2.4	3.22	0.001	0.999	11
Cm-243	P	1	S	Truncated Lognormal-N	NUREG/CR-6697, Att. C (Ref. 2)	8.82	1.82	0.001	0.999	6761
Co-60	P	1	S	Truncated Lognormal-N	NUREG/CR-6697, Att. C (Ref. 2)	5.46	2.53	0.001	0.999	235
Cs-134	P	1	S	Truncated Lognormal-N	NUREG/CR-6697, Att. C (Ref. 2)	6.1	2.33	0.001	0.999	446
Cs-137+ progeny	P	1	S	Truncated Lognormal-N	NUREG/CR-6697, Att. C (Ref. 2)	6.1	2.33	0.001	0.999	446
Eu-152	P	1	S	Truncated Lognormal-N	NUREG/CR-6697, Att. C (Ref. 2)	6.72	3.22	0.001	0.999	825
Eu-154	P	1	S	Truncated Lognormal-N	NUREG/CR-6697, Att. C (Ref. 2)	6.72	3.22	0.001	0.999	825
Eu-155	P	1	S	Truncated Lognormal-N	NUREG/CR-6697, Att. C (Ref. 2)	6.72	3.22	0.001	0.999	825
Fe-55	P	1	S	Truncated Lognormal-N	NUREG/CR-6697, Att. C (Ref. 2)	5.34	2.67	0.001	0.999	209
Gd-152	P	1	S	Truncated Lognormal-N	NUREG/CR-6697, Att. C (Ref. 2)	6.72	3.22	0.001	0.999	825

表 4.5 決定土壤 DCGL 之輸入參數<sup>[7]</sup>

以平均劑量之峰值為基礎所產生的 DCFs，詳細資料可參考 YNPS 的 LTP 裡附錄 6E，如表 4.6 所示。表示 25 mrem/yr 之年劑量的 DCGLs，使用表 4.1 的 Equation 6-1 決定 DCGLs，如同附錄 6E 和表 4.6 所示。

## Soil DCGL Results

Nuclide	Dose Conversion Factor (DCF) (mrem/y per pCi/g)	DCGL (pCi/g)
H-3	6.79E-02	3.7E+02
C-14	4.52E+00	5.5E+00
Fe-55	8.57E-04	2.9E+04
Co-60	6.21E+00	4.0E+00
Ni-63	3.07E-02	8.1E+02
Sr-90	1.45E+01	1.7E+00
Nb-94	3.46E+00	7.2E+00
Tc-99	1.76E+00	1.4E+01
Ag-108m	3.44E+00	7.3E+00
Sb-125	7.82E-01	3.2E+01
Cs-134	5.02E+00	5.0E+00
Cs-137	2.92E+00	8.6E+00
Eu-152	2.43E+00	1.0E+01
Eu-154	2.63E+00	9.5E+00
Eu-155	6.29E-02	4.0E+02
Pu-238	7.48E-01	3.3E+01
Pu-239	8.30E-01	3.0E+01
Pu-241	2.54E-02	9.8E+02
Am-241	8.59E-01	2.9E+01
Cm-243	7.85E-01	3.2E+01

表 4.6 土壤 DCGL 之計算結果<sup>[7]</sup>

### 4.2.3 結構之 DCGL 計算

#### 4.2.3.1 結構表面之 DCGL

##### 4.2.3.1.1 劑量模型



劑量模型可使用於計算表面 DCGLs，並且以建築物使用情境為基礎，可定義如 NUREG/CR-5512 (Volumes 1, 2, 3) 以及 NUREG-1757。假設情境為輕工業之工作人員於建築物裡工作，並遵循執照終止計畫。

#### 4.2.3.1.2 概念模型

概念模型為以預期執照終止時的廠址特徵為基礎。假設房間的四面牆壁和地板為均勻污染。此為保守之假設，如同一般房間牆壁之污染數量少於地板，以及隨著與地板之間距離增加而污染數量減少。模型包含無污染之天花板，如執照終止時之剩餘的部分房間將沒有天花板，或者將覆蓋新的無污染之天花板。YNPS 的 LTP 裡附錄 6F 提供房間尺寸之細節，在此列舉部分參數範例，如圖 4.7 和表 4.7 所示。

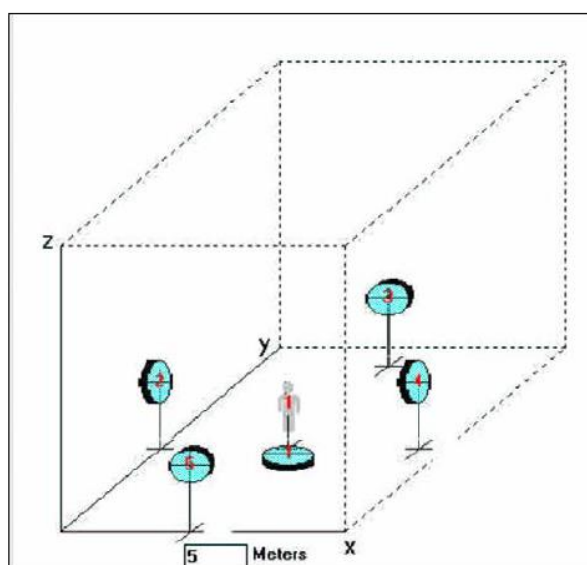


圖 4.7 RESRAD-BUILD 模型之射源和受體位置<sup>[7]</sup>

Table 2-1 Receptor and Center of Source Locations, meters				
Source #	Source Description	Axis		
		X	Y	Z
1	Floor	2.22	2.22	0
2	West Wall	0	2.22	1.76
3	North Wall	2.22	4.44	1.76
4	East Wall	4.44	2.22	1.76
5	South Wall	2.22	0	1.76
	Receptor Location	2.22	2.22	1

表 4.7 受體和射源中心位置<sup>[7]</sup>

#### 4.2.3.1.3 參數值設定

4.2.1.2 章節之描述過程可使用於決定輸入參數值或分布。評估和調整特定廠址參數，並且由參數組成概念模型，詳細資料可參考 YNPS 的 LTP 裡附錄 6F，在此列舉部分參數範例，如圖 4.7 和表 4.7 所示。靈敏度分析的所有參數值和分布設定，詳細資料可參考 YNPS 的 LTP 裡附錄 6G，在此列舉部分參數範例，如表 4.8 所示。初始測試執行在靈敏度分析以測定最大劑量值發生時間之前。

Input Parameter Values for Sensitivity Analysis, Building Occupancy										
Parameter (unit)	Type <sup>a</sup>	Priority <sup>b</sup>	Treatment <sup>c</sup>	Value/Distribution	Basis	Distribution's Statistical Parameters <sup>d</sup>				Median
						1	2	3	4	
<b>General</b>										
Exposure Duration (days)	B	3	D	365.25	NUREG/CR-5512 (Ref. 1), Vol. 3, Section 5.2.1	NR	NR	NR	NR	NR
Indoor Fraction	B	2	D	0.267	NUREG/CR-5512 (Ref. 1), Vol. 3, Section 5.2.2	NR	NR	NR	NR	NR
Evaluation Time (year)	P	3	D	0	t=0 corresponds maximum dose over the first year	NR	NR	NR	NR	NR
Number of Rooms	P	3	D	1	NUREG/CR-5512 (Ref. 1)	NR	NR	NR	NR	NR
Deposition Velocity (m/sec)	P	2	S	Loguniform	NUREG/CR-6755 (Ref. 2), Section 3.3	2.70E-06	2.70E-03	-	-	-
Resuspension Rate (sec <sup>-1</sup> )	P	1	S	Loguniform	NUREG/CR-6755 (Ref. 2), Section 3.1	2.5E-11	1.35E-5	-	-	-
Air exchange rate for room (1/h)	B	2	D	1.52	NUREG/CR-6697 (Ref. 3), Att. C, 7.4 and NUREG/CR-6755 (Ref. 2), Section 3.2	NR	NR	NR	NR	NR
Room area (m <sup>2</sup> )	P	2	D	19.71	Site-specific model, LTP App. 6F, Section 1	NR	NR	NR	NR	NR
Room height (m)	P	2	D	3.51	Site-specific model, LTP App. 6F, Section 1	NR	NR	NR	NR	NR
Time fraction	B	3	D	1	NUREG/CR-5512 (Ref. 1)	NR	NR	NR	NR	NR
Breathing rate (m <sup>3</sup> /day)	B	2	D	33.6	NUREG/CR-5512 (Ref. 1) Vol. 3 Section 5.3	NR	NR	NR	NR	NR
Indirect ingestion rate (m <sup>3</sup> /hr)	B	2	D	0	NUREG/CR-5512 (Ref. 1) Vol. 3 Section 5.2.3 Indirect ingestion is not modeled	NR	NR	NR	NR	NR
Receptor location: x,y,z (m)	B	3	D	2.22, 2.22, 1	NUREG/CR-5512 (Ref. 1)	NR	NR	NR	NR	NR
Shielding thickness (cm)	P	2	D	0	No shielding assumed	NR	NR	NR	NR	NR
Shielding density (g/cc)	P	1	D	0	No shielding assumed	NR	NR	NR	NR	NR
Shielding material	P	3	D	None	No shielding assumed	NR	NR	NR	NR	NR
Number of sources	P	3	D	5	Site-specific model, LTP App. 6F, Section 2	NR	NR	NR	NR	NR
External dose conversion factor ((mrem/yr)/(dpm/m <sup>2</sup> ))	M	3	D	RESRAD-BUILD default	FGR-12 (Ref. 4)	NR	NR	NR	NR	NR
Air submersion dose conversion factor ((mrem/yr)/(pCi/m <sup>3</sup> ))	M	3	D	RESRAD-BUILD default	FGR-12 (Ref. 4)	NR	NR	NR	NR	NR
Inhalation dose conversion factor (mrem/pCi/g)	M	3	D	RESRAD-BUILD default	FGR-11 (Ref. 5)	NR	NR	NR	NR	NR

表 4.8 建築物輸入參數之靈敏度分析<sup>[7]</sup>

#### 4.2.3.1.4 DCGL 決定

DCGL 運用之有無靈敏度分析的參數輸入值，是以 4.2.1.2.5 章節和靈敏度分析為基礎，詳細資料可參考 YNPS 的 LTP 裡附錄 6H，在此列舉部分參數範例，如表 4.9 所示。使用 RESRAD-BUILD (Version 3.21) 決定 DCGL，其參數輸入值，詳細資料可參考 YNPS 的 LTP 裡附錄 6I，在此列舉部分參數範例，如表 4.10 所示。

Radionuclide	Rank 1 parameter	Rank 2 parameter	Rank 3 parameter	Rank 4 parameter	Rank 5 parameter	Rank 6 parameter	Rank 7 parameter
H-3	RFO(1) -0.85	RFO(2) -0.78	RFO(4) -0.78	RFO(5) -0.76	RFO(3) -0.76	DKSUS 0.35	UD -0.31
C-14	RFO(1) 0.89	RFO(4) 0.85	RFO(3) 0.84	RFO(5) 0.82	RFO(2) 0.82	--	--
Fe-55	RFO(3) 0.28	RFO(1) 0.28	RFO(4) 0.27	RFO(5) 0.23	DKSUS 0.23	UD -0.21	RFO(2) 0.15
Co-60	RFO(1) 0.45	RFO(5) 0.16	DKSUS -0.14	RFO(2) 0.13	UD 0.13	RFO(4) 0.10	--
Ni-63	RFO(1) -0.64	RFO(3) -0.58	RFO(5) -0.58	RFO(2) -0.58	RFO(4) -0.58	DKSUS 0.12	--
Sr-90	RFO(1) -0.71	RFO(4) -0.59	RFO(2) -0.56	RFO(5) -0.56	RFO(3) -0.52	DKSUS 0.37	UD -0.30
Nb-94	DKSUS -0.38	UD 0.25	RFO(1) 0.24	--	--	--	--
Tc-99	RFO(1) 0.40	RFO(4) 0.34	RFO(2) 0.29	RFO(3) 0.27	RFO(5) 0.26	--	--
Ag-108m	RFO(1) 0.50	DKSUS -0.49	UD 0.41	RFO(4) 0.13	RFO(5) -0.10	--	--
Sb-125	RFO(1) 0.65	RFO(4) 0.38	RFO(3) 0.32	UD 0.26	DKSUS -0.25	RFO(2) 0.20	RFO(5) 0.16
Cs-134	RFO(1) 0.37	RFO(4) 0.20	RFO(2) 0.16	RFO(5) 0.15	RFO(3) 0.14	UD 0.12	DKSUS -0.11
Cs-137	RFO(1) 0.81	RFO(5) 0.59	RFO(3) 0.59	RFO(4) 0.57	RFO(2) 0.54	DKSUS -0.48	UD 0.43
Eu-152	RFO(1) 0.24	RFO(5) 0.11	--	--	--	--	--
Eu-154	RFO(1) 0.42	DKSUS -0.20	UD 0.17	RFO(2) 0.13	--	--	--
Eu-155	RFO(4) -0.48	RFO(5) -0.46	RFO(3) -0.44	RFO(2) -0.43	RFO(1) 0.19	--	--
Pu-238	RFO(1) -0.91	RFO(4) -0.87	RFO(3) -0.86	RFO(5) -0.85	RFO(2) -0.85	DKSUS 0.11	--
Pu-239	RFO(1) -0.91	RFO(4) -0.87	RFO(3) -0.86	RFO(5) -0.85	RFO(2) -0.85	--	--
Pu-241	DKSUS 0.60	UD -0.54	RFO(2) -0.14	RFO(1) -0.13	RFO(4) -0.13	--	--
Am-241	RFO(1) -0.91	RFO(4) -0.87	RFO(3) -0.86	RFO(5) -0.85	RFO(2) -0.85	--	--
Cm-243	RFO(1) -0.91	RFO(4) -0.86	RFO(3) -0.85	RFO(5) -0.85	RFO(2) -0.84	DKSUS 0.22	UD -0.17

Parameter Definition:

DKSUS = Resuspension Rate

UD = Deposition Velocity

RFO(#) = Time for Source Removal, where # represents the source number delineated as follow: 1=floor, 2=-west wall, 3=north wall, 4=east wall, 5=south wall

表 4.9 建築物輸入參數之靈敏度分析結果<sup>[7]</sup>

Input Parameters for Building Occupancy DCGL Determination										
Parameter (unit)	Type <sup>a</sup>	Radionuclide	Treatment <sup>b</sup>	Value or Distribution	Basis	Distribution's Statistical Parameters <sup>c</sup>				Median
						1	2	3	4	
<b>General</b>										
Exposure Duration (days)	B	All	D	365.25	NUREG/CR-5512 (Ref. 1), Vol.3, 5.2.1	NR	NR	NR	NR	NR
Indoor Fraction	B	All	D	0.267	NUREG/CR-5512 (Ref. 1), Vol. 3, 5.2.2	NR	NR	NR	NR	NR
Evaluation Time (year)	P	All	D	0	t=0 corresponds maximum dose over the first year (year 9 for Pu-241)	NR	NR	NR	NR	NR
Number of Rooms	P	All	D	1	NUREG/CR-5512 (Ref. 1)	NR	NR	NR	NR	NR
Deposition Velocity (m/sec)	P	H-3	D	1.51E-05	25 <sup>th</sup> percentile value of distribution in NUREG/CR-6755 (Ref. 2)	NR	NR	-	-	-
	P	Fe-55	D	1.51E-05	25 <sup>th</sup> percentile value of distribution in NUREG/CR-6755 (Ref. 2)	NR	NR	-	-	-
	P	Co-60	D	4.79E-04	75 <sup>th</sup> percentile value of distribution in NUREG/CR-6755 (Ref. 2)	NR	NR	-	-	-
	P	Sr-90	D	1.51E-05	25 <sup>th</sup> percentile value of distribution in NUREG/CR-6755 (Ref. 2)	NR	NR	-	-	-
	P	Nb-94	D	4.79E-04	75 <sup>th</sup> percentile value of distribution in NUREG/CR-6755 (Ref. 2)	NR	NR	-	-	-
	P	Ag-108m	D	4.79E-04	75 <sup>th</sup> percentile value of distribution in NUREG/CR-6755 (Ref. 2)	NR	NR	-	-	-
	P	Sb-125	D	4.79E-04	75 <sup>th</sup> percentile value of distribution in NUREG/CR-6755 (Ref. 2)	NR	NR	-	-	-
	P	Cs-134	D	4.79E-04	75 <sup>th</sup> percentile value of distribution in NUREG/CR-6755 (Ref. 2)	NR	NR	-	-	-
	P	Cs-137	D	4.79E-04	75 <sup>th</sup> percentile value of distribution in NUREG/CR-6755 (Ref. 2)	NR	NR	-	-	-
	P	Eu-154	D	4.79E-04	75 <sup>th</sup> percentile value of distribution in NUREG/CR-6755 (Ref. 2)	NR	NR	-	-	-

表 4.10 決定建築物 DCGL 之輸入參數<sup>[7]</sup>

DCFs 結果是以最大劑量值發生之年份期間的平均劑量為基礎，詳細資料可參考 YNPS 的 LTP 裡附錄 6J，如表 4.11 所示。DCGLs 為表示 25 mrem/yr 的劑量值，並使用表 4.1 的 Equations 6-2、6-3、6-4 計算 DCGLs，如同附錄 6J 和表 4.11 所示。

**Building Surface DCGL Results**

Nuclide	Dose Conversion Factor (DCF) (mrem/yr per pCi/m <sup>2</sup> )	DCGL (pCi/m <sup>2</sup> )	DCGL (dpm/100cm <sup>2</sup> )
H-3	1.6E-09	1.5E+10	3.4E+08
C-14	5.4E-08	4.6E+08	1.0E+07
Fe-55	1.4E-08	1.8E+09	4.0E+07
Co-60	3.1E-05	8.1E+05	1.8E+04
Ni-63	1.5E-08	1.7E+09	3.7E+07
Sr-90	4.0E-06	6.3E+06	1.4E+05
Nb-94	2.1E-05	1.2E+06	2.6E+04
Tc-99	3.9E-08	6.5E+08	1.4E+07
Ag-108m	2.2E-05	1.1E+06	2.5E+04
Sb-125	5.5E-06	4.5E+06	1.0E+05
Cs-134	1.9E-05	1.3E+06	2.9E+04
Cs-137	8.8E-06	2.8E+06	6.3E+04
Eu-152	1.5E-05	1.7E+06	3.7E+04
Eu-154	1.6E-05	1.6E+06	3.4E+04
Eu-155	8.5E-07	2.9E+07	6.5E+05
Pu-238	9.7E-05	2.6E+05	5.7E+03
Pu-239	1.1E-04	2.3E+05	5.1E+03
Pu-241	2.3E-06	1.1E+07	2.5E+05
Am-241	1.1E-04	2.2E+05	5.0E+03
Cm-243	7.7E-05	3.2E+05	7.2E+03

表 4.11 建築物表面 DCGL 之計算結果<sup>[7]</sup>

#### 4.2.3.2 結構體積之 DCGL

使用兩種方法論來計算混凝土內污染體積之 DCGLs：

1. 使用 RESRAD 模擬農夫居住情境，使用源自混凝土裡放射性核種的擴散釋出率，用以決定「下表層部分結構的 DCGLs」。
2. 使用 RESRAD 模擬農夫居住情境，假設源自混凝土裡放射性核種為瞬時釋放，用以決定建築物拆卸之「混凝土碎片的 DCGLs」。

#### 4.2.3.3 下表層部分結構之 DCGLs 計算

##### 4.2.3.3.1 劑量模型

劑量模型可使用於計算下表層部分結構體積 DCGLs，並且以農夫居住情境為基礎，可定義如 NUREG/CR-5512 (Volumes 1, 2, 3) 以及 NUREG-1757。模擬農夫居住在廠址、在廠內種植糧食作物，以及於廠內攝取地下水源。

#### 4.2.3.3.2 概念模型

程式碼使用之概念模型為以預期廠址釋出時的廠址特徵為基礎。YNPS

預期於執照終止時將會餘留五個結構：

1. 主要輔助廠房(Primary Auxiliary Building, PAB)之主要排洩收集槽(Primary Drain Collection Tank, PDCT)室。
2. 主要輔助廠房(Primary Auxiliary Building, PAB)之重力排洩槽(Gravity Drain Tank, GDT)室。
3. 用過燃料穴(Spent Fuel Pit, SFP)。
4. 廢料處置廠房(Waste Disposal Building, WDB)。
5. 升降機穴(Elevator Pit)。

應用模型於已知會存在離子交換穴(Ion Exchange Pit, IXP)和用過燃料穴(Spent Fuel Pit, SFP)之混凝土樣本的放射性核種組合。

使用方法如下所述：(1)決定從混凝土到地下水的射源，接著(2)決定射源的劑量。

使用兩種機制決定射源：(1)源自混凝土的擴散釋放，以及(2)吸附在設施周圍土壤的擴散釋放。

使用額外分析以決定牆壁裡污染物分布之釋放率影響。除了 H-3 核種，這些分析顯示了每一個核種(C-14、Co-60、Ni-63、Sr-90、Cs-137)，峰值釋放率只會受到牆壁裡首位英吋濃度之影響。因此，對於這些放射性核種而言，牆壁厚度中濃度非均勻分布之影響甚小。然而，H-3 核種相較於其他定址之放射性核種，H-3 核種有較高混凝土擴散係數。因此，牆壁裡較深處(即距離表面有些許英吋)之濃度可影響源自混凝土之 H-3 核種的釋放。

使用濃度 1 pCi/g 和混凝土密度 2.5 g/cm<sup>3</sup>，估計每一個放射性核種之表面總釋放。挑選 RESRAD 之輸入參數值以符合釋放率計算。接著，使用 RESRAD 計算水途徑劑量，並使用土壤 DCGL 計算之相同假設。

#### 4.2.3.3.3 參數值設定

使用濃度 1 pCi/g 和混凝土密度 2.5 g/cm<sup>3</sup>，估計每一個放射性核種之地面下結構總釋放。挑選 RESRAD 之輸入參數值以符合 DUST-MS (參考資料 [16])釋放率計算。使用 RESRAD 計算水途徑劑量，並使用土壤 DCGL 計算之相同假設。



#### 4.2.3.3.4 DCGL 決定

使用假設濃度 1 pCi/g 來決定劑量，並且劑量與 0.5 mrem/yr 成比例，如參考資料[17]所述。DCGLs 表示 0.5 mrem/yr 之劑量，詳細資料可參考 YNPS 的 LTP 裡附錄 6K，如表 4.12 和表 4.13 所示。

**Peak Dose for Initial Concentrations of 1 pCi/g  
with Assumed Clean Concrete Backfill**

Radionuclide	Dose (mrem/yr)
H-3	3.70E-03
C-14	2.14E-04
Co-60	1.45E-04
Ni-63	8.12E-06
Sr-90	3.60E-02
Cs-137	3.46E-04

表 4.12 若為清潔混凝土回填，1 pCi/g 初始濃度之尖峰劑量<sup>[7]</sup>

**DCGLs for Partially Intact Structures  
Representing 0.5 mrem/yr Dose**

Radionuclide	DCGL (pCi/g)
H-3	1.35E+02
C-14	2.34E+03
Co-60	3.45E+03
Ni-63	6.16E+04
Sr-90	1.39E+01
Cs-137	1.45E+03

表 4.13 表示 0.5 mrem/yr 劑量之部分完整結構 DCGL<sup>[7]</sup>

#### 4.2.3.4 混凝土碎片之 DCGLs 計算

##### 4.2.3.4.1 劑量模型

混凝土碎片之 DCGLs 計算為使用農夫居住情境。假設混凝土碎片含有殘餘放射性材料，並且位於可做為居住和輕度農業活動之地方。模擬農夫居住在廠址、在廠內種植糧食作物，以及於廠內攝取地下水源。源自 NUREG-1757 之情境與此模型結合，使用非常保守之假設，若廠內混凝土碎片沒有覆蓋物。

##### 4.2.3.4.2 概念模型

概念模型為以預期執照終止時的廠址特徵為基礎。此模型包含填補地窖孔洞和整地用之混凝土碎片。也假設廠址潛在侵入者移除將覆蓋混凝土碎片之所有乾淨材料。使用 RESRAD 模擬農夫居住情境，假設正常農場活動發生在混凝土碎片，農場活動包含種植糧食作物和飼養家畜。

概念模型之重要假設：

混凝土碎片含有殘餘放射性。使用此混凝土填補地窖孔洞和整地之用，並且確認為污染區域。模型使用非常保守之假設，若全部污染區域延伸至地

下水面。雖然當地(美國麻薩諸塞州，Massachusetts)環境保護部門要求填補用之混凝土上面需覆蓋三英尺的未受污染物，廠址侵入者情境與概念模型結合，與 NUREG-1757 一致，並且假設無覆蓋物。於廠內混凝土碎片場域，鑽水井做飲用、灌溉農作物、家畜使用，如同水傳輸之質量平衡(Mass Balance, MB)模型的一部分。

RESRAD 程式為設計以評估源自地下水面上層之污染區域的劑量。因為概念模型包含污染區域，此污染區域延伸至地下水面上層，修改下述之 RESRAD 程式參數以發展與概念模型一致的劑量模型：

1. 水傳輸使用質量平衡模型(Mass Balance, MB)。
2. 沒有未飽和區。
3. 地下水無稀釋，使用水井泵速率為  $250 \text{ m}^3/\text{y}$  (RESRAD 預設值)。

定義概念模型所使用之參數基礎，詳細資料可參考 YNPS 的 LTP 裡附錄 6L。

### 4.2.3.3.3 DCGL 決定

混凝土碎片 DCGL 之計算結果，以及井水濃度和地下水濃度，詳細資料可參考 YNPS 的 LTP 裡附錄 6O，如表 4.14 和表 4.15 所示。

Nuclide	DCGL for Concrete Debris (pCi/gm)	Time to Maximum Dose (yr)	Dose Fraction from Water-Independent Pathways (%)					Dose Fraction from Water-Dependent Pathways (%)					
			Ground	Inhalation	Plant	Meat	Milk	Soil	Water	Fish	Plant	Meat	Milk
H-3 cellar hole	100	0	0.0	0.05	1.74	0.03	0.18	0.0	85.13	0.00	12.13	0.10	0.64
H-3 graded	300	0	0.0	0.57	42.55	7.02	47.95	0.0	0.65	0.02	0.92	0.03	0.28
C-14	7.6	0	0.0	0.01	51.50	22.15	21.01	0.0	0.16	4.64	0.34	0.10	0.09
Fe-55	150	0	0.0	0.0	46.39	24.42	2.48	0.0	11.89	1.85	4.09	8.15	0.71
Co-60	4.5	0	97.02	0.0	0.15	0.99	0.14	0.01	0.73	0.06	0.13	0.62	0.14
Ni-63	110	0	0.0	0.0	17.74	1.21	63.82	0.0	3.21	0.09	0.97	0.028	12.67
Sr-90	0.8	0	0.02	0.0	40.85	7.23	12.83	0.01	20.51	0.37	6.42	4.66	7.11
Nb-94	7.4	0	99.57	0.0	0.04	0.0	0.0	0.0	0.30	0.03	0.05	0.0	0.0
Tc-99	64	0.23	0.01	0.0	67.83	0.09	12.06	0.01	12.71	0.07	4.65	0.02	2.55
Ag-108m	7.4	0	99.70	0.0	0.0	0.01	0.25	0.0	0.02	0.0	0.0	0.0	0.01
Sb-125	33	0	99.82	0.0	0.0	0.01	0.0	0.01	0.12	0.0	0.02	0.0	0.0
Cs-134	5.0	0	54.85	0.0	6.53	8.20	11.99	0.02	3.90	2.22	1.06	4.45	6.71
Cs-137	7.1	0	33.63	0.0	11.16	12.59	19.40	0.02	4.66	4.16	1.25	5.24	7.88
Eu-152	10	0	99.82	0.0	0.01	0.02	0.0	0.0	0.12	0.0	0.02	0.0	0.0
Eu-154	9.6	0	99.76	0.0	0.01	0.02	0.0	0.0	0.16	0.0	0.03	0.0	0.0
Eu-155	400	0	98.46	0.0	0.06	0.15	0.02	0.03	1.04	0.03	0.18	0.03	0.01
Pu-238	10	0.12	0.0	0.25	1.60	0.46	0.02	1.97	71.14	0.68	23.74	0.12	0.01
Pu-239	9.3	0.28	0.0	0.25	1.59	0.45	0.02	1.96	70.68	1.32	23.59	0.12	0.01
Pu-241	150	65	0.05	0.39	3.29	0.07	0.03	3.08	68.67	0.03	22.85	0.11	0.01
Am-241	4.3	0.12	0.23	0.12	6.97	0.11	0.02	0.94	67.14	1.99	22.41	0.06	0.02
Cm-243	4.9	0.10	4.20	0.09	17.13	0.04	0.02	0.72	57.42	1.18	19.18	0.02	0.01

表 4.14 混凝土碎片 DCGL 之計算結果，和輻射曝露途徑之劑量百分比<sup>[7]</sup>

Table 6O-2 – Comparison of Well Water Concentrations and Equilibrium Ground Water Concentrations at One Year		
Nuclide	Well Water Concentration (pCi/L)	Equilibrium Ground Water Concentration (pCi/L)
H-3 cellar hole	1143	218.78
C-14	1.34	1.17
Fe-55	61.38	60.65
Co-60	3.11	3.11
Ni-63	27.88	27.77
Sr-90	92.09	90.80
Nb-94	3.16	3.16
Tc-99	73.51	72.71
Ag-108m	0.15	0.15
Sb-125	0.50	0.50
Cs-134	5.21	5.21
Cs-137	7.13	7.12
Eu-152	0.95	0.95
Eu-154	0.92	0.92
Eu-155	0.87	0.87
Pu-238	1.12	1.12
Pu-239	1.13	1.13
Pu-241	0.60	0.60
Am-241	2.23	2.23
Cm-243	2.44	2.44

表 4.15 比較一年度之井水濃度和地下水濃度<sup>[7]</sup>

#### 4.2.4 地下水裡之殘餘放射性

執照終止計畫(License Termination Plan, LTP)要求可用井水濃度(以第四章節裡假設農夫居住之水井供給需求為基礎)，於執照終止時需低於美國環境保護署(Environmental Protection Agency, EPA)的最大污染物容許濃度(Maximum Contaminant Level, MCL)，例如核種 H-3 濃度為 20,000 pCi/l。

EPA 的 MCLs 計算源自地下水之劑量貢獻，如參考資料[18]所述。表示為 25 mrem/yr 之劑量(參考資料[19])的計算使用美國 Connecticut Yankee LTP 已核准之地下水 DCGL，對於核種 H-3 為  $6.52E+05$  pCi/l。核種 H-3(確實於地下水裡的唯一電廠相關之放射性核種)的劑量決定為 0.77 mrem/yr，當時 EPA MCL 對於核種 H-3 濃度為 20,000 pCi/l。

#### 4.2.5 嵌入式管路之 DCGLs 計算

研析美國除役核電廠 Yankee Rowe 的執照終止計畫(LTP)，內文中並未提及應用電腦程式於相關管路之輻射安全分析。另外，研析美國除役核電廠 Maine Yankee 的執照終止計畫，內文中則有提及應用 RESRAD 程式模擬分析廠內管路系統之輻射劑量與風險評估，因此對於廠內管路系統之放射性核種偵檢作業、電腦程式參數設計、輻射劑量與風險評估，將引用美國除役核電廠 Maine Yankee 的執照終止計畫之模擬分析成果，供管制單位參考。

嵌入式管路包含被安裝於地下室混凝土牆或地板裡之管路，經拆除和整治之後仍將保留之管路。此概念劑量模型與輻射污染地下室表面之情境相同。然而，類似於活性混凝土，輻射源項計算包含所有位置之嵌入式管路的整體放射性核種存量。假設整體存量為瞬時釋放至最有害之情況為 738 立方公尺之地下室水量。

Table 6-6A BOP Embedded Piping Unitized Dose Factors																	
Key Parameters																	
Porosity	0.30	Fill Volume	2460.0	m <sup>3</sup>	Surface Soil Depth	0.15	m	Bulk Density	1.50	g/cm <sup>3</sup>	Surface Area/Open Vol	1.70	m <sup>2</sup> /m <sup>3</sup>	Irrigation Rate	0.274	L/m <sup>2</sup> -d	
Yearly Drinking Water	478.0	l/yr	Concrete Volume	4.18	m <sup>3</sup>	Annual Total Well Water Vol	738	m <sup>3</sup>	Wall Surface Area	4182.0	m <sup>2</sup>	Concrete Density	2.20	g/cm <sup>3</sup>	Embedded Pipe Conversion Factor	5754.5	pCi per dpm/100 cm <sup>2</sup>
						Total Inventory	1.00E+00	dpm/100 cm <sup>2</sup>									
DOSE CALCULATION FACTORS				Source Term		Kd		WATER, FILL, CONCRETE CONCENTRATION				EMBEDDED PIPE ANNUAL DOSE					
Nuclide	NUREG-1727 mrem/y per pCi/g	FGR 11 mrem/pCi	Microshield mrem/y per pCi/g	Inventory dpm/100 cm <sup>2</sup>	Inventory pCi	Kd Fill cm <sup>3</sup> /gm	Kd Concrete cm <sup>3</sup> /gm	Adsorption Factor	Water pCi/L	Fill pCi/g	Concrete pCi/g	Nuclide	Drinking Water Dose mrem/y	Irrigation Dose mrem/y	Direct Dose mrem/y	Total Dose mrem/y	
Sr-90	1.47E+01	1.42E-04	0.00E+00	1.00E+00	5.75E+03	6.02E+01	1.00E+00	3.01E+02	2.58E-05	1.55E-06	2.58E-08	Sr-90	1.75E-06	1.69E-07	0.00E+00	1.92E-06	
Cs-134	4.39E+00	7.33E-05	6.09E-05	1.00E+00	5.75E+03	7.91E+01	3.00E+00	3.96E+02	1.97E-05	1.56E-06	5.90E-08	Cs-134	6.89E-07	3.84E-08	9.47E-11	7.27E-07	
Cs-137	2.27E+00	5.00E-05	1.20E-05	1.00E+00	5.75E+03	7.91E+01	3.00E+00	3.96E+02	1.97E-05	1.56E-06	5.90E-08	Cs-137	4.70E-07	1.98E-08	1.87E-11	4.90E-07	
Co-60	6.58E+00	2.69E-05	6.30E-04	1.00E+00	5.75E+03	1.28E+02	1.00E+02	6.40E+02	1.22E-05	1.55E-06	1.22E-06	Co-60	1.56E-07	3.56E-08	9.79E-10	1.93E-07	
Co-57	1.67E-01	1.18E-06	2.80E-08	1.00E+00	5.75E+03	1.28E+02	1.00E+02	6.40E+02	1.22E-05	1.55E-06	1.22E-06	Co-57	6.88E-09	9.03E-10	4.35E-14	7.76E-09	
Fe-55	2.50E-03	6.07E-07	0.00E+00	1.00E+00	5.75E+03	2.50E+01	1.00E+02	1.27E+02	6.13E-05	1.53E-06	6.13E-06	Fe-55	1.78E-08	6.81E-11	0.00E+00	1.78E-08	
H-3	2.27E-01	6.40E-08	0.00E+00	1.00E+00	5.75E+03	0.00E+00	0.00E+00	1.00E+00	7.78E-03	0.00E+00	0.00E+00	H-3	2.38E-07	7.85E-07	0.00E+00	1.02E-06	
Ni-63	1.19E-02	5.77E-07	0.00E+00	1.00E+00	5.75E+03	1.28E+02	1.00E+02	6.40E+02	1.22E-05	1.55E-06	1.22E-06	Ni-63	3.35E-09	6.43E-11	0.00E+00	3.42E-09	

表 4.16 美國除役核電廠 Maine Yankee 之廠內其他系統(BOP)的嵌入式管  
路通用劑量因子<sup>[12]</sup>

Table 6-6B Embedded Spray Pump Piping Unitized Dose Factors																	
Key Parameters																	
Porosity	0.30	Fill Volume	2460.0	m <sup>3</sup>	Surface Soil Depth	0.15	m	Bulk Density	1.50	g/cm <sup>3</sup>	Surface Area/Open Vol	1.70	m <sup>2</sup> /m <sup>3</sup>	Irrigation Rate	0.274	L/m <sup>2</sup> -d	
Yearly Drinking Water	478.0	l/yr	Concrete Volume	4.18	m <sup>3</sup>	Annual Total Well Water Vol	738	m <sup>3</sup>	Wall Surface Area	4182.0	m <sup>2</sup>	Concrete Density	2.20	g/cm <sup>3</sup>	Embedded Pipe Conversion Factor	1191.7	pCi per dpm/100 cm <sup>2</sup>
						Total Inventory	1.00E+00	dpm/100 cm <sup>2</sup>									
DOSE CALCULATION FACTORS				SOURCE TERM		Kd		WATER, FILL, CONCRETE CONCENTRATION				EMBEDDED PIPE ANNUAL DOSE					
Nuclide	NUREG-1727 mrem/y per pCi/g	FGR 11 mrem/pCi	Microshield mrem/y per pCi/g	Inventory dpm/100 cm <sup>2</sup>	Inventory pCi	Kd Fill cm <sup>3</sup> /gm	Kd Concrete cm <sup>3</sup> /gm	Adsorption Factor	Water pCi/L	Fill pCi/g	Concrete pCi/g	Nuclide	Drinking Water Dose mrem/y	Irrigation Dose mrem/y	Direct Dose mrem/y	Total Dose mrem/y	
Sr-90	1.47E+01	1.42E-04	0.00E+00	1.00E+00	1.19E+03	6.02E+01	1.00E+00	3.01E+02	5.35E-06	3.22E-07	5.35E-09	Sr-90	3.63E-07	3.50E-08	0.00E+00	3.98E-07	
Cs-134	4.39E+00	7.33E-05	6.09E-05	1.00E+00	1.19E+03	7.91E+01	3.00E+00	3.96E+02	4.07E-06	3.22E-07	1.22E-08	Cs-134	1.43E-07	7.95E-09	1.96E-11	1.51E-07	
Cs-137	2.27E+00	5.00E-05	1.20E-05	1.00E+00	1.19E+03	7.91E+01	3.00E+00	3.96E+02	4.07E-06	3.22E-07	1.22E-08	Cs-137	9.73E-08	4.11E-09	3.87E-12	1.01E-07	
Co-60	6.58E+00	2.69E-05	6.30E-04	1.00E+00	1.19E+03	1.28E+02	1.00E+02	6.40E+02	2.52E-06	3.22E-07	2.52E-07	Co-60	3.24E-08	7.37E-09	2.03E-10	4.00E-08	
Co-57	1.67E-01	1.18E-06	2.80E-08	1.00E+00	1.19E+03	1.28E+02	1.00E+02	6.40E+02	2.52E-06	3.22E-07	2.52E-07	Co-57	1.42E-09	1.87E-10	9.01E-15	1.61E-09	
Fe-55	2.50E-03	6.07E-07	0.00E+00	1.00E+00	1.19E+03	2.50E+01	1.00E+02	1.27E+02	1.27E-05	3.17E-07	1.27E-06	Fe-55	3.68E-09	1.41E-11	0.00E+00	3.70E-09	
H-3	2.27E-01	6.40E-08	0.00E+00	1.00E+00	1.19E+03	0.00E+00	0.00E+00	1.00E+00	1.61E-03	0.00E+00	0.00E+00	H-3	4.93E-08	1.63E-07	0.00E+00	2.12E-07	
Ni-63	1.19E-02	5.77E-07	0.00E+00	1.00E+00	1.19E+03	1.28E+02	1.00E+02	6.40E+02	2.52E-06	3.22E-07	2.52E-07	Ni-63	6.95E-10	1.33E-11	0.00E+00	7.08E-10	

表 4.17 美國除役核電廠 Maine Yankee 之嵌入式噴灑泵管路通用劑量因子

[12]

### 4.3 建立建物與廠址解除管制評估之審查重點與接受準則

本章節結合不同介質之劑量貢獻，供管制單位參考。當計算廠址的總劑量時，美國 Yankee Rowe 核電廠(或稱為 Yankee Nuclear Power Station, YNPS) 同時考慮下述介質，並根據 10 CFR 20.1402：

1. 土壤。
2. 下表層部分結構。
3. 混凝土碎片。
4. 地下水。
5. 嵌入式管路 - 管路 DCGL 為研析美國 Maine Yankee 核電廠的執照終止計畫(LTP)，模擬分析成果如表 4.19 和表 4.20 所示。

下表層部分結構之 DCGLs 為表示 0.5 mrem/yr 之劑量；地下水之 DCGLs 為表示 0.77 mrem/yr 之劑量。下表層部分結構以及地下水之劑量貢獻總和為  $0.5 + 0.77 = 1.27$  mrem/yr；土壤以及混凝土碎片之劑量貢獻總和為 25 mrem/yr - 1.27 mrem/yr = 23.73 mrem/yr。

土壤以及混凝土碎片之 DCGLs 表示為 23.73 mrem/yr，如表 4.18 所示。於土壤和混凝土碎片作為填土用之區域裡，土壤和混凝土碎片應用較低值



之特定放射性核種的 DCGL。於只有土壤之區域裡(即沒有混凝土碎片作為填土用)，土壤應用特定放射性核種的 DCGLs。

### Summary of DCGLs for Different Media Types

Radionuclide	Soil (pCi/g) <sup>†</sup>	Building Surface (dpm/100 cm <sup>2</sup> ) <sup>‡</sup>	Subsurface Partial Structures (pCi/g) <sup>§</sup>	Concrete Debris <sup>†</sup> (pCi/g)
H-3	3.5E+02	3.4E+08	1.35E+02	9.5E+01 (cellar holes) 2.8E+02 (grading)
C-14	5.2E+00	1.0E+07	2.34E+03	7.2E+00
Fe-55	2.8E+04	4.0E+07	-	1.4E+02
Co-60	3.8E+00	1.8E+04	3.45E+03	4.3E+00
Ni-63	7.7E+02	3.7E+07	6.16E+04	1.0E+02
Sr-90	1.6E+00	1.4E+05	1.39E+01	7.6E-01
Nb-94	6.8E+00	2.6E+04	-	7.0E+00
Tc-99	1.3E+01	1.4E+07	-	6.1E+01
Ag-108m	6.9E+00	2.5E+04	-	7.0E+00
Sb-125	3.0E+01	1.0E+05	-	3.1E+01
Cs-134	4.7E+00	2.9E+04	-	4.7E+00
Cs-137	8.2E+00	6.3E+04	1.45E+03	6.7E+00
Eu-152	9.5E+00	3.7E+04	-	9.5E+00
Eu-154	9.0E+00	3.4E+04	-	9.1E+00
Eu-155	3.8E+02	6.5E+05	-	3.8E+02
Pu-238	3.1E+01	5.7E+03	-	9.5E+00
Pu-239	2.8E+01	5.1E+03	-	8.8E+00
Pu-241	9.3E+02	2.5E+05	-	1.4E+02
Am-241	2.8E+01	5.0E+03	-	4.1E+00
Cm-243	3.0E+01	7.2E+03	-	4.7E+00

<sup>†</sup> Represents a dose of 23.73 mrem/yr

<sup>‡</sup> Represents a dose of 25 mrem/yr

<sup>§</sup> Represents a dose of 0.5 mrem/yr, radionuclides based upon those found in concrete samples as discussed in Reference 6-11

表 4.18 美國除役核電廠 Yankee Rowe 之結合不同介質類型 DCGLs 結論<sup>[7]</sup>

Table 6-11a Containment Contaminated Material DCGL			
	Basement Contaminated Concrete (gross beta dpm/100 cm <sup>2</sup> ):		18,000
	Special Area Contaminated Concrete (gross beta dpm/100 cm <sup>2</sup> ):		9,500
	Basement Activated Concrete - Released to Basement (pCi):		4.88E+08
	Surface Soil (Cs-137 pCi/g):		2.39
管路	Deep Soil (Cs-137 pCi/g):		2.39
→	BOP Embedded Piping [Limit: 100K], (gross beta dpm/100 cm <sup>2</sup> ):		100,000
→	Spray Building Pump Piping [Limit: 800K], (gross beta dpm/100 cm <sup>2</sup> ):		800,000
	Ground Water (H-3, pCi/L):		6,812
	Surface Water (H-3, pCi/L):		960
→	Buried Piping, Conduit and Cable, (gross beta dpm/100 cm <sup>2</sup> ):		9,800
Containment Contaminated Material Annual Dose			
Material	Drinking Water (mrem/y)	Direct, Inhalation & Ingestion (mrem/y)	Total Annual Dose (mrem/y)
Contaminated Concrete	7.32E-02	8.53E-03	8.15E-02
Activated Concrete	1.36E-02	3.30E-02	4.66E-02
Surface Soil	0.00E+00	5.63E+00	5.63E+00
Deep Soil	5.33E-02	1.98E+00	2.04E+00
→	BOP Embedded Piping	4.59E-02	5.24E-03
→	Spray Building Pump Embedded Piping	7.60E-02	8.68E-03
	Ground Water	2.08E-01	0.00E+00
	Surface Water	2.94E-02	1.27E-03
→	Buried Piping, Conduit & Cable	6.33E-04	1.89E-03
Total	0.48 mrem/y	6.79 mrem/y	8.17 mrem/y

表 4.19 美國除役核電廠 Maine Yankee 之圍阻體的輻射污染物質 DCGL<sup>[12]</sup>

Table 6-11b Non-Containment Contaminated Material DCGL			
	Basement Contaminated Concrete (gross beta dpm/100 cm <sup>2</sup> ):		18,000
	Special Area Contaminated Concrete (gross beta dpm/100 cm <sup>2</sup> ):		9,500
	Basement Activated Concrete - Released to Basement (pCi):		0.00
	Surface Soil (Cs-137 pCi/g):		2.39
管路	Deep Soil (Cs-137 pCi/g):		2.39
→	BOP Embedded Piping [Limit: 100K], (gross beta dpm/100 cm <sup>2</sup> ):		100,000
→	Spray Building Pump Piping [Limit: 800K], (gross beta dpm/100 cm <sup>2</sup> ):		800,000
	Ground Water (H-3, pCi/L):		6,812
	Surface Water (H-3, pCi/L):		960
→	Buried Piping, Conduit and Cable, (gross beta dpm/100 cm <sup>2</sup> ):		9,800
Non-Containment Contaminated Material Annual Dose			
Material	Drinking Water (mrem/y)	Direct, Inhalation & Ingestion (mrem/y)	Total Annual Dose (mrem/y)
Contaminated Concrete	2.70E-01	3.08E-02	3.01E-01
Activated Concrete	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Surface Soil	0.00E+00	5.63E+00	5.63E+00
Deep Soil	5.33E-02	1.98E+00	2.04E+00
→	BOP Embedded Piping	4.59E-02	5.24E-03
→	Spray Building Pump Embedded Piping	7.60E-02	8.68E-03
	Ground Water	2.08E-01	0.00E+00
	Surface Water	2.94E-02	1.27E-03
→	Buried Piping, Conduit & Cable	6.33E-04	1.89E-03
Total	0.66 mrem/y	6.78 mrem/y	8.34 mrem/y

表 4.20 美國除役核電廠 Maine Yankee 之無圍阻體的輻射污染物質

DCGL<sup>[12]</sup>

## 第五章 RESRAD-BUILD 程式模擬流程

RESRAD-BUILD 程式處理之輻射曝露途徑，如下所述：

### 1. 外部 (External)

直接 (Direct)

沉積 (Deposition)

水浸 (Immersion)

### 2. 攝取 (Ingestion)

直接 (Direct)

沉積 (Deposition)

### 3. 吸入 (Inhalation)

空浮微粒

(Airborne Particulates)

氡 (Radon)

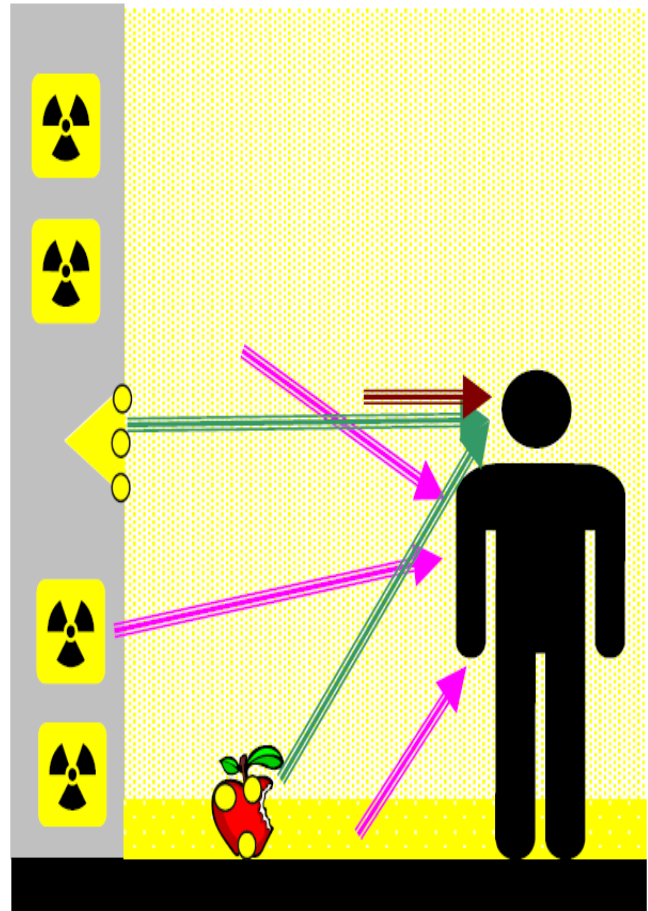


圖 5.1 RESRAD-BUILD 程式處理之輻射曝露途徑

其中，包括地表沉積造成之地表輻射(Ground Shine)與水體輻射曝露之水浸(Immersion)輻射曝露途徑。

RESRAD-BUILD 程式操作介面主要含有六個子視窗：案例、建築物參數、放射單位、受體參數、屏蔽參數、射源參數。

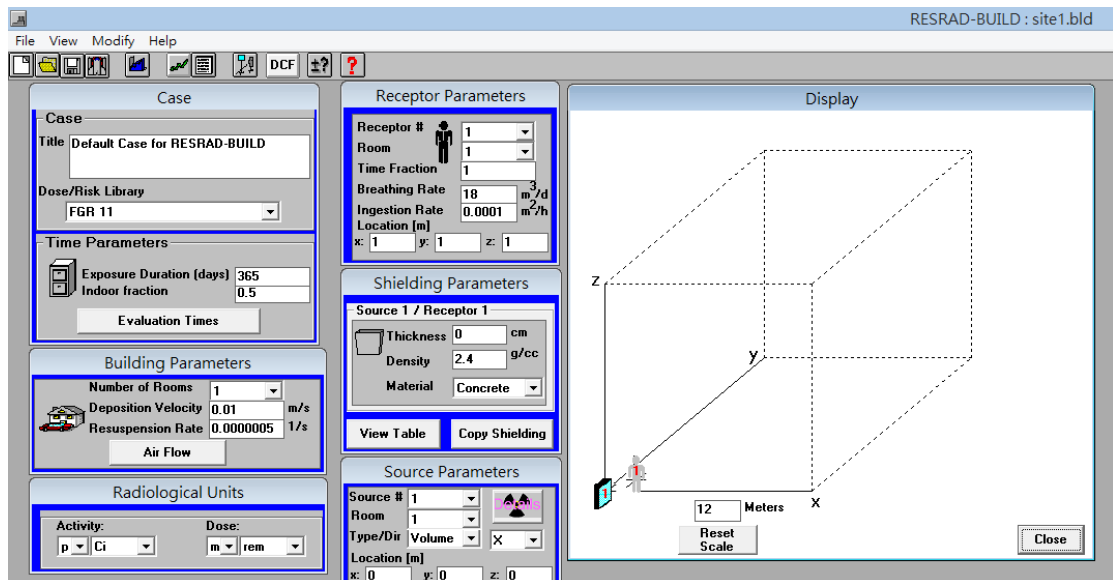


圖 5.2 RESRAD-BUILD 程式操作介面

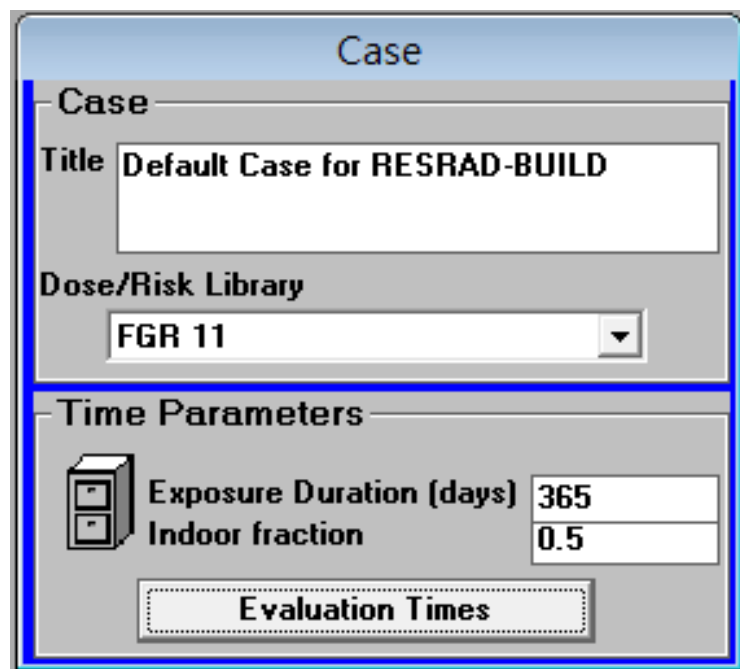


圖 5.3 案例視窗

案例視窗含有之主要功能如下所述：

- Exposure Duration：曝露期間。
- Indoor fraction：室內分率。指建築物內之受體於曝露期間的分率，此數值會介於 0 至 1 之間。

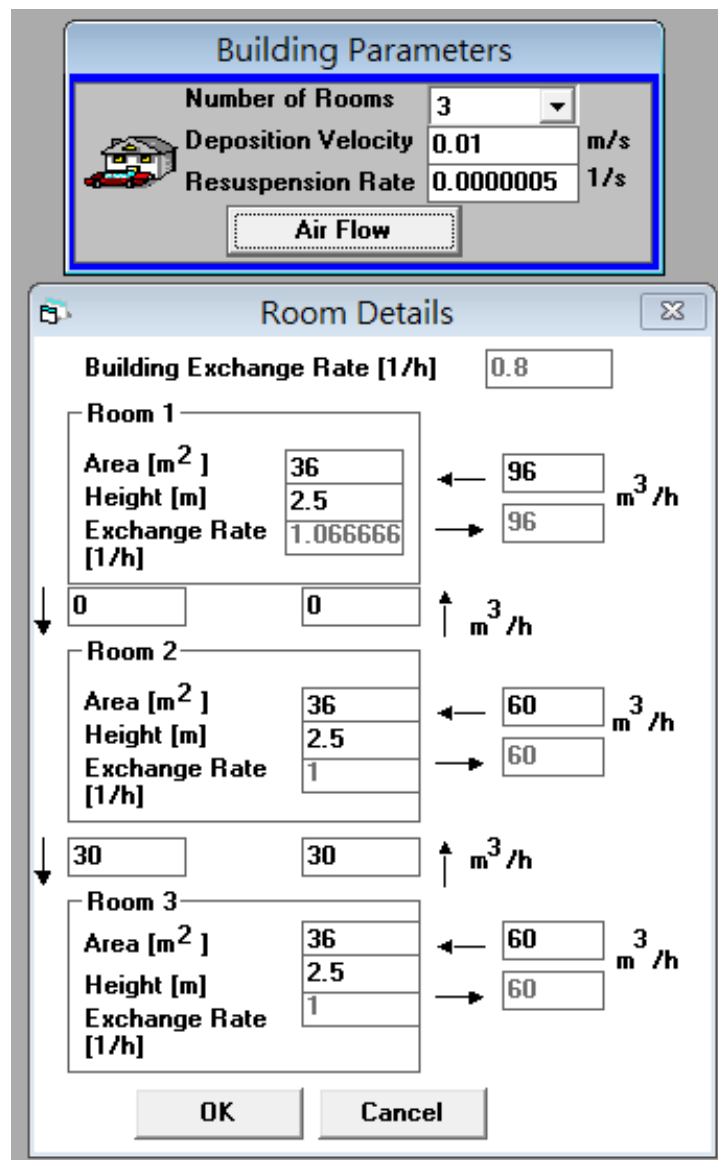
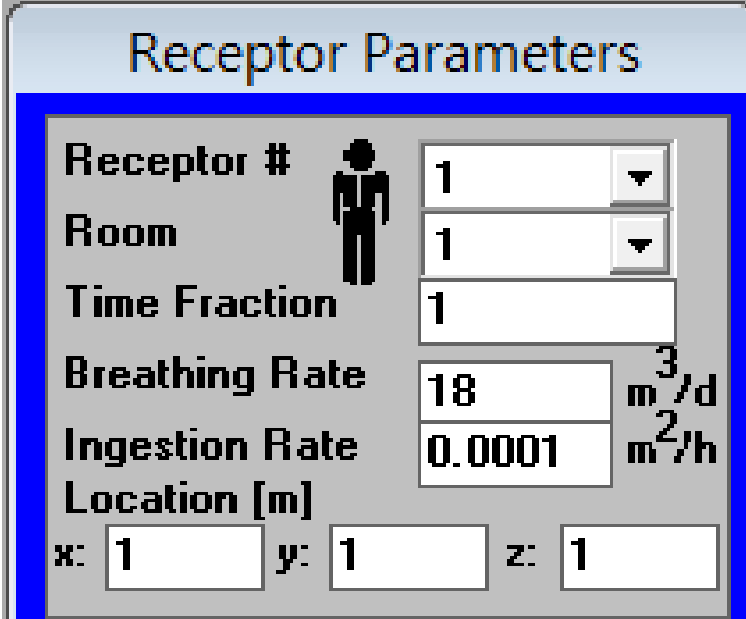


圖 5.4 建築物參數視窗

建築物參數視窗含有之主要功能如下所述：

- Deposition Velocity：沉積速率。
- Resuspension Rate：再懸浮率。

建築物概念模型由一至三房間組成，每間房皆可設計其面積和高度。這些參數將被使用於空氣品質模型。為了設計空氣品質模型，使用者必須輸入建築物之每間房的平均空氣交換率。為了設計沉積模型，使用者必須輸入建築物之每間房的沉積速率和再懸浮率。



Receptor Parameters		
Receptor #	1	
Room	1	
Time Fraction	1	
Breathing Rate	18	m <sup>3</sup> /d
Ingestion Rate	0.0001	m <sup>2</sup> /h
Location [m]		
x:	1	
y:	1	
z:	1	

圖 5.5 受體參數視窗

受體參數視窗含有之主要功能如下所述：

- Breathing Rate：呼吸速率。
- Ingestion Rate：攝取速率。適用於灰塵的攝取途徑。
- Location：受體於建築物之空間位置。受體 z 軸基準為受體中點位置，  
例如：受體站立於地板上面，則受體 z 軸應為 1 公尺。

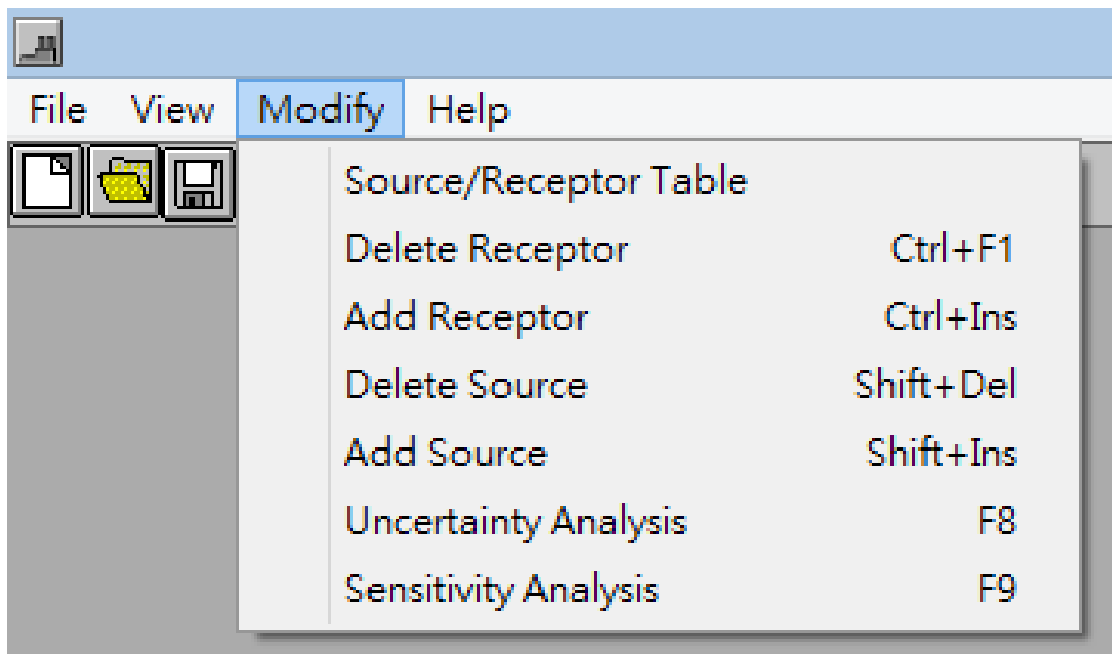


圖 5.6 設定受體和射源數量視窗

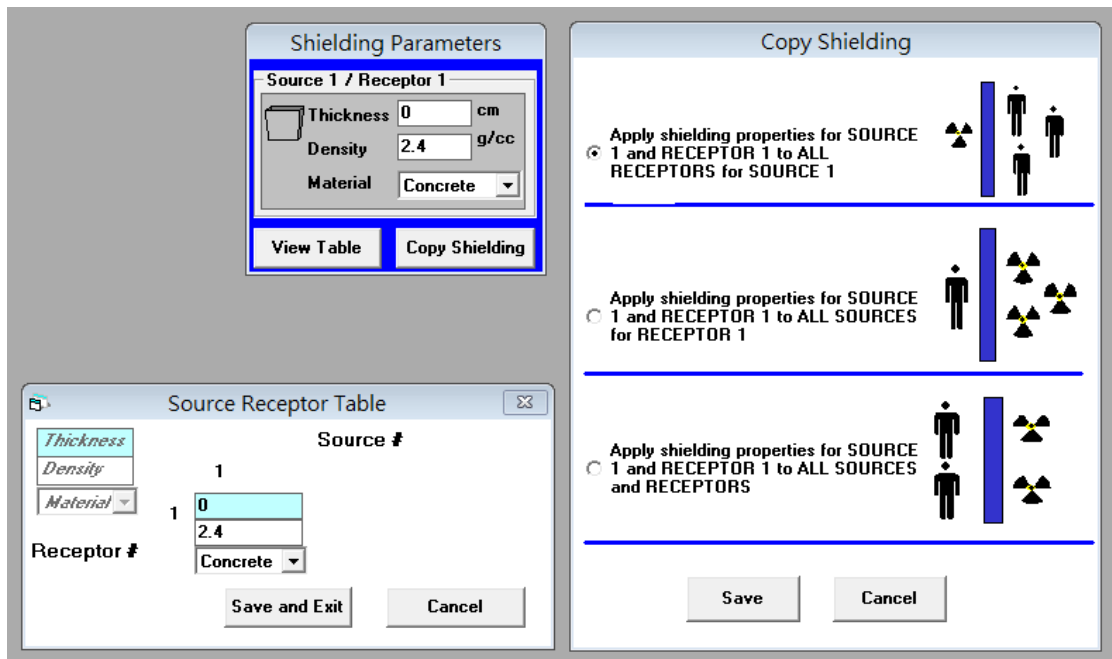


圖 5.7 屏蔽參數視窗

屏蔽參數視窗含有之主要功能如下所述：

- View Table button：讓使用者觀察和修改射源和受體之間的屏蔽。
- Copy Shielding button：讓使用者複製目前射源和受體之間的屏蔽特性。

RESRAD-BUILD 程式簡化模型以讓使用者只需設計一座屏蔽於每對射源和受體之間。屏蔽可設計特性有材料之類型、厚度、密度。其中材料類型可選擇混凝土、水、鋁、鐵、銅、鎢、鉛、鈾。



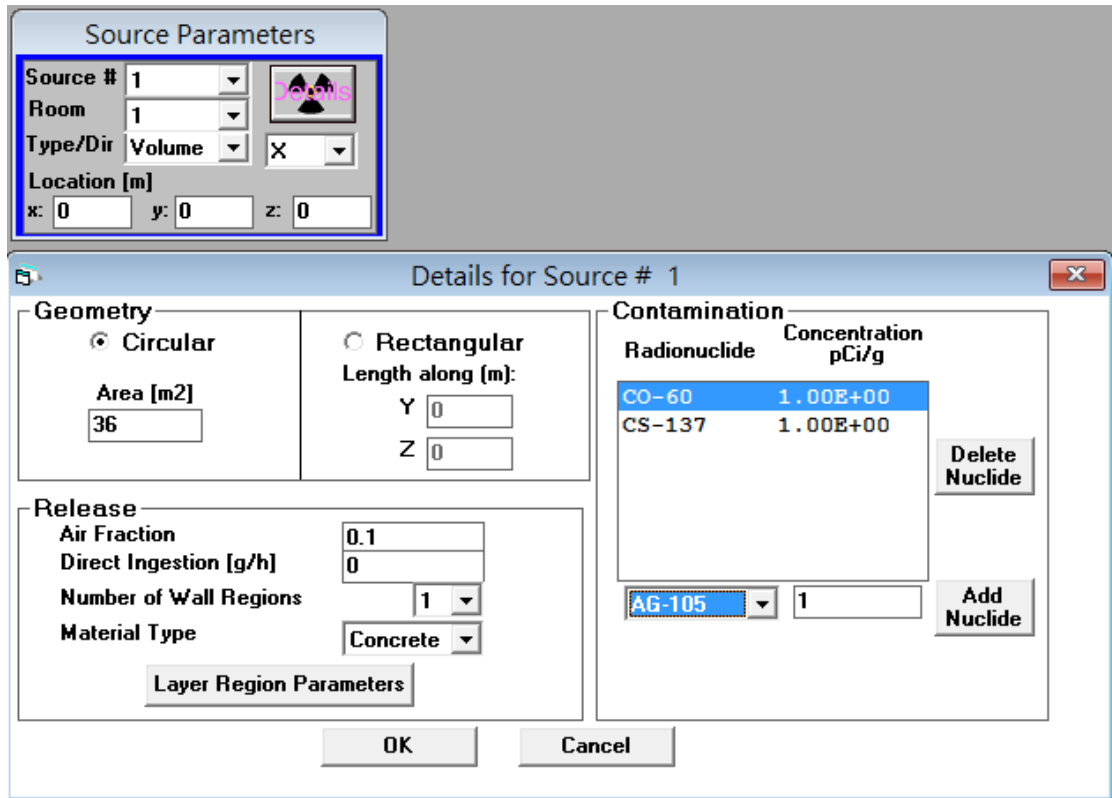


圖 5.8 Volume Type 射源參數視窗

射源視窗可設定射源之種類、位置、方向。點選輻射符號可設定關於射源尺寸、可移除分率、排氣分率、和射源之放射性核種污染。對於體外劑量之計算，假設 Volume Type 和 Area Type 射源之幾何皆為圓形。

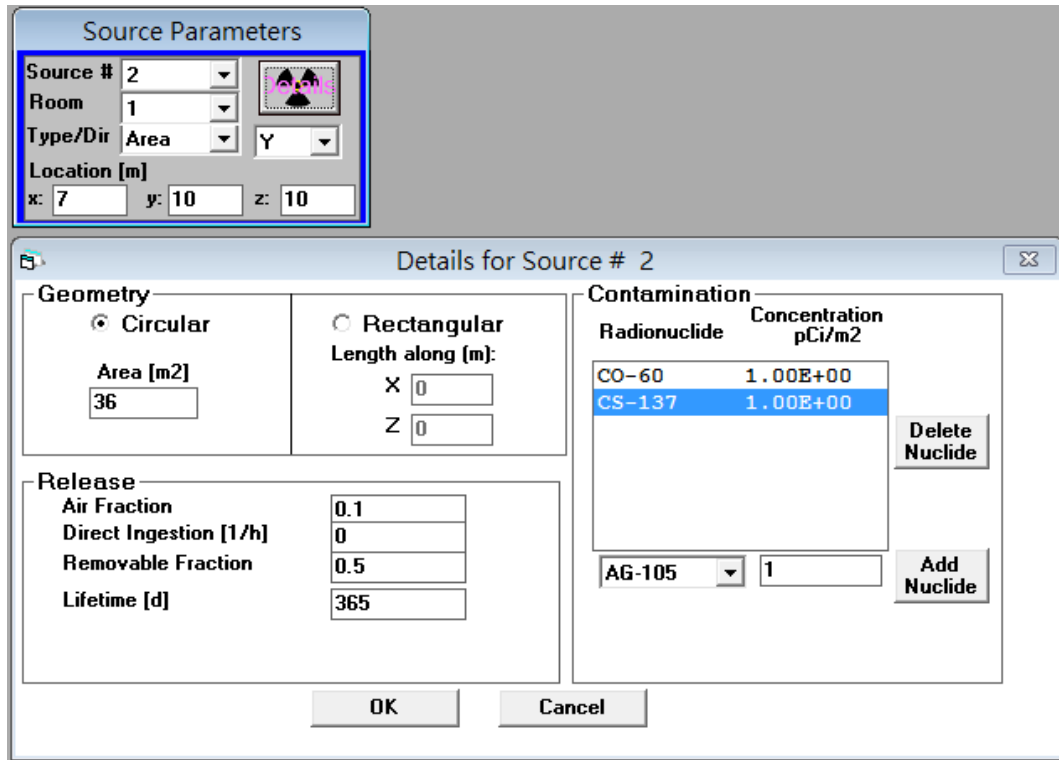


圖 5.9 Area Type 射源參數視窗

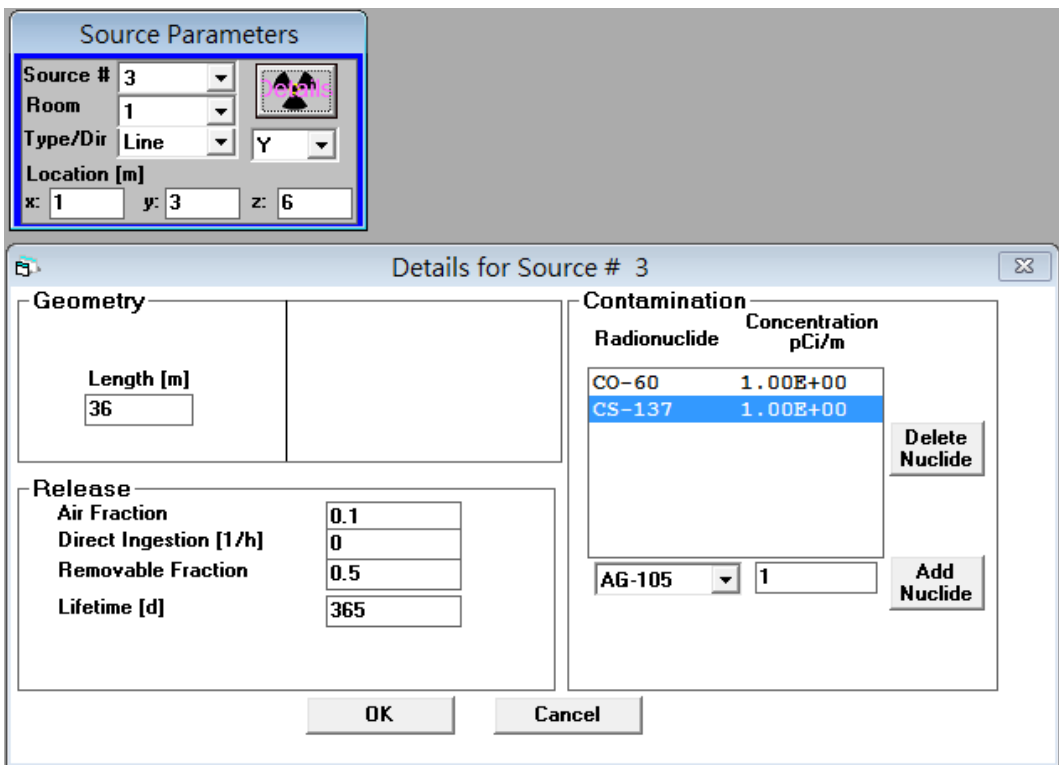


圖 5.10 Line Type 射源參數視窗

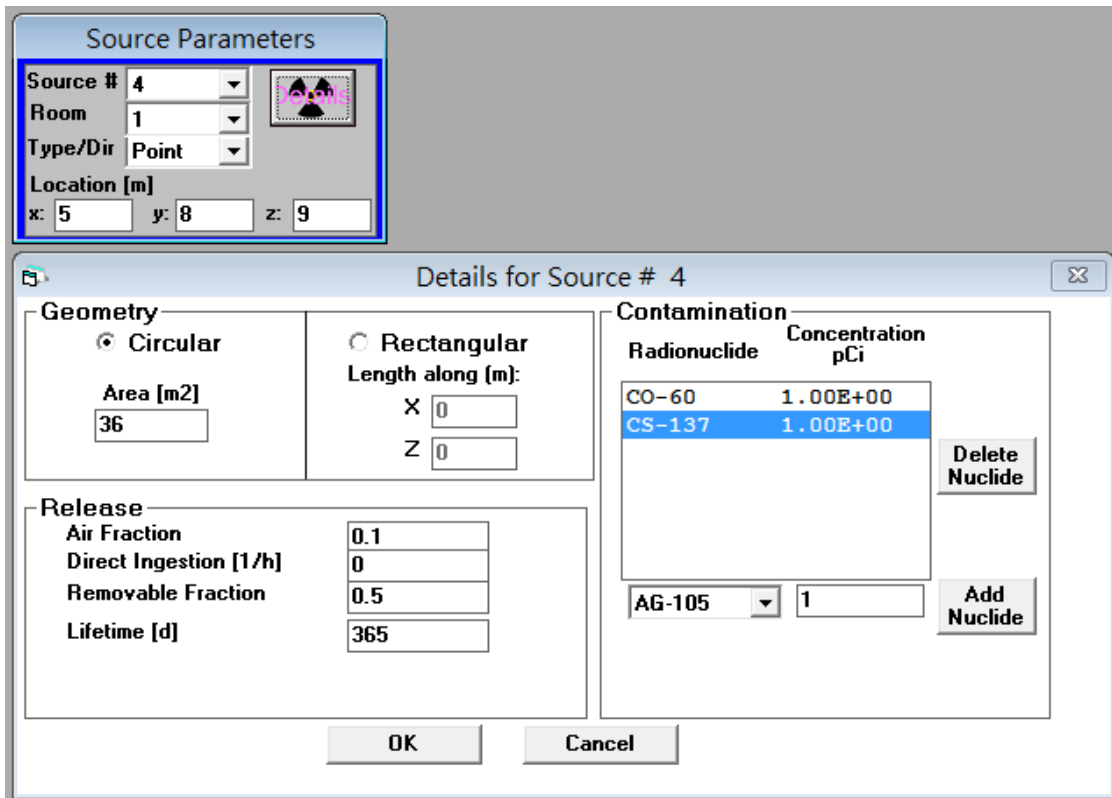


圖 5.11 Point Type 射源參數視窗

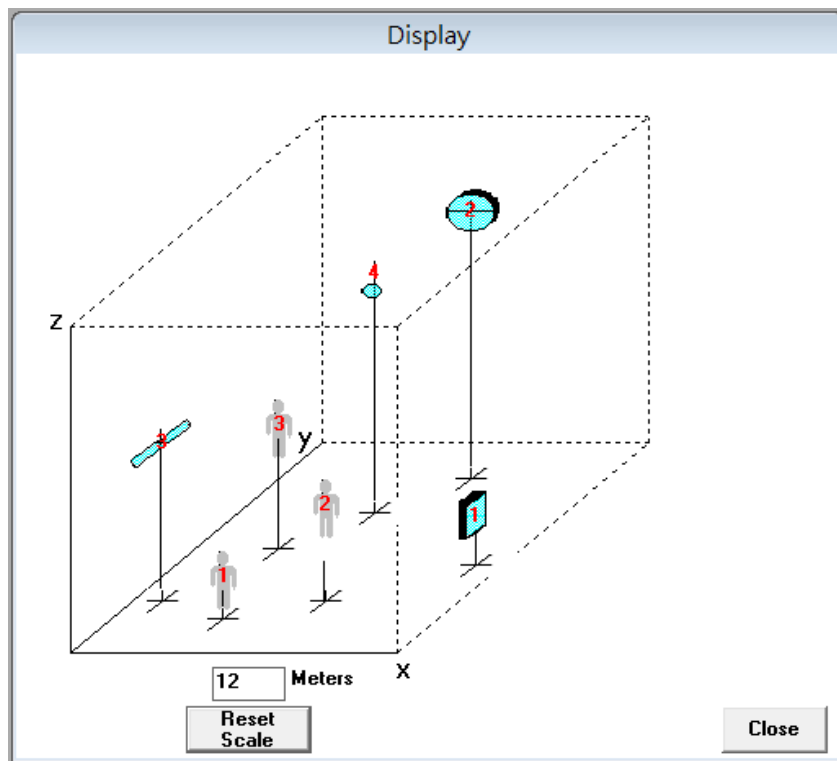


圖 5.12 建築物空間 3D 顯示器

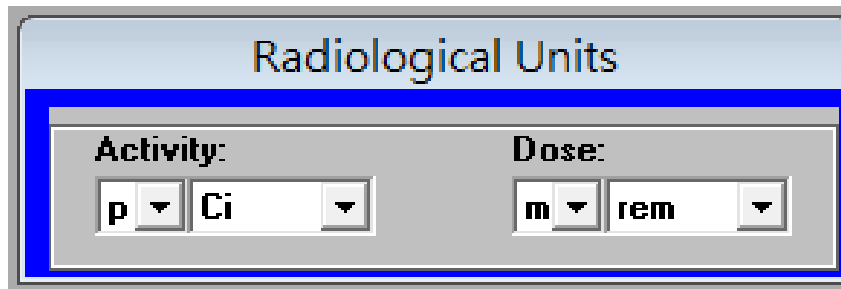


圖 5.13 放射單位視窗

放射單位視窗可以選擇活性濃度和等效劑量之單位，放射單位視窗含有之主要功能和概念補充如下所述：

- 活性濃度(activity concentration)主要單位有：Ci (curies)、Bq (becquerels)、dpm (disintegrations per minute，每分鐘蛻變次數)、dps (disintegrations per second，每秒鐘蛻變次數)。
- 等效劑量(dose equivalent)主要單位有：rem、Sv (sievert)。
- $1 \text{ Sv} = 100 \text{ rem}$ ；(rem = 倫目 = 人體倫琴當量)。
- 在國際單位制中，rem 為非法定單位，劑量當量的法定單位為西弗(Sv)。
- 貝克(Bq)為放射性活度的單位。活度是指放射性物質在單位時間內的衰變數，故活度單位是以秒的倒數表示，即  $\text{s}^{-1}$ ，類似頻率。活度的特殊單位是貝克( $\text{s}^{-1}$ )。
- 放射性物質因為不穩定，會進行衰變。1 秒鐘有 1 次衰變就是 1 貝克，所以某一放射性物質，若 1 秒中進行 1000 次衰變，此放射性物質活度

即為 1000 貝克。影響活度大小的因素有放射性物質的量與此放射性物質的半衰期。

- 1 Ci =  $3.7 \times 10^{10}$  Bq。
- 貝克(Bq)是描述放射源活性強度的單位，而西弗(Sv)則是描述被輻射物體所受單位輻射劑量的單位，兩者是不同的概念。
- 貝克(Bq)強調放射源的放射性強弱，而西弗(Sv)則著重表示放射性被害尤其是對人體健康的危害程度。貝克(Bq)只和放射源物質的元素性質和數量有關，而西弗(Sv)則由放射源活性強度、放射物性質、離放射源的距離、障礙物的有無、地形、風向等等因素決定。

Prefix	Symbol	Multiplier	
exa	E	$10^{18}$	1,000,000,000,000,000,000
peta	P	$10^{15}$	1,000,000,000,000,000
tera	T	$10^{12}$	1,000,000,000,000
giga	G	$10^9$	1,000,000,000
mega	M	$10^6$	1,000,000
kilo	k	$10^3$	1,000
hecto	h	$10^2$	100
deka	da	$10^1$	10
deci	d	$10^{-1}$	0.1
centi	c	$10^{-2}$	0.01
milli	m	$10^{-3}$	0.001
micro	$\mu$	$10^{-6}$	0.000,001
nano	n	$10^{-9}$	0.000,000,001
pico micro micro	p $\mu\mu$	$10^{-12}$	0.000,000,000,001
femto	f	$10^{-15}$	0.000,000,000,000,001
atto	a	$10^{-18}$	0.000,000,000,000,000,001

表 5.1 放射單位視窗之十進位單位符號

RESRAD-BUILD 程式模擬結果之呈現方式，如圖 5.14 所示，使用者可以選擇三種圖表類型：折線圖、群組直條圖、堆疊直條圖。當使用者選擇群組和堆疊直條圖時，可以選擇兩個種類作為主軸和副軸。例如：使用者若想看每個受體於多種途徑、特定的放射性核種、特定的射源所吸收的輻射劑量，在此即可將受體設為主軸，途徑設為副軸，如圖 5.15 所示。藉由選擇不同的主軸和副軸內容，使用者可以繪製出多元視角之模擬結果。例如：使用者若想決定哪種核種與途徑之組合會導致最多的輻射劑量於特定之受體，在此即可將放射性核種設為主軸，途徑設為副軸，如圖 5.16 所示。

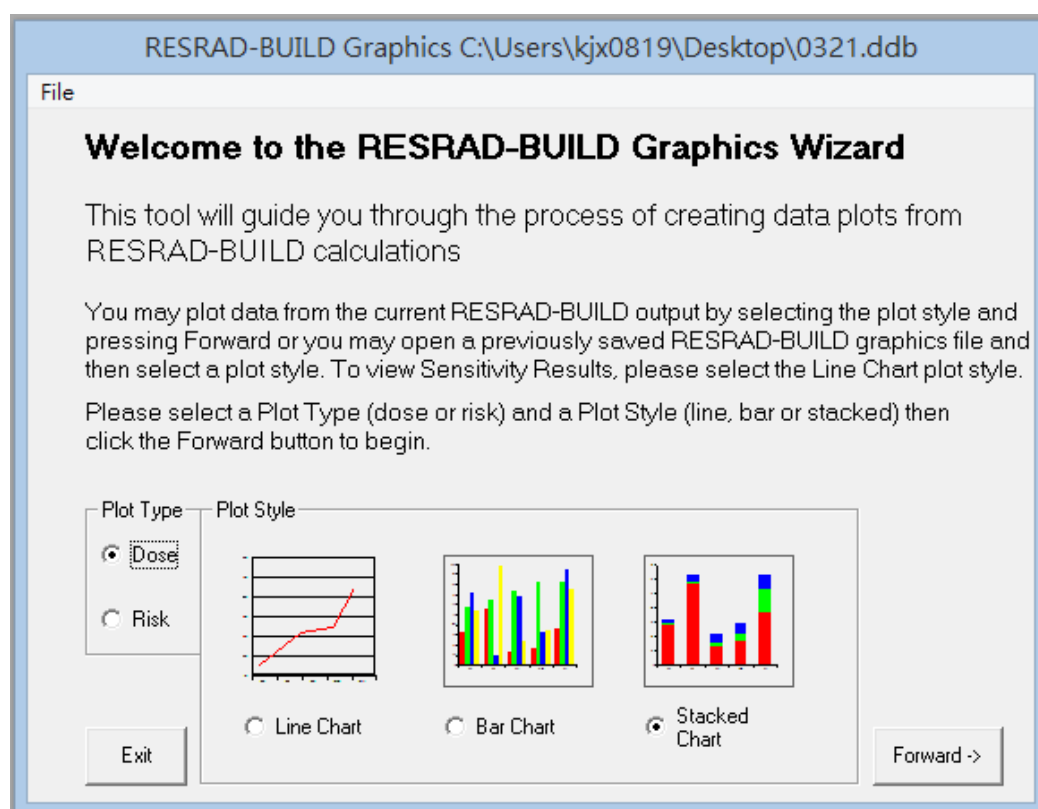


圖 5.14 RESRAD-BUILD 程式繪圖視窗

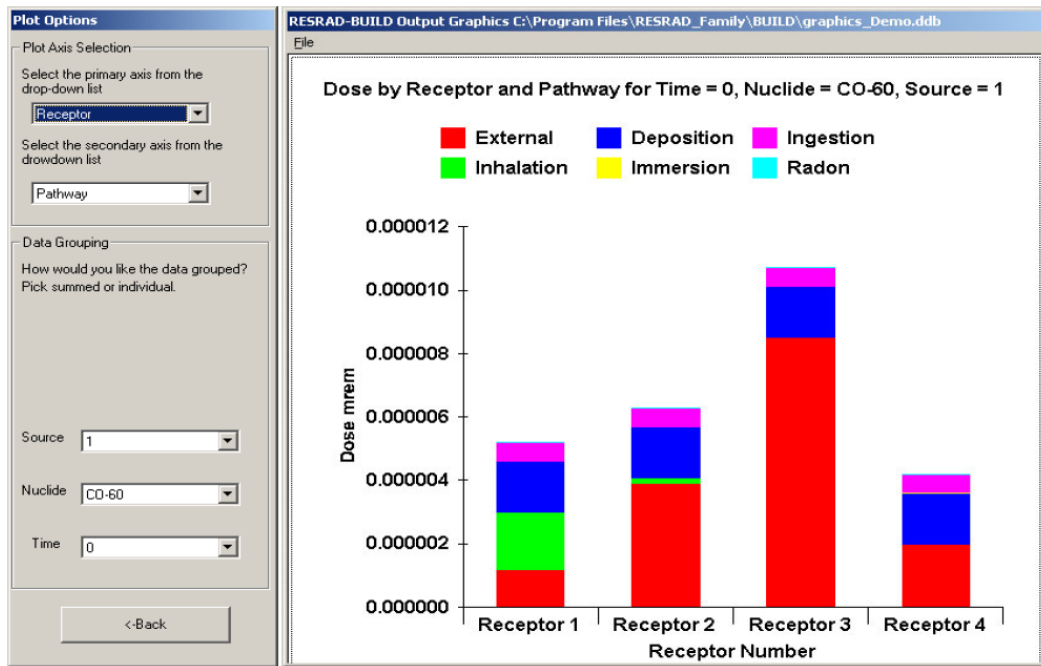


圖 5.15 堆疊直條圖呈現每個受體對於每個途徑和特定射源所吸收的輻射劑量

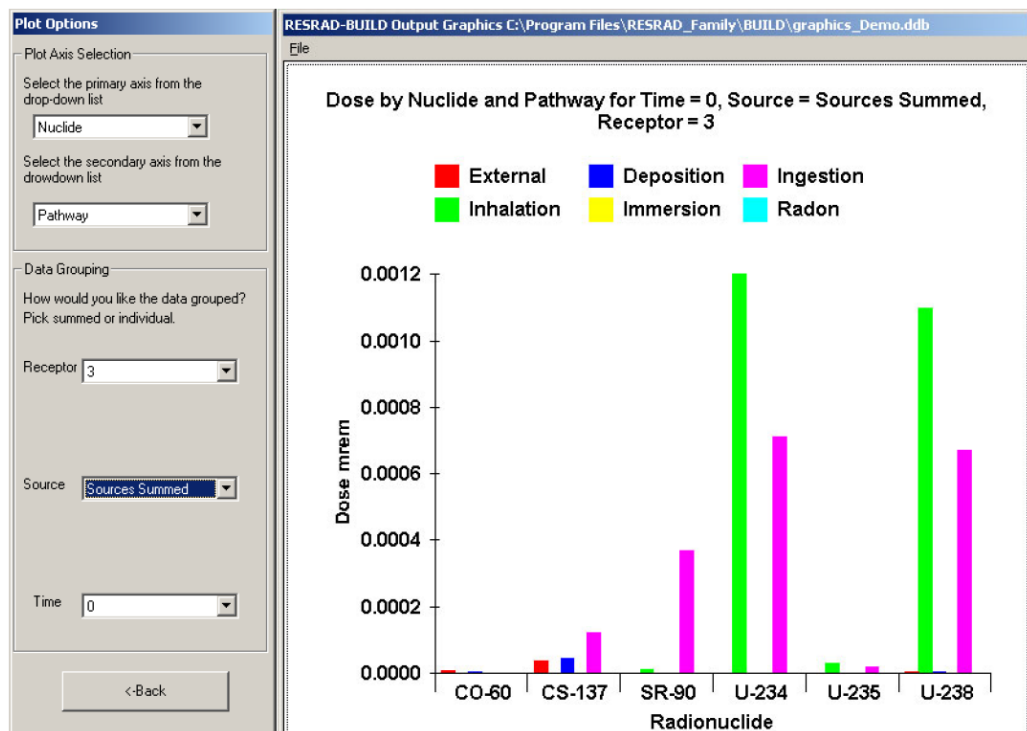


圖 5.16 群組直條圖呈現受體 3 對於每種放射性核種和途徑之組合所吸收的輻射劑量

## 第六章 建築物輻射污染之 RESRAD 程式模擬與實務驗證

### 6.1 廠址特性調查作業

本章節將實際模擬一棟受輻射污染之建築物「國立清華大學生物科技館南館」，並選擇使用 RESRAD-BUILD 程式模擬建築物之輻射污染程度，以及模擬建築物裡之人員所受輻射劑量。相關實驗分析資料為引用國立清華大學原子科學技術發展中心的「國立清華大學生物科技館南館拆除工程報告」。為了精進 RESRAD-BUILD 程式裡設計之建築物模型的擬真度，選擇取樣生物科技館南館裡之其中一間實驗室之編號為 B101。

生物科技館南館與實驗室 B101 之樓層平面圖，如圖 6.1 所示，實驗室 B101 之空間長度為 724 cm、寬度為 470.5 cm、高度為 300 cm。實驗室 B101 之輻射污染概況如下所述：東面牆壁為紅磚建築材料有受污染、南面牆壁為紅磚建築材料有受污染、西面牆壁為空心磚建築材料無受污染、北面牆壁為空心磚建築材料無受污染，在此假設天花板及地板無污染。假設標準紅磚之密度為  $1.8\sim 2.0\text{ g/cm}^3$ ，以及標準尺寸為  $240*115*53\text{ mm}$ ，建築材料之密度大小將會影響程式模擬之屏蔽分析與建築物裡之人員所受輻射劑量。



磚塊種類	密度範圍
普通粘土磚	1.80~2.00 g/cm <sup>3</sup>
緻密粘土磚	2.05~2.20 g/cm <sup>3</sup>
高緻密粘土磚	2.25~2.30 g/cm <sup>3</sup>
矽磚	1.80~1.95 g/cm <sup>3</sup>
鎂磚	2.60~2.70 g/cm <sup>3</sup>
鋁鎂碳磚	2.90~3.00 g/cm <sup>3</sup>

表 6.1 建築材料之密度分析

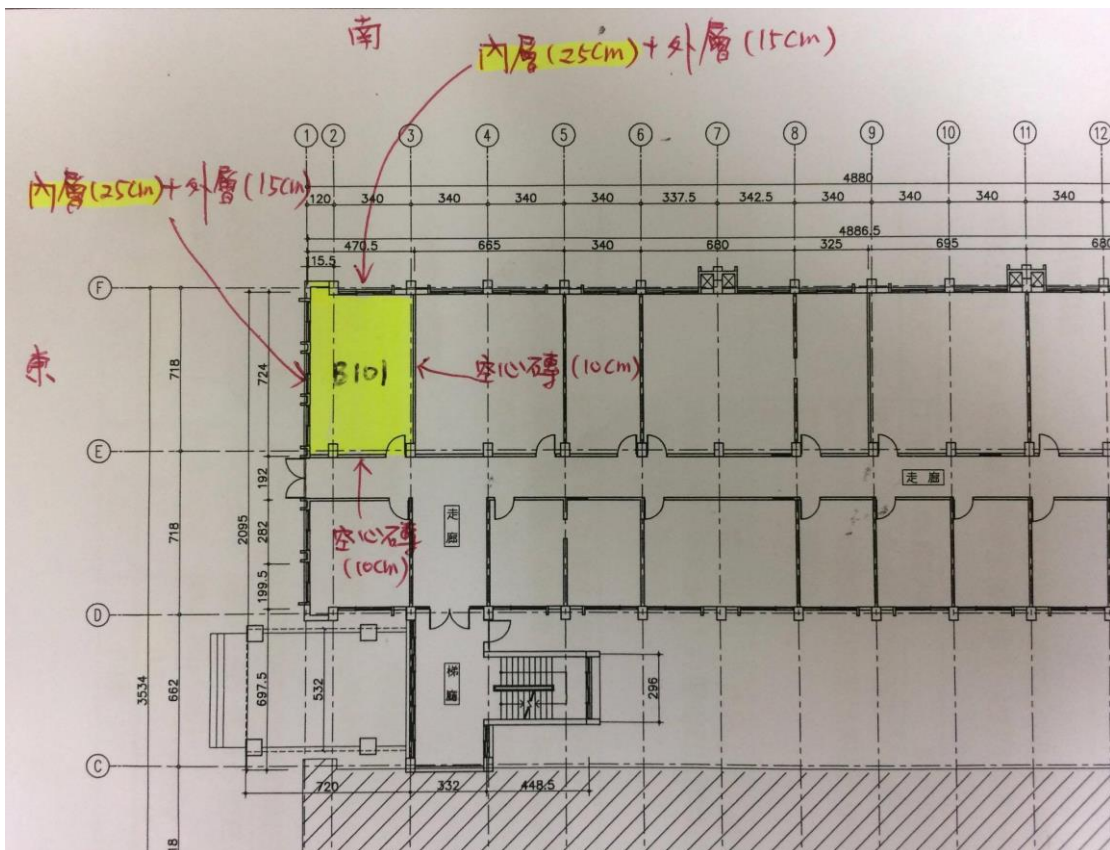


圖 6.1 生物科技館南館與實驗室 B101 之樓層平面圖<sup>[10]</sup>

## 6.2 建築物空間使用規範與人員輻射劑量限值

原子能委員會於民國 92 年新輻防法規實施後，對於從事與輻射有關之工作人員的有效劑量限值為 5 年平均年劑量 20 mSv，任何一年之限值為 50 mSv；一般民眾的有效劑量限值為每年 1 mSv。

依據量測劑量結果(以各房間臨牆最高值做為保守估算)與使用時間將該建築物使用空間區分為 A、B、C 三類，並訂定使用規範如表 6.2 所示：

使用類別	工作條件 /劑量評估	使用規範
A	全年工作(或停留)2000 小時，年劑量可能大於 1 毫西弗者。	限為輻射作業場所使用。工作人員須為領有輻防相關證照者。
B	全年工作(或停留)8760 小時，年劑量可能大於 1 毫西弗者。	(1)比照上述 A 類使用規範。 (2)限每日工作或停留 8 小時。
C	不屬於 A、B 類者。	使用不受限制。

表 6.2 建築物空間使用規範與人員輻射劑量限值<sup>[10]</sup>

附註：公共區域部分，因佔用因數(或時間)極低，輻射劑量影響可忽略，惟不可用為工作場所，人員只可以路過或暫時停留。

### 6.3 輻射劑量偵檢儀器資料與檢測方式

輻射劑量偵檢儀器資料，如表 6.3 所示。

名稱	廠牌/型號 /序號	最低偵測 下限	校正日期 /偵測日期	校正單位
塑膠閃爍 偵檢儀	ATOMTEX/AT1121 /4445	0.05 $\mu$ Sv/h	民國 100 年 09 月 23 日 /民國 101 年 05 月 04 日	國立清華 大學

表 6.3 輻射劑量偵檢儀器資料

建議偵測單位可提供參數：偵測範圍面積與距離、樣品計數率(單位為 cpm 或 cps)、背景計數率、計數器之計數效率，以利計算該樣品之活度(Bq)與 RESRAD 程式模擬分析人體所受輻射劑量(mSv/yr)。

生物科技館南館之輻射汙染的檢測方式，如下所述：

1. 以手提式輻射劑量偵檢儀器進行現場輻射劑量測量，偵測模式設定在「劑量率平均模式」，當劑量率變動範圍小於 10% 時，即視為穩定的劑量率讀值。
2. 量測數值可分為牆壁劑量率及空間劑量率；牆壁劑量率之量測點為牆壁表面 5 cm 處，空間劑量率之量測點為房間正中央，高度約 2 m 處。
3. 生物科技館南館之實驗室 B101 的室內背景劑量率為採用未受汙染之生物科技館北館量測值，登載之劑量率數值均已扣除背景劑量率。

使用 RESRAD-BUILD 程式模擬建築物輻射汙染與人員所受輻射劑量時，可以結合廠址之實際偵測人員所受輻射劑量來做實務驗證，例如：委託第三方公正單位撰寫建築物輻射汙染偵測報告，其中負責偵測單位為財團法人中華民國輻射防護協會，偵測日期為民國 101 年 05 月 04 日。生物科技館南館之實驗室 B101 的輻射汙染偵測報告中，南面牆壁劑量率量測點為距離南面牆壁表面 5 cm 處，臨牆(窗)最高劑量率為  $0.14 + 0.14$  (含未受汙染之北館的背景劑量率) =  $0.28 \mu\text{Sv/h} = 2452.8 \mu\text{Sv/yr}$  (計算使用  $24 \text{ hr/day} * 365 \text{ days/year}$ )。東面牆壁劑量率量測點為距離東面牆壁表面 5 cm 處，臨牆(窗)最高劑量率為  $0.04 + 0.14$  (含未受汙染之北館的背景劑量率) =  $0.18 \mu\text{Sv/h} = 1576.8 \mu\text{Sv/yr}$  (計算使用  $24 \text{ hr/day} * 365 \text{ days/year}$ )。

## 6.4 輻射污染牆壁之射源強度分析

廠址特性調查作業時，選擇取樣國立清華大學生物科技館南館裡之其中一間實驗室之編號為 B101，實驗室 B101 之輻射污染概況如下所述：東面牆壁為紅磚建築材料有受污染、南面牆壁為紅磚建築材料有受污染，其餘空間位置皆假設無受輻射污染。因此本研究之實驗步驟為針對南面牆壁和東面牆壁進行射源強度分析(第 6.4 章節)、鑽心取樣實驗(第 6.5 章節)及活性濃度分析(第 6.5 章節)。

實驗首先將生物科技館南館之實驗室 B101 的東面牆壁和南面牆壁做網格化處理，並測量每個網格點之射源強度，其中測量值單位為 cps，東面牆壁之實驗結果如圖 6.2 所示；南面牆壁之實驗結果如圖 6.3 所示。藉由射源強度分析結果，可得知東面和南面牆壁之輻射污染皆呈現非均勻分布，透過射源強度之測量值(單位：cps)範圍，取樣其範圍裡之強、中、弱……等不同射源強度之網格作為鑽心取樣之區域，並將欲作為鑽心取樣之網格註記紅圈，如圖 6.2 和圖 6.3 所示。

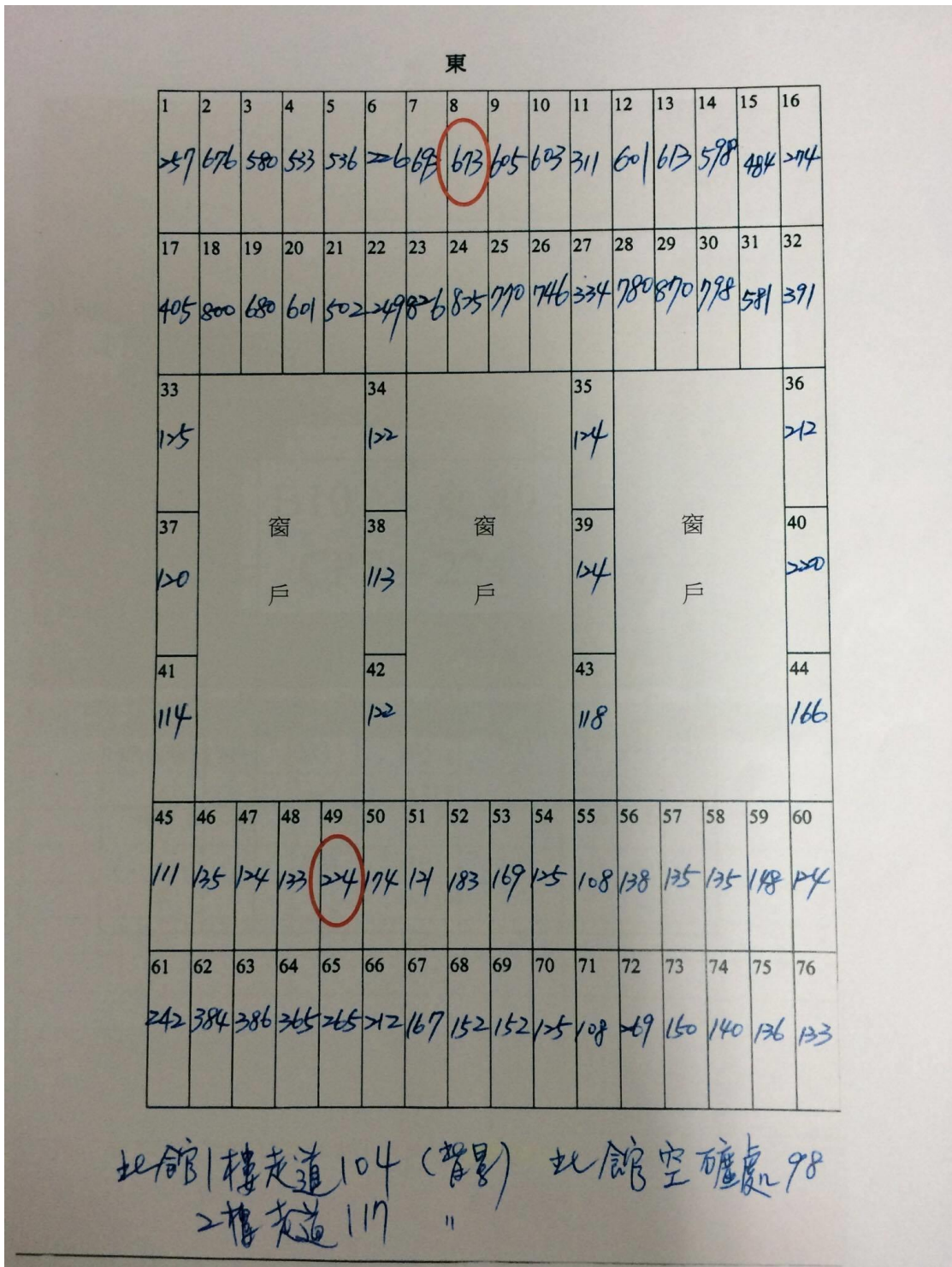


圖 6.2 生物科技館南館之實驗室 B101 的東面牆壁網格化後之射源強度測量值 (單位：cps)<sup>[10]</sup>

南

1	2	3 (標)	4	5	6	7	8	9	10	11 (標)	12
224	184	135	259	246	203	171	168	157	110	101	100
13	14	15	窗 戶						16	17	18
326	319	183							121	110	115
19	20	21							22	23	24
264	285	186							145	121	116
25	26	27							28	29	30
249	270	144	158	113	110						
31	32	33	34	35	36						
150	142	120	143	112	117						
37	38	39	40	41	42	43	44	45			
112	124	131	154	175	176	134	125	118			
46	47	48	49	50	51	52	53	54			
110	120	136	154	152	184	171	114	123			

圖 6.3 生物科技館南館之實驗室 B101 的南面牆壁網格化後之射源強度測量值 (單位：cps)<sup>[10]</sup>

## 6.5 輻射污染牆壁之鑽心取樣實驗及活性濃度分析

實驗接著針對生物科技館南館之實驗室 B101 的東面牆壁和南面牆壁做鑽心取樣及活性濃度分析，在此取樣兩個網格位置之鑽心取樣實驗及活性濃度分析作為範例，東面牆壁網格 08 之實驗結果如表 6.4 所示；南面牆壁網格 42 之實驗結果如表 6.5 所示。從實驗結果和實際廠址特性調查可得知牆壁整體結構之輻射污染分布：內層(靠近室內)因為有做過人為除汙處理，活度較低。中間為原始受輻射污染結構，活度較高。外層(靠近室外)因為後期有外加屏蔽牆，沒有輻射污染。牆壁整體結構之輻射污染呈現非均勻分布。

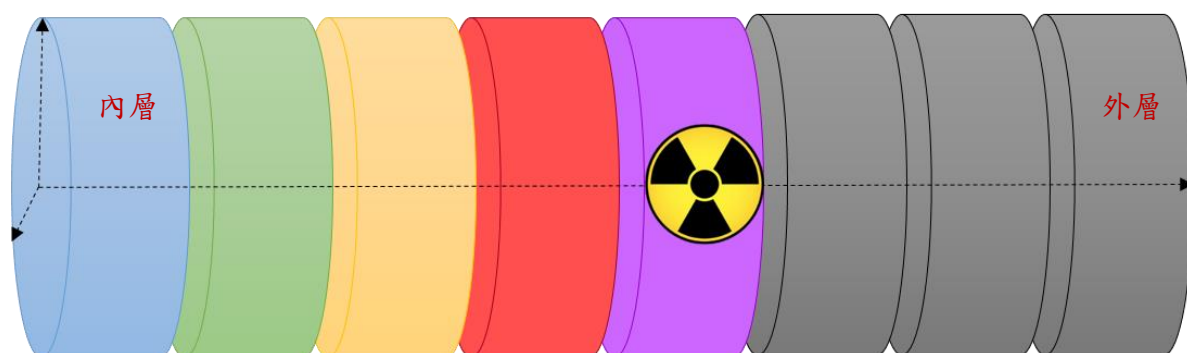


圖 6.4 RESRAD-BUILD 程式模擬鑽心取樣之非均勻輻射污染分布



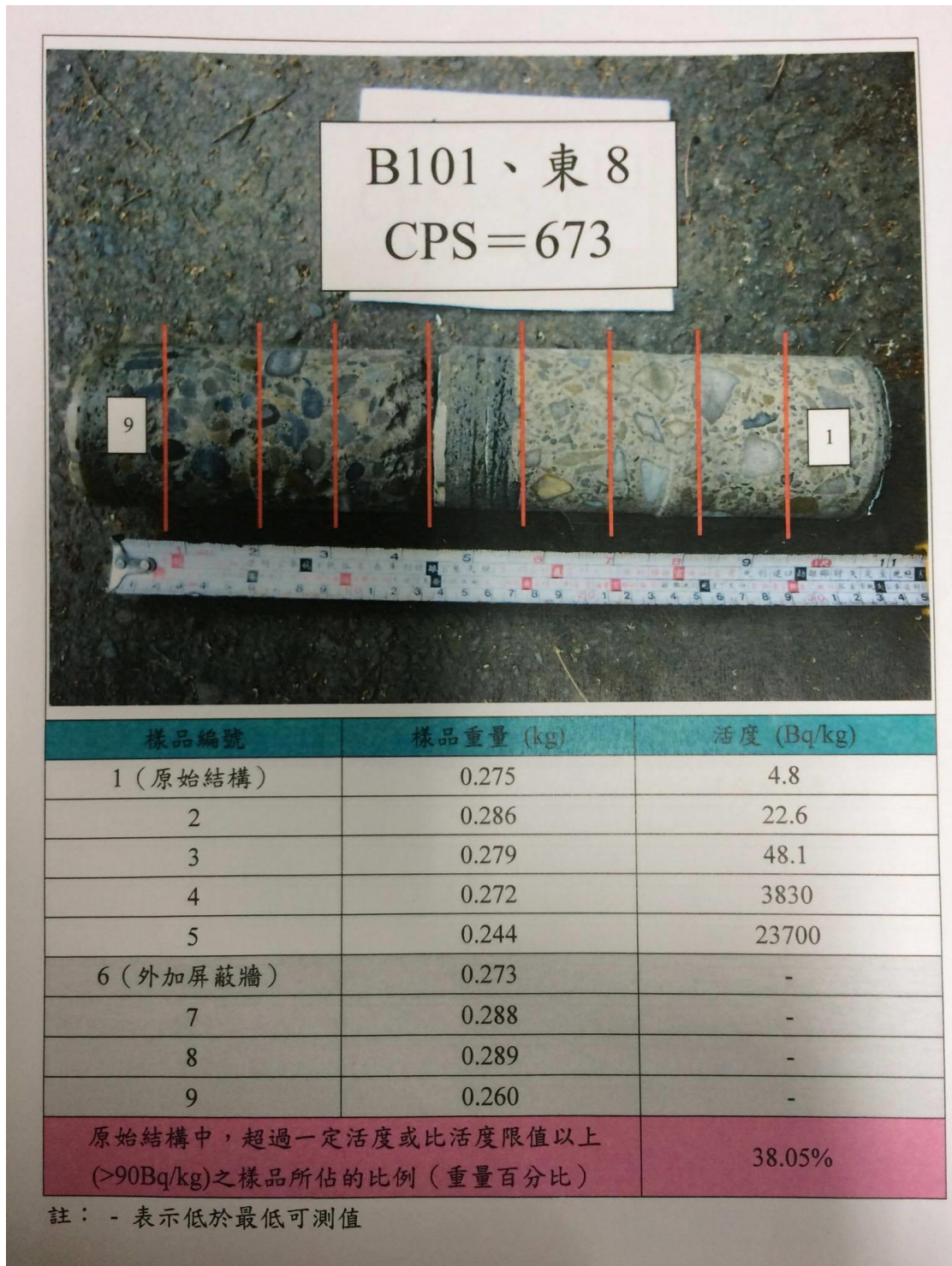


表 6.4 生物科技館南館之實驗室 B101 的東面牆壁網格 08 之鑽心取樣實驗及活性濃度分析結果<sup>[10]</sup>

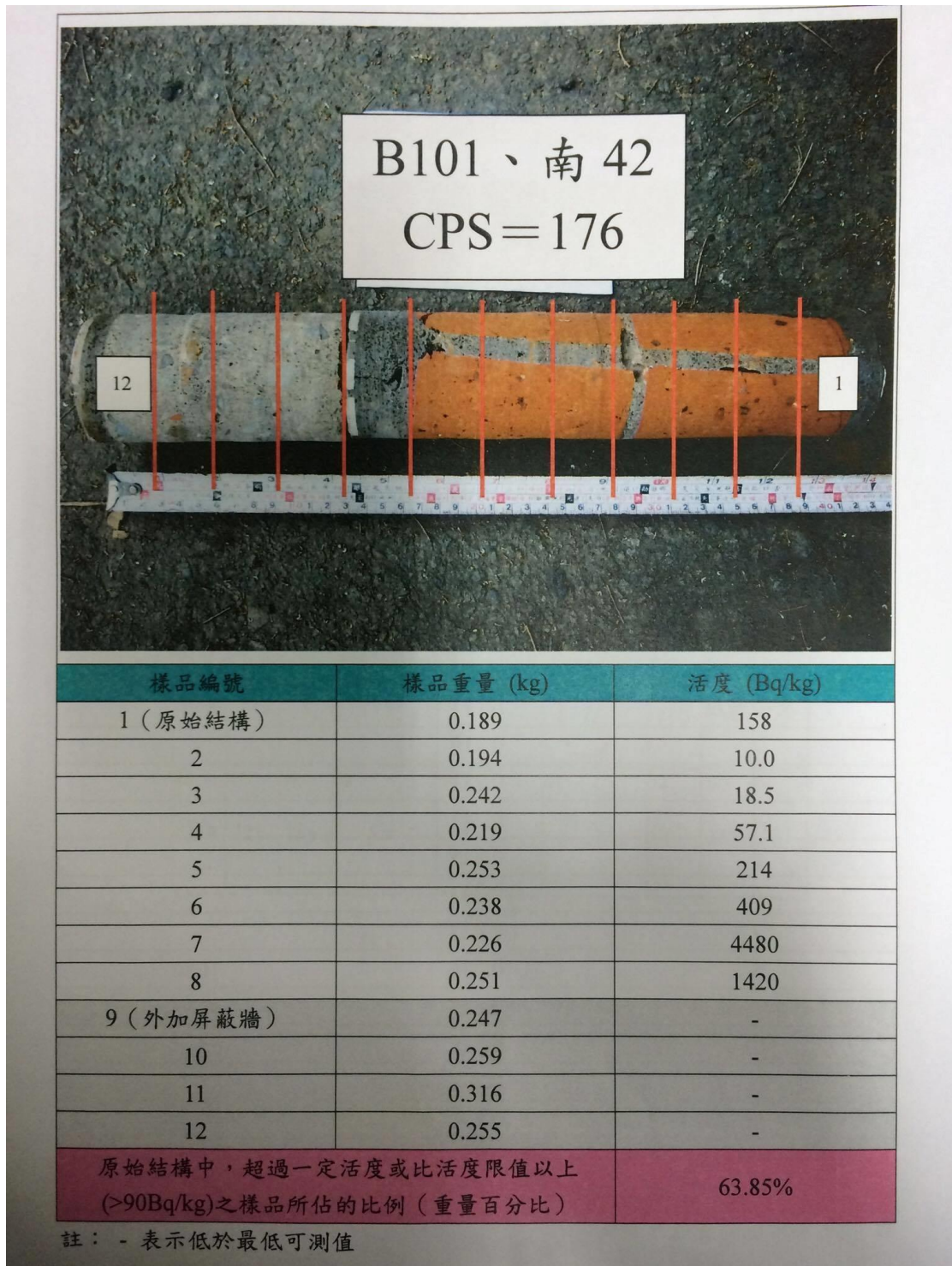


表 6.5 生物科技館南館之實驗室 B101 的南面牆壁網格 42 之鑽心取樣實驗及活性濃度分析結果<sup>[10]</sup>

## 6.6 建築物輻射污染之 RESRAD-BUILD 程式模型設計

透過 RESRAD-BUILD 程式之多元化模型設計以模擬實際建築物輻射污染情境，由於牆壁整體結構之輻射污染呈現非均勻分布，在此設計九種模型以模擬建築物輻射污染，如表 6.6 所示，並與實際輻射污染偵測數值做驗證，以評估最佳化模擬結果。未來若能使用擬真程度較高之建模技術，可做為推導 DCGL (導出濃度指引水平)之輻射劑量評估安全審查與驗證技術研究之參考。

表 6.6 中之模型 5 為進入擬真程度較高之模型 6~9 的重要前置作業，上述兩者模型差別在於鑽心取樣之多元方位與數量。假若模型 5 的鑽心取樣數量為 4 個方位，則模型 6~9 的鑽心取樣數量可增加為 4 個方位以上，透過設計多方位鑽心取樣可增加模型擬真程度。

<p style="text-align: center;">模型概述</p> <p style="text-align: center;">(1→9 依序表示為：初期模型→後期模型)</p>	<p style="text-align: center;">備註</p>
1. 數學理論初步分析。	<p style="text-align: center;">誤差大</p> <p style="text-align: center;">擬真度低</p>
2. 無屏蔽分析，鑽心取樣之選取一段活度最高值為代表，其餘假設為空氣屏蔽。	<p style="text-align: center;">誤差小</p> <p style="text-align: center;">模擬&gt;實際劑量</p>
3. 有屏蔽分析，鑽心取樣之選取一段活度最高值為代表，其餘假設為紅磚屏蔽。	<p style="text-align: center;">誤差大</p> <p style="text-align: center;">模擬&lt;&lt;實際劑量</p>
4. 無屏蔽分析，鑽心取樣之選取整體活度平均值為代表。	<p style="text-align: center;">誤差大</p> <p style="text-align: center;">均勻輻射污染</p> <p style="text-align: center;">模擬&lt;&lt;實際劑量</p>
5. 有屏蔽分析，鑽心取樣之選取多段活度與屏蔽混合。	<p style="text-align: center;">規劃中</p> <p style="text-align: center;">非均勻輻射污染</p> <p style="text-align: center;">擬真度高</p>
6. 無屏蔽分析，多方位鑽心取樣之選取一段活度最高值為代表，其餘假設為空氣屏蔽。	<p style="text-align: center;">規劃中</p>
7. 有屏蔽分析，多方位鑽心取樣之選取一段活度最高值為代表，其餘假設為紅磚屏蔽。	<p style="text-align: center;">規劃中</p>
8. 無屏蔽分析，多方位鑽心取樣之選取整體活度平均值為代表。	<p style="text-align: center;">規劃中</p> <p style="text-align: center;">均勻輻射污染</p>
9. 有屏蔽分析，多方位鑽心取樣之選取多段活度與屏蔽混合。	<p style="text-align: center;">規劃中</p> <p style="text-align: center;">非均勻輻射污染</p> <p style="text-align: center;">擬真度高</p>

表 6.6 建築物輻射污染之 RESRAD-BUILD 程式模型設計

## 第七章 結論與建議

1. 研析美國和國際間研發與應用之生物圈輻射劑量及風險評估程式，評估電腦程式於實際除役核電廠之適用性，以及了解國際間除役廠址與建築物解除管制之評估及驗證作法。
2. 建立除役核電廠建物與廠址解除管制之審查重點與接受準則，提出相關管路、建物、結構物的導出濃度指引水平(DCGL)和劑量轉換因子(DCF)，供管制單位參考。
3. 研析美國 Yankee Rowe 核電廠(YNPS)的執照終止計畫(LTP)，以及研析執照終止放射標準，彙整 RESRAD 程式之模擬分析架構、輸入參數選擇程序、導出濃度指引水平(DCGL)和劑量轉換因子(DCF)之計算結果。
4. 完成操作 RESRAD-BUILD、RESRAD 程式之模擬流程與模型設計，未來將深入了解各項環境參數之設計特性，以及研析欲評估廠址之環境參數與情境設定，進而應用 RESRAD 程式於除役核電廠、建築物輻射污染、低放射性廢棄物處置廠址之輻射安全評估。

5. 建議偵測單位可提供參數：偵測範圍面積與距離、樣品計數率(單位為 cpm 或 cps)、背景計數率、計數器之計數效率，以利計算該樣品之活度 (Bq)與 RESRAD 程式模擬分析人體所受輻射劑量(mSv/yr)。
6. 操作 RESRAD 程式遇到的瓶頸為廠址相關環境參數之設計，經由研究團隊討論解決方案為必須先進行靈敏度分析，找出最關鍵的環境參數，再進行廠址的環境參數調查研究，並不一定所有的參數都需要自行設計，也可以參考國際上(例如：國際原子能總署，IAEA)已發表之類似特性的環境參數，其餘較不靈敏的環境參數則可以選擇程式的預設值。
7. RESRAD-BUILD 程式並沒有提供建築材料之非均勻混合輻射污染之設計，研究團隊運用設計多個射源數量以達到建築材料之非均勻混合輻射污染效果，但 RESRAD-BUILD 程式建立模型之射源設計數量上限為 10 個，將進而導致建築材料之鑽心取樣數量和非均勻混合設計數量之加總額上限為 10 個，如何適當地運用 10 個射源數量在不失去擬真度的情況下設計模型，是未來的研究重點之一。經由研究團隊討論解決方案為建立多個 RESRAD-BUILD 程式之模型設計檔案，運用適當之射源的空間擺設，以及將建築材料之非均勻混合輻射污染進行射源的分割與堆疊處理，藉此消除 10 個射源數量之程式設計限制，以達成高擬真度和最佳化模擬結果。

## 參考資料

1. Yu, C., et al., User's Manual for RESRAD-OFFSITE Version 2, ANL/EVS/TM/07-1, DOE/HS-0005, NUREG/CR-6937, Argonne National Laboratory, Argonne, Ill., June 2007.
2. Yu, C., et al., User's Manual for RESRAD-BUILD Version 3, ANL/EAD/03-1, Argonne National Laboratory, Argonne, Ill., June 2003.
3. B.M. Biwer, S. Kamboj, J. Arnish, C. Yu, and S.Y. Chen, Technical Basis for Calculating Radiation Doses for the Building Occupancy Scenario Using the Probabilistic RESRAD-BUILD 3.0 Code, NUREG/CR-6755, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Office of Nuclear Regulatory Research, Washington, D.C., February 2002.
4. Sang Bum Hong, Doo Seoung Hwang, Bum Kyung Seo, Jei Kwon Moon, 2013. Practical application of the MARSSIM process to the site release of a Uranium Conversion Plant following decommissioning, *Annals of Nuclear Energy* 65 (2014) 241–246.
5. Amr Abdelhady and T. Mongy, Dose and Risk Calculations for Decontamination of a Hot Cell, *Arab Journal of Nuclear Science and Applications*, 47(4), (100-106) 2014.
6. Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM), NUREG-1575, Rev. 1, August 2000.
7. Yankee Nuclear Plant Station License Termination Plan, Rev. 1, Yankee Atomic Electric Company, July 2005.
8. 林文勝，「低放射性廢棄物處置輻射劑量評估安全審查模式之研究」，國立臺灣大學，民國 102 年。

9. 趙得勝、王振安、吳尚謙、梁正宏，「除役核電廠廠址特性與環境輻射分析之審查技術研究」，國立清華大學，民國 104 年。
10. 劉鴻鳴，「國立清華大學生物科技館南館拆除工程報告」，國立清華大學原子科學技術發展中心，民國 103 年。
11. 武及蘭，「MARSSIM 簡介」，核能研究所，民國 105 年。
12. License Termination Plan Revision 4, Maine Yankee Atomic Power Company, February 2005.
13. B.M. Biwer, D.J. LePoire, S. Kamboj, and Y.S. Chang, Technical Manual and User's Guide for MILDOS-AREA Version 4, ANL/EVS-15/9, NUREG/CR-7212, Argonne National Laboratory, April 2016.
14. B.A. Napier, GENII User's Guide Version 2, PNNL-14583, Rev. 4, Pacific Northwest National Laboratory, September 2012.
15. K. McFadden, D.A. Brosseau, W.E. Beyeler, and C.D. Updegraff, User's Manual DandD Version 2.1, SAND2001-0822P, NUREG/CR-5512, Vol. 2, Sandia National Laboratory, April 2001.
16. Sullivan, T.M., "DUST-MS - Disposal Unit Source Term- Multiple Species: Data Input Guide," Brookhaven National Laboratory, 1997.
17. YA-CALC-00-003-04, "Assessment of radionuclide release from contaminated concrete at the Yankee Rowe Nuclear Power Plant," dated August 2004.
18. YA-REPT-00-003-04, "Estimate of Dose Due to Tritium in Groundwater at EPA's Maximum Contaminant Levels," dated April 2004.
19. Haddam Neck Plant License Termination Plan, Rev. 1a, dated October 2002.



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

計畫名稱：

核能電廠除役作業安全審查技術研究

子項計畫二：

除役核電廠輻射特性調查評估  
之審查與驗證研究

計畫編號：106FCMA001

執行單位：國立清華大學

計畫主持人：裴晉哲

子項計畫二主持人：蔣安忠

報告作者：蔣安忠、林宇捷

報告日期：中華民國 106 年 12 月

## 摘要

本研究對美國多部會輻射偵檢與廠址特性調查手冊(Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, MARSSIM; NRC 2000a)做了簡要彙整，說明曝露途徑模式和導出濃度指引水平的基本概念，藉此希望民眾理解除役核能電廠的調查報告中各項與外釋或劑量相關參數之具體意義，基於 MARSSIM 的基本精神與步驟，對台電除役核一廠初期的三份重要評估報告「核一廠輻射特性調查之初步執行及評估」、「核一廠反應器壓力槽及其內部組件之放射性特性分析」、「核一廠除役放射性廢棄物產量初步調查與估算」之調查方法及評估結果進行研析與驗證，本研究以第三方公正單位之角度進行研析與驗證，更進一步確保其內容之正確與完善。

各評估報告的研析與驗證與預期相符，內容無誤。但因核一廠目前狀態並非永久停機，考量系統除污及停機準備作業等可能改變輻射狀態的行動，場地分級及佈點取樣的依據尚待研擬，也暫時無法實際取樣進行比對與修正，僅著重範圍偵測與模擬評估，佈點也集中在核設施建築外之廠區環境，完整的輻射偵測計畫和各項調查作業將在停機過渡階段中持續進行，逐步更新各項評估報告。

## **ABSTRACT**

This research provides a brief summary of the Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM) guidelines on the basic concepts of the exposure pathways modeling and the derived concentration guidance levels (DCGLs). It is hoped that the public will understand the specific significance of those parameters related to release or dose in the radiation survey and site investigation of decommissioning nuclear power plants. Important items that should be followed during verification processes are listed based on the basic steps of MARSSIM. Taipower's 3 important evaluation reports of Taiwan's First Nuclear Power Plant (Jinshan Nuclear Power Plant) are analyzed and verified according to the listed items. The verification results show that those reports are sufficiently correct, but need to be further optimized during the transition period from operation to decommission.

# 目錄

摘要 .....	ii
ABSTRACT.....	iii
目錄 .....	iv
圖目錄 .....	vi
表目錄 .....	vii
第一章 前言.....	1
第二章 計畫目標與執行方法.....	2
第三章 研究內容.....	5
3.1 對 MARSSIM 技術文本的研析與重點整理.....	6
3.1.1 MARSSIM 概述.....	8
3.1.2 曝露途徑模式與 DCGLs 的基本概念.....	16
3.2 對核一廠輻射特性調查之初步執行及評估之研析與驗證.....	31
3.2.1 廠址歷史評估.....	34
3.2.2 輻射特性調查.....	36
3.2.3 輻射特性調查評估資料的驗證項目 .....	39
3.2.4 核一廠輻射特性調查評估相關資料之研析與驗證.....	44
3.3 對核一廠反應器壓力槽及其內部組件之放射性特性分析報告之研 析與驗證.....	50

3.3.1 核一廠反應器壓力槽及其內部組件之放射性特性分析報告 之研析.....	51
3.3.2 核一廠反應器壓力槽及其內部組件之放射性特性分析報告 之驗證.....	56
3.4 對核一廠除役放射性廢棄物產量之初步調查與估算報告之研析與 驗證.....	64
3.4.1 核一廠除役放射性廢棄物產量之初步調查與估算報告之研 析.....	64
3.4.2 核一廠除役放射性廢棄物產量之初步調查與估算報告之驗 證.....	65
第四章 結論與建議.....	76
參考資料.....	83

## 圖目錄

圖 3-1 輻射偵檢與廠址調查(RSSI)的作業流程。 .....	32
圖 3-2 廠址調查、輻射偵檢與結果判定之執行流程。 .....	33
圖 3-3 資料生命週期。 .....	33
圖 3-4 核一廠壓力槽頂部導板核種比活度衰減示意圖。(台電報告圖 13)	57
圖 3-5 Rancho Seco ANISN 模型徑向中子通量率分布。 .....	61
圖 3-6 Rancho Seco ANISN 模型軸向中子通量率分布。 .....	61
圖 3-7 ANISN 模型徑向中子通量率分布(NTHU)。 .....	63
圖 3-8 ANISN 模型軸向中子通量率分布(NTHU)。 .....	63
圖 3-9 參考電廠管線外徑之接觸劑量率與內部表面污染程度之關係。 ....	68
圖 3-10 核一廠管線外徑之接觸劑量率與內部表面污染程度之關係。 .....	68
圖 3-11 參考電廠管壁厚度之接觸劑量率與內部表面污染程度之關係。 ..	69
圖 3-12 核一廠管壁厚度之接觸劑量率與內部表面污染程度之關係。 .....	70
圖 3-13 核一廠各廢棄物源管線接觸劑量率與內部表面污染程度之關係。 .....	71
圖 3-14 參考電廠與核一廠污染混凝土空間劑量率與表面污染程度之關係。 .....	72

## 表目錄

表 3-1 Values of N/2 for Use with the Wilcoxon Rank Sum Test (MARSSIM Table 5.3) .....	14
表 3-2 Values of N for Use with the Sign Test (MARSSIM Table 5.5) .....	15
表 3-3 NRC 對不同核種在建築物表面污染的預設 DCGLs 值。 .....	21
表 3-4 基於 RESRAD-BUILD 計算建築物表面 Cs-137 污染的 Area Factors。 .....	25
表 3-5 基於 RESRAD-BUILD 計算建築物表面 Co-60 污染的 Area Factors。 .....	27
表 3-6 基於 RESRAD-BUILD 計算建築物表面 Sr-90 污染的 Area Factors。 .....	28
表 3-7 基於 RESRAD-BUILD 計算建築物表面複合物污染的 Area Factors。 .....	29
表 3-8 核一廠活化組件分類與最大中子通量位置(台電報告表 10)。 .....	55
表 3-9 EPRI 1008018 報告中 660 MWe BWR 停機一年後核種活度分析。 .....	58

## 第一章 前言

美國多部會輻射偵檢與廠址特性調查手冊(Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, MARSSIM; NRC 2000a)係以科學為基礎建立的指引方法，可因應各種準備除役之廠址，從廠址最終狀態輻射偵檢之規劃到證明符合法規外釋標準，提供連續不斷的科學程序，並提出除役輻射偵檢過程中可能產生的問題及建議解決方案，同時兼顧輻射安全目標與偵檢成本控制之考量，供除役審查者與廠址設施經營者據以實施的一套指引，為目前國際間泛用於進行除役核電廠特性調查的重要指引。

台電公司已完成「核一廠輻射特性調查之初步執行及評估」、「反應器壓力槽及其內部組件之放射性特性分析」、「除役放射性廢棄物產量初步調查與估算」等評估報告，並據以撰寫核一廠除役計畫送審。惟未來永久停止運轉後，仍須進行更精確的詳細調查與評估。為審查驗證現階段各項調查評估之系統流程、執行方式、分析方法及評估結果之正確性與合理性，擬進行本項研究，依據國際泛用的特性調查指引方針，提出管制建議，並供作未來詳細調查與評估結果之審查參考。

本研究以第三方公正單位之角度進行研析與驗證，更進一步確保其內容之正確與完善。



## 第二章 計畫目標與執行方法

本項研究計畫為 106 年度放射性物料管理局委託研究計畫「核能電廠除役作業安全審查技術研究」之子項計畫二「除役核電廠輻射特性調查評估之審查與驗證研究」，計畫目標在於研讀美國多部會輻射偵檢與廠址特性調查手冊 (Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, MARSSIM; NRC 2000a)，據以驗證核電廠廠址設施、設備、以及輻射特性調查之評估作業，同時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，有助未來核電廠除役審查與管理工作。

除了對 MARSSIM 技術文本的研析與整理之外，本計畫將分階段循序規劃執行方法，進行以下的工作項目：

1. 研析「核一廠輻射特性調查之初步執行及評估」之系統流程、執行方式及評估結果(含驗證)。
2. 研析「核一廠反應器壓力槽及其內部組件之放射性特性分析」之分析方法及評估結果(含驗證)。
3. 研析「核一廠除役放射性廢棄物產量初步調查與估算」之調查方法及評估結果(含驗證)。

工作項目	年月													備註
	106 1	106 2	106 3	106 4	106 5	106 6	106 7	106 8	106 9	106 10	106 11	10 6 12		
MARSSIM 準則內容的摘要		■												
研析並驗證「核一廠輻射特性調查之初步執行及評估」的分析結果		■	※	■										
研析並驗證「核一廠反應器壓力槽及其內部組件之放射性特性分析」的分析結果					■	■								查核點： 6/15 期中報告
研析並驗證「核一廠除役放射性廢棄物產量初步調查與估算」的分析結果								■	■					

完成期末報告												※	查核點：  11/15 期末報告
工作進度估計百分比（累積數）		12%	24%	32%	40%	48%	56%	64%	72%	80%	90%	100%	
預定查核點	<p>第一季：研析 MARSSIM 準則內容及相關資料。</p> <p>第二季：研析並驗證「核一廠輻射特性調查之初步執行及評估」的分析結果。（6月15日前完成期中報告）</p> <p>第三季：研析並驗證「核一廠反應器壓力槽及其內部組件之放射性特性分析」的分析結果。</p> <p>第四季：研析並驗證「核一廠除役放射性廢棄物產量初步調查與估算」的分析結果，完成期末報告。</p>												

計畫預定進度干特圖

### 第三章 研究內容

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」、「核電廠除役之審查與驗證技術研究」等相關研究計畫，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。本計劃主要針對 MARSSIM 與相關驗證技術進行研究，並對台電除役核一廠初期的三份重要評估報告「核一廠輻射特性調查之初步執行及評估」、「核一廠反應器壓力槽及其內部組件之放射性特性分析」、「核一廠除役放射性廢棄物產量初步調查與估算」之調查方法及評估結果進行研析與驗證，就各項驗證結果進行歸納與建議。

台電撰寫本研究報告所研析驗證之三項評估報告時，因核一廠處於運轉狀態，部分輻射特性調查資料需待完全停機之後才能取得，由於評估報告的內容為除役電廠之初步評估，而 MARSSIM 主要係以最終狀態偵檢 (final status surveys, FSS) 為考量，部分要求可能不適用於初步的評估報告，但仍可做為未來審查最終狀態偵檢報告的參考。

### 3.1 對 MARSSIM 技術文本的研析與重點整理

由於基於劑量的外釋條件與 MARSSIM 導則的引入，核能電廠的除役面臨越來越多技術挑戰，特別是除役執行者必須對公眾與管制單位提出充分證據，指出該(可能遭受)放射性污染的廠址已經被「足夠地清潔」而達到可以外釋的條件。從而在除役計畫中將伴隨產生許多技術性問題，像是調查設計的統計應用、資料縮減、測量點的數量、儀器的選用、偵測靈敏度等，乃至於輻射曝露途徑的模式研究、最終調查狀態的步驟流程，這些技術問題是將外釋條件轉換為可量測數值的重要依據。

電廠除役的另一項重要觀點則是「足夠地清潔」的程度應如何決定。以美國來說，美國核管會(Nuclear Regulatory Commission, NRC)和環保署(Environmental Protection Agency, EPA)是兩個主要的聯邦管制機關，主要負責管制受放射性污染廠址的清潔與除役。NRC 對於非限制外釋的外釋條件公布在 10 CFR 20.1402 E 當中，在合理抑低(as low as reasonably achievable, ALARA)原則下的年劑量限度為 25 mrem/y，而 EPA 的外釋條件則是基於風險而非劑量，EPA 認定評估廠址外釋與否的條件為額外增加癌症風險  $10^{-6}$ ~ $10^{-4}$ 。美國各州也有著不同的劑量限值，有的使用 NRC 的規定，但有的可能更加嚴格，例如 Connecticut 為 19 mrem/y、New Jersey 為 15 mrem/y、Massachusetts 則為 10 mrem/y，相較於美國能源部(Department of Energy,

DOE)對所有來源對民眾的基本劑量限值 100 mrem/y 而言，NRC 的劑量限值係針對單一除役廠址的劑量，限值較為嚴格也在可以理解的範圍。

然而上述這些外釋條件並非直接可量測而得的數值，必須經過一連串外釋條件與可測數值的轉換。例如，將土壤中或建築物表面所測得的放射性活度依據特定曝露途徑的劑量模型(Dose modeling)轉換成 mrem/y，再與外釋條件劑量限值進行比較，決定廠址外釋與否，劑量模型考慮了未來受體如何暴露於該廠址或建築物除役後殘留的放射性，假定具體的曝露情形(exposure scenarios)、環境曝露途徑，將外釋條件計算為可量測的數值，也就是導出濃度指引水平(derived concentration guideline levels, DCGLs)。

目前有許多軟體工具可以用來進行除役劑量模型的計算，像是土壤常用的 RESRAD 以及建物表面常用的 RESRAD-BUILD，這些軟體程式碼都由美國阿岡諾國家實驗室(Argonne National Laboratory, ANL)設計並維護，可以依據核種遷移、環境條件、曝露途徑等參數迅速地計算 DCGLs，這些參數還包括核種的物理性質(例如：表面懸浮係數)、受體的生物特性(例如：呼吸率)、行為動態(作業時間)等，有些可被定為特定廠址的預設值，作為模擬計算的參考，有些則視目標廠址的不同條件進行調整。

MARSSIM 基礎調查設計框架(framework)的基本精神是使用非參數統計來驗證是否符合外釋標準(劑量或風險)的統計假設測試，在技術上有幾個重要特色：(1)彈性靈活使用劑量或風險外釋標準及 DCGLs；(2)應用資料品

質目標(data quality objectives, DQOs)程序，減少取樣或量測數目；(3)掃描靈敏度和設計最終狀態偵檢(final status surveys, FSS)方法來處理潛在的熱點；(4)應用非參數統計的假設測試框架；(5)使用國際導則文件(例如：ISO-7503)來處理表面活度測量及其技術防禦性。

但是 MARSSIM 也有幾個明顯缺點：(1)僅適用於建築物表面和表面土壤(表面下 15 公分)之污染，對於其他污染物，尚須參閱其他補充指引(如 MARSAME)；(2) MARSSIM 有賴審查機關和經營者充分互動及溝通，才能獲得有效執行；(3) MARSSIM 本文的內容較為繁雜，不易理解。

### 3.1.1 MARSSIM 概述

除役的輻射偵檢和該廠址 DCGLs 的建構通常是同時進行的，MARSSIM 意旨多部會輻射偵檢和廠址調查手冊，已是除役偵檢的工業標準，在其 1997 年發布之後已成為除污與除役(decontamination and decommission, D&D)業界中的重要術語，MARSSIM 是由美國環保署(EPA)、核管會(NRC)、能源部(Department of Energy, DOE)和國防部(Department of Defense, DOD)所提之一致文件，為潛在輻射污染的廠址進行輻射偵檢與調查的技術指引，MARSSIM 省略了具體的細節，但是我們可以在其他文件中找到引用 MARSSIM 導則的具體指引，例如：NUREG-1757(NRC)以及 O 458.1(DOE)。

雖然 MARSSIM 本身是為最終狀態偵檢(final status survey, FSS)而設計，但是在內容中也明確為其他種類的偵檢進行討論及著墨，使用資料品質目標(DQOs)程序協助進行最終狀態偵檢的設計，也就是說當特定偵檢問題出現時，使用 DQO 程序來協助偵檢設計者作出重要決定，特別是量測位置與樣本取樣數量等等，而大多數 FSS 所遇到的問題都圍繞在「偵檢單位中的殘餘輻射活度是否符合輻射外釋條件的規定?」。在過去，偵檢設計慣例是基於固定的樣本大小，例如 NUREG/CR-5849 建議應每 100 m<sup>2</sup>(影響偵檢單位)採取 4 個土壤樣本進行分析，在此情形下，當規劃程序的最終結果已經被預先規定時，使用 DQO 程序便沒有太多助益，因為 MARSSIM 的一個重要特性就是藉由 DQO 程序提供取樣點的彈性，對不同廠址或場所，可依其不同屬性進行不同數量的取樣點。

MARSSIM 的普遍性是由於其提供廣泛部會的支援，以提供一致性的方法進行輻射偵檢以支援除役作業，其也提供各項除役輻射偵檢在規劃、執行、評估方面的導則，這些輻射偵檢包含廠址歷史評估(historical site assessment, HSA)、範圍界定、輻射特性以及最終狀態偵檢等。

歷史廠址評定 HSA 本身並不是一種偵檢，可以將之描述為一種盡可能取得背景資訊的一種手段或作業過程，HSA 相關資訊的內容眾多，包含廠址檢查報告、例行運轉時的偵檢報告、異常事件紀錄文件、廢水排放紀錄、或是離職員工訪談等等，HSA 的目的是指出可能的污染源、區分具有不同



污染潛在性程度的區域，藉由來自所有潛在的關注區域所收集隨機與經過判定的樣本，建構出基於 HSA 資訊的範圍界定與特性偵檢設計。而這些初步偵測的目標是確定污染物的性質和濃度，以便有效地規劃補救或廢棄物處理，就如同計算特定廠址 DCGLs 時輸入廠址資料作為劑量模式的輸入，並輸入 FSS 設計。

MARSSIM 對 FSS 設計提供許多細節，初始步驟是先指出污染物，然後依據污染潛力將所有廠址區域進行分類，其基本前提是污染物濃度越大，調查覆蓋面越大(亦即較大的掃描與取樣密度)，無合理殘餘污染潛力的區域可以被劃分為非受影響區域(non-impacted areas)，這些區域應該在除役前期就分類出來；有合理殘餘污染潛力的區域則分類為受影響區域(impacted areas)，這些區域更進一步被區分為下列三項(NRC 2000a)：

Class 1 areas：現有或經整治的區域曾有輻射污染的可能性(基於廠址運轉歷史)或已知污染(基於之前的輻射偵檢)，量測活度超過 DCGL 值。簡言之，

Class 1 areas 為高機率含有熱點(hot spots)的區域，例如下列幾個區域：

1. 廠址地區先前曾進行改善行動者；
2. 已知有滲漏或溢出情形發生的地區；
3. 早前用於廢棄物掩埋或處置的廠址；
4. 廢棄物貯存的廠址；
5. 含有不連續的固體塊狀物質其上有污染物與高比活度的區域。

Class 2 areas：現有或經整治的區域曾有輻射污染的可能性或已知污染(基於廠址運轉歷史及之前的輻射偵檢)，並未預期超過 DCGL 值。

1. 放射性物質以非密封形式出現的地區；
2. 可能有污染物移行的路徑；
3. 排放點的下風地區；
4. 易吸附放射性浮塵的建築物或房間上方的牆壁和天花板；
5. 處理低濃度放射性物質的地區；
6. 從前污染管制地區的周邊地區。

Class 3 areas：任何受影響區域，並未被預期含有殘留輻射或含有殘留輻射僅占 DCGL 的少量比例(基於廠址運轉歷史及之前的輻射偵檢)，包括 Class 1 與 Class 2 地區周圍的緩衝地帶，或受放射性核種污染的可能性很低但無充份的資訊來證明其為「未受影響區」。

將三種區域分類完成後，每一個區域將更進一步依據 MARSSIM 導則區分為更小塊的偵檢單元(survey units)，偵檢單元是一個由特定大小與形狀的建築物或土地區域所構成的物理區域，該區域作單獨決定，以確定該區域是否超出了外釋標準，越具污染潛力的區域應該具有較多的偵檢單元。對於土地而言，偵檢單元通常為 2000 到 10000 m<sup>2</sup>，對建築物表面而言則為 100 到 1000 m<sup>2</sup>，污染程度越高的區域應具有越小的偵檢單元。

FSS 由兩個一般活動組成：(1)在偵檢單元中使用放射性掃描辨認任何升高的輻射程度；(2)對調查單位進行隨機抽樣(土地區域的土壤取樣與建物表面的表面活度量測)，MARSSIM 建議對 FSS 取樣資料進行統計檢定測試，採用兩種非參數統計測試方法：

1. 魏克生檢測(Wilcoxon Rank Sum, WRS)：當污染物存在於自然背景中時(污染物活度相較於 DCGL 值來說很高)，例如土壤中之 Cs-137 加馬能譜分析；
2. 符號檢測(Sign Test)：當污染物不存在於自然背景中(或即使存在，其活度相對於 DCGL 值來說非常低)，例如土壤中之 Co-60 加馬能譜分析。

非參數統計檢定法之最大優點為不用對資料的分布狀況作太多假設，不似參數統計檢定法(例如：student  $t$  test)須先假設數據資料是呈常態分布。需要滿足這些非參數統計測試的資料點數量是根據  $DCGL_w$ (複合污染物的 DCGL 修訂值)、污染物在背景與在偵檢單元之期望標準差( $\sigma$ )、包含產生 type I (將不符合外釋條件的偵檢單元視為符合，可接受錯誤判斷機率值以  $\alpha$  表示)及 type II (將符合外釋條件的偵檢單元視為不符合，可接受判斷錯誤機率值以  $\beta$  表示)決策錯誤的可能性的 DQO 輸入、以及灰區下限(the lower boundary of the grey region, LBGR)等與統計有關的參數。

就除役事實的嚴重程度來說，type I 的決策錯誤將對環境造成影響，因為該偵檢單元的濃度高於 DCGL(不符合外釋規範)，但卻被誤認為符合，

將導致不當外釋而影響除役安全，審查者應訂定 $\alpha$ 的可接受值，希望發生此種錯誤機率能越低越好。而經營者會關心 type II 決策錯誤與 $\beta$ 值，因為原本符合外釋條件的偵檢單元被視為不符合，那麼將會造成經營者須對此進行改善，投入更多人力物力及偵檢成本，因此 $\beta$ 值的大小是由經營者來設定，並須同時設定 LBGR 值。

若 $\alpha$ 與 $\beta$ 的值越小，就更需要增加取樣數，且對 LBGR 值來說，越大的 LBGR 值就需要越多的量測或取樣數據，以縮小資料分布擴散。換言之，若增加取樣數量，在不改變 $\alpha$ 的情況下，可以降低 $\beta$ ，其實際意義為「管制者設定一個 $\alpha$ 容許值，藉以很大程度地避免環境受到影響；經營者在此規範下訂出符合成本與效益之取樣數，獲取合理之 $\beta$ 值」。在多數情形下， $\alpha$ 值和 $\beta$ 值的設定是疊代過程，需要管制者和經營者討論，不斷地交換意見並反覆驗證，才能得到一個合理的狀況，確定取樣佈點是否充分並確保輻射安全。

更具體來說，統計取樣大小決定在相對偏移(relative shift，其定義為 $\Delta/\sigma$ ，其中 $\Delta=DCGL_w-LBGR$ )與決策錯誤。MARSSIM 本文的 Table 5.3 中針對 WRS test 的樣本數量作了驗證計算(如表 3-1 所示)，由表中可看出當相對位移小於 1 時，取樣數量要很大，因為取樣誤差大，需要更多的樣本，而當相對位移大於 3 之後，所需要的取樣數量就相對小很多。而 $\alpha$ 與 $\beta$ 值的變化對於取樣數量的影響趨勢也如同上述之說明。MARSSIM 的 Table 5.5

對 Sign Test 作了計算(如表 3-2)，亦有同樣結果，兩個表格的呈現方式都是以特定 $\alpha$ 值為主要欄位，在不同 $\beta$ 值和相對偏移的條件下所應使用的樣本數。

表 3-1 Values of  $N/2$  for Use with the Wilcoxon Rank Sum Test (MARSSIM Table 5.3)

$\Delta/\sigma$	$\alpha=0.01$					$\alpha=0.025$					$\alpha=0.05$					$\alpha=0.10$					$\alpha=0.25$				
	$\beta$					$\beta$					$\beta$					$\beta$					$\beta$				
	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25
0.1	5452	4627	3972	3278	2268	4627	3870	3273	2646	1748	3972	3273	2726	2157	1355	3278	2646	2157	1655	964	2268	1748	1355	964	459
0.2	1370	1163	998	824	570	1163	973	823	665	440	998	823	685	542	341	824	665	542	416	243	570	440	341	243	116
0.3	614	521	448	370	256	521	436	369	298	197	448	369	307	243	153	370	298	243	187	109	256	197	153	109	52
0.4	350	297	255	211	146	297	248	210	170	112	255	210	175	139	87	211	170	139	106	62	146	112	87	62	30
0.5	227	193	166	137	95	193	162	137	111	73	166	137	114	90	57	137	111	90	69	41	95	73	57	41	20
0.6	161	137	117	97	67	137	114	97	78	52	117	97	81	64	40	97	78	64	49	29	67	52	40	29	14
0.7	121	103	88	73	51	103	86	73	59	39	88	73	61	48	30	73	59	48	37	22	51	39	30	22	11
0.8	95	81	69	57	40	81	68	57	46	31	69	57	48	38	24	57	46	38	29	17	40	31	24	17	8
0.9	77	66	56	47	32	66	55	46	38	25	56	46	39	31	20	47	38	31	24	14	32	25	20	14	7
1.0	64	55	47	39	27	55	46	39	32	21	47	39	32	26	16	39	32	26	20	12	27	21	16	12	6
1.1	55	47	40	33	23	47	39	33	27	18	40	33	28	22	14	33	27	22	17	10	23	18	14	10	5
1.2	48	41	35	29	20	41	34	29	24	16	35	29	24	19	12	29	24	19	15	9	20	16	12	9	4
1.3	43	36	31	26	18	36	30	26	21	14	31	26	22	17	11	26	21	17	13	8	18	14	11	8	4
1.4	38	32	28	23	16	32	27	23	19	13	28	23	19	15	10	23	19	15	12	7	16	13	10	7	4
1.5	35	30	25	21	15	30	25	21	17	11	25	21	18	14	9	21	17	14	11	7	15	11	9	7	3
1.6	32	27	23	19	14	27	23	19	16	11	23	19	16	13	8	19	16	13	10	6	14	11	8	6	3
1.7	30	25	22	18	13	25	21	18	15	10	22	18	15	12	8	18	15	12	9	6	13	10	8	6	3
1.8	28	24	20	17	12	24	20	17	14	9	20	17	14	11	7	17	14	11	9	5	12	9	7	5	3
1.9	26	22	19	16	11	22	19	16	13	9	19	16	13	11	7	16	13	11	8	5	11	9	7	5	3
2.0	25	21	18	15	11	21	18	15	12	8	18	15	13	10	7	15	12	10	8	5	11	8	7	5	3
2.25	22	19	16	14	10	19	16	14	11	8	16	14	11	9	6	14	11	9	7	4	10	8	6	4	2
2.5	21	18	15	13	9	18	15	13	10	7	15	13	11	9	6	13	10	9	7	4	9	7	6	4	2
2.75	20	17	15	12	9	17	14	12	10	7	15	12	10	8	5	12	10	8	6	4	9	7	5	4	2
3.0	19	16	14	12	8	16	14	12	10	6	14	12	10	8	5	12	10	8	6	4	8	6	5	4	2
3.5	18	16	13	11	8	16	13	11	9	6	13	11	9	8	5	11	9	8	6	4	8	6	5	4	2
4.0	18	15	13	11	8	15	13	11	9	6	13	11	9	7	5	11	9	7	6	4	8	6	5	4	2

表 3-2 Values of N for Use with the Sign Test (MARSSIM Table 5.5)

$\Delta/\sigma$	$\alpha=0.01$					$\alpha=0.025$					$\alpha=0.05$					$\alpha=0.10$					$\alpha=0.25$				
	$\beta$					$\beta$					$\beta$					$\beta$					$\beta$				
	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25
0.1	4095	3476	2984	2463	1704	3476	2907	2459	1989	1313	2984	2459	2048	1620	1018	2463	1989	1620	1244	725	1704	1313	1018	725	345
0.2	1035	879	754	623	431	879	735	622	503	333	754	622	518	410	258	623	503	410	315	184	431	333	258	184	88
0.3	468	398	341	282	195	398	333	281	227	150	341	281	234	185	117	282	227	185	143	83	195	150	117	83	40
0.4	270	230	197	162	113	230	1921	162	131	87	197	162	136	107	68	162	131	107	82	48	113	87	68	48	23
0.5	178	152	130	107	75	152	126	107	87	58	130	107	89	71	45	107	87	71	54	33	75	58	45	33	16
0.6	129	110	94	77	54	110	92	77	63	42	94	77	65	52	33	77	63	52	40	23	54	42	33	23	11
0.7	99	83	72	59	41	83	70	59	48	33	72	59	50	40	26	59	48	40	30	18	41	33	26	18	9
0.8	80	68	58	48	34	68	57	48	39	26	58	48	40	32	21	48	39	32	24	15	34	26	21	15	8
0.9	66	57	48	40	28	57	47	40	33	22	48	40	34	27	17	40	33	27	21	12	28	22	17	12	6
1.0	57	48	41	34	24	48	40	34	28	18	41	34	29	23	15	34	28	23	18	11	24	18	15	11	5
1.1	50	42	36	30	21	42	35	30	24	17	36	30	26	21	14	30	24	21	16	10	21	17	14	10	5
1.2	45	38	33	27	20	38	32	27	22	15	33	27	23	18	12	27	22	18	15	9	20	15	12	9	5
1.3	41	35	30	26	17	35	29	24	21	14	30	24	21	17	11	26	21	17	14	8	17	14	11	8	4
1.4	38	33	28	23	16	33	27	23	18	12	28	23	20	16	10	23	18	16	12	8	16	12	10	8	4
1.5	35	30	27	22	15	30	26	22	17	12	27	22	18	15	10	22	17	15	11	8	15	12	10	8	4
1.6	34	29	24	21	15	29	24	21	17	11	24	21	17	14	9	21	17	14	11	6	15	11	9	6	4
1.7	33	28	24	20	14	28	23	20	16	11	24	20	17	14	9	20	16	14	10	6	14	11	9	6	4
1.8	32	27	23	20	14	27	22	20	16	11	23	20	16	12	9	20	16	12	10	6	14	11	9	6	4
1.9	30	26	22	18	14	26	22	18	15	10	22	18	16	12	9	18	15	12	10	6	14	10	9	6	4
2.0	29	26	22	18	12	26	21	18	15	10	22	18	15	12	8	18	15	12	10	6	12	10	8	6	3
2.5	28	23	21	17	12	23	20	17	14	10	21	17	15	11	8	17	14	11	9	5	12	10	8	5	3
3.0	27	23	20	17	12	23	20	17	14	9	20	17	14	11	8	17	14	11	9	5	12	9	8	5	3

樣本數量決定之後，應對在可能的污染區域收集的或基於掃描結果的判斷樣本進行另一項評估，也就是辨別偵檢單元內是否存在「熱點」(Hot Spots)，其所含核種濃度超過 DCGL 值，這個步驟有助於解決社會大眾對 FSS 有可能錯過熱點的擔憂，因為民眾必定會擔心未來此地若改建為公園或遊樂場，其中卻仍存有未被發現的熱點區域，欲達此目的，應採用特定網格大小(grid size)，結合表面掃描，從而確保放射性較高的小區域仍然低於 DCGLs。因此，對於 class 1 偵檢單元的樣本數量除了至少需滿足前述統計之需求之外，還必須考慮針對熱點掃描的靈敏度做額外增加，也就是針對偵檢儀器的最小可測濃度(minimum detectable concentration, MDC)進行額外考量。

綜上所述，MARSSIM 針對 FSS 設計的步驟可以簡略摘要如下：

1. 指出污染物和 DCGLs。
2. 分類廠址區域。(class 1,2, and 3)
3. 指出背景參考區域。
4. 選擇偵檢儀器。
5. 選擇統計測試。(WRS 或 sign test)
6. 藉由 DQO 程序決定取樣數量。(相對偏移及 type I and II 決策錯誤)
7. 根據 MDC 評估是否需要額外取樣。

### 3.1.2 曝露途徑模式與 DCGLs 的基本概念

劑量模型是除役計畫的重要項目，包含曝露途徑與情境的模擬、針對特定廠址推算 DCGLs 與區域因數(area factors, AFs)等，在除役過程中總是需要多名精通這些技術的模型專家，藉由其所產出之評估資料，安排除役偵檢與作業計畫，一般而言需至少了解幾個常用的模擬程式，像是 DanD 和 RESRAD 系列程式，也應熟稔支援這些程式碼的相關技術文件，像是 NUREG/CR5512(全 4 卷)、NUREG-1549 等，近年的 NUREG-1757 vol. 2 也是很重要的參考文件，其中除了 Chapter 5 「Dose Modeling Evaluations」之外，其 Appendix I 「Technical Basis for Site-Specific Dose Modeling

Evaluations」裡面也列出各種技術方法、程序、限制、導則，藉以符合 10 CFR Part 20, E.的劑量限值，值得管制單位細心研讀。

上述建議參考資料中，NUREG/CR5512 是 NRC 對除役殘餘放射性活度與污染的重要報告，其前言部分陳述說明曝露情境(exposure scenarios)的意義在於考慮建築物或土地在未來大多數可能的用途和使用情形，而忽略極少部分較不可能的情境，在這種方式下，經由這些標準曝露腳本最可能的劑量可能在一定程度上被高估，但若考慮那些較不可能的情形，高估的量可能會比較少，因此 NUREG/CR5512 對於最可能發生的情境是趨於保守的評估，同時也沒有考慮到那些極少發生的絕對最壞情境。我們必須先了解在劑量模型中使用的情境並不意味著計算對人體實際的劑量，通常會使用「最壞的案例」，假設高於可能的使用因素，例如在假設個人對射源的曝露時間時，我們會選擇的物理參數將會最大化劑量，但必須具有合理性，其概念類似於「在各種可能且保守的假想前提之上」。在過往，保守的假設已成為劑量評估過程的一部分，很大程度也是因為相關參數值的不確定性。

關於曝露途徑分析的流程，在 NRC-1549(NRC 1998c)文件中提出了如下所示的指引導則：

1. 依據 NUREG/CR5512 的導則，編制適用於特定類型污染廠址的暴露途徑清單。
2. 對受污染的一般物質類型進行分類。(土壤、建築表面污染、地下水)



3. 篩選不適用於該廠址的各種物質類型的途徑。
4. 確定與該廠址曝露途徑相關的物理過程。
5. 將暴露途徑列表分成唯一且成對的物質（例如：射源-地下水、表面污染-空浮污染等等）。決定與每一個成對物質相關的物理過程，並且將這些過程與曝露途徑進行連結。
6. 使用曝露物質對作為構建塊(building blocks)，重組每種射源類型的暴露途徑，從而將所有與各對確認的物理過程與路徑連接相關聯。

假如曝露途徑或成對物質非常複雜，且牽扯到不單純的物理過程，那麼在模擬分析上會非常複雜，也因此必須使用電腦程式碼來處理。

然而對於管制單位或非相關專業的民眾來說，在這些程式碼中輸入初始條件並觀察其結果並不足以讓人理解整個模擬流程的基本涵義，如果我們無法理解這些假定情境和曝露途徑是如何被模擬的，產出的數據有可能與現實相違背而卻無法發現。以下我們做簡單計算，藉以理解劑量模型的基本意義。

假設建築物表面被 Am-241 污染，量測其活度為 27 dpm/100cm<sup>2</sup>，這個活度其實就是 NUREG/CR-5512 vol.3 所定等同於 25 mrem/y 劑量限值的活度，而此值可由 DanD 程式碼進行計算而得。眾所周知，Am-241 的曝露途徑為吸入(inhalation)、攝入(ingestion)和直接曝露(direct exposure)三種，其

中尤以吸入為最多，我們可以根據這些物理程序，用不同的劑量轉換公式將原始活度轉成劑量。

吸入劑量可由下列公式加以計算：

$$\text{Dose}_{\text{inhalation}}=(A_s)(\text{RF})(\text{BR})(\text{time})(\text{DCF})$$

其中

$A_s$ : surface activity level (表面活度等級)

RF: resuspension factor (再懸浮係數)  $1.42\text{E-}5 \text{ m}^{-1}$

BR: breath rate (呼吸率)  $1.4 \text{ m}^3/\text{h}$

time: 97.5 day/y (9-h work days, 5 days/week, 52 weeks/y)

DCF: dose conversion factor (劑量轉換係數)  $0.444 \text{ mrem/pCi}$  for inhalation, Federal Guidance Report No.11 (EPA 1988)

$$\begin{aligned}\text{Dose}_{\text{inh,Am}} &= (27 \text{ dpm}/100\text{cm}^2)(1.42\text{E-}5 \text{ m}^{-1})(1.4 \text{ m}^3/\text{h})(97.5 \text{ day}/\text{y}) \\ &\quad (0.444 \text{ mrem}/\text{pCi}) \\ &\quad \times (10000 \text{ cm}^2/1 \text{ m}^2)(24 \text{ h}/\text{day})(1 \text{ pCi}/2.22 \text{ dpm}) \\ &= 24.86 \text{ mrem}/\text{y}\end{aligned}$$

可以發現光是 Am-241 的吸入劑量就已經非常接近年劑量限值的 25 mrem/y 了。接著再計算 Am-241 的攝入劑量，使用下列公式：

$$\text{Dose}_{\text{ingestion}}=(A_s)(\text{IR})(\text{time})(\text{DCF})$$

其中

- $A_s$ : surface activity level (表面活度等級)
- IR: ingestion rate (攝入率)  $1.11\text{E-}5 \text{ m}^2/\text{h}$
- time: 97.5 day/y (9-h work days, 5 days/week, 52 weeks/y)
- DCF: dose conversion factor (劑量轉換係數)  $3.64\text{E-}3 \text{ mrem/pCi}$  for ingestion, Federal Guidance Report No.11 (EPA 1988)

$$\begin{aligned} \text{Dose}_{\text{ing,Am}} &= (27 \text{ dpm}/100\text{cm}^2)(1.11\text{E-}5 \text{ m}^2/\text{h})(97.5 \text{ day}/\text{y}) \\ &\quad (3.64\text{E-}3 \text{ mrem}/\text{pCi}) \\ &\quad \times (10000 \text{ cm}^2/1 \text{ m}^2)(24 \text{ h}/\text{day})(1 \text{ pCi}/2.22 \text{ dpm}) \\ &= 0.11 \text{ mrem}/\text{y} \end{aligned}$$

雖然我們知道直接曝露所造成的劑量甚微，但還是加以簡單計算作為驗證，所使用的公式如下：

$$\text{Dose}_{\text{exposure}}=(A_s)(\text{DCE})(\text{time})$$

其中

- $A_s$ : surface activity level (表面活度等級)
- time: 97.5 day/y (9-h work days, 5 days/week, 52 weeks/y)
- DCE: dose coefficient for exposure to contaminated surfaces

(污染表面曝露劑量係數)  $3.21E4$  mrem/y per  $\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ , Federal Guidance Report No.12, Table III.3 (EPA 1993)

$$\begin{aligned} \text{Dose}_{\text{exp,Am}} &= (27 \text{ dpm}/100\text{cm}^2) (3.21E4 \text{ mrem/y per } \mu\text{Ci}/\text{cm}^2) (97.5 \text{ day/y}) \\ &\quad \times (1 \text{ y}/365 \text{ day}) (1 \mu\text{Ci}/ 2.22E6 \text{ dpm}) \\ &= 1.04E-3 \text{ mrem/y} \end{aligned}$$

把三種劑量相加得到的加總為  $24.97$  mrem/y，其中吸入劑量所占比例達  $99.56\%$ ，總劑量也與年劑量限值  $25$  mrem/y 相差無幾。也因此 NRC 將基於年劑量限值的預設 DCGL 設定為  $27$  dpm/100cm<sup>2</sup> (對 Am-241 而言)。建築物表面常見核種的 DCGLs，NRC 都有相應的預設值，摘列於表 3-3。對於這些數值，民眾可以理解為：「該值越低表示該單位活度的核種越容易達到年劑量限值」，但應一併考慮各核種在目標廠址的含量與可能出現的機率。

表 3-3 NRC 對不同核種在建築物表面污染的預設 DCGLs 值。

核種	DCGLs (dpm / 100cm <sup>2</sup> )
Cs-137	1.27E4
Eu-152	1.27E4
Eu-154	1.15E4
Ra-226	1120
Ra-226+C	315
Th-230	36.9
Th-232	7.31

Th-232+C	6.03
U-234	90.6
U-235	97.6
U-238	101
U-238+C	19.5
Pu-238	30.6
Pu-239	27.9
Am-241	27.0

來源: U.S. NRC NUREG/CR-5512, vol. 3; Washington, DC; 1999a

至此，我們可以將 DCGLs 的基本概念理解為「使得經過各種途徑所造成的總劑量不超過年劑量限值的單位活度」，由於核種所在環境的不同，DCGLs 的單位也有所不同，但基本上都是以活度為單位，在建築物表面使用 dpm/100cm<sup>2</sup>，土壤則是 pCi/g(或以 Bq 取代 pCi 單位)。

當確實理解 DanD 或 RESRAD 系列程式碼的運作概念之後，便能順利加以使用，將特定活度的核種經由各種可能曝露途徑所貢獻產生的年度總劑量模擬出來，然後以年劑量限值(NRC 25 mrem/y)去除以該核種在該模擬條件下的年度總劑量，便可得到該廠址之 DCGL 值，換句話說，我們也可以將 DCGL 簡單描述成「年劑量限值除以單位活度所造成的年劑量」，所得到的是可測量的活度單位，比年劑量限值更為易於理解且可直接與量測值比較。

DCGL 尚區分為兩種類型，一種是  $DCGL_w$ ，另一種則是  $DCGL_{EMC}$ 。其中  $DCGL_w$  指在整體偵檢單元內的 DCGL 平均值，例如：土壤中含有 1 pCi/g 的 Cs-137，經由 RESRAD 預設參數模擬之後可得其所貢獻的劑量為 1.76 mrem/y，那麼在這個例子裡面

$$DCGL_w = 25 \text{ mrem/y} / (1.76 \text{ mrem/y per } 1 \text{ pCi/g}) = 14 \text{ pCi/g}$$

另一個例子：建築物表面上有 1 pCi/m<sup>2</sup> 的 Cs-137，使用 RESRAD BUILD 進行模擬(面積 100 m<sup>2</sup>、途徑：ingestion 0, fraction to air 10%, removable fraction 50%, time 365d)，得到的年劑量為 1.25E-5 mrem/y，那麼

$$\begin{aligned} DCGL_w &= 25 \text{ mrem/y} / (1.25 \text{ mrem/y per } 2.22\text{E-}2 \text{ dpm/100cm}^2) \\ &= 44,000 \text{ dpm/100cm}^2 \end{aligned}$$

前面我們針對 Am-241 的例子以及表 3-3 所列的 DCGL 值，都是  $DCGL_w$  的概念，因其包含各種不同途徑的曝露，是一種廣域 DCGL 平均值的概念。

$DCGL_{EMC}$  指在一偵檢單元當中所另外定義出的某一塊更小區域內之 DCGL 平均值，其中 EMC 意指「elevated measurement comparison」，是一種提高測量比較的概念，亦即在較小的受影響區域內有著相同單位活度的影響，也可以把它想成是熱區(hot spot)內的 DCGL 平均值。因此在定義上， $DCGL_{EMC}$  是更小區域內的等效 DCGL 值，計算上可由下列公式求得

$$DCGL_{EMC}=DCGL_W \times AF$$

其中 AF 是指區域因子(area factor)，可由程式碼計算出來。

NRC 在 NUREG-1757 vol. 1 內有提到 DanD 程式碼並不適合用來計算小區域污染，必須使用其他的程式碼來做  $DCGL_{EMC}$  的計算，因為 DanD 無法在固定的參數條件下只改變區域大小，一般是使用 RESRAD 系列程式碼進行計算，從而得出 AF 值。Maine Yankee 的執照終止計畫(license termination plan, LTP)保守地只使用直接輻射(direct radiation)的曝露途徑去計算 AF，因為他們相信直接輻射曝露的模型可以在各種程式碼中處理得很完善。雖然對某些核種而言，直接曝露僅占非常小部分的比例，但就 AF 的計算而言，是取其相對值，用對特定區域大小算出的有效劑量與預設區域大小的有效劑量的比值來決定 AF，其他參數並未改變，因此這樣的作法仍有一定之可信度。

AF 具體的計算方法可由前述建築物表面  $1 \text{ pCi/m}^2$  的 Cs-137 的例子加以說明，表 3-4 是使用 RESRAD-BUILD 對不同區域面積計算而得的年劑量率。以  $100 \text{ m}^2$  為基準，其 AF 設為 1，那麼對於  $36 \text{ m}^2$  區域大小的 AF 為  $1.25\text{E}-5/8.26\text{E}-6=1.51$ ，其餘不同區域大小的 AF 也可由該對應的年劑量率除以  $100 \text{ m}^2$  年劑量率計算而得，依次列於表 3-4。

表 3-4 基於 RESRAD-BUILD 計算建築物表面 Cs-137 污染的 Area Factors

<b>Source Area (m<sup>2</sup>)</b>	<b>Dose Rate (mrem/y)</b>	<b>Area Factor</b>	<b>DCGL<sub>w</sub></b>
100	1.25E-5	1	44,000 dpm/100c m <sup>2</sup>
36	8.26E-6	1.51	
25	7.05E-6	1.77	
16	5.72E-6	2.19	
9	4.22E-6	2.96	
4	2.53E-6	4.94	
1	8.45E-7	14.8	

對於複合核種污染物的 DCGL 計算，可使用下列通用公式：

$$DCGL_{\text{gross}} = \frac{1}{\frac{f_1}{DCGL_1} + \frac{f_2}{DCGL_2} + \dots + \frac{f_N}{DCGL_N}}$$

其中

DCGL<sub>gross</sub> 為所有核種之 DCGL 值

DCGL<sub>1</sub> 為核種 1 的 DCGL 值

f<sub>1</sub> 為核種 1 的活度占比率



DCGL<sub>2</sub> 為核種 2 的 DCGL 值

$f_2$  為核種 2 的活度占比率

...

DCGL<sub>N</sub> 為核種 N 的 DCGL 值

$f_N$  為核種 N 的活度占比率

前面有將 DCGL 簡單描述成「年劑量限值除以單位活度所造成的年劑量」，那麼這個式子也可以被理解為

$$\text{DCGL}_{\text{gross}} = \frac{25 \text{ mrem/y}}{f_1 \times \frac{25 \text{ mrem/y}}{\text{DCGL}_1} + f_2 \times \frac{25 \text{ mrem/y}}{\text{DCGL}_2} + \dots + f_N \times \frac{25 \text{ mrem/y}}{\text{DCGL}_N}}$$

式中分母部分就是各核種要達到年劑量限值 25 mrem/y 所對應的單位活度乘以該核種的活度占比率的總和，我們再用年劑量限值 25 mrem/y 除以這個分母，就得到複合核種污染物的平均 DCGL 值，此法適用於已知活度比率(比例因數)的複合核種污染，對於未知活度比例的複合核種污染，則應考慮各自核種中最為嚴格的 DGCL 值(最小的)作為代表。

以下例簡單說明複合核種 DCGL 與 AF 的概念，假設一個反應器設施的建築物表面是被 Co-60、Cs-137、及 Sr-90 三種核種污染，其活度所佔比例如下：

Co-60	30 %
Cs-137	50 %
Sr-90	20 %

首先針對三種核種做單一核種的 RESRAD-BUILD 計算，得出個別的 DCGL<sub>w</sub> 和各區域大小所對應的劑量率和 AF(如表 3-4、3-5、3-6 所示，其中 Cs-137 部分在前面已經計算，Co-60 和 Sr-90 的部分亦採取同樣參數進行計算)。結果得到三種核種各自的 DCGL<sub>w</sub> 如下：

Co-60	11,400 dpm/100cm <sup>2</sup>
Cs-137	44,000 dpm/100cm <sup>2</sup>
Sr-90	34,400 dpm/100cm <sup>2</sup>

表 3-5 基於 RESRAD-BUILD 計算建築物表面 Co-60 污染的 Area Factors

Source Area (m <sup>2</sup> )	Dose Rate (mrem/y)	Area Factor	DCGL <sub>w</sub> (dpm/100cm <sup>2</sup> )
100	4.85E-5	1	11,400
36	3.35E-5	1.45	
25	2.88E-5	1.68	
16	2.35E-5	2.06	
9	1.75E-5	2.77	

4	1.06E-5	4.58
1	3.54E-6	13.7

表 3-6 基於 RESRAD-BUILD 計算建築物表面 Sr-90 污染的 Area Factors

Source Area (m <sup>2</sup> )	Dose Rate (mrem/y)	Area Factor	DCGL <sub>w</sub>
100	1.60E-5	1	34,400 dpm/100cm <sup>2</sup>
36	5.89E-6	2.72	
25	4.14E-6	3.86	
16	2.69E-6	5.95	
9	1.55E-6	10.3	
4	7.17E-7	22.3	
1	1.88E-7	88.9	

複合核種的計算則是假設該複合污染總活度為 1 pCi/m<sup>2</sup>，其中包含 0.3 pCi/m<sup>2</sup> 的 Co-60、0.5 pCi/m<sup>2</sup> 的 Cs-137、0.2 pCi/m<sup>2</sup> 的 Sr-90，由 RESRAD-BUILD 進行模擬可得此複合污染的 DCGL<sub>w</sub> 為 23,100 dpm/100cm<sup>2</sup>。而從上述複合核種污染物的 DCGL 公式計算得到

$$DCGL_{\text{gross}} = \frac{1}{\frac{0.3}{11400} + \frac{0.5}{44000} + \frac{0.2}{34400}} = 22992 \text{ (dpm/100cm}^2\text{)}$$

兩者雖有差異，但差別很小。

表 3-7 基於 RESRAD-BUILD 計算建築物表面複合物污染的 Area Factors，  
Co-60(30%)、Cs-137(50%)、Sr-90(20%)

<b>Source Area (m<sup>2</sup>)</b>	<b>Dose Rate (mrem/y)</b>	<b>Area Factor</b>	<b>DCGL<sub>w</sub></b>
100	2.4E-5	1	23,100 dpm/100c m <sup>2</sup>
36	1.5E-5	1.60	
25	1.3E-5	1.85	
16	1.0E-5	2.14	
9	7.7E-6	3.12	
4	4.6E-6	5.22	
1	1.5E-6	16.0	

就三種單一核種與其複合物的 AF 值來看，Co-60 和 Cs-137 較為保守，其值小於複合物的 AF，而單一 Sr-90 的 AF 大於複合物而較不保守。如為已知比率的複合污染，較不保守的 DCGL 值是可允許的，但若比例不詳，則需使用較為嚴格的限值，以此例來看，應使用 Co-60 的 AF 及其所對應的 DCGL 值，因其 AF 值最小，對應之 DCGL<sub>EMC</sub> 最小，意指最為嚴格。

另針對針對評估土壤放射性核種之情形，某些核種(例如 Sr-90)不會釋放加馬射線，在定性、定量上有其難度，需使用化學分析方法，價格昂貴，基於成本考量，MARSSIM 建議可找一個代表核種(surrogate nuclide)來計算 DCGL 值，便事先評估計算這些難測核種與加馬核種的比例，例如以 Cs-137 作為 Sr-90 的代表核種，然後藉由以下公式調整計算此代表核種(Cs-137)在土壤亦含有推論核種之情況下之 DCGL 值：

$$DCGL_{sur, mod} = \frac{1}{\frac{1}{DCGL_{sur}} + \frac{R_1}{DCGL_1} + \frac{R_2}{DCGL_2} + \dots + \frac{R_N}{DCGL_N}}$$

其中

$DCGL_{sur, mod}$  為代表核種(surrogated nuclide)經調整後(modified)的 DCGL 值

$DCGL_{sur}$  為代表核種尚未調整前的 DCGL 值

$DCGL_1$  推論核種 1 的 DCGL 值

$R_1$  為推論核種 1 之活度與代表核種活度之比值

$DCGL_n$  為推論核種 n 的 DCGL 值

$R_n$  為推論核種 n 之活度與代表核種活度之比值

### 3.2 對核一廠輻射特性調查之初步執行及評估之研析與驗證

廠址特性調查是核能電廠除役過程中最先期的重要步驟，除役計畫內容與除役所採用之相關施工技術都將由廠址特性調查的結果中進行分析與研討，才能決定細部的流程與方法之選用。

由於核能應用已有數十年的歷史，除了核能電廠以外，全世界用以進行放射性物質生產、處理、使用以及貯存的廠址已有數千個，其中有許多廠址，曾經或目前為輻射污染的狀態，其中也有許多核電廠已除役、或正在除役以及規劃除役中，以改善污染廠址，並將廠址外釋，供限制性使用或無條件使用等目的作為除役作業的最終目標。

MARSSIM 雖然是以最終狀態輻射偵檢 FSS 為主要目標，但對中途所需的各項評估和偵檢作業都有詳細規範，其所建議的核設施除役作業的輻射偵檢與廠址調查(Radiation Survey and Site Investigation, RSSI)作業流程如圖 3-1 所示，調查過程採用循序法，首先進行廠址歷史評估(Historical Site Assessment, HSA)，之後再進行各項輻射偵檢，包括範圍輻射偵檢(Scoping Survey, SS)、特性輻射偵檢(Characterization Survey, CS)、改善措施輔助輻射偵檢(Remedial Action Support Survey, RASS)以及最終狀態輻射偵檢(Final Status Survey, FSS)。

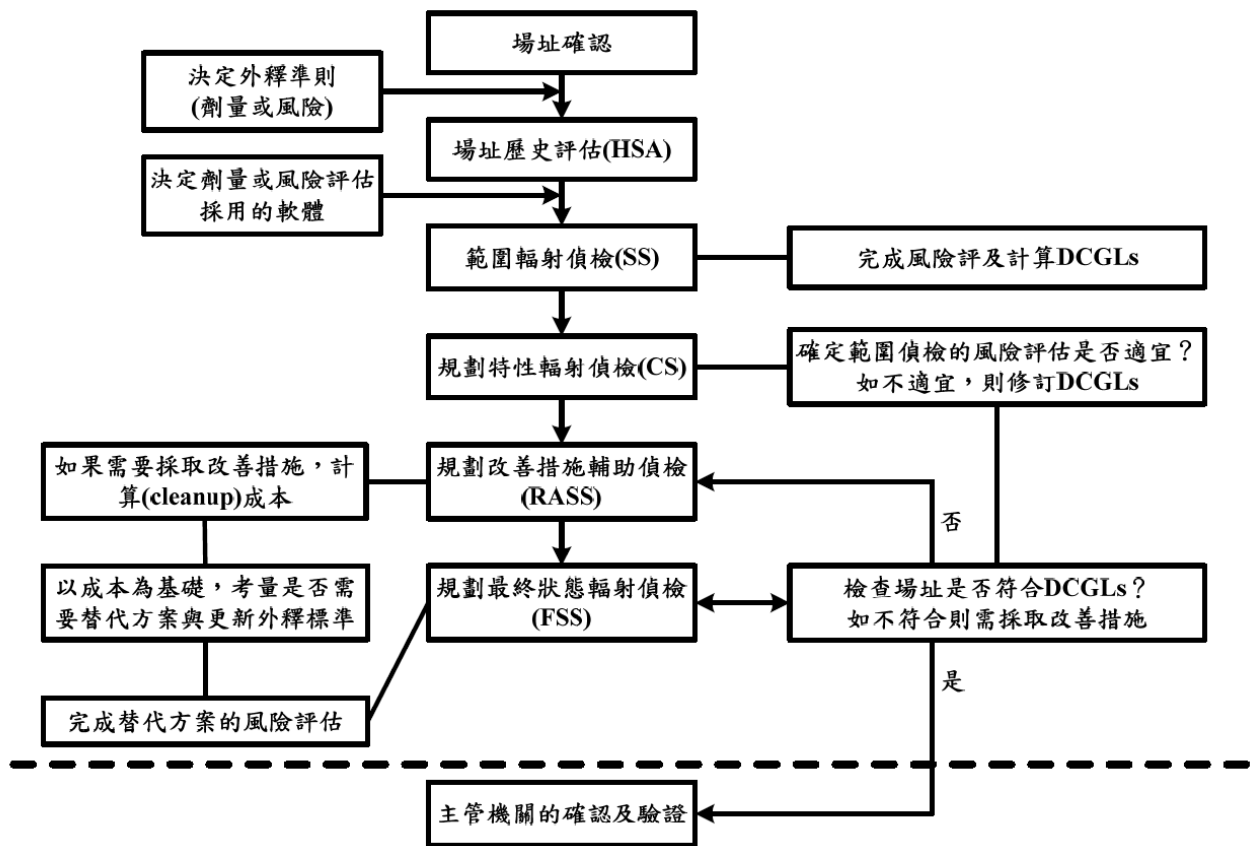


圖 3-1 輻射偵檢與廠址調查(RSSI)的作業流程。

具體的廠址調查、輻射偵檢與結果判定之執行方式如圖 3-2 所示，在執行輻射偵檢計畫期間應適當的使用品管程序，以發現與控制重大的誤差來源，並且在使用數據以支持決定之前，先仔細的分析其不確定度。相關品管程序則可分為規劃、執行、評估、決定四階段依序進行，亦即所謂之資料生命週期(Data Life Cycle，如圖 3-3 所示)以達成。圖 3-2 和圖 3-3 的過程其實就是本報告 3.1.1 節最末所提到的 MARSSIM 具體執行步驟。

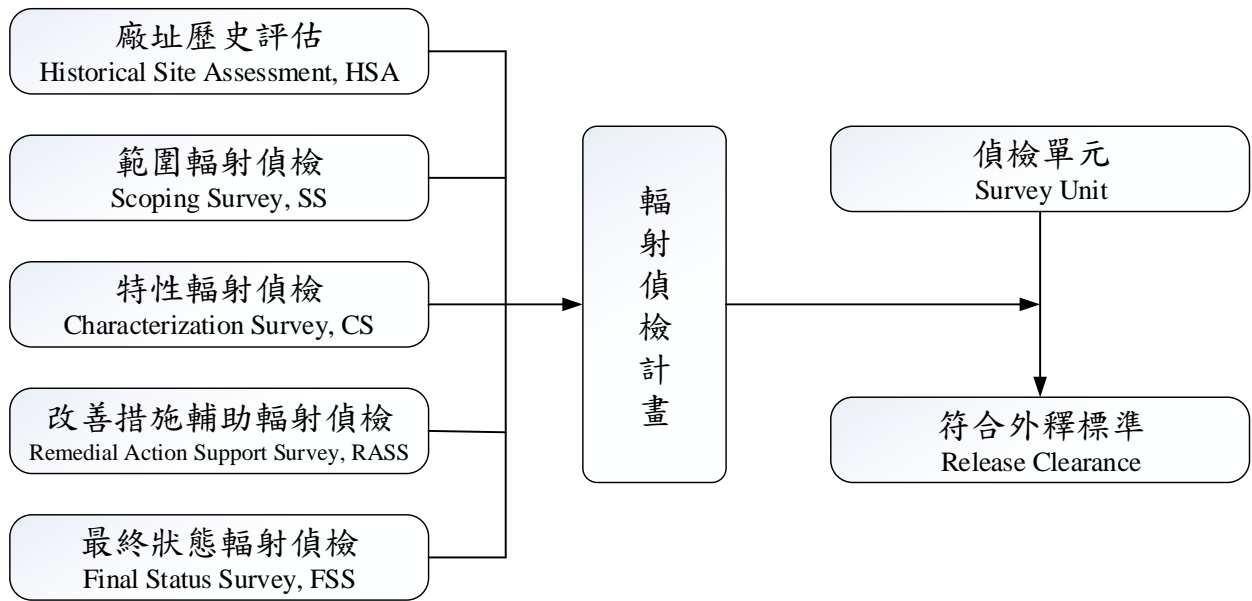


圖 3-2 廠址調查、輻射偵檢與結果判定之執行流程。

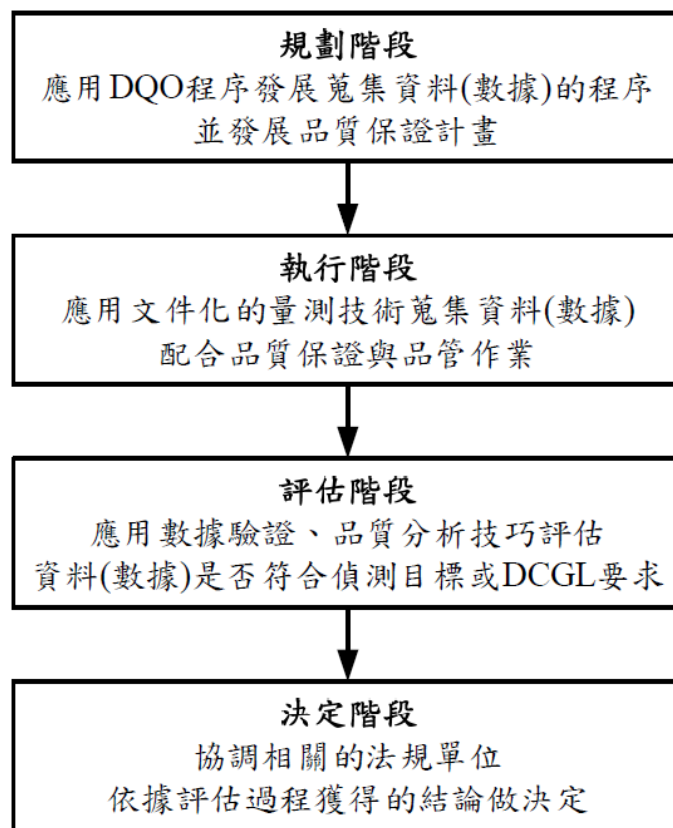


圖 3-3 資料生命週期。



### 3.2.1 廠址歷史評估

廠址歷史評估的目的是為了收集和廠址與其環境相關的資訊，其主要目標如下：

1. 確認污染的潛在來源；
2. 判定廠址是否對人類的健康有威脅；
3. 區別受影響與未受影響的區域。

根據國際經驗，廠址歷史評估應包含過往的資料、輻射偵檢記錄、區域使用報告、稽核與監督基準，而計畫取樣須包含土壤、地下水、地表水、建築與設備以及相關的有害物質。

完整之廠址歷史評估報告，內容應包含下列項目：

- 
1. 專業用語、字首縮略語與縮寫字
  2. 執行概述
  3. 廠址歷史評估的目的
  4. 特性確認
    - 4.1 物理特性
      - 名稱 – CERCLIS ID# (假如適當)、持有人/操作者姓名、住址
      - 位置 – 街道名、城市名、縣市名、州名、地理/GPS 座標
      - 地形圖與地層圖
    - 4.2 環境背景
      - 地質/水文/氣象
  5. 廠址歷史評估方法

方法與原理/廠址邊界/受審查的文件/特性檢驗/人員面談

## 6. 過去與現在的用途

6.1 過去的歷史 – 操作的年代、設施的類型、操作描述、相關法規、許可證與執照、廢料處理程序

6.2 現在的用途 – 設施的類型、操作描述、可能的射源類型與尺寸、濺灑或外釋、廢料清單、放射性核種清單、緊急或除污作業

6.3 鄰近土地的用途 – 敏感地區，例如溼地或幼稚園

## 7. 發現

7.1 可能的污染物

7.2 可能的污染區

受影響區 – 已知的與可能的

不受影響區

7.3 可能污染物質

7.4 相關的環境事項

## 8. 結論

## 9. 參考文獻

## 10. 附錄

A. 概念模式與顯示分類的廠址圖

B. 文件清單

C. 照片文件紀錄 – 廠址的原始照片與貼切的廠址特徵

---

### 3.2.2 輻射特性調查

輻射特性調查著重在針對環境、設施等之調查取樣「方式」之描述。在本研究報告中將輻射特性調查分為範圍輻射偵檢、特性輻射偵檢、改善措施輔助輻射偵檢、以及最終輻射偵檢四個細項概要說明。

#### 一、範圍輻射偵檢

如果在 HSA 期間收集的數據指出某地區有受到輻射影響，則將執行範圍輻射偵檢，收集足夠的資訊，以確認需要密切注意有污染的位置。

其主要目的如下：

1. 執行先期危險評估(Preliminary Risk Assessment, PRA)；
2. 調查數據支持將所有或部分的廠址分類為「Class 3 地區」的決定；
3. 評估輻射偵檢計畫是否能有效地在特性或最終狀態輻射偵檢中使用；
4. 提供完成廠址優先處理的資訊(只有 CERCLA 與 RCRA 廠址)
5. 提供作為特性輻射偵檢的輸入數據。(如果需要的話)

【註：CERCLA 是美國「廣泛環境應對、補償及責任法」(Comprehensive Environmental Response, Comprehensive and Liability Act)的簡寫，而 RCRA 是美國「資源保護回收法」(Resource Conservation and Recovery Act)的簡寫，此兩種法律之立法原因係二次大戰後，由於工業成長迅速，致使工業廢棄物及都市廢棄物的數量與毒性大量增加，有害廢棄物受到高度關注，因此美國民眾產生一共識，認為以往的廢棄物處理方式造成代價高昂的環境污

染，據此事實而促使國會制定 CERCLA 和 RCRA。其中 CERCLA 的目的在於清除有害廢棄物所造成之污染，因其創設有非常基金(Superfund)，因此也常被稱 Superfund，CERCLA 是 1980 年制定，1986 年被「非常基金修正及再授權法」(Superfund Amendments and Reauthorization Act)所修正；RCRA 的重點在於防止有害廢棄物的洩漏，起初是為了補充固體廢棄物法之不足而制定(1976 年)，於 1984 年被「有害廢棄物修正案」所修正。CERCLA 廠址所指為「放射性廢棄物廠址」，RCRA 廠址所指為「放射性廢棄物處置廠址」】

## 二、特性輻射偵檢

依據 HSA 與範圍輻射偵檢的結果，如果某地區被分類為 Class 1 或 Class 2 需做最終狀態輻射偵檢，則有必要執行特性輻射偵檢。特性輻射偵檢係依 HSA 與範圍輻射偵檢結果來規劃，並針對污染區做詳細的放射性環境特性調查。其主要目的如下：

1. 決定放射性污染的本質與廣度；
2. 收集數據以支持選擇改善方法與技術之評估；
3. 評估輻射偵檢計畫是否能有效地使用於最終輻射偵檢；
4. 支持改善措施調查/可行性研究需求(只有 CERCLA 廠址)或設施調查/矯正量測研究需求(只有 RCRA 廠址) )；
5. 提供最終狀態輻射偵檢設計的輸入數據。

### 三、改善措施輔助輻射偵檢

如果某一地區完成特性偵檢後，污染值超過 DCGLs 時，應準備除污計畫。改善措施輔助輻射偵檢是在執行除污過程中即時執行的輻射偵檢，以達到真正清潔的目的。執行改善措施輔助輻射偵檢在於：

1. 支持改善作業的圓滿性；
2. 決定廠址或偵檢單元是否已準備好做最終狀態輻射偵檢；
3. 提供最終狀態輻射偵檢時，評估特定廠址的最新參數數據。

### 四、最終輻射偵檢

完成除污與拆解等程序後，調查廠址周圍殘餘放射性物質是必要的，最終輻射偵檢的目的便是確保欲除役設施於除役完成後可供無限制使用，用來證明是否符合法規要求，是 MARSSIM 最重視的偵檢方式。

最終輻射偵檢的主要目標如下：

1. 選擇/證實輻射偵檢單元分類；
2. 驗證每一輻射偵檢單元殘餘污染的潛在劑量或者風險低於外釋標準；
3. 驗證每一輻射偵檢單元內小地區高活度造成的潛在劑量與風險低於外釋標準。

最終輻射偵檢結果所提供數據，用以驗證所有的放射性參數滿足所定的法規導則值與條件。在 RSSI 過程中，範圍輻射偵檢、特性輻射偵檢與措

施輔助輻射偵檢階段所產生的數據，都能夠對最終狀態輻射偵檢規劃提供有價值且具品質的數據。

最終輻射偵檢的調查行動應遵循主管機關所制定的準則，同時調查行動的監督單位亦應經由主管機關授權，且主管機關經常需要確認廠址的輻射水平是否可接受而免除管制，確認的動作是由主管機關或由公正第三者來完成。確認與證實所需的大部分工作在於審查與評估輻射偵檢活動的文件與數據。評估過程中可能包含廠址的訪查，了解輻射偵檢的量測程序或了解實驗室樣品分析方法；必要時可能需要執行一些實際量測的工作，某些事件中改善措施後的取樣與分析可委由第三方公正單位執行。輻射偵檢結果的審查包含證實能達成資料品質目標，證明分析結果數據符合驗證承諾，與證實統計檢定結果足以做出廠址免除管制的決定。

### 3.2.3 輻射特性調查評估資料的驗證項目

關於除役計畫中輻射特性調查計畫的驗證作業，NRC 有各種審查流程相關文件可供參酌：

1. Inspection Procedure 83801 – Inspection of Final Surveys at Permanently Shutdown Reactors
2. Inspection Manual, Chapter 2561 – Decommissioning Power Reactor Inspection Program
3. Inspection Manual, Chapter 2605 – Decommissioning Procedures for Fuel Cycle and Materials Licensees

#### 4. Inspection Manual, Chapter 2602 – Decommissioning Inspection Program for Fuel Cycle Facilities and Materials Licensees

而在在除役計畫審查與除役現場檢查時，下列文件可提供審查者/檢查員參考，作為指引方針：

1. MARSSIM Manual
2. MARSAME Manual
3. License Termination Plan (LTP) or Decommissioning Plan (DP)
4. NUREG-1757, vol. 2 Chapter 4, Facility Radiation Surveys and Appendix O, Lessons Learned and Questions and Answers to Clarify License Termination Guidance and Plans
5. NUREG-1700, rev. 1, Standard review plan for evaluating nuclear power reactor license termination plans
6. ANSI N323A, “Radiation Protection Instrumentation Test and Calibration, Portable Survey Instruments”
7. ANSI N13.49, “Performance and Documentation of Radiological Surveys”
8. ANSI N13.59, “Characterization in Support of Decommissioning Using the Data Quality Objectives Process”

對於各項評估資料的驗證及檢查作業事項，依據我們目前研讀之相關文件，可以歸納有下列幾項重點：

##### 一、一般事項

1. 檢閱除役計畫和預估時程，確認其合理性。(如果必要)訪視廠區，熟悉廠址、周邊環境以及目前已經完成之除役作業。

2. 檢閱 HSA，確認該設施的輻射管控狀況，是否有放射性物質外洩的紀錄。如果有，確認是否有詳加記錄外釋物質的清潔善後，使用何種偵檢儀器確認清潔已經確實完成。
3. 不同等級的分類區域是否分類正確。
4. 確認污染區域的改善措施是否充足，以及是否有改善措施輔助輻射偵檢的相關準備。

## 二、污染物及 DCGLs 的確認

1. 評估報告內容是否藉由過去的分析結果確認污染物的狀況，指出所有可能的污染核種。
2. 放射性核種混合物的比率係數是否評估正確，並應說明難測核種如何評估處理。
3. 確認估算之 DCGLs 值的正確性。

## 三、輻射特性調查的程序與儀器

1. 根據範圍輻射偵檢和輻射特性偵檢的累積數據，檢視區域等級的分類是否有變動的情形，審查相關文件以確定是否明確記錄該重新分類的情事。
2. 確定是否為材料表面或地表區域選擇適當的背景參考區域。對於背景參考值和其變異性是否做了足夠的背景樣本分析？背景樣本的數量對統計測試(WRS 或 sign test)是否足夠？



3. 審查與掃描儀器檢測靈敏度有關的文件，確認偵檢程序是否具有足夠的靈敏度來檢測  $DCGL_{EMC}$  水平下的污染物。使用的公式和偵檢模式是否適用於地表區域或建築物表面？
4. 所選用的表面活度量測的偵檢儀器是否適用於現有輻射？儀器是否有經過校正(依據特定導則，例如：ISO-7503)？MDCs 是否低於  $DCGL_w$ ？(一般良好的實務考量為選擇 MDCs 介於 DCGLs 的 10%~50%)
5. 若使用代替(surrogate)核種方式，是有足夠的樣本以分析推論核種。(MARSSIM 建議 10%的樣本作為推論核種的分析)
6. 偵檢結果是否清楚地列載於相關文件，並顯示自廠址外釋物料之前確有達到外釋標準？

#### 四、樣本分析技術的評估

審查被許可人檢測實驗室的各項技術水準是否足夠。包含：

1. 評估實驗室的樣本製備相關技術。(例如：土壤樣本的加馬能譜分析技術、樣本乾燥與均質技術等等)
2. 審查實驗室用於解釋加馬能譜分析結果的協定，尤其是鑑定各種污染物的放射性核種總吸收峰。
3. 實驗室是否有品保程序？

#### 五、量測儀器使用的相關注意事項

1. 使用氣體比例計數偵檢器或蓋格計數器量測表面活度。
  - 對劃分為 class 3 或非受影響區域的數個表面類型，決定用於校正總計數的材料背景輻射水平，這些區域用來作為偵檢的代表區域。表面類型包括：混凝土、混凝土塊牆、磚面、乾牆、瓷磚地板和 I 型鋼樑等。建議應對這些決定背景輻射水平的方法進行評估，與獨立驗證單位(Independent Verification Contractor, IVC)或公正第三者的結果進行比對。
  - 偵檢器的校正應做妥善評估，儀器的 MDC 亦應做討論與檢視。
  - 評估原始偵檢資料的解讀過程，包括背景值的去除或其他各種對原始資料修訂的方法。
  - 考慮以上事項後，建議與 IVC 一同進行現場量測，特別是 class 1 和 class 2 等高敏感區域，總(gross)計數率和淨(net)計數率均加以比對，從而決定背景值對結果的影響。
2. 使用游離腔或 NaI 偵檢器量測曝露率。
  - 對於 class 3 或非受影響區域，確定室內與室外區域的背景曝露率。
  - 資料使用  $\mu\text{R/h}$  或相當之國際單位，決定背景值的方法和結果，建議有 IVC 進行比較。
  - 實地量測時，建議能與 IVC 一同進行現場量測。

3. 取特定比例(1-5%)的偵檢單元進行獨立驗證，包含表面掃描、直接表面活度測量以及土壤取樣等。

#### 3.2.4 核一廠輻射特性調查評估相關資料之研析與驗證

本報告前面章節部分，已對輻射特性調查之驗證流程進行歸納與建議，以下進行之驗證作業主要針對台電核一廠廠址歷史資料評估報告與核一廠部份輻射範圍特性調查報告進行分析，驗證範圍包含下列內容：

- 設施概述
  - 廠址現況與未來廠址周圍土地之利用狀況
- 廠址環境說明
  - 自然：地形、地貌、地質、地震、海嘯、土石流、水文、氣候、生態。
  - 人文：城鎮、人口、公共設施、交通。
  - 環境輻射：直接輻射、空浮、水樣、生物、土壤。
- 廠址歷史評估 (依據 MARSSIM)
  - 評估程序：設施/廠址先期調查、廠址考察、廠址歷史資料評析。
  - 運轉歷史、廢棄物貯存與管理、用過核子燃料貯存管理現況。
  - 曾發生之重大事件與影響。
- 廠址與設施之輻射特性調查及評估結果 (依據 MARSSIM)

- 調查範圍
- 輻射特性調查規劃：表面與結構、系統、環境
- 放射性存量評估(背景輻射值、分類偵檢包)

廠址歷史資料評估報告為台電核一廠除役計畫書的第三章部分，章節內容包括廠址歷史評估方法簡介、運轉歷史、曾發生之重大事件及影響，並對重大事件可能污染物質及環境影響進行說明。

本報告節 3.2.1 已對廠址歷史評估報告所應具有的內容進行彙整說明，台電核一廠除役計畫所提之內容大致符合，以下對其內容進行驗證檢視。

專業用語、字首縮略語與縮寫字部分，在除役計畫書第一章本文及附錄 1.B 中有詳細列表，符合內容要求。

執行概述、廠址歷史評估的目的等內容亦有呈現，符合內容要求。

廠址特性確認部分，包含其物理特性、與環境背景資訊等，資料尚稱完整，符合內容要求，呈現於除役計畫書第二章內。

廠址歷史評估方法部分，係依照 MARSSIM 建議之方法，即「設施或廠址先期調查」、「廠址考察」及「廠址歷史資料評析」等三項程序進行，對於其方法和原理均有簡單描述，而廠址邊界說明已有呈現，同時列於除役計畫書第二章。受檢文件部分，台電提出廠址資訊報告、電廠運轉歷史、意外事件報告、輻射偵檢及活度評估、放射性廢棄物貯存報告等相關文件，依除役計畫第三章安全評估報告(safety evaluation report, SER)中依審查意

見建議完成增列項目後，內容尚稱完整。在此部分雖有提及人員訪談的部分，而對訪談項目、內容、對象等並未詳細說明，僅於後續「核一廠特殊歷史事件及其造成之影響」中指出係根據「歷史文件」及「人員訪談」結果。

反應器運轉歷史部分，依據「核子反應器設施除役計畫審查導則」，除役計畫申請者必須說明核子反應器運轉執照、反應器型式、圍阻體型式、輸出功率等基本資料，並提供詳實之運轉歷程及紀錄。另必須詳實提供設施內之低放射性廢棄物及用過核子燃料貯存管理現況說明。在 MARSSIM 的建議當中應包含過去的歷史(含年代、設施類型、操作描述、相關法規、許可證照、廢棄物處理程序)、現在的用途(設施類型、操作描述、可能的射源類型與大小、濺灑或外釋、廢棄物清單、放射性核種清單、緊急或除污作業)、鄰近土地的用途等資料。台電報告對於過去的歷史及現在的用途均有詳加說明，另針對低放射性廢棄物和用過核子燃料的貯存管理現況進行說明，廢棄物相關部分則詳列在除役計畫第八章和第九章。至於鄰近土地的用途，在除役計畫第二章及第十七章(未來規劃)有詳細說明，未特別對敏感地區加以說明。

依 MARSSIM 建議，應根據電廠運轉歷史文件中所記錄之意外事件進行除役規劃，避免除役行動中造成污染擴散及工作人員之輻射曝露，台電報告中對於「曾發生之重大事件及影響」之列舉，係根據歷史文件及人員訪談結果，以「特殊事件及影響」及「意外事件報告」分別說明。在「特殊

事件及影響」方面列出兩項特殊事件：(1)核一廠空浮事件；(2)冷凝銅管事件。對於事件經過、可能污染物與介質、改善作業、事件造成之影響都進行評估和說明，除設計畫書經審查人員建議台電進行補充或說明後，資料趨於完整。惟部分取樣或評估作業需等待永久停機後才能執行或修訂相關程序書，列為重要管制事項，而輻射特性調查計畫和完整的輻射特性調查報告應基於廠址歷史評估報告進行設計與撰寫。

台電核一廠部份輻射範圍特性調查報告為廠址與設施之輻射特性調查及評估結果，也是台電核一廠除役計畫第四章的主要內容，詳細描述包括輻射特性調查範圍、輻射特性調查規劃及放射性存量評估結果，係依據核一廠 HSA，進行輻射特性調查規劃，並進行實地偵測，藉此掌握確認廠址內可能殘餘之放射性範圍與程度。

在調查範圍方面，包含廠區內機組廠房、廢棄物貯存庫、放射試驗室、辦公大樓等建物、內部之系統管線、相關輔助設施，及設施外圍之土地與道路、溪流與生水池等地表水體、井水等地下水體。

在輻射特性調查方面，依表面與結構、系統、環境之特性及受輻射影響之範圍及程度，將輻射特性調查項目分為下列五類：(1)背景輻射值；(2)A類偵檢包(可能受輻射影響之建物、結構物、設備的表面)；(3)B類偵檢包(初判不受輻射影響之建築結構表面)；(4)C類偵檢包(可能受輻射影響的系統管線)及D類偵檢包(不受輻射影響的系統管線)；(5)R類偵檢包(可能受輻射

影響及不受輻射影響的環境)。除說明輻射區域劃分及調查項目分類外，並簡略說明調查基準、評估方法、輻射偵測儀器的 MDA 及品保計畫等資訊。

在實際對此部分內容進行驗證時，並無法套用 MARSSIM 的驗證過程，因為 MARSSIM 的首要步驟是指出可能的污染物並做出 DCGLs 的模擬計算，再依據 DCGLs 值將廠區進行分類，然後規劃偵檢單元，而核一廠目前狀態仍屬運轉中，並非永久停機，考量系統除污及停機準備作業等可能改變輻射狀態的行動，無法推估 DCGLs，無法據以分級場地，台電已承諾在實際停機後依 MARSSIM 建議，在各項除役準備工作完成後進行全面性的輻射特性調查及偵測，再依據推算之 DCGLs 進行廠區之分級，至於詳細步驟與流程，台電承諾會依照 MARSSIM 建議的步驟，於停機後執行，在核一廠除役計畫第十七章內有最終輻射偵測規劃中也有針對相關資料進行補充說明。

對放射性存量的評估方面，針對所規劃的五類偵檢包，以輻射特性相近的局部區域或管線細分為個別的偵檢單元，偵測各偵檢單元的空間劑量率及表面污染值，實地偵測結果以表列方式顯示。由於此部分並未詳述偵檢單元的區分依據，雖在評估方法中指出係依據「MARSSIM 佈點之建議，並參考國外已除役電廠之佈點規劃，同時考量核一廠實際之設備配置位置與例行偵測位置」，取樣點位置及數量之合理性尚待評估，另因目前未列出 DCGLs 值，故儀器之 MDCs 值亦無從比較。今先不考慮佈點取樣的採證，

現有放射性存量評估已包含各類偵檢包目前量測調查結果之描述與評估、殘留核種濃度量測結果之統計圖表，並轉換成與 DCGL 相同的表示單位，以及說明分類判定及判定之考量，初步符合要求。然而放射性存量評估報告並未明確指出可能的污染核種，在分析結果的表格中雖有列出數個核種量測結果，是否包含所有可能核種則未有相關說明。以 Maine Yankee 核能電廠為例，在三個樣品(Dry Active Waste, Resin, Liquid System Filter)的分析中，確認出 20 個核種(H-3, C-14, Mn-54, Fe-55, Co-57, Co-58, Co-60, Ni-59, Ni-64, Sr-90, Ag-110m, Sb-125, Cs-134, Cs-137, Am-241, Pu-238, Pu-239/240, Pu-141, Cm-242, Cm-243/244)的存在。此部分資料也同時呈現於台電核一廠除役計畫第四章。

放射性核種混合物的比例因數無直接呈現於量測結果相關的圖表，同時也未明確說明難測核種的評估與處理方式，此部分建議於後續完整資料中進行更新與補充(註：比例因數在「核一廠除役放射性廢棄物產量初步調查與估算」報告中有相關說明)。儀器校正與品質管制方面，附有完整說明，符合驗證要求。

在偵檢結果與發現方面，核一廠除役計畫中亦簡要概述各種類型的輻射特性調查結果，分別說明背景輻射、A、B、C/D、R 類偵檢包的量測結果，其分類足以涵蓋各項特性調查之內容



### 3.3 對核一廠反應器壓力槽及其內部組件之放射性特性分析報告之研析

#### 與驗證

反應器壓力槽及其內部組件是核能電廠運轉的核心部位，經過 40 年之中子活化，其所產生之放射性活度佔整廠除役放射性活度的 90% 以上，各項零組件可依其不同程度之中子活化造成之活度予以分類為 A 類、B 類、C 類、與超 C 類等等，這些放射性活度數值、分布與分類是除役核能電廠至為關鍵且重要的部分，除了影響放射性廢棄物產量的評估之外，也影響除役拆廠過程的輻射防護與人員安全，因此在執行拆除作業前，須審慎進行評估，使用特定的電腦程式碼進行估算，並於拆除過程中實際採樣進行比對與不斷的修正，才能確保拆除時的輻射安全。

台電公司於 106 年完成反應器壓力槽及其內部組件之放射性特性分析報告，經主管機關審查通過，本研究計畫將對此份分析報告進行審視與驗證分析，提出結論與建議，供主管機關參考。

我們在進行審視與驗證分析前，主要參閱的相關技術文件與參考資料如下：

1. EPRI, Radiological Characterizations for Reactor Pressure Vessel and Internals Enhances SAFSTOR, “EPRI 1008018, Nov. 2003.
2. 王正寧、張淑君，「反應器壓力槽中子通量分析技術建立」INER-10682，102 年 10 月。

3. NUREG/CR-0672，附錄 E 反應器壓力槽與相關內部組件之活化分析技術。
4. IAEA TRS-389 (1998) 爐心內部組件中子活化分析之方法指引及使用程式建議。
5. NRC REG GUIDE 1.190 “Calculation and Dosimetry Methods for Determining Pressure Vessel Neutron Fluence,” Mar. 2001
6. 裴晉哲、劉千田，「反應器與圍阻體中子活化分析程式之驗證研究」103FCMA003。

### 3.3.1 核一廠反應器壓力槽及其內部組件之放射性特性分析報告之研析

台電核一廠反應器壓力槽及其內部組件之放射性特性分析報告係採用美國核管會 NUREG/CR-0672 報告附錄 E 說明之反應器壓力槽與相關內部組件之活化分析技術，並參考國際原子能總署 IAEA TRS-389 科技技術報告針對除役評估中的爐心內部組件與活化評估之方法指引與所使用程式之建議與介紹，設計中子通量評估與活化評估兩大工作項目之分析流程，其主要分析技術可參照核研所王正寧、張淑君「反應器壓力槽中子通量分析技術建立」(INER-10682，102 年 10 月)這份研究報告。另外在此份報告中也引用 EPRI, Radiological Characterizations for Reactor Pressure Vessel and Internals Enhances SAFSTOR, “(EPRI 1008018, Nov. 2003)所列的沸水式反應器中子活化分析結果做為參考比較之用。

其分析模式分為兩個部分：中子通量分析與中子活化分析。中子通量分析部分係使用分格座標法及三維合成法求得中子通量分布，中子活化分析部分係彙整中子遷移計算所得全系統中子通量率空間和能量分布，根據核種組成、運轉歷程、衰減時間、進行活化和衰變計算，以完成內部組件活化評估。

在分析模式方面，台電分析報告中捨棄蒙地卡羅法(Monte Carlo method)，採用分格座標法計算機程式進行疊代運算，可以節省計算資源並能獲取詳細且全面的中子通量分布，使用分格座標法也較符合 MARSSIM 對於採樣與分類區塊的主要精神。接著使用三維合成法進行核一廠反應器之中子通量計算，利用兩組二維幾何組態(R- $\theta$ ,R-Z)及一組一維幾何組態(R)所計算出的中子通量結果，組合成完整的三維中子通量分布，其所使用的公式如下：

$$\Phi(R,Z,\theta,E_g) = \Phi(R,\theta,E_g) \times SF(R,Z,E_g)$$

$$SF(R,Z,E_g) = \Phi(R,Z,E_g) / \Phi(R,E_g)$$

其中 $\Phi(R,Z,\theta,E_g)$ 為每一中子能群在三維座標下的中子通量率，可由截面中子通量率 $\Phi(R,\theta,E_g)$ 乘以一個校形因子(Shape Factor, SF)表示之，而此校形因子則由中子通量率的軸向分布與徑向分布的比值所決定。此三維合成法亦為美國核管會 REG GUIDE 1.190 所核可使用之反應器壓力槽中子通量計算方法。

在計算機程式方面，此份分析報告係使用 DORT 與 ANISN 分別針對二維與一維組態進行中子遷移計算，並使用 GIP 程式製作核截面資料庫，活化分析則採用 ORIGEN-S 程式進行評估。

在反應器壓力槽的幾何模型設定方面，將壓力槽與生物屏蔽近似為圓柱體，以二維幾何組態(R- $\theta$ ,R-Z)及一維幾何組態(R)座標為基礎，以分格座標法計算機程式進行遷移計算，得到中子通量結果。

在材質組成方面則依各區域組成成分之不同，設定部分均質區與非均質區，在燃料束區塊部分，選用核一廠所使用之 SPC 8×8 核子燃料束，因其總鈾重較低，中子遷移之自屏蔽效果較低，較多之中子會遷移出有效燃料區，導致外部區域各組件之中子通量率較高，屬於保守假設；因沸水式反應器空泡率與燃料軸向高度有相依性，非均質程度高，分 25 節處理；另考量控制棒會大幅影響中子分布，採用初期載入資料，材質為 B<sub>4</sub>C；依據幾何模型將 R-Z 座標劃出 45 個物質區，其中 1-20 為反應器及生物屏蔽組件，21-45 為核燃料束；將 R- $\theta$ 座標劃出 7 個物質區，因圓柱形截面為 1/4 對稱，其中 1-6 為反應器及生物屏蔽組件，7 為核燃料束。

在射源項設定方面，係使用 <sup>235</sup>U 的分裂中子能譜作為反應器壓力槽中子通量率評估之射源項能量分布，使用下列分裂中子能譜表示：

$$\chi(E) = \frac{1}{2.274} \cdot e^{-\frac{E}{0.988}} \cdot \sinh(\sqrt{2.249 \cdot E})$$

其中 E 為中子能量。分格座標法計算機程式使用能群化能量結構而分連續能譜作為輸入資訊，此分析報告使用 47 個中子能群結構以及能群化後之中子能量分布。

在進行三維合成法的過程中，彙整第 26 週期運轉資料之相對功率分布，將二維組態之 R-Z、R-θ 以及一維組態的 R 座標幾何之總中子強度進行歸一化，其歸一化係數 N 分別如下式所示：

$$N = 7.62 \times 10^{16} \times P \times \frac{1}{365.78 \times 8} \text{ (n/sec - cm)}$$

$$N = 7.62 \times 10^{16} \times P \times \frac{1}{365.78 \times 8} \text{ (n/sec - cm)}$$

$$N = 7.62 \times 10^{16} \times P \text{ (n/sec)}$$

其中 P 為運轉週期的功率，單位為 MWt。

採用分格座標與三維合成法時，須注意在空間切割方面須保持一致，計算模型在徑向上分為 111 空間分格，在圓周角上分為 90 空間分格，在軸向上分 512 空間分格。

由於進行活化分析時，與活化相關的元素含量會對分析結果產生相當顯著的影響，台電這份評估報告依據相關文獻給定組件材料微量元素，包括不鏽鋼、碳鋼、與混凝土的雜質，帶入計算過程中。

有效運轉年採用核一廠有效期限 40 年乘以運轉因子 0.9，以 36 年為有效全功率運轉年，保守估計將使用 8 年時間做為用過核子燃料之冷卻時間，

待其衰變熱與放射性下降之後，從壓力槽內移除後，方能進行壓力槽相關工作項目。

評估結果如表 3-8(台電報告表 10)所示，爐心側板與頂部、底部導板部分具有最高之中子通量率，達  $10^{12}\sim 10^{13}$  n/cm<sup>2</sup>-s 以上，噴射泵也有較高之中子通量率( $10^{11}$  n/cm<sup>2</sup>-s)，其餘具有較高之中子通量率的部件為反應器壓力槽、汽水分離器與爐心側板頂蓋、控制棒導板等區域，中子通量率達  $10^9$  n/cm<sup>2</sup>-s 以上，剩餘組件則因活化程度較低，中子通量率較前述幾個部位低得多。在廢棄物分類方面，爐心側板、頂部導板這兩個部件因中子活化程度最高，屬超 C 類，底部導板與噴射泵屬 C 類，其餘反應器壓力槽相關組件則均被分類為 A 類放射性廢棄物。

表 3-8 核一廠活化組件分類與最大中子通量位置。

(台電報告表 10)

活化金屬內之核種比活度 (TBq/m <sup>3</sup> )	爐心側板	頂部導板	底部導板	噴射泵	反應器壓力槽頂蓋	反應器壓力槽	汽水分離器與爐心側板頂蓋	乾燥器組件	控制棒導管	控制棒驅動組件
最大中子通量率 (n/cm <sup>2</sup> -s)	1.28E+12	2.30E+13	1.01E+12	4.32E+11	6.35E+03	2.17E+09	2.68E+09	2.78E+05	6.06E+09	1.84E+06
徑向位置	54	16	21	56	63	70	50	66	14	46
軸向位置	194	232	173	194	471	196	265	323	165	81
角度	27	1	13	53	66	72	24	26	19	23
C-14	4.00E-01	5.09E+00	1.55E-01	1.03E-01	2.10E-10	8.22E-05	1.39E-03	1.59E-07	1.34E-03	3.50E-08
Ni-59	2.62E+00	2.62E+01	1.00E+00	6.78E-01	5.11E-10	1.90E-04	9.45E-03	1.09E-06	8.81E-03	2.35E-07
Ni-63	2.75E+02	3.22E+03	1.04E+02	7.03E+01	5.34E-08	2.00E-02	9.78E-01	1.13E-04	9.11E-01	2.44E-05
Nb-94	3.64E-03	6.22E-02	2.43E-03	1.13E-03	6.07E-12	1.01E-06	9.50E-06	1.15E-09	1.48E-05	6.73E-09
廢棄物判別	超 C 類	超 C 類	C 類	C 類	A 類	A 類	A 類	A 類	A 類	A 類

### 3.3.2 核一廠反應器壓力槽及其內部組件之放射性特性分析報告之驗證

由於計畫期程較短，且輸入資料較為不足，本計畫無法就核一廠實際反應器壓力槽進行完整的放射性特性分析與平行驗證，參照過往的中子活化分析驗證之研究，一般在彙整各國反應器與圍阻體中子活化分析程式之使用情形時，不會去針對程式使用者的背景、學經歷、認證文件等資料作程式驗證的考慮因素，可單純就程式的撰寫過程是否合理，初始條件與幾何模型設定的假設、最終結果是否可信可靠，作為主要考量，因此本研究之驗證過程係針對其分析模式、計算模型與部分區塊與評估結果進行研析，採樣部分截面資料對其中子通量率之分布趨勢進行簡易之一維中子遷移計算，藉以研判其正確性，並對此份分析報告中的各項數據進行交叉比對，確認其合理性與可信度。

台電分析報告之分析模式採用 EPRI 2003 反應器壓力槽內部組件之活化度評估方法，獲得完整的反應器壓力槽內部及周圍之中子通量分布，此方法已有實例，且為國際認可之方法，分析模式與計算模型亦為美國 NRC 核可之中子通量計算方法，確實可行。

在幾何模型的設定部分，因部分組件形狀複雜，採均質化處理，但未以量化方式說明這些近似對整體評估的影響程度。雖以最大中子通量率來涵蓋其保守度，實際組件活化程度會遠小於評估結果，與參考電廠之評估結果相較之下，台電報告顯然保守得多。

因為反應器壓力槽由於運轉期間，軸向中子通量率變化極大，絕大多數的活化是形成在爐心腹帶區，在中子射源設定部分直接採用典型軸向中子通量率分布，距離中平面越遠，中子通量下降劇烈，造成活化程度改變，而廢棄物之分類也會有所差異，評估報告中有依照評估結果進行分類，但因各項保守假設之故，分類結果需待反應器停止運轉後實際採樣進行驗證(或進行修正)。

在材質組成方面，係依(R-Z)及(R- $\theta$ )將反應器組件分成 45 與 7 個均質物質區，在文字內容中有進行描述，也有附各物質區詳細組成元素，但未能說明均質區數量區分的依據，以及其在統計上是否有足夠的可信度，且並未在評估報告之示意圖中標註各物質區的位置與分界，建議進行補強。

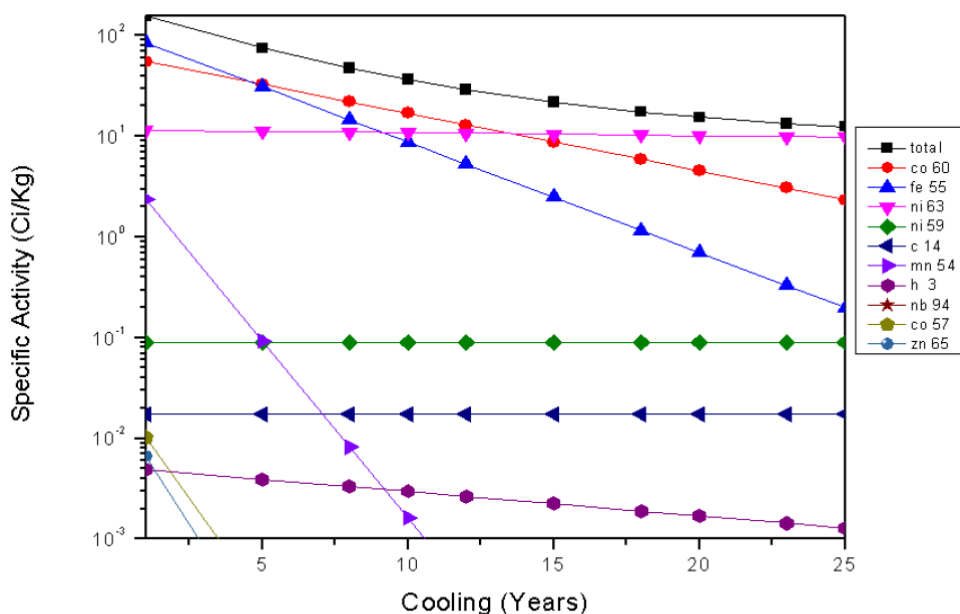


圖 3-4 核一廠壓力槽頂部導板核種比活度衰減示意圖。(台電報告圖 13)



表 3-9 EPRI 1008018 報告中 660 MWe BWR 停機一年後核種活度分析。

**BWR Results 1 Year After Shutdown**

Component Name	Total Activity (Ci)	Co-60 Activity (Ci)	10 CFR Part 61 Classification Status
<b>Vessel Internals</b>			
Shroud Assembly	2.67E+05	1.11E+05	C
Top Guide Assembly	1.19E+05	4.72E+04	GTCC
Jet Pumps	1.38E+04	5.12E+03	C
Shroud Head & Separator Assembly*	4.32E+03	1.53E+03	B
Fuel Support Castings	2.51E+03	1.39E+03	B
Core Support Grid	1.05E+03	5.80E+02	B
Control Rod Guide Tubes	2.28E+02	1.27E+02	A
Incore Guide Tubes	4.83E+00	2.68E+00	A
Steam Dryer Assembly	<1	<1	A
Control Rod Drive Housings	<1	<1	A
<b>Vessel Internals Subtotals</b>	<b>4.08E+05</b>	<b>1.67E+05</b>	
<b>Reactor Vessel Assembly</b>			
Vessel Cladding**	5.17E+01	2.22E+01	A
Reactor Vessel Wall**	2.11E+02	1.76E+01	A
<b>Reactor Vessel Subtotals</b>	<b>2.63E+02</b>	<b>3.98E+01</b>	
<b>Grand Total</b>	<b>4.09E+05</b>	<b>1.67E+05</b>	

\* Includes appropriate portions of core spray sparger, sparger piping, and miscellaneous vertical piping.

分析結果顯示，1 年後頂部導板之 Co-60 比活度約 50 Ci/kg(參閱台電報告之圖 13，本報告圖 3-4)，表 3-9 則列出台電分析報告所引述 EPRI 1008018 報告中 660 MWe 沸水式反應器之 Co-60 總活度為  $4.72 \times 10^4$  Ci(總活度  $1.19 \times 10^5$  Ci)。首先，比活度與總活度無法參考比較，需考慮材料重量、組件形狀與均勻度，若依照核一廠頂部導板實際尺寸為半徑 205 cm、高度 38.4 cm 之圓盤，其體積約  $5,000,000 \text{ cm}^3 \sim 5 \text{ m}^3$ ，總重約 40 t，據此估算其 Co-

60 之總活度應接近:  $2 \times 10^6$  Ci，此數據較 EPRI 1008018 之類似機組高出 40 倍，台電評估模型以保守為主要考量是高估此項數值的原因之一，另一原因是分析報告的圖表所提供之數值可能代表局部性的數值，並非整體組件之平均數值，建議未來的補充報告應進行採樣修正或進行更進一步之細部評估。

反應器中成分相同之組件因活化程度不同導致初始活度有高低之分，但其衰變趨勢大致相同，分析報告中指反應器壓力槽衰變較為顯著係因活化程度較低，與事實可能略有出入。(壓力槽主成分為碳鋼，與其他組件之主要成分(不鏽鋼)不同，衰變趨勢應與組成成分相關。)

評估生物屏蔽切割廢棄物之外釋條件時，以較高及較低之中子通量率條件進行評估，歸納其為 A 類放射性廢棄物，其中可外釋之比例為 10%，台電報告未能說明其概估方法與依據，建議能進行補充說明，若為引用資料，則建議提供參考資料之索引。

台電報告表 11 重要組件活化核種比活度列表的數據並未列出其單位，據推估應為 Ci/kg，與台電報告表 10 活化組件分類與最大中子通量率位置所列核種之比活度有差異。例如：表 10 頂部導板 C-14 比活度  $5.09 \text{ TBq/m}^3$ ，表 11 頂部導板 C-14 比活度  $1.737\text{E-}2 \text{ Ci/kg}$ ；表 10 頂部導板 Nb-94 比活度  $6.22\text{E-}2 \text{ TBq/m}^3$ ，表 11 頂部導板 Nb-94 比活度  $2.124\text{E-}4 \text{ Ci/kg}$ ，經粗略換算後得知其數量級相同，若考慮組件結構與材料之均質性，數據仍有些微出

入，但其差距屬於可以接受之範圍。此外，此表中所列頂部導板的 Co-60 比活度為 21.97 Ci/kg，與本報告圖 3-4 紅色曲線相比對，是經過 8 年冷卻衰減後的比活度量值，再檢視 Fe-55 核種在台電分析報告表 11 與本報告圖 3-4 上的數據，表 11 中 Fe-55 之比活度為 14.58 Ci/kg 而圖 3-4 中 Fe-55 在 1 年後、5 年後、8 年後分別約為 80、30、及 13 Ci/kg，其數據雖略有差距，但亦位於可以接受的範圍。

因為活度會隨時間而降低，建議在相對應的圖表上面註明該數值是何時之預估值，並在衰減圖上標註該時段對應的除役作業時程，方便閱讀。

台電報告有提供 R- $\theta$ 、R-Z 之二維中子通量率分布，由於二維色塊呈現的等通量線圖在閱讀上仍有不便利性，建議提供壓力槽側板處、生物屏蔽等位置之軸向中子通量率分布曲線(已有提供中心軸、噴射泵處之分布曲線)，同時我們也建議提供幾個重點部位之徑向中子通量率分布曲線(燃料區中心、頂部及底部、燃料區外等位置)，方便審驗人員閱讀。

圖 3-5 及圖 3-6 為 Rancho Seco ANISN 模型製作之徑向與軸向之中子通量率分布曲線，二圖中明白顯示各曲線所對應之組件，曲線上也清楚呈現中子通量率的數量，在審視上較為容易，其呈現方式可做為日後相關報告之參考。

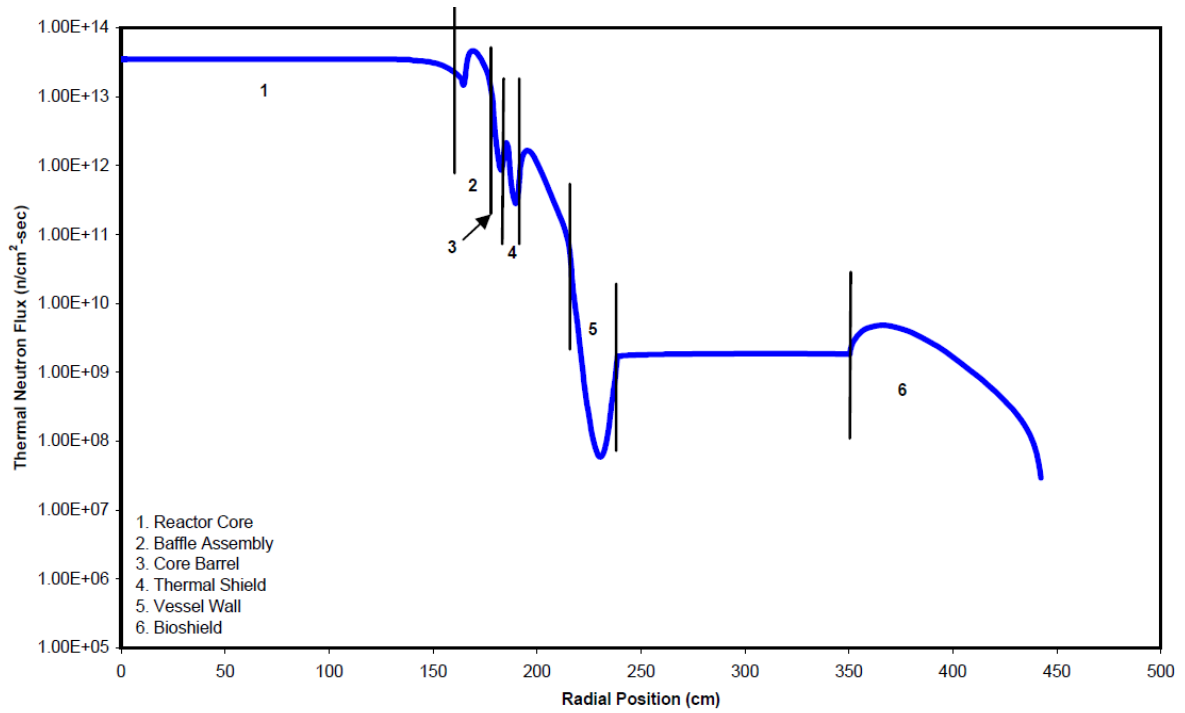


圖 3-5 Rancho Seco ANISN 模型徑向中子通量率分布。

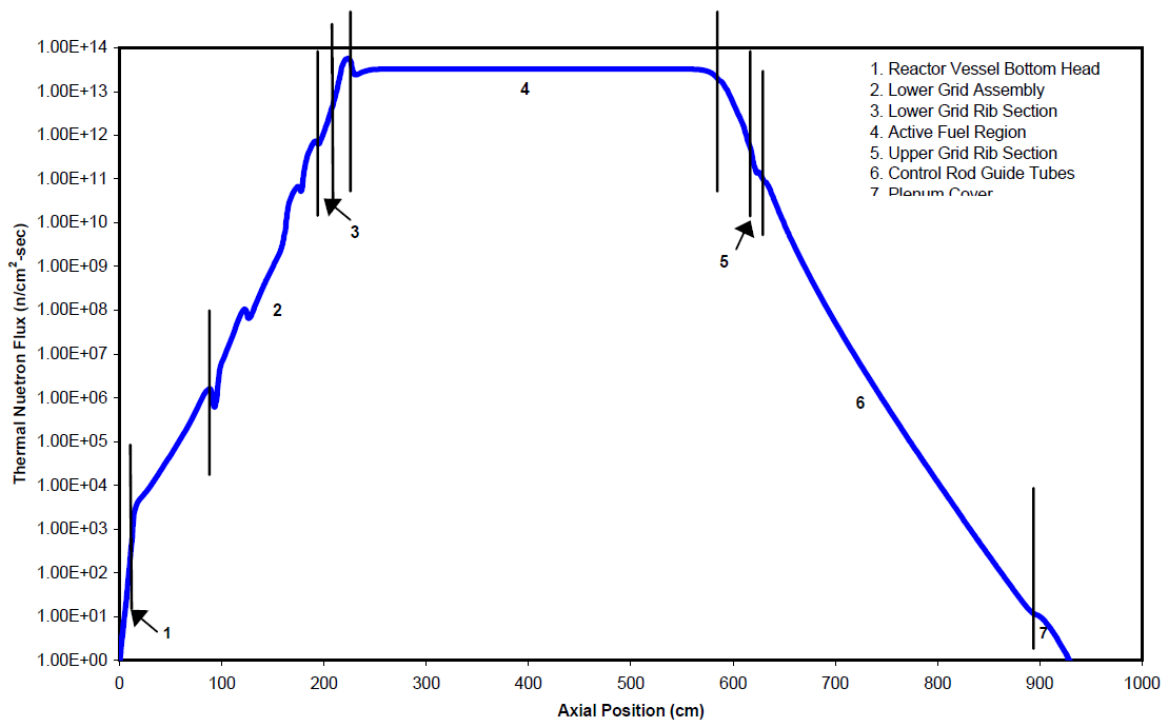


圖 3-6 Rancho Seco ANISN 模型軸向中子通量率分布。

清大團隊依照台電分析報告所述之假設，進行計算機模擬驗證進行比對，主要利用 ANISN 程式碼進行一維中子通量率分布之驗證計算，因計畫期程時間有限且二維中子活化遷移程式碼之執行與資料庫之建構較為繁複，計算上可藉由一維中子通量率分布之簡易計算，驗證整個反應器壓力槽三維結構中某個特定一維方向中子通量率之分布。圖 3-7 和圖 3-8 為清大團隊使用 ANISN 程式碼計算之徑向及軸向中子通量率分布情形，其所對應之軸向及徑向位置均在燃料區域中心處，結果顯示其在趨勢上與台電報告相符合，主要中子通量率分布主要還是在核子燃料區塊中。(註：中子歸一化之初始資料，清大研究團隊並無取得真實數據，以近似或預設值模擬的絕對中子通量率與台電結果有所差距，若依照不同參數設定進行調整，其差距在一個數量級左右，此部分尚待深入進行驗證研究，或於停機後輔以實際採樣量測進行比對修正。

清大研究團隊目前正致力於建立新型三維中子遷移與活化分析之模擬計算平台，台電目前採用之一維與二維合成法雖為 NRC 及國際認可之評估技術，但在精準度方面可能比不上較先進之三維模擬評估技術，建議未來可安排研究計畫進行三維計算機程式模擬比較，達到更佳之驗證效果。

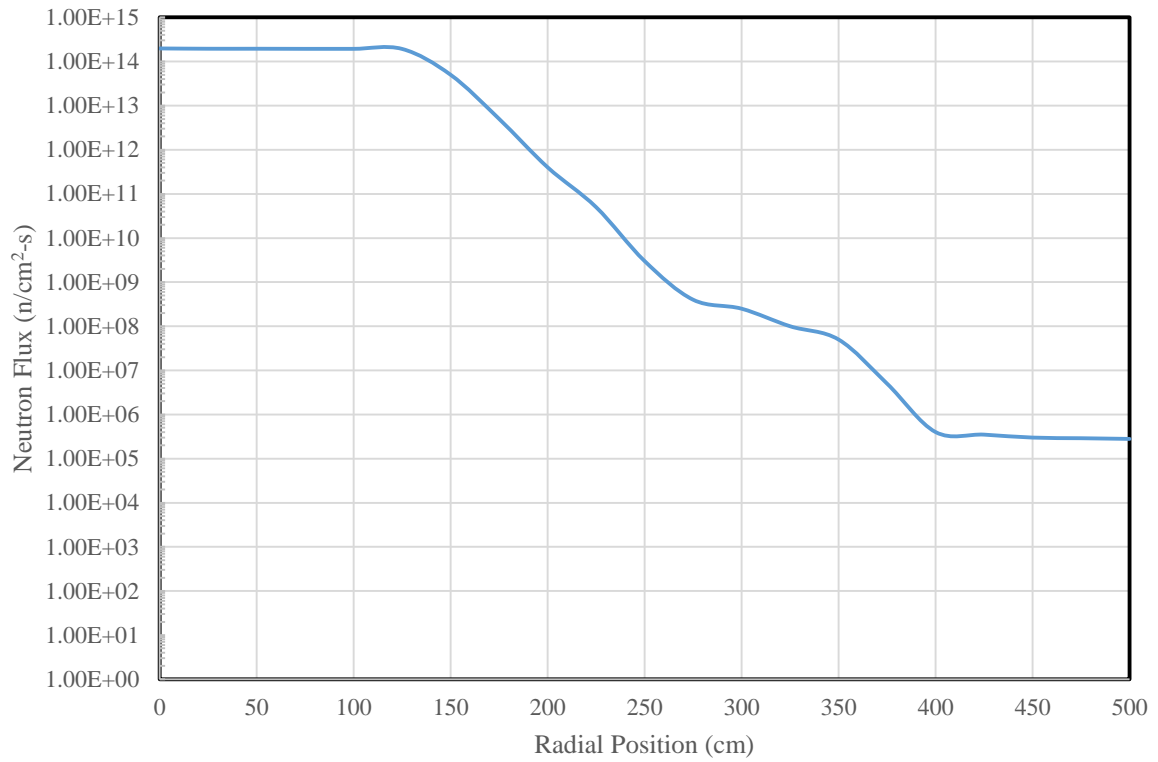


圖 3-7 ANISN 模型徑向中子通量率分布(NTHU)。

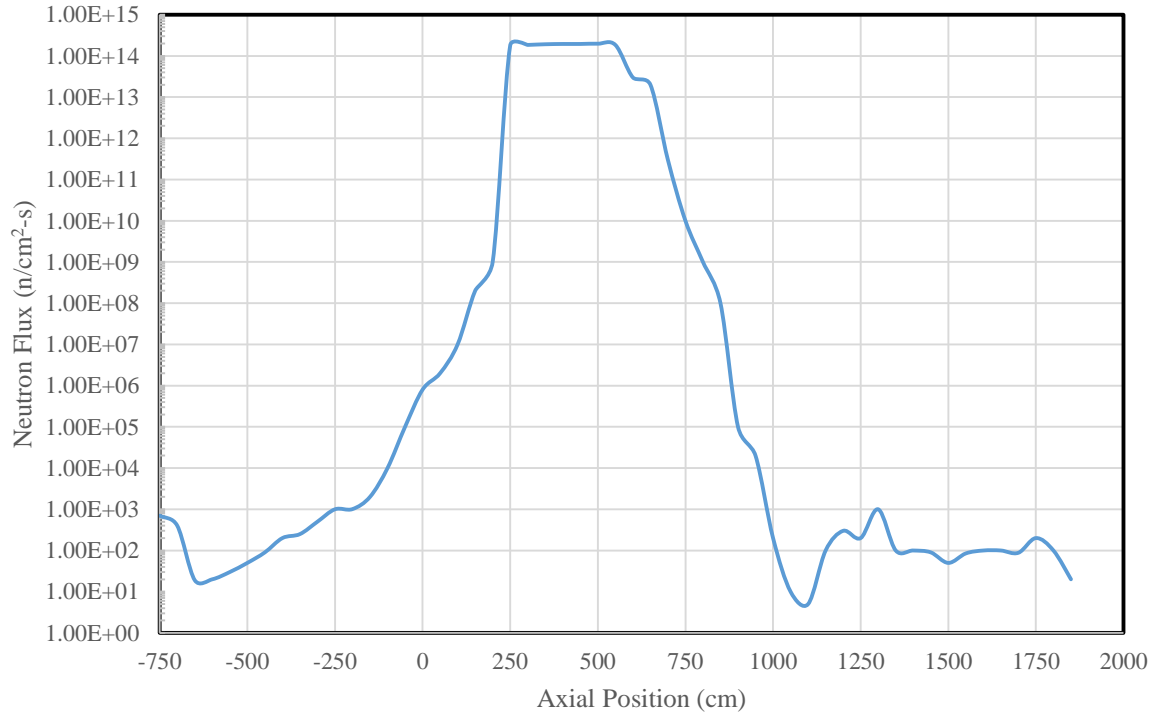


圖 3-8 ANISN 模型軸向中子通量率分布(NTHU)。

### 3.4 對核一廠除役放射性廢棄物產量之初步調查與估算報告之研析與驗

#### 證

根據國外電廠除役經驗，廢棄物盤點是為除役規劃中的重要項目，會影響除役期間所採用之拆除與除污工法、除役成本估算、廢棄物包裝容器選用、工作人員劑量評估、甚至與低放處置場的設計等皆有關連，台電已於日前完成除役放射性廢棄物產量之初步調查與估算報告，藉由此報告的廢棄物產量分析結果，除直接應用於除役計畫第九章除役放射性廢棄物之類別、特性、數量、減量措施及其處理、運送、貯存與最終處置規劃外，亦將整合應用於除役計畫第七章意外事件安全分析與第十章評估輻射劑量及規劃輻射防護措施，是除役前置階段頗具重要性與參考價值的分析資料。在本年度的計畫當中，我們也對此進行研析與驗證，確認此份報告的正確性與完整性，並就其不足之處及未來應加強之處提出建議。

#### 3.4.1 核一廠除役放射性廢棄物產量之初步調查與估算報告之研析

台電除役放射性廢棄物產量之初步調查與估算報告係根據「核子反應器設施除役計畫導則」第九章之要求，針對核一廠除役時所產生之低放射性廢棄物產量進行估算，預估產生之類別、特性及數量，並將推估結果與國外電廠相互比較作為後續除役規劃作業之參考。而廢棄物估算的方法主要係採用西屋公司於此部分之經驗，針對不同類別的廢棄物分類成數個盤點

表，整合輻射特性調查結果，進行放射性廢棄物估量計算，在輻射特性調查中係依據美國多部會輻射偵測暨廠址調查手冊(MARSSIM)及美國多部會物質與設備偵檢與評估手冊(MARSAME)之方法論與程序，於大修停機階段執行量測作業，以掌握全廠之輻射狀況，包含廠房內的設備、管線、桶槽等，並藉由大修等停機階段各系統之取樣結果，進行放射性活度、分佈與污染評估，計算出系統、結構與組件之污染特性。

在廢棄物估算作業中，系統、結構與組件放射性活度之劑量率，係根據除役計畫第四章的現場輻射特性量測資料；針對反應器壓力槽與生物屏蔽遭中子活化之低放射性廢棄物分析，源自於計算出之污染核種射源項。

此份報告所述之低放射性廢棄物數量，並不包括核一廠於永久停機前產出之例行運轉廢棄物，以及自民國 104 年 5 月起至永久停機前，因改善工程所增加之除役放射性廢棄物。有關 104 年 5 月後，核一廠因改善工程所增加之除役放射性廢棄物之數量，將於除役停機過渡階段配合現場輻射特性調查作業進行盤點。

### **3.4.2 核一廠除役放射性廢棄物產量之初步調查與估算報告之驗證**

#### **一、低放射性廢棄物之來源**



可能受輻射污染之系統：根據輻射特性調查之結果及配合 NUREG/CR-6174 附錄 C 推定之潛在污染輻射系統，將核一廠潛在受輻射污染之系統列表，台電報告中有針對各項系統進行簡要說明。

## 二、低放射性廢棄物數量與特性之推估

根據 MARSAME 進行偵檢與推估(台電報告附錄 A)。

將系統區分為受影響與未受影響(不須進一步調查)。

對受影響區域執行初步偵檢、處置偵檢、發展決定規則、設計處置偵檢單元，根據不同污染程度進行分級，進行後續偵檢與評估，據以進行決策處置，確保回收利用等管理安全。

由於核一廠尚未完全停機，無法實際執行 M&E 設備處置偵檢作業，以大規模表面劑量偵檢作為活度估算之數據來源。

## 三、比例因數推估方法

Co-60 及 Cs-137 等加馬核種為易測核種，阿伐與貝他核種屬難測核種。

依照輻射特性調查結果將電廠分區，各區應有相近之核種組成與比例，建立各區易測與難測核種之比例因數，再抽測各分區易測核種之活度，利用比例因數推估難測核種活度。

國際間常見用於建立比例因數的初階廢棄物有七類：水泥廢棄物、爐心組件、反應器壓力槽、主冷卻水管路、內表面、淨化系統、廢氣系統與除役作業產生的二次廢棄物等。依照國際電廠除役經驗主要分為五類：

1. 爐心活化組件 (Core support) (參考核種：Co-60)
2. 主冷卻水管路內表面外表面 (Primary Surfaces) (參考核種：Co-60)
3. 淨化系統 (Cleanup systems) (參考核種：Co-60)
4. 廢氣系統 (Off-gas) (參考核種：Cs-137)
5. 污染混凝土廢棄物 (Concrete waste) (參考核種：Co-60)

圖 3-9 為參考電廠管線外徑之接觸劑量率與內部表面污染程度之關係(台電報告圖 2.3)，對於管徑外徑 762 mm 的管線，在接觸劑量率為 2000 mR/hr 時，活度約為  $0.8 \text{ Ci/m}^2$ ，但是此圖並未揭示其管厚為何。圖 3-10 則為台電核一廠管線外徑之接觸劑量率與內部表面污染程度之關係(台電報告圖 2.8)，在此圖上外徑 760 mm 的管線其對應 2000 mR/hr 的活度為  $1.2 \text{ Ci/m}^2$ ，兩者未有管厚之相關數據，而劑量率與活度關係，在均勻活化與污染程度下，只和幾何形狀相關，核一廠和參考電廠的結果應相差不大。

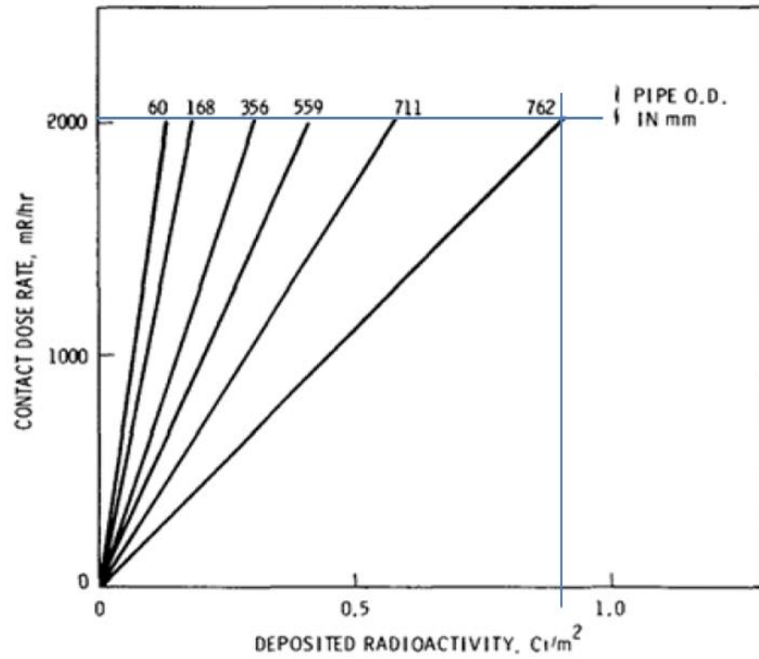


圖 2.3 管線外徑之接觸劑量率與管線內部表面污染程度的關係

圖 3-9 參考電廠管線外徑之接觸劑量率與內部表面污染程度之關係。

(台電報告圖 2.3)

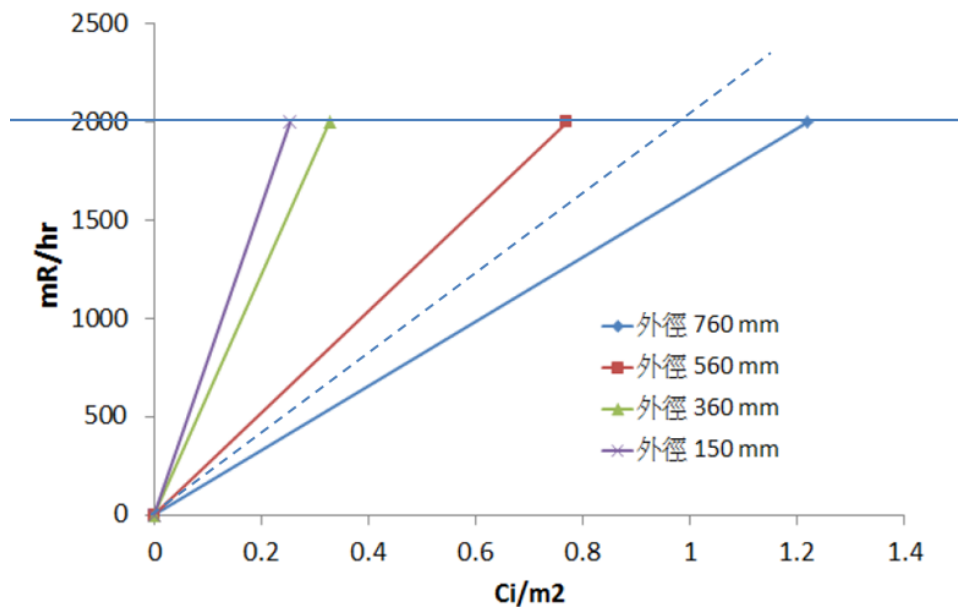


圖 2.8 核一廠管線外徑之接觸劑量率與內部表面污染程度之關係

圖 3-10 核一廠管線外徑之接觸劑量率與內部表面污染程度之關係。

(台電報告圖 2.8)

圖 3-11 為參考電廠在不同管壁厚度下之接觸劑量率與內部表面污染程度之關係(台電報告圖 2.4)，圖中所列兩種管線，SCHEDULE 120 與 160 兩種管線，經查其外徑為 610 mm，厚度分別為 46.02 mm 與 59.54 mm(台電報告未能提及，建議補充)，圖 3-12 為核一廠在不同管壁厚度下之接觸劑量率與內部表面污染程度之關係(台電報告圖 2.9)，此管路外徑為 760 mm，壁厚取 9.5 mm 與 30.2 mm。

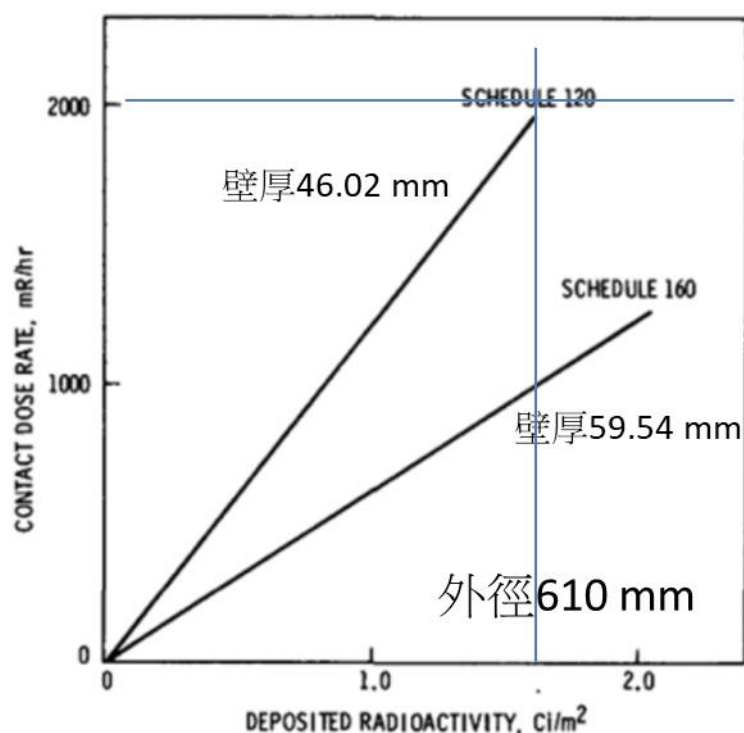


圖 2.4 管壁厚度之接觸劑量率與管線內部表面污染程度的關係

圖 3-11 參考電廠管壁厚度之接觸劑量率與內部表面污染程度之關係。

(台電報告圖 2.4)

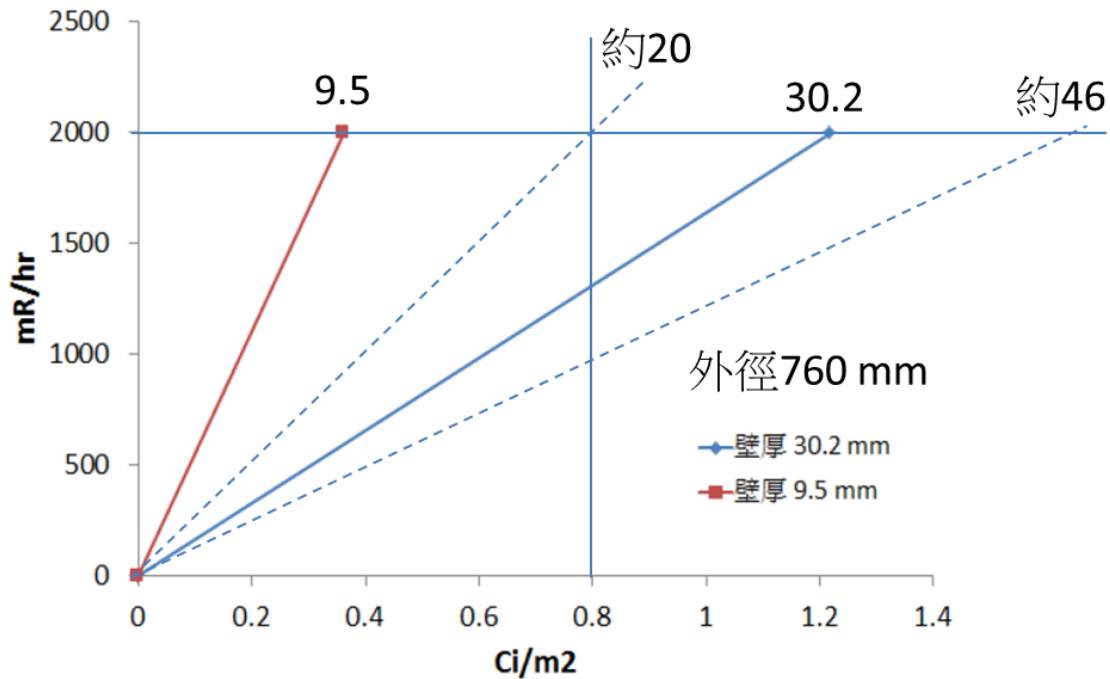


圖 2.9 核一廠管壁厚度之接觸劑量率與內部表面污染程度之關係

圖 3-12 核一廠管壁厚度之接觸劑量率與內部表面污染程度之關係。

(台電報告圖 2.9)

由於二張圖所指之四種管路，其壁厚不同、管徑大小不同，核一廠及參考電廠之管線劑量-污染程度關係較難進行比對。但依照常理，在同一幾何情形下的管路，其表面劑量及與內部污染程度應相符合，就趨勢上來說：在同樣表面劑量下，外徑越大、管壁越厚、內部污染程度越高。

圖 3-9 中對於管徑外徑 762 mm 的管線，在接觸劑量率為 2000 mR/hr 時，活度約為 0.8 Ci/m<sup>2</sup>，若將此結果與圖 3-12 比對，可推估其壁厚約 20 mm，若將之畫於圖 3-12 上，約介於 9.5 與 30.2 mm 之間，尚屬合理。再將圖 3-11 中 SCHEDULE120 之趨勢線與圖 3-12 推估之厚度 46 mm 結果比較，610 mm 所對應之內部污染程度(2000 mR/hr 約合 1.6 Ci/m<sup>2</sup>)較 760 mm 者

(2000 mR/hr 對應之活度約大於  $1.6 \text{ Ci/m}^2$ ) 為低，亦符合預期。以上分析顯示核一廠管線結構和內部污染程度關係圖與參考電廠資料相符，據此估算之內部污染程度應為正確。

至於台電報告所提之保守推估需使用較大的管徑、較厚之管壁進行模擬，我們建議使用實際資料進行模擬即可，或採用既有數據的內外插進行估算，較為貼近真實情形，避免過度保守。

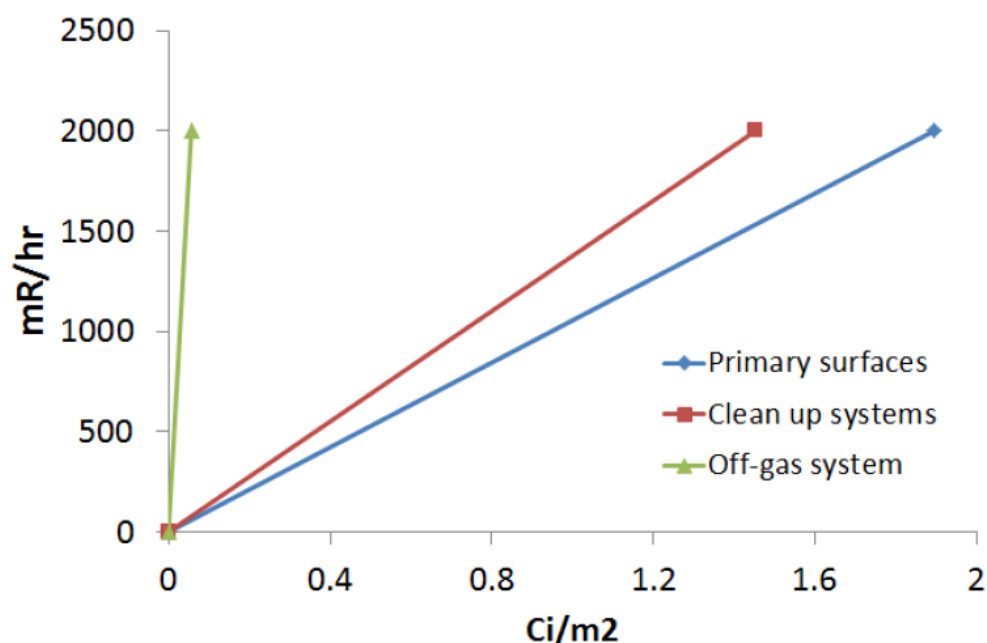


圖 2.10 核一廠各廢棄物源管線接觸劑量率與內部污染程度之關係

圖 3-13 核一廠各廢棄物源管線接觸劑量率與內部表面污染程度之關係。

(台電報告圖 2.10)

而各系統管線模擬之結果如圖 3-13(台電報告圖 2.10)，參照圖 3-12 之結果，主冷卻水管路相當於外徑 760 mm 且其厚度超過 50 mm 之管路，淨

化系統管路則相當於外徑 760 mm 且厚度為 30-40 mm，此對應是否合理，建議進行檢視比對。

上述資料經檢視驗證後雖無問題，但在閱讀上不夠直覺，建議能於完整報告中進行改善，而且系列趨勢圖之單位部份(Ci/m<sup>2</sup>)未正確使用上標(正確應為 Ci/m<sup>2</sup>)，圖表字型和格式與報告內文不一致，各趨勢線的斜率亦無任何說明，數據與圖表的呈現有改善空間。

另外，受污染混凝土之空間劑量率與表面污染程度之關係，與參考電廠比較，如圖 3-14 所示，台電報告圖 2.7 中顯示參考電廠 1000 mR/hr 約合 0.24 Ci/m<sup>2</sup>，而台電報告圖 2.11 顯示核一廠 100 mR/hr 約合 0.2 Ci/m<sup>2</sup>，相較之下核一廠之數據高出約 8 倍，需要檢討是否在評估過程中過於保守，而台電報告內文說明係因管制區域劃分之不同所致，建議依照不同區域使用對應之斜率分別進行估算，以更為合理之條件進行估算，或配合停機過渡期間之取樣測試進行修正。

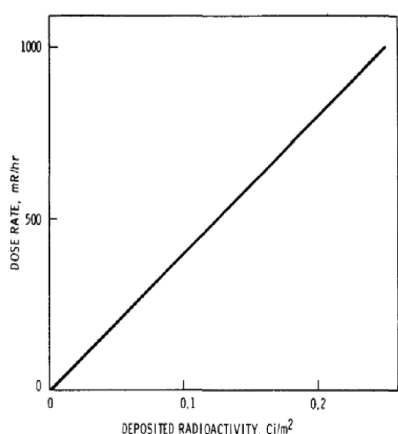


圖 2.7 BWR 參考電廠污染混凝土之空間劑量率與表面污染程度之關係

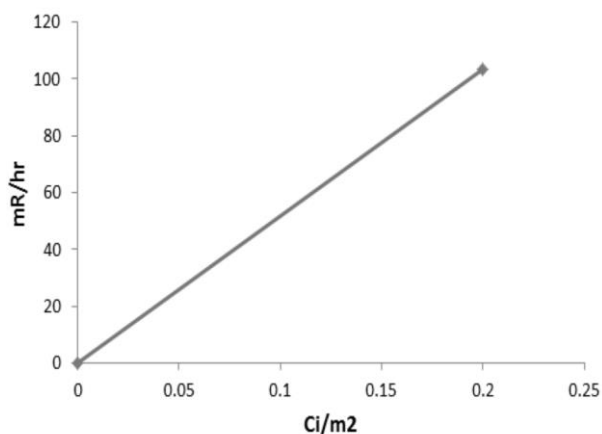


圖 2.11 核一廠污染混凝土之空間劑量率與表面污染程度之關係

圖 3-14 參考電廠與核一廠污染混凝土空間劑量率與表面污染程度之關係。

(台電報告圖 2.7 與 2.11)

低放射性金屬廢棄物之估算結果 (共 28,379 MT, 總活度  $2.59 \times 10^{16}$  Bq)

其中包含：

1. 活化金屬：重 1,223 MT, 活度  $2.47 \times 10^{16}$  Bq (活度占有所有金屬廢棄物的 95.4%但重量占 4.3%), 表列數值為各核種衰變至 2018 年 12 月 5 日之推估結果, 而反應器壓力槽內部組件之放射性活度分析報告中所列為停機 8 年後之結果, 雖為不同之報告, 建議應在同樣時間條件下做一致性的表達與說明。
2. 污染金屬: 重 8,933 MT, 活度  $1.13 \times 10^{15}$  Bq, 主要活度貢獻來自製程管線與管路連接件及內襯鋼板與燃料格架等材料。
3. 可外釋之金屬: 重 18,223 MT, 活度  $1.56 \times 10^6$  Bq (含 11,524 MT 無受污染之金屬)

低放射性混凝土廢棄物之估算結果共 2,685 MT, 總活度  $6.98 \times 10^{13}$  Bq, 主要活度貢獻來自聯合結構廠房的放射性混凝土 2,589 MT, 活度  $6.92 \times 10^{13}$  Bq, 另有可外釋混凝土(活度  $< 100$  Bq/kg)約  $3.8 \times 10^8$  kg。

其他類型低放射性廢棄物包括乾性、濕性、保溫材等類型, 數量與活度若干。乾性廢棄物活度較低可忽略不計, 減容後(減容比 15:1)之總重量為 242 MT; 濕性廢棄物共重 452 MT(B 類 131 MT、 $9.52 \times 10^{13}$  Bq, A 類 321



MT、 $4.76 \times 10^{12}$  Bq)；保溫材廢棄物 55 MT、活度約  $1.63 \times 10^{10}$  Bq，屬 A 類放射性廢棄物。

與世界其他同類型沸水式反應器比較，估算之核一廠放射性廢棄物產量較少，主要差異在於參考電廠基於運轉歷史，將大量土壤歸類為 A 類放射性廢棄物，而核一廠的土壤僅有 300 桶推估為 A 類，絕大多數均屬未受污染之土壤，若不考慮此類型 A 類放射性廢棄物，則各參考電廠放射性廢棄物之估算值與核一廠之估算相近。對此我們建議在停機過渡階段廣泛(或抽樣)採樣量測廠區土壤，證實廠區土壤確實未受污染。

若以 NUREG-1640 A2.2 轉換公式對不同功率電廠的金屬廢棄物產量進行驗證，其轉換公式如下：

$$\text{目標電廠廢棄物量} = \text{參考電廠廢棄物量} \times \left[ \frac{\text{目標電廠發電容量(MWe)}}{\text{參考電廠發電容量(MWe)}} \right]^{2/3}$$

核一廠與 Oskarshamn 2、Forsmark 1、WNP-2 之比較圖列於台電報告表 4.7，表中可看出其差異性均在合理範圍內，核一廠與同樣採用西屋公司估算方法的電廠，其結果相近。

另針對與台電核一廠類似狀況之 Oyster Creek 電廠，台電報告表 4.5 中有列出其依照 TLG 公司估算的除役放射性廢棄物合計(金屬與混凝土)為 20,749 MT，此數量較同為 BWR、同為 TLG 公司估計、且額定發電量更大的 Ringhals 1 電廠數量多 2 倍以上，此部分在未來若能取得相關資料，建

議進行探討比較，目前推測多出的部份應該是混凝土，金屬部件應該差異不大。

## 第四章 結論與建議

本研究對 MARSSIM 導則做了簡要彙整，說明曝露途徑模式和 DCGLs 的基本概念，藉此希望民眾理解除役核能電廠的調查報告中各項與外釋或劑量相關的參數有何具體意義，然後基於 MARSSIM 的基本精神與步驟，對台電「核一廠輻射特性調查之初步執行及評估」、「核一廠反應器壓力槽及其內部組件之放射性特性分析」、「核一廠除役放射性廢棄物產量初步調查與估算」之調查方法及評估結果進行驗證分析，驗證結果基本上是符合預期，但因核一廠目前狀態並非永久停機，考量系統除污及停機準備作業等可能改變輻射狀態的行動，場地分級及佈點取樣並無適當依據，暫時無法實際取樣進行比對與修正，輻射特性調查僅著重範圍偵測，佈點也集中在核設施建築外之廠區環境，完整的輻射偵測計畫和各項調查作業尚須在停機過渡階段中持續進行。

關於 MARSSIM 導則之研析與台電「核一廠輻射特性調查之初步執行及評估」之研析與驗證，本研究報告揭露的重點資訊與建議如下：

1. 除役執行者必須對公眾與管制單位提出充分證據，指出該(可能遭受)放射性污染的廠址已經被「足夠地清潔」而達到可以外釋的條件。
2. MARSSIM 本身是為最終狀態偵檢(final status survey, FSS)而設計，在內容中也明確為其他種類的偵檢進行討論及著墨，使用資料品質目標(DQOs)程序協助進行最終狀態偵檢的設計。

3. MARSSIM 基礎調查設計框架(framework)的基本精神是使用非參數統計來驗證是否符合外釋標準(劑量或風險)的統計假設測試。
4. MARSSIM 建議對 FSS 取樣資料進行統計檢定測試，採用兩種非參數統計測試方法：(1) 魏克生檢測(Wilcoxon Rank Sum, WRS)；(2) 符號檢測(Sign Test)。
5. 劑量模型是除役計畫的重要項目，包含曝露途徑與情境的模擬、針對特定廠址推算 DCGLs 與區域因數(area factors, AFs)等。
6. DCGLs 的基本概念為「使得經過各種途徑所造成的總劑量不超過年劑量限值的單位活度」，其單位是活度，與量測值相同，可以描述成「年劑量限值除以單位活度所造成的年劑量」所得的單位活度。
7. 對於高污染偵檢單元的樣本數量除了至少需滿足統計測試之要求之外，還必須考慮針對熱點掃描的靈敏度做額外增加，也就是針對偵檢儀器的最小可測濃度(Minimum Detectable Concentration, MDC)進行的額外考量。
8. 在劑量模型中使用的情境並不意味著計算對人體實際的劑量，通常會使用「最壞的案例」，假設高於可能的使用因素，但必須具有合理性，其概念類似於「在各種可能且保守的假想前提之上」。
9. 廠址歷史評估的目的是為了收集和廠址與其環境相關的資訊，其主要目標如下：(1)確認污染的潛在來源；(2)判定廠址是否對人類的健康有威脅；(3)區別受影響與未受影響的區域。建議廠址歷史評估報告中明確指出這三項重要資訊，作為指標性的評估結論。

10. 輻射特性評估相關資料的驗證請參考本報告 3.2.3 節所列之注意事項逐一進行驗證。
11. 進行輻射特性調查時，樣本分析技術和量測儀器的使用，都需要經過驗證，確保所得結果的正確性，並應對一定比例之偵檢單位進行驗證，可由第三方公正單位進行。
12. 輻射背景值可參考建廠前的輻射背景調查資料，並與各時期的資料相比較。
13. 在偵檢結果與發現的描述方面，建議依照緬因·洋基(Maine Yankee)核能電廠場址輻射特性調查偵檢結果與發現的分類方式加以說明。(本計畫分項子計畫五「核電廠除役後廠址環境輻射偵測報告之審查與驗證技術研究」有相關研析與探討)

目前台電礙於核一廠尚未處於停止運轉狀態，許多調查與量測無法確實進行，導致所依循的導則無法一體適用，相較美國 Oyster Creek 電廠在最後停止運轉前即進行除役規劃，並備妥許多合理計畫，讓電廠由運轉至除役有秩序及循序漸進的轉換，其狀況和我國目前核能電廠除役狀況甚為類似，建議參考其規劃，在本計畫分項子計畫四「核電廠除役準備與過渡階段之國際經驗資訊研析」有相關資訊，建議參考。

關於台電「核一廠反應器壓力槽及其內部組件之放射性特性分析」之研析與驗證，本研究報告揭露的重點資訊與建議如下：

1. 在彙整各國反應器與圍阻體中子活化分析程式之使用情形時，不會去針對程

式使用者的背景、學經歷、認證文件等資料作程式驗證的考慮因素，可單純就程式的撰寫過程是否合理，初始條件與幾何模型設定的假設、最終結果是否可信可靠，作為主要考量。

2. 分析模式採用 EPRI 2003 反應器壓力槽內部組件之活度評估方法，獲得完整的反應器壓力槽內部及周圍之中子通量分布，此方法已有實例，且為國際認可之方法。分析模式與計算模型亦為美國 NRC 核可之中子通量計算方法，確實可行。
3. 在幾何模型的均質化處理，台電評估報告中未能以量化方式說明這些近似對整體評估的影響程度。雖以最大中子通量率來涵蓋其保守度，實際組件活化程度會遠小於評估結果。反應器壓力槽的軸向中子通量率變化極大，活化程度各區域不同，廢棄物之分類也會有所差異，評估報告中有依照評估結果進行分類，但因各項保守假設之故，需待反應器停止運轉後實際採樣進行驗證或進行修正。
4. 均質區數量區分的依據，及其在統計上是否有足夠的可信度，建議於未來相關分析報告中進行補充或細部分析。
5. 重要組件的比活度單位，建議統一採用 ICRP 60 號之單位( $\text{Bq}/\text{cm}^2$ )，俾與現行法規相符合，在單位一致的條件下也便於審查與驗證。(此項建議來自 106 年 10 月 26 日於清大舉辦之 2017 年核能電廠除役與驗證技術討論會審查委員之建議。)

6. 核種活度與半衰期有關，與時間呈現指數遞減，台電報告中部份圖表所呈現之活度係為何時之預估值，並未明確說明，資料經研析驗證後雖屬正確無誤，但字面上可能造成誤解，建議未來相關的報告中，對呈現的活度值標註其所對應的時間，也有利於與除役相關期程之時間軸進行比對。
7. 關於台電「核一廠反應器壓力槽及其內部組件之放射性特性分析」細部之驗證分析，請參見本報告第 3.3.2 節。

此外，清大研究團隊有相關研究人員目前正從事蒙地卡羅法的模擬分析，其計算耗費時間確實較分格座標法長非常多，以結構簡單許多之清華大學水池式反應器建模為例，使用蒙地卡羅法進行中子遷移與通量之估算，需要數以日計之運算時間，而使用分格座標法，在建模與數據庫均建立完整的情形下，僅需數秒即可得到結果，台電報告所指為真。清大研究團隊目前正致力於建立新型三維中子遷移與活化分析之模擬計算平台(同樣是以清大水池式反應器之建模為主要對象進行模擬)，台電目前採用之將一維與二維資料進行三維合成法雖為 NRC 及國際認可之評估技術，但在精準度方面可能比不上現階段較為先進之三維模擬評估技術，本研究已將台電核一廠壓力槽及周邊生物屏蔽結構進行建模，待未來清大研究團隊完成三維中子遷移與活化分析之模擬計算平台後，可進行三維計算機程式模擬，達較佳之驗證效果(此建議亦見於專家學者討論會中)。

關於台電「核一廠除役放射性廢棄物產量初步調查與估算」之研析與驗證，本研究報告揭露的重點資訊與建議如下：

1. 台電「核一廠除役放射性廢棄物產量初步調查與估算」中，除輻射特性調查尚待完全停機後方能進行補充之外(詳見本報告 3.2 節之分析說明)，比例因數之建置、廢棄物分類與盤點，均依照程序進行評估，就現有除役進程來說，資料堪稱充足，符合初步調查的要求，亦依專家學者檢視所提之意見進行修正，未來可持續關注其依照除役進程進行之更新狀況確實符合台電承諾與主管機關之要求。
2. 低放射性廢棄物數量與特性之推估，係根據 MARSAME 進行偵檢與推估(台電報告附錄 A)，將系統區分為受影響與未受影響(不須進一步調查)區，對受影響區域執行初步偵檢、處置偵檢、發展決定規則、設計處置偵檢單元，根據不同污染程度進行分級，進行後續偵檢與評估，據以進行決策處置，確保回收利用等管理安全。由於核一廠尚未完全停機，無法實際執行 M&E 設備處置偵檢作業，以大規模表面劑量偵檢作為活度估算之數據來源。
3. 比例因數推估方法，係以 Co-60 及 Cs-137 等加馬核種為易測核種，阿伐與貝他核種屬難測核種。依照輻射特性調查結果將電廠分區，各區有相近之核種組成與比例，台電已建立各區易測與難測核種之比例因數，再抽測各分區易測核種之活度，利用比例因數推估難測核種活度，內容完整。
4. 壁厚不同、管徑大小不同，核一廠及參考電廠之管線劑量-污染程度關係較難進行比對。依照常理，在同一幾何情形下的管路，其表面劑量及與內部污染程度應相符合。趨勢上來說：在同樣表面劑量下，外徑越大、管壁越厚、內



部污染程度越高。經內、外插分析後顯示核一廠管線結構和內部污染程度關係圖與參考電廠資料相符，據此估算之內部污染程度應為正確。

5. 台電報告所提之保守推估需使用較大的管徑、較厚之管壁進行模擬，建議使用實際資料進行模擬，較為貼近真實情形。
6. 受污染混凝土之空間劑量率與表面污染程度之關係方面，與參考電廠比較，台電所列之數據高出 8 倍，建議再檢討是否過度保守，而台電報告內文說明係因管制區域劃分之不同所致，建議未來能依照不同區域使用不同斜率，配合實際取樣交叉比對，進行估算修正。
7. 關於台電「核一廠除役放射性廢棄物產量初步調查與估算」細部之驗證分析請參見本報告 3.4.2 節。

本研究報告內容為參與計畫之研究人員個人之見解，結論建議事項或驗證發現可作為主管機關之參考，如有疑義之處，可與專家學者共同討論，使除役的審查與驗證更為合理與完備。

## 參考資料

1. MARSSIM 2002. Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (Revision 1). Nuclear Regulatory Commission NUREG-1575 Rev. 1, Environmental Protection Agency EPA 402-R-97-016 Rev. 1, U.S. Department of Energy DOE EH-0624 Rev. 1, August.
2. MARSAME 2009. Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment manual. Nuclear Regulatory Commission NUREG-1575, Supp. 1, Environmental Protection Agency EPA 402-R-09-001, U.S. Department of Energy DOE/ES-0004, January.
3. DOE O 458.1, “Radiation Protection of the Public and the Environment”, Office of Health, Safety and Security, U.S. Department of Energy.
4. NUREG-1757, vol. 2 Chapter 4, Facility Radiation Surveys and Appendix O, Lessons Learned and Questions and Answers to Clarify License Termination Guidance and Plans.
5. NUREG-1700, rev. 1, Standard review plan for evaluating nuclear power reactor license termination plans.
6. ANSI N323A, “Radiation Protection Instrumentation Test and Calibration, Portable Survey Instruments”.
7. ANSI N13.49, “Performance and Documentation of Radiological Surveys”.
8. ANSI N13.59, “Characterization in Support of Decommissioning Using the Data Quality Objectives Process”.
9. 周鼎、張淑君，「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物管局委託研究計劃研究報告 101FCMA006-14，101 年 12 月。

10. 蔣安忠、林宇捷，「除役核能電廠特性調查之審查技術研究」，行政院原子能委員會物管局委託研究計劃研究報告 102FCMA007，102 年 12 月。
11. Yankee Nuclear Plant Station License Termination Plan, Yankee Atomic Electric Company, Nov. 2004.
12. 趙得勝，「除役核電廠廠址特性與環境輻射分析之審查技術研究」，行政院原子能委員會物管局委託研究計劃研究報告 104FCMA008，104 年 12 月。
13. Eric. W. Abelquist, *Decommissioning Health Physics: A Handbook for MARSSIM Users*, 2<sup>nd</sup> edition, CRC Press, 2013.
14. EPRI, Radiological Characterizations for Reactor Pressure Vessel and Internals Enhances SAFSTOR, “EPRI 1008018, Nov. 2003.
15. 王正寧、張淑君，「反應器壓力槽中子通量分析技術建立」 INER-10682，102 年 10 月。
16. NUREG/CR-0672，附錄 E 反應器壓力槽與相關內部組件之活化分析技術。
17. IAEA TRS-389 (1998) 爐心內部組件中子活化分析之方法指引及使用程式建議。
18. NRC REG GUIDE 1.190 “Calculation and Dosimetry Methods for Determining Pressure Vessel Neutron Fluence,” Mar. 2001.
19. 裴晉哲、劉千田，「反應器與圍阻體中子活化分析程式之驗證研究」，行政院原子能委員會物管局委託研究計劃研究報告 103FCMA003，103 年 12 月

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

計畫名稱：

核能電廠除役作業安全審查技術研究

子項計畫三：

除役核電廠之下表層污染特性評估及其計算模  
型建構與驗證方法技術研究

計畫編號：106FCMA001

執行單位：國立清華大學

計畫主持人：裴晉哲

子項計畫三主持人：趙得勝

報告作者：趙得勝、吳炘融、梁正宏

報告日期：中華民國 106 年 12 月

## 摘要

MARSSIM 手冊目前已被國際上許多的機構所認可，為用於進行除役核電廠特性調查的重要指引。然而，該指引的設計概念係針對表層土壤及建物，對於低於表層 15 公分以上的下表層土壤之放射性污染物而言，因具有不易直接進行量測、無法進行完整的掃描偵測、下表層土壤的異質性以及曝露情節未盡明確等特性，若依循該指引的規範進行廠址特性調查可能會有一些窒礙難行之處。因此，有必要在 MARSSIM 指引的原則與架構之下，適當地研擬修改現行的做法或發展新的方法或技術，用以進行下表層土壤之特性評估及符合性驗證。

有鑑於此，本研究計畫之工作重點係依據 MARSSIM 指引的概念與原則，研擬可適用於下表層土壤之放射性污染的特性調查及符合性驗證架構；此外，為了深入地瞭解下表層土壤污染之傳遞特性，本研究也將利用 RESRAD 劑量評估計算程式來探究下表層污染傳遞模型及其劑量效應。在第一階段的計畫中，本研究參照國際做法提出一個具 MARSSIM 指引相容性的下表層土壤之符合性驗證評估架構，可有效地提升下表層土壤特性調查之成本效益。此外，本研究中也嘗試研析 MARSSIM 指引用於調查下表層污染之實際應用案例，藉此熟知除役廠址之最終狀態調查作業整體的操作方法及流程，包括：廠址整治、釋放標準推導、調查設計、特性偵測以及符合性驗證評估等，並也藉此獲得許多重要的經驗回饋。在第二階段的計畫中，本研究則針對三層式用水模型進行研析，此模型可清楚地描述核種於下表層土壤中的傳遞機制與數學關係。最後，本研究也使用 RESRAD 程式，實際針對國外參考案例進行下表層污染傳遞至地下水之輻射曝露途徑的計算驗證，藉此瞭解下表層污染傳遞計算模型的建構方法及影響核種傳遞的重要參數。

## **Abstract**

The MARSSIM manual has been approved by many international agencies as an important guidance for conducting the final status survey in decommissioned nuclear power plants. However, the design concept of MARSSIM guidance is based on the surface soils and buildings in sites contaminated with radionuclides. For the residual radioactive contamination in the subsurface soils with a depth greater than 15 cm, it would be difficult to conduct the final status survey due to many challenges including inaccessibility of the subsurface, lack of comprehensive scans, an increase in medium complexity, and unclear exposure scenarios. Therefore, it is needed to modify current practices or develop new methods based on the principle and framework of MARSSIM guidance, such that it can be applied to the assessment and compliance demonstration for the subsurface soil.

For this reason, this project follows the concept and principle of MARSSIM guidance to propose an appropriate framework which can be used for the site survey and compliance demonstration of subsurface soil. Moreover, in order to better understand the transport properties of the residual contamination in subsurface soil, this study will also explore the contamination transport models and its dose effects using the RESRAD dose modeling computer code. The first phase of the project presented a method for deriving subsurface soil DCGL and a MARSSIM-compatible framework of subsurface soil survey for demonstrating compliance, which can improve the cost effectiveness for the final status survey of subsurface soil. In addition, this project also attempted to analyze a practical application of the MARSSIM guideline to the site with subsurface contamination.

This is helpful for the understanding of the MARSSIM guidance on the overall operating process for the final status survey in decommissioning, including site remediation, release criterion derivation, survey design and plan, characterization, and compliance assessment. Also, many valuable lessons can be learned from the experience gained by this practical application of the MARSSIM guidance. In the second phase of this project, we analyzed the three-box water-use model that can clearly explain the mechanisms and mathematical relationship of radionuclide transport in subsurface soil. Finally, we also used the RESRAD program to calculate and validate the radiation exposure pathway of the radionuclide transport through subsurface soil to groundwater according to a reference case. Consequently, we can understand the construction method of the model used to evaluate the radionuclide transport in subsurface soil and the corresponding important parameters.

## 目錄

第一章、前言.....	1
第二章、計畫目標及執行方法.....	4
2.1 計畫目標.....	4
2.2 執行方法.....	5
第三章、下表層污染之特性評估及取樣偵測方法.....	8
3.1 下表層污染之特性.....	8
3.2 下表層污染之特性評估及取樣偵測方案分析比較.....	8
第四章、下表層土壤之符合性評估架構.....	15
4.1 管制規範.....	15
4.2 下表層土壤 DCGL 的推導方法.....	17
4.3 下表層土壤之調查設計.....	21
4.4 下表層污染特性調查符合性之決策模式.....	22
第五章、MARSSIM 應用案例研析.....	27
5.1 案例之背景說明.....	27



5.2 調查步驟及方法.....	28
5.3 調查結果及評估.....	34
5.4 重要經驗回饋.....	37
第六章、下表層污染之審查與管制策略.....	43
第七章、下表層污染之傳遞模型與計算驗證.....	48
7.1 下表層土壤及地下水之三維污染傳遞計算模型分析.....	48
第八章、結論與建議.....	64
第九章、參考資料.....	錯誤! 尚未定義書籤。

## 圖目錄

圖 3.1、不同地質物理學法對於各種地質材料之可測量範圍 .....	12
圖 3.2、利用 Geonics EM-31 地面電導儀量測下表層污染之案例 .....	12
圖 3.3、利用小尺寸的碘化鈉地質探針進行下鑽孔洞掃描之案例 .....	13
圖 4.1、利用 RESRAD 程式計算所得的體積因子及其擬合曲線	25
圖 4.2、混合因子計算之示意圖 .....	26
圖 4.3、下表層土壤厚度增量加權因子計算之示意圖 .....	26
圖 5.1、UCP 調查案例之廠址調查設計及掃描偵測調查結果示意 圖 .....	40
圖 6.1 下表層污染之特性調查流程圖 .....	47
圖 7.1、飲用水情境之曝露途徑 .....	61
圖 7.2、三層式用水模型之飲用水情境概念示意圖 .....	61
圖 7.3、三層式用水模型之核種傳遞示意圖 .....	62
圖 7.4、地下水之放射性核種濃度隨時間變化之範例 .....	62
圖 7.5、住宅情境之農業曝露途徑關聯圖 .....	63
圖 7.6、住宅情境各曝露途徑所造成之有效等效劑量示意圖 .....	63

## 表目錄

表 3.1、常見的非侵入式地質物理學法之量測特性比較.....	14
表 5.1、UCP 調查案例進行劑量評估計算所採用之廠址與建物相關輸入參數.....	40
表 5.2、UCP 調查案例之調查區域分類及調查單元數目.....	41
表 5.3、UCP 調查案例中廠址與建物之調查設計統計參數.....	41
表 5.4、UCP 調查案例利用 RESRAD 程式計算所得的廠址與建物之面積因子.....	41
表 5.5、UCP 調查案例之廠址最終調查結果.....	42
表 5.6、UCP 調查案例之建物第一級區域調查單元的 WRS 統計測試結果.....	42

## 第一章、前言

美國多部會輻射偵測暨廠址調查手冊 (Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, MARSSIM) 已被美國核管會 (Nuclear Regulatory Commission, NRC) 及其它機構所認可核准，可做為設施經營者進行除役核電廠之廠址特性調查的重要指引，主要用以評估及證實除役廠址可符合以輻射劑量或風險為基準的釋放標準，目前國際上有些除役設施也陸續開始認可採用 MARSSIM 指引來進行除役廠址的特性調查 [1, 2]。

基本上，MARSSIM 指引的設計概念係針對於有污染疑慮廠址之表層土壤及建物，準則內容則涵蓋執行除役廠址特性調查作業時，如何進行調查設計與規劃、執行調查作業、評估調查結果以及決定除役廠址是否符合管制機關所制定的釋放標準。此指引的設計架構大抵係針對於表面污染，如：頂部土壤層、建物、材料與設備表面等，且其符合性評估主要可由兩個因子所決定：(1) 確定廠址的廣域平均污染濃度可符合所建立的導出濃度指引水平 (Derived Concentration Guideline Level,  $DCGL_w$ )；(2) 確定廠址之局部區域污染濃度可通過提高測量比較 (Elevated Measurement Comparison, EMC)，亦即符合經由面積因子修正所得之局部區域導出濃度指引水平 ( $DCGL_{EMC}$ )。在進行除役廠址調查計畫設計時，MARSSIM 指引建議使用簡單的統計假設法則與取樣策略，來確定取樣的數量與位置，並可藉由掃描

儀器的偵測來涵蓋完整的廠址區域。然而，這樣的方法雖可透過污染媒介的評估、標準統計方法與便宜的掃描技術來達到簡化與易於進行特性調查的目的，但此種取樣、偵測與調查策略的設計原則大抵係以表層範圍的污染調查為主。

若要將 MARSSIM 廠址特性調查準則延伸至下表層或地下水位線以上的通氣層 (Vadose Zone)，則調查過程中將受到外在環境的限制而可能面臨一些困難。在下表層的區域中，我們並無法直接取得污染媒介來進行評估，亦即沒有辦法以直接量測的方式從表層來判定下表層的狀況，在此條件之下掃描技術即不再是一個可以提供受影響區域完整資訊的可行做法。再者，土壤特性的改變、水的存在以及其它貢獻因子也造就了下表層區域的特殊異質環境條件，此也使得下表層污染媒介的評估變得更為複雜。這些特性使得下表層污染的特性調查具有一些技術上的挑戰，包括：不易直接到達污染區域進行偵測、取樣技術上的限制、下表層區域土壤特性變化及地下水存在導致的異質環境複雜度、特性評估過程的不確定性、曝露情節未盡明確以及樣本數量不足等，這些問題使得下表層土壤之污染特性評估在成本及偵測技術上具有更高的難度，必須修改現行的做法或發展新的方法或技術，用以進行下表層土壤污染之特性評估及符合性驗證。有鑑於此，本研究計畫之主要目的有二，其一為依循在目前國際所公認的 MARSSIM 指

引的原則與架構之下，研擬可適用於下表層土壤之放射性污染特性調查與符合性驗證評估的可行做法，同時並進行相關的 MARSSIM 指引實際應用案例研析；其二則為利用除役廠址放射性劑量評估計算程式來進行下表層土壤污染的傳遞計算與劑量評估，藉此瞭解下表層土壤之污染傳遞計算模型，並進行相關影響因子的計算分析及相關下表層污染的案例驗證，使得下表層土壤之放射性污染的廠址特性調查與符合性驗證評估作業能夠更為完善。

## 第二章、計畫目標及執行方法

### 2.1 計畫目標

根據美國 NRC 的 NUREG 1757 除役管制技術文件 [3]，當發現在深度深於 15 公分以上的下表層土壤具有不可忽視的殘留放射性污染時，則設施經營者必須考量進行下表層污染的最終狀態調查 (Final Status Survey, FSS)。

首先，設施經營者必須根據調查初期的廠址歷史評估調查階段的資訊，來決定是否需要進行下表層殘留放射性污染的特性調查。假使廠址歷史評估結果顯示沒有下表層殘留放射性污染的情形，則不需要執行下表層土壤污染的特性調查；換言之，當廠址歷史評估結果已明確顯示下表層具有顯著的放射性污染時，設施經營者即必須針對下表層土壤的污染情形進行影響性評估及特性調查。對於下表層土壤的污染調查而言，若採行挖掘移除整治的策略並遵循 MARSSIM 指引的原則來進行廠址特性調查，則調查過程所需的成本與技術難度相較於表土層將顯著增加，例如：整治調查過程可能產生大量的土壤廢棄物、可能造成二次污染以及傳統的掃描技術難度增加等。因此，本研究計畫的目標即是在現有 MARSSIM 指引的架構之下，研擬可用於下表層土壤之放射性污染的特性調查與符合性驗證評估的方法；此外，為了瞭解下表層污染傳遞途徑可能造成的劑量影響，本研究另也將使用由美國阿岡國家研究所 (Argonne National Laboratory) 所開發且為目

前最普遍被採用的 RESRAD 劑量評估計算程式 [4]，來進行下表層土壤污染傳遞的計算驗證及其劑量效應的影響性評估。

## 2.2 執行方法

為求可以全盤地掌握下表層污染特性調查與符合性評估驗證作業的審查要點與管制策略，以下為本計畫主要執行之工作項目：

1. 分析比較下表層污染之特性評估及取樣偵測方案，探討各種做法的適用原則與適用時機。
2. 研擬下表層污染特性調查時可用於評估管制標準符合性之決策模式，並藉此提出國內可能可採行的作法，有效降低決策錯誤的發生機率。
3. 分析下表層土壤及地下水的三維污染傳輸計算模型的相關作法與發展現況，驗證計算結果的有效性，並瞭解核種在下表層的遷移機制及其長期的影響效應。

有關本研究計畫的執行步驟說明如下：(1) 資料收集與研讀：下表層土壤污染之特性調查作業牽涉極為複雜的作業程序，且很多的評估或調查工作可能會因下表層土壤環境因素的限制而需要採取特殊的做法，為了使得下表層土壤污染之特性調查作業可以符合 MARSSIM 指引的原則，唯有深入地瞭解相關工作的目的與執行方法，才可隨機應變地解決可能遭遇的困難。



本計畫將蒐集國際上相關機構在下表層土壤污染之特性調查作業的相關規範及案例，以收集必要的資訊及釐清相關的做法，以作為執行管制業務時的參考。(2) 下表層污染之特性評估及取樣偵測方法研究：實務上進行下表層污染之取樣偵測方法有許多種，可概分為非侵入地質物理學法 (Non-Intrusive Geophysics)、土壤及地下水的侵入式採樣 (Intrusive Sampling)、下鑽孔洞掃描 (Down-hole Scans)、水文地質勘探技術 (Hydro-geological Characterization Techniques) 等，本研究將針對這些取樣偵測方式進行研析，並歸納各種方式的適用原則與適用時機。(3) 研擬下表層土壤之放射性污染與接受標準符合性評估之決策架構：下表層土壤之放射性污染因具有難以直接取樣及複雜地質環境的特性，致使其無法適用表層土壤或建物特性調查中所採取的掃描偵測及統計分析方案，本研究將基於 MARSSIM 指引的原則，研擬發展適合的下表層土壤之符合性驗證評估的決策架構。(4) 下表層土壤之污染傳遞計算模型研析及其劑量影響性評估：由於下表層土壤之污染偵測要直接到達污染區域有其難度，通常取樣時也需要較高的成本，且下表層土壤的曝露情境亦不明確，發展一套正確的下表層土壤之污染傳遞計算模型將有利於下表層土壤的特性評估及符合性驗證決策，本研究將利用 RESRAD 劑量評估計算程式來進一步瞭解下表層土壤污染的傳遞特性及其劑量影響，以提供未來使用或管制時的參考。(5) 擬定審查與管制策略：

根據上述的研究結果，整理並歸納可行的下表層土壤之特性調查及符合性評估方案，並據此建立進行該項作業之審查及管制工作時可採取的策略。

## 第三章、下表層污染之特性評估及取樣偵測方法

### 3.1 下表層污染之特性

由於下表層污染可能影響人類的健康、生態系統以及天然資源 (如：土壤、地下水、地表水等)，已成為國際上關注的重要議題。下表層污染可能的來源有許多，如：建物地基、深埋的地下儲存槽或管路、廢棄物的處置溝槽、表土景觀美化或施工修復活動、下表層污染遷移以及污染土壤回填等，使得其污染源可能以不同的尺寸或位置存在於廠址之中。大部分的下表層污染係為製造、採礦以及不當的廢棄物處置等人為活動所致，但亦有可能為自然的過程所發生，此導致下表層污染具有不同的濃度範圍且可能存在於不同的介質之中。由於下表層污染可能發生在各種深度，且通常不會在表面遺留任何足跡，使得下表層污染的特性調查作業具有高度的挑戰性，因此為了有效地處理下表層污染問題，使用具有較高準確度和高分辨率的污染特性調查方法是有必要的。

### 3.2 下表層污染之特性評估及取樣偵測方案分析比較

- ◆ 非侵入式地質物理學法：此方法係利用電、磁、雷達或各種物理偵測原理，以非侵入式的方式來感測土壤表層以下的結構訊息，主要的目的為

利用所量測到與空間分佈相關的訊號來推知下表層結構相關的訊息，如：溝槽與埋管的存在、土壤及岩床表面的地質界面等，由這些訊息雖無法真正直接窺知污染的存在，但卻可間接推知污染可能的位置或污染可能的行為。圖 3.1 所示為藉由不同地質物理學法可偵測到之各種地質參數的對應範圍 [5]，圖 3.2 則顯示利用型號為 Geonics EM-31 地面電導儀實際量測下表層污染分佈的典型案例 [6]，EM-31 係利用電磁感應技術來映射地質變化、地下水污染物或與地面導電性變化相關的任何下表層的特徵變化。採用這種感應式量測方法，可以在大多數地質條件下進行調查，包含高表面電阻率的地質，如：沙子、礫石和瀝青等。勘探的有效深度約為六米，是許多岩土和地下水污染物調查的理想選擇 [6, 7]。此外，表 3.1 則列出目前常見的非侵入式地質物理學法，包括：機載遙測法、表面電性與電磁量測法、表面震波和聲學量測法、其它表面地質物理學法（如：地面穿透雷達）以及近地表地熱測量法等，表中也分別比較了各種方法的量測特性，包括：土壤地質、溶出液 (Leachate)、非水相液體 (Non Aqueous Phase Liquid, NAPL)、可量測深度以及量測成本等 [5]。

- ◆ 侵入式採樣：相較於非侵入式地質物理學法，侵入式採樣法的優點為可以直接量測土壤中的污染物訊息，或藉由鑽心土壤柱的掃描來獲知其污

染在垂直位置方向上的分佈，然此方法的主要挑戰為成本問題，亦即無法經濟有效地取得下表層土壤或地下水樣品來進行分析。侵入式採樣意即利用直接鑽孔的方式來進行下表層土壤的取樣，而鑽孔的方式又可依其技術方案來進行分類，如：直接推進式 (Direct Push)、中空土壤螺旋鑽 (Hollow Stem Auger)、標準旋轉鑽孔、聲波鑽孔 (Sonic Drilling) 以及定向鑽孔 (Directional Drilling) 等，這些鑽鑿技術因牽涉複雜的地質探勘專業，在本報告中並不贅述，若需要詳細的資料進行評估則可參考美國環保署所發表的下表層特性調查技術指引第一冊第二章 [5]。另一方面，侵入式採樣的特點為可以直接將鑽鑿的土壤核心取出以進行掃描分析或直接量測，掃描分析可以搭配蓋格-米勒 (Geiger-Müller, GM) 計數器或碘化鈉 (NaI) 偵檢器，直接量測則可以採用 X 射線螢光光譜儀 (X-Ray Fluorescence, XRF) 或溴化鏷 (LaBr<sub>3</sub>) 閃爍偵檢器，但進行土壤核心量測時需要注意的問題為必須控制總活度偵測時的背景雜訊，且儀器必須要具備適當的偵測極限 [6]。

- ◆ 下鑽孔洞掃描：使用鑽孔洞進行地質和水文特性調查最常使用的方法是將探針垂掛於電纜上並深入於這些鑽孔洞之中，這些探針會將偵測訊號傳送到位於表層的儀器上以產生紀錄或圖表結果，而這些結果將呈現欲測量參數與深度之間的變化關係。大部分被用於下鑽孔洞掃描的地質物

理學方法可以分為三類，分別為：(1) 電性/電磁量測法：量測土壤中液體或周遭岩石的電阻率或電導率；(2) 核量測法：使用輻射偵檢器進行液體及岩石的特性分析；(3) 聲波及震波量測法：測量下表層岩石對地震源的彈性響應 [5]。圖 3.3 為利用小尺寸的碘化鈉偵檢器進行下鑽孔洞掃描的結果，如圖所示靜態的總活度讀數在每一固定深度會被讀取一次，由此即可獲知污染情形隨不同深度的變化情形，這樣的結果對於建置下表層污染範圍可以提供極為有用的資訊 [6]。然而，此方法的偵測靈敏度會取決於感興趣的放射性核種，如：Ra-226 與 Th-232 的偵測靈敏度約為幾個 pCi/g、Cs-137 約為 10 pCi/g、U-238 為幾十到 100 pCi/g、Sr-90 與 Tc-99 及 H-3 則很難被偵測到 [6]。

- ◆ 水文地質勘探技術：此方法之目的主要係為了取得調查廠址之地質水文相關參數，如：水力傳導性 (Hydraulic Conductivity)、孔隙率 (Porosity)、地質化學參數 (Geochemistry)、滲漏率 (Infiltration Rates)、地層學 (Stratigraphy) 等，這些參數雖與污染物之間並沒有直接的關係，但對於評估地下水流與計算污染物在地下水中的傳遞情形是非常重要的。上述有關含水層的測試方法因已超出本研究之範疇，若有需要進一步資訊可參考美國環保署所發表的下表層特性調查技術指引第一冊第四章 [5]。

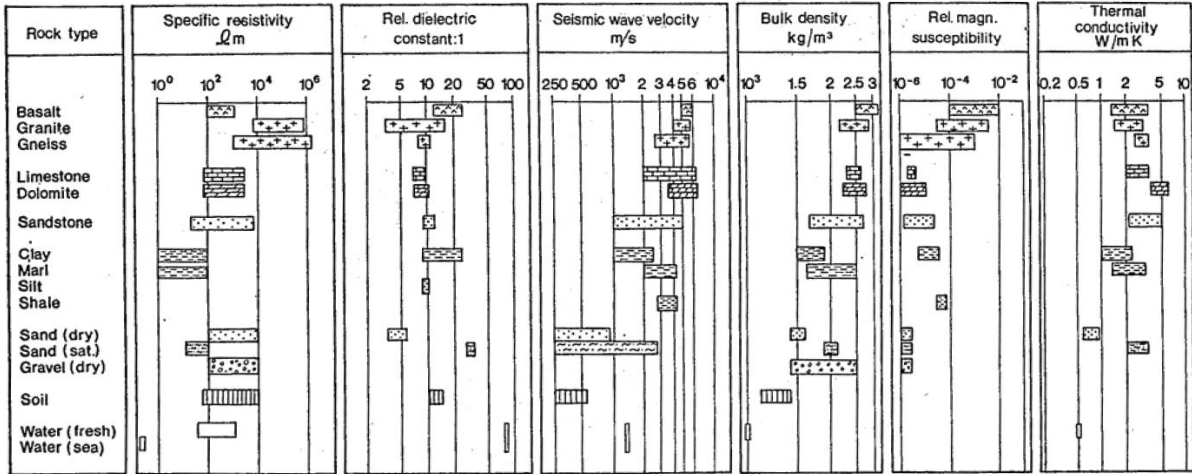


圖 3.1、不同地質物理學法對於各種地質材料之可測量範圍

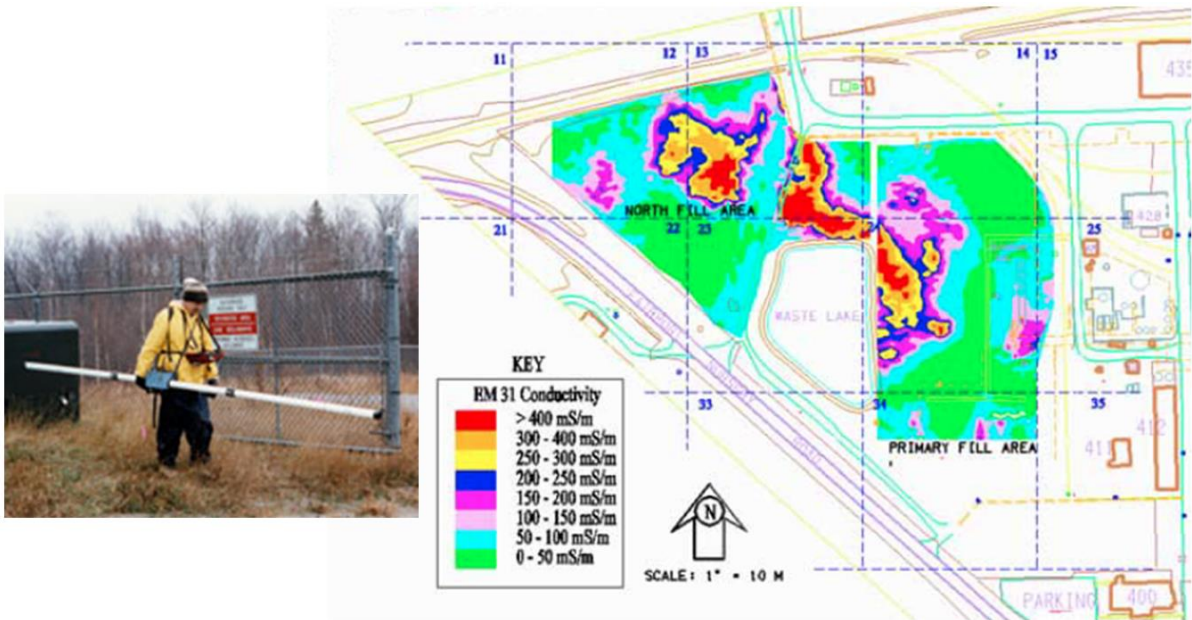


圖 3.2、利用 Geonics EM-31 地面電導儀量測下表層污染之案例

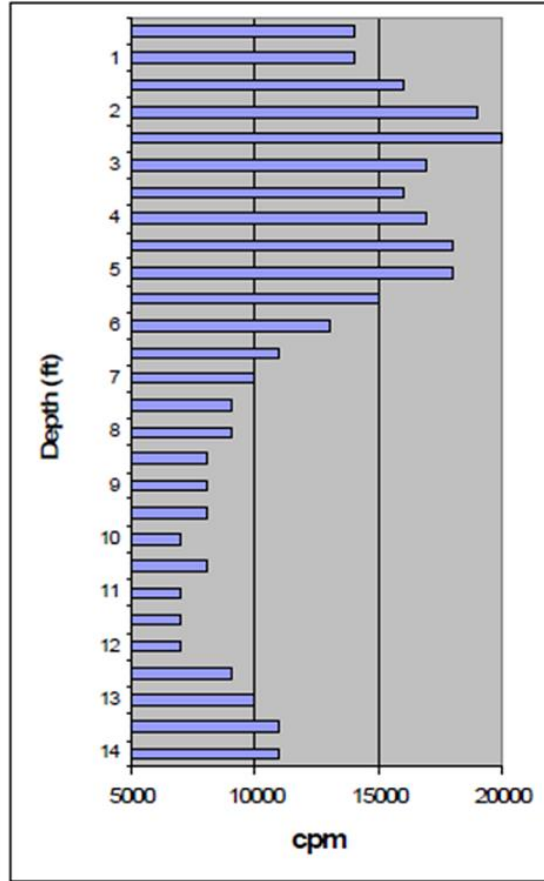


圖 3.3、利用小尺寸的碘化鈉地質探針進行下鑽孔洞掃描之案例



表 3.1、常見的非侵入式地質物理學法之量測特性比較

Technique	Soils/ Geology	Leachate	Buried Wastes	NAPLs	Penetration Depth (m) <sup>a</sup>	Cost <sup>b</sup>	Section/Tables
<b>Airborne Remote Sensing and Geophysics</b>							
Visible Photography +	yes	yes <sup>c</sup>	possibly <sup>d</sup>	yes <sup>e</sup>	Surf. only	L	1.1.1/Tb 1.1.1
Infrared Photography +	yes	yes <sup>c</sup>	possibly <sup>d</sup>	yes <sup>e</sup>	Surf. only	L-M	1.1.1/Tb 1.1.1
Multispectral Imaging	yes	yes <sup>c</sup>	no	yes <sup>e</sup>	Surf. only	L	1.1.1/Tb 1.1.1
Ultraviolet Photography	yes	yes <sup>c</sup>	no	yes <sup>e</sup>	Surf. only	L	1.1.2/Tb 1.1.1
Thermal Infrared Scanning	yes	yes (T)	possibly <sup>d</sup>	possibly	Surf. only	M	1.1.3
Active Microwave (Radar) +	yes	possibly	no	possibly	0.1-2	M	1.1.4
Airborne Electromagnetics	yes	yes (C)	yes	possibly	0-100	M	1.1.5
Acromagnetics	yes	no	yes	no	10s-100s	M	1.1.6
<b>Surface Electrical and Electromagnetic Methods</b>							
Self Potential	yes	yes (C)	yes	no	S 10s	L	1.2.1
Electrical Resistivity +	yes	yes (C)	yes (M)	possibly	S 60 (km)	L-M	1.2.2, 9.1.1/Tbs 1-2, 1-3, 1.2.1
Induced Polarization	yes	yes (C)	yes	possibly	S km	L-M	1.2.3
Complex Resistivity	yes	yes (C)	yes	yes	S km	M-H	1.2.3
Dielectric Sensors	yes	yes (C)	no	possibly	S 2 <sup>e</sup>	L-M	6.2.3/Tb 6-1
Time Domain Reflectometry	yes	yes (C)	no	yes	S 2 <sup>e</sup>	M-H	6.2.4/Tb 6-1
Electromagnetic Induction +	yes	yes (C)	yes	possibly	S 60(200)/ C 15(50)	L-M	1.3.1/Tbs 1-2, 1-3, 1.3.1
Transient Electromagnetics	yes	yes (C)	yes	no	S 150 (2000+)	M-H	1.3.2/Tb 1.3.1
Metal Detectors	no	no	yes	no	C/S 0-3	L	1.3.3/Tbs 1-2, 1-3
VLF Resistivity	yes	yes (C)	yes	no	C/S 20-60	M-H	1.3.4
Magnetotellurics	yes	yes (C)	no	no	S 1000+	M-H	1.3.5
<b>Surface Seismic and Acoustic Methods</b>							
Seismic Refraction +	yes	yes	no	no	S 1-30(200+)	L-M	1.4.1/Tbs 1-2, 1-3
Shallow Seismic Reflection +	yes	no	no	no	S 10-30(2000+)	M-H	1.4.2
Continuous Seismic Profiling	yes	no	no	no	C 1-100	L-M	1.4.3
Seismic Shear/Surface Waves	yes	no	no	no	S 10s-100s	M-H	1.4.4
Acoustic Emission Monitoring	yes	no	no	no	S 2 <sup>e</sup>	L	1.4.5
Sonar/Fathometer	yes	yes	no	no	C no limit	L-H	1.4.6
<b>Other Surface Geophysical Methods</b>							
Ground-Penetrating Radar +	yes	yes (C)	yes	yes	C 1-25 (100s)	M	1.5.1/Tbs 1-2, 1-3
Magnetometry +	no	no	yes (F)	no	C/S 0-20 <sup>f</sup>	L-M	1.5.2/Tbs 1-2, 1-3
Gravity	yes	yes	no	no	S 100s+	H	1.5.3
Radiation Detection	no	no	yes (nuclear)	no	C/S near surface	L	1.5.4
<b>Near Surface Geothermometry</b>							
Soil Temperature	yes	yes (T)	no	no	S 1-2 <sup>e</sup>	L	1.6.1
Ground-Water Detection	yes	yes (T)	no	no	S 2 <sup>e</sup>	L	1.6.2
Other Thermal Properties	yes	no	no	no	S 1-2 <sup>e</sup>	L-M	1.6.3

**Boldface** = Most commonly used methods at contaminated sites; + = covered in Superfund Field Operations Manual (U.S. EPA, 1987), (C) = plume detected when contaminant(s) change conductivity of ground water; (F) = ferrous metals only; (T) = plume detected by temperature rather than conductivity.

<sup>a</sup> S = station measurement; C = continuous measurement. Depths are for typical shallow applications; ( ) = achievable depths

<sup>b</sup> Ratings are very approximate L = low, M = moderate, H = high.

<sup>c</sup> If leachate or NAPLs are on the ground or water surface or indirectly affect surface properties—see Table 1.1.1; field confirmation required.

<sup>d</sup> Disturbed areas which may contain buried waste can often be detected on aerial photographs.

<sup>e</sup> Typical maximum depth, greater depths possible, but sensor placement is more difficult and cable lengths must be increased.

<sup>f</sup> For ferrous metal detection, greater depths require larger masses of metal for detection; 100s of meters depth can be sensed when using magnetometry for mapping geologic structure.

## 第四章、下表層土壤之符合性評估架構

### 4.1 管制規範

目前美國 NRC 用於進行核能相關設施除役廠址最終狀態調查的管制指引主要為 MARSSIM 手冊與 NUREG-1757 管制文件 [3]，其中 MARSSIM 指引係針對表層土壤及建物，並未深入地規範下表層土壤污染的接受標準及符合性驗證評估的方法；相對地，在 NUREG-1757 Vol. 2 文件的附錄 G 之中，則是具體性地提出一個概念式的下表層土壤之符合性驗證架構，可適用於當下表層土壤存在殘留放射性污染的情境。針對該文件對下表層土壤污染的管制規範則以重點式地摘錄如下：

- (1) 當廠址歷史評估結果顯示下表層土壤存在重要的殘留放射性污染時，設施經營者在進行最終狀態調查時必須考量下表層土壤的污染，以驗證其符合執照終止接受標準。
- (2) 在進行最終狀態調查之前，必須先執行特性調查 (Characterization Survey)，以決定殘留放射性污染的深度。除了傳統鑽孔的做法之外，設施經營者亦可採用探勘用的溝槽或地下井來協助取樣調查，而取樣點的佈局、位置、深度則可根據廠址歷史評估的結果來決定。
- (3) 進行下表層土壤調查時所使用的 DCGL (Subsurface Soil DCGL) 必須基

於假設該等放射性污染在未來可能被挖掘至表面，且挖掘過程中與其它未受污染的覆蓋層土壤互相混和。當下表層土壤之殘留放射性污染被混合並帶到表層時，大多數的劑量途徑（如：直接、吸入、攝入和作物等）將僅取決於平均濃度，只有地下水曝露途徑會受到殘留放射性污染核種清單的影響。

- (4) 當下表層土壤 DCGL 經由廠址特定劑量評估程式決定之後，則可以利用鑽心取樣至特定的深度來進行最終狀態調查，取樣的數量則可完全依循 MARSSIM 指引中所採用的符號檢定 (Sign Test) 或魏克生等級和檢定 (Wilcoxon Rank Sum (WRS) Test) 統計方法來決定。鑽心取樣的位置應均勻分佈於一特定厚度的土壤層之中，且各土壤層厚度應以不超過 1 公尺為宜。
- (5) 由於掃描偵測的方法不適用於下表層土壤，利用提高測量比較 EMC 來調整取樣密度的做法相較於表層土壤將變得較為複雜，目前針對下表層取樣也尚無執行提高測量比較法的一般性準則，此部分則須由設施經營者與管制機關依個案來決定可採行的措施。

基於上述的管制要點，若欲進行下表層土壤污染的特性調查，必須先行利用廠址特定之劑量評估計算程式，建立適用於未來開鑿或挖掘情境下的下表層土壤 DCGL，並依此建構可行的下表層土壤調查設計及符合性驗

證方法。J. W. Lively 即根據上述美國 NRC 的相關管制規範，於 2012 年提出適用於挖掘情境之下的下表層土壤 DCGL 的推導方法，並依循 MARSSIM 指引的原則建構下表層土壤的特性調查與符合性驗證方案 [8]。

## 4.2 下表層土壤 DCGL 的推導方法

一般而言，管制機關通常採用以劑量率或風險為基準的數值來作為廠址的釋放標準，為了進行廠址特性調查，此標準必須藉由劑量評估計算程式經考量各種可能的傳遞途徑與曝露情境之後，轉換為可供量測的濃度單位。對於下表層土壤的放射性污染而言，當下表層污染的深度介於 0.3~0.5 公尺或更深時，由於上方覆蓋層土壤的屏蔽效應，除了污染核種可能透過向下傳遞而影響地下水之外，這些下表層土壤之污染基本上並不會經由體外或外釋等曝露途徑，造成在地表上活動個體的輻射劑量。然而，此假設是基於這些污染在評估期程中會一直留存於同樣深度的下表層土壤中，對於一般除役作業所需考量的評估期程（如：1,000 年 [9]），這樣的假設顯然並不合理，主要係由於廠址未來的人為開鑿或挖掘可能使得下表層土壤之放射性污染會被帶至表層而造成輻射劑量的影響。因此，下表層土壤之放射性污染雖有表土覆蓋層的隔離，但仍必須考量未來可能的廠址開發情境，

並建置適當的下表層土壤 DCGL 用以進行下表層土壤污染的特性調查，此亦可呼應 NUREG-1757 文件中所提及之概念。

建立下表層土壤 DCGL 必須考量兩個影響因子，一為可能被挖掘出具有較高濃度放射性污染之下表層土壤的體積，另一則為具有污染之下表層土壤在整個垂直土壤柱中 (Soil Column) 所佔的比例；換言之，下表層土壤 DCGL 同時受到體積因子 (Volume Factor) 及混合因子 (Mixing Factor) 的影響，此兩個因子相乘之後會得到一個比例因子 (Scaling Factor)，表土層 DCGL 經由此比例因子的修正之後即可求得下表層土壤 DCGL，其關係式如下：

$$k_{Scaling} = (k_{Vol}) \times (k_{Mix}) \quad (1)$$

$$DCGL_{Subsurface} = (k_{Scaling}) \times (DCGL_{Surface}) \quad (2)$$

上式中， $k_{Vol}$  為體積因子、 $k_{Mix}$  為混合因子、 $k_{Scaling}$  為比例因子、 $DCGL_{Surface}$  為表層土壤 DCGL 數值、 $DCGL_{Subsurface}$  則為下表層土壤 DCGL 數值。上式的概念及原理主要是基於劑量評估的比較，亦即在一個特定廠址經劑量評估推得表土層 DCGL 的前提之下，經比較表土層與被挖掘出之下表層土壤之放射性污染所造成的劑量影響比例之後，即可推算下表層土壤所對應的

DCGL，此概念可類比於 MARSSIM 指引中推算面積因子 (Area Factor) 的做法。

由於下表層土壤的影響牽涉廠址未來可能的開鑿情境，而可能被挖掘出的下表層土壤體積則端視不同的開鑿情境會有極大的變化，體積因子  $k_{Vol}$  則隱含不同體積的下表層土壤被挖掘出來而散佈至地表所造成的劑量反應之差異。為了推算此體積因子，可以利用劑量評估計算程式 (如：RESRAD) 來進行不同源項的劑量評估。首先，必須將假設在一個無限面積且具均勻放射性污染的表層土壤當作一個基準的源項，其所造成的劑量值則可作為劑量比較的基準值 ( $DR_{Baseline}$ )，將此基準值與不同體積的下表層土壤所造成的劑量 ( $DR_{Volume}$ ) 相互比較之後即可求得體積因子，如下式所示：

$$k_{Vol} = \frac{DR_{Baseline}}{DR_{Volume}} \quad (3)$$

藉由劑量評估計算程式以及上述的關係式，即可以求得不同體積之下表層土壤所對應的體積因子，圖 4.1 即為利用 RESRAD 程式計算所得的結果及其體積因子擬合曲線 [8]。如圖所示，當所考慮的體積較小時，其所貢獻的劑量影響降低，則可相對應地具有較大的體積因子；反之，當體積增加時，則其劑量效應會逐漸地趨近於無限面積源項的劑量基準值，因而使得其體積因子可漸趨近於 1。

上述的體積因子係考慮有多少體積的下表層土壤被挖掘而散佈至地表的情境，然而並未考慮在開鑿情境之下，表土覆蓋層與下表層土壤之殘留放射性污染的混合效應，而混合因子  $k_{Mix}$  則是用於描述可能參與開鑿情境的下表層土壤所在的垂直位置對於劑量效應的影響，此因子可以很容易地由各調查單元的土壤層垂直分層厚度計算求得，其定義如下式：

$$k_{Mix} = \frac{t_{Total}}{t_{Subsurface}} \quad (4)$$

其中， $t_{Total}$  表示從表層土壤至所考量的下表層土壤層底部的土壤柱總厚度， $t_{Subsurface}$  則表示該下表層土壤層的厚度，如圖 4.2 所示 [8]。

由於表土覆蓋層的隔離作用，殘留在局部區域內的下表層土壤的放射性污染對於地表上個體之劑量影響並不顯著。然而，考量廠址在長久的未來仍可能面臨再開發的情境，若廠址歷史評估階段已確認下表層有遭受污染的疑慮時，這些下表層土壤的放射性污染則不可被忽略。上述的方法即是在考量未來可能的開鑿情境及下表層土壤的特性，讓有需求進行下表層土壤特性調查的使用者，只須依循原有已獲核准之表層土壤的 DCGL 數值，並經由體積因子及混合因子的修正之後即可方便地求得下表層土壤 DCGL 數值，以進行後續的下表層土壤特性調查。

### 4.3 下表層土壤之調查設計

在決定體積因子與混合因子之後，則需進行下表層土壤的調查設計，用以評估下表層土壤的殘留放射性污染。根據 NUREG-1757 的規範，下表層土壤的取樣設計必須要能具體呈現下表層土壤在側向及縱向的污染情形。因此，用來進行下表層土壤特性調查的樣品數量及位置必須具備以下幾項條件：(1) 取樣數量必須能夠滿足利用廣域  $DCGL_w$  所完成的統計測試；(2) 至少有一個取樣位置可用以識別具有顯著殘留放射性污染的下表層土壤之重要區域；(3) 必須證實這些被確認的下表層土壤之放射性污染即使被挖掘至地表，也不會造成顯著的劑量影響。基於上述的原則，調查單元在側向的分界可以同樣依循 MARSSIM 指引的概念與標準，而縱向土壤層的分層則必須同時考量土壤的特性及劑量評估的需求，垂直分層的最小厚度以用於進行劑量評估推導體積因子的最小厚度為限，最大的厚度則以 NUREG-1757 所規範的 1 公尺為宜。

在進行下表層土壤之殘留放射性污染評估時，可採用鑽心取樣的方式來收集土樣，而取樣點的佈局在考量垂直方向上佈點的便利性，可依循系統性方形取樣網格 (Systematic Square Sample Grid) 來進行。為滿足 MARSSIM 指引中的資料品質目標 (Data Quality Objective, DQO)，最小的鑽心取樣井之密度必須同時滿足兩個目標，其一為滿足利用廣域導出濃度



指引水平 (DCGL<sub>w</sub>) 作為指標所進行的統計測試，另一則為局部區域污染濃度須通過如前述經由比例因子修正之後的下表層土壤 DCGL (DCGL<sub>Subsurface</sub>)。上述所指之廣域統計測試的方法，基本上與 MARSSIM 指引中用於決定表層土壤取樣數量的做法相同，而利用此法所決定的取樣數目在此處即是鑽心取樣井進入下表層土壤的數目。當所需的最少鑽心取樣井數目決定之後，即可利用系統性方形網格進行調查單元的取樣點佈局，之後由各取樣點所代表的體積來推算其對應的校正因子，藉此以進行局部區域下表層土壤 DCGL 的符合性驗證。若此符合性驗證無法通過時，則必須再調整鑽心取樣井的網格間距，以達成 MARSSIM 指引中的品質要求。

#### 4.4 下表層污染特性調查符合性之決策模式

在進行鑽心取樣井的樣品分析之前，這些樣品必須依據其所對應的深度層進行包裝、標示及處置，以供後續的分析使用。考量表層土壤與下表層土壤在空間屬性上的差異，為了證實下表層土壤所殘留的放射性活度可符合以劑量為基準的釋放標準，有三種與 DCGL 相關的符合性指標必須同時被滿足，分別為：

##### (1) 調查單元廣域平均符合性指標 (DCGL<sub>w</sub>)

事實上，用於下表層土壤的廣域平均符合性指標  $DCGL_w$  與適用於表層土壤之  $DCGL_w$  的概念相似，亦即必須證實調查單元整體的平均污染濃度可低於  $DCGL_w$ 。然而，不同於表層土壤，下表層土壤除表土覆蓋層之外，也應驗證向下深入的各層可符合廣域的標準，因此必須引用加權的概念，將各層的影響一併納入考慮，並逐次地驗證各組合層加權平均值的符合性。

對於一個多層次的下表層土壤分層（如圖 4.3），由於各分層的厚度可能並不相同，並不適合直接使用所有取樣結果的算術平均值來進行比較，而必須採用加權平均的方式來進行廣域的符合性驗證，而其加權因子可藉由以下的關係式求得：

$$w_i = \frac{t_i}{\sum_{l=1}^n t_l} \quad (5)$$

其中， $w_i$  為第  $i$  層的加權因子、 $t_i$  為第  $i$  層的厚度、 $\sum_{l=1}^n t_l$  為被考慮分層的總厚度，圖 4.3 中即表列了該案例所對應的加權因子 [8]。在進行下表層土壤之廣域平均符合性指標驗證時，必須先計算各層的取樣平均結果，由各層的平均值經加權處理之後，再逐次深入進行一系列各組合層的驗證。以圖 4.3 為例，假設在此調查單元中共有  $N$  個鑽心取樣井，在進行符合性驗證時必須依序逐次地滿足以下的條件：(i) 第一層的  $N$  個取樣平均必須小於  $DCGL_w$ ；(ii) 第一層與第二層各自的  $N$  個取樣平均經加權後之和必須小於

DCGL<sub>w</sub>；(iii) 第一至三層各自的 N 個取樣平均經加權後之和必須小於 DCGL<sub>w</sub>。若針對具有更多分層的案例時，則可依上述的原則類推。

## (2) 單一樣品比較符合性指標 (DCGL<sub>EMC</sub>)

DCGL<sub>EMC</sub> 主要可用於單一個別樣品與最大濃度限值的比較，而此最大濃度限值即為前述的下表層土壤 DCGL (DCGL<sub>Subsurface</sub>)，可藉由 DCGL<sub>w</sub> 經比例因子 (體積因子與混合因子乘積) 來修正求得。如同 MARSSIM 指引所述，在進行單一樣品比較時，若出現單一樣品之濃度超出最大濃度限值之情況，並不必然地代表此調查單元不符合釋放標準，但其可作為進一步調查或取樣分析的旗號或依據，而所有這樣的濃度超出點必須在廠址釋放決策完成之前被釐清。

## (3) 局部區域平均符合性指標 (DCGL<sub>LAA</sub>)

DCGL<sub>LAA</sub> 為局部區域平均符合性驗證指標，其主要概念係介於 DCGL<sub>w</sub> 與 DCGL<sub>EMC</sub> 之間，可用於證實未來可能參與開鑿情境下的不同體積的下表層土壤，其所殘留的放射性濃度不會導致超出除役廠址之劑量標準的曝露，而此下表層土壤的 DCGL<sub>LAA</sub> 同樣可藉由考量其所牽涉的局部區域的土壤體積及深度增量，並利用其所對應的比例因子來進行 DCGL<sub>w</sub> 的修正。進行局部區域平均符合性驗證時，可藉由計算在任一特定分層中，各種最鄰近

取樣單元組合的平均值，並與  $DCGL_{LAA}$  進行比較。在側向的方向上，係取其各種可能之相互連續的四個鄰近取樣點的平均值；在縱向上，則在任一垂直的土壤柱上，從地面層開始取其連續的取樣點的平均值。

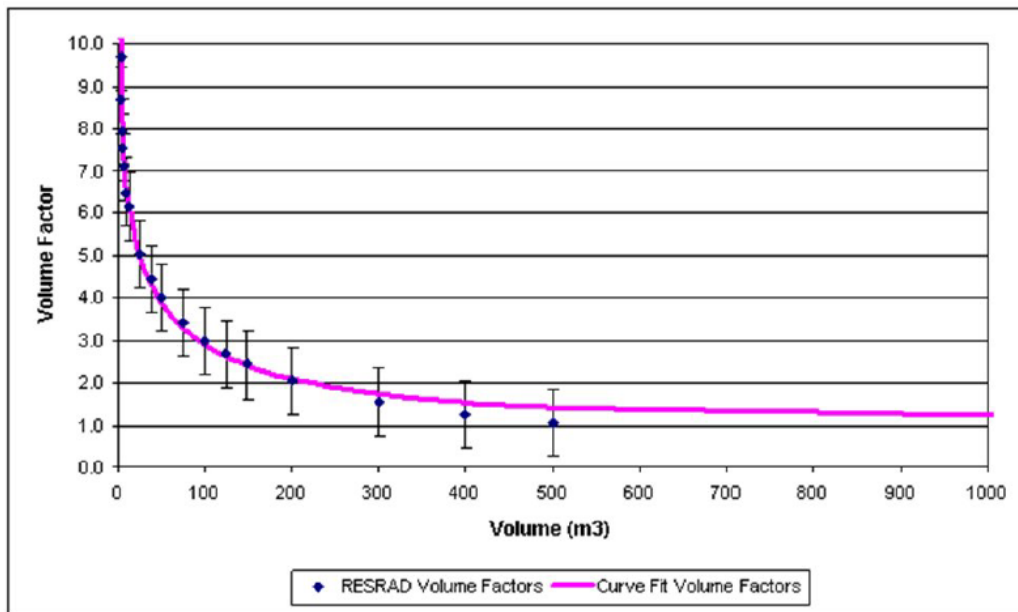


圖 4.1、利用 RESRAD 程式計算所得的體積因子及其擬合曲線

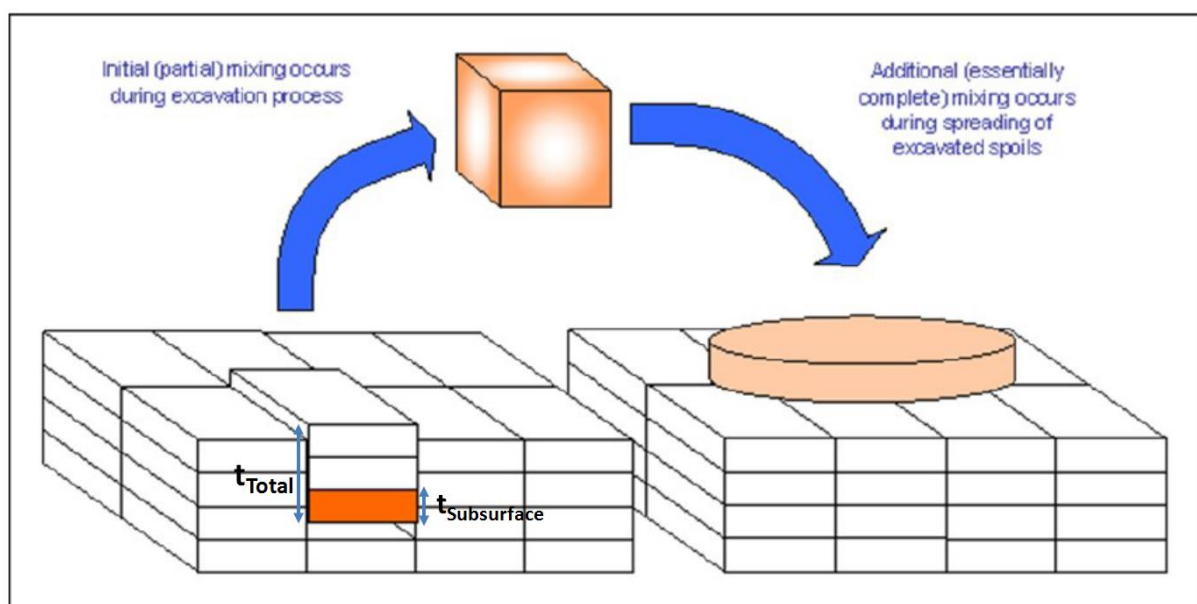
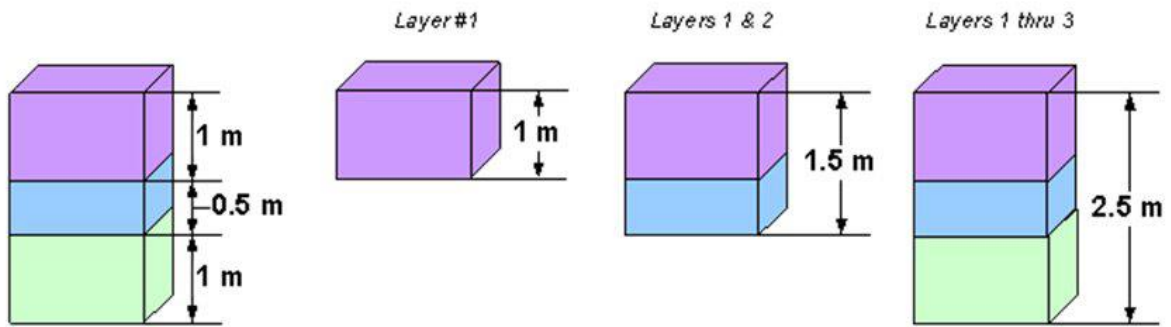


圖 4.2、混合因子計算之示意圖



$$w_i = \frac{t_i}{\sum_{l=1}^n t_l}$$

l Layer	t Thickness (Meters)	$w_i$		
		Weighting Factors When Vertical Averaging includes Layers		
		1	1 & 2	1 thru 3
Layer #1	1.0	1.000	0.667	0.400
Layer #2	0.5		0.333	0.200
Layer #3	1.0			0.400

圖 4.3、下表層土壤厚度增量加權因子計算之示意圖

## 第五章、MARSSIM 應用案例研析

MARSSIM 手冊已被公認為除役廠址特性調查作業最重要的參考指引，內容涵蓋了計畫、執行、評估以及決策等作業階段所必須遵循的準則，為了能夠深化對於 MARSSIM 手冊的瞭解，本研究也針對 MARSSIM 的實際應用案例進行分析，除了有助於釐清廠址特性調查作業的基本架構，也可藉此獲得重要的經驗回饋。本節即綜整 S.B. Hong 等人引用 MARSSIM 指引所進行的廠址特性調查的實際案例，此案例牽涉了下表層土壤污染的問題，雖最終仍採行傳統的移除整治的處置措施，但過程中的 MARSSIM 應用實績確實足以作為未來執行相關作業的重要參考 [10]。

### 5.1 案例之背景說明

本除役計畫係由韓國原子能研究所 (Korea Atomic Energy Research Institute, KAERI) 所執行，除役廠址為一座用於生產製造 CANDU 反應器所使用的  $UO_2$  粉末之鈾轉化廠 (Uranium Conversion Plant, UCP)，此 UCP 轉化廠於西元 2000 年決定中止運轉並除役，於 2004 年中獲管制機關核准並開始進行除役作業，此除役計畫預估的完成時程為 2011 年，總預算為 12,000,000 美元。該除役廠址的總面積約為 12,100  $m^2$ ，天然鈾係為廠址與建物的主要污染源。該 UCP 轉化廠除役計畫所設定的範疇為拆除所有的設施，並移除所有的放射性材料，除役計畫的目標則包含：(1) 立即除役且降

低除役廢棄物；(2) 廠址與建物可免於管控而獲釋放；(3) 發展適用的技術以供未來其它除役計畫使用；(4) 除役技術與經驗可成功地移轉至工業界。

## 5.2 調查步驟及方法

最終狀態調查的目的是確認除役廠址的殘留放射性污染可符合管制機關的釋放標準，廠址釋放則為除役計畫的最後一個階段，目前為止國際上也僅有少數案例具有實際執行的經驗 [2]。對於受放射性污染的廠址，MARSSIM 指引提供具整合且漸進的架構，可用於設計及執行最終廠址狀態調查。在 UCP 轉化廠除役計畫中，係參考 MARSSIM 手冊來作為廠址整治及最終狀態調查作業的指引，其所執行的廠址特性調查程序如下：(1) 特性偵測以確認污染的範圍及程度；(2) 決定廠址釋放策略，如：再使用方案(有限制使用或無限制使用)、整治技術、成本、時程、公眾接受度等；(3) 進行放射性劑量評估，以決定廠址未來的使用是否可符合管制標準；(4) 進行廠址整治；(5) 執行最終狀態調查並評估結果；(6) 管制機關進行最終狀態調查結果的審查及確認。以下即摘述 UCP 轉化廠各項廠址特性調查相關的工作：

### ◆ 廠址整治措施

廠址整治之目的為移除可能的污染源，此作業必須在最終狀態調查之前完成。由 UCP 廠址的初步調查結果顯示，大部分的廠址之輻射劑量率接近於背景值，然主要受污染區域則位於製程設備之建物下方，係由於工廠運轉過程中，經由污水坑或壕溝的洩漏所造成。鑽心取樣的調查結果顯示，該處從表層以下 6 公尺處的下表層土壤已確實遭受污染，但污染並未深及地下水。為了整治該污染區域，從表層以下至 5.8 公尺的下表層土壤必須被移除，此作業造成了建物必須進行額外的結構補強，並也因此產生了大量的土壤廢棄物 (1,600 m<sup>3</sup>)。此外，建物內部則採用研磨機、刮除機及小型挖土機進行微量污染混擬土的除污。由此可知，下表層土壤污染若採行傳統的挖掘移除整治措施，將需要耗費可觀的成本與資源來進行後續的處置作業。

◆ 廠址與建物的釋放標準：

最終狀態調查前的重要工作為建立以劑量為基準的廠址釋放標準，此劑量標準則可參照 IAEA 所建議的 10 μSv/y ~ 300 μSv/y 的劑量限值範圍 [11]，在此 UCP 轉化廠的案例中係採以 100 μSv/y 為標準。由於此劑量標準並非可於現場直接測量的數值，必須藉由劑量評估程式將其轉換為可測量的濃度，亦即為推導濃度指引水平 (DCGL)，而此調查計畫係使用已廣泛被採用的 RESRAD 6.5 與 RESRAD-Build 3.5 的計算程式來分別進行除役廠



址與建物的 DCGL 推導，且計算過程中係使用最為保守及最具防護效應的農夫居民情境 (Resident Farmer Scenario)，以確保未來在該廠址上從事任何可能活動的民眾的健康與安全。關於外部劑量與內部劑量的計算，係使用 FGR12 及 ICRP 72 的轉換係數，表 5.1 則為此案例中被用於進行 RESRAD 與 RESRAD-Build 程式計算時所使用的廠址相關參數 [10]，這些參數也可做為未來國內進行 RESRAD 程式計算或驗證時的重要參考。

◆ 特性偵測及最終狀態調查計畫：

在最終狀態調查的計畫階段，必須先進行廠址歷史評估，重點工作為仔細審閱廠址放射性材料的核准文件及運轉紀錄，另也應針對相關的退職員工進行訪談，以確認可能受污染的廠址與建物。之後，則須再歷經一系列的調查作業，如：界定調查、特性偵測調查等，明確釐清廠址與建物之受影響與非受影響區域。一般而言，MARRSIM 係依廠址歷史評估結果將調查檢測區域分為受影響及未受影響兩類，其中受影響區域又可分為三級，各級別在調查檢測時會依污染程度而有所差異，分別為：(1) 第一級 (Class 1) 區域：代表此區域受到輻射污染，或者是先前有經過矯正措施並可能有殘留的輻射污染，並且預期其輻射劑量可能超過  $DCGL_w$  濃度限值，如：已知的輻射物質外洩地區。第一級區域應對應較小的調查單元尺寸，土壤以不超過  $2,000\text{ m}^2$ 、建物則以不超過  $100\text{ m}^2$  為宜，而其掃描調查的覆蓋率則

須達到 100 %。(2) 第二級 (Class 2) 區域：代表此區域可能遭受輻射污染影響，或者是先前有經過矯正措施並可能有殘留的輻射污染，但是已被判斷其輻射劑量不會超過  $DCGL_w$  濃度限值，如：運送輻射污染物的路徑或是輻射材料並未確實密封的地區。第二級區域應對應適中的調查單元尺寸，土壤以不超過 2,000~10,000  $m^2$ 、建物則以不超過 100~1,000  $m^2$  為宜，而其掃描調查的覆蓋率則須介於 10~100 %。(3) 第三級 (Class 3) 區域：代表此區域為可能受影響的區域，但預期該區域並沒有殘留的輻射污染物，或其殘留的輻射污染遠低於  $DCGL_w$  濃度限值。第三級區域通常為第一級或是第二級的延展範圍，並且被判斷極不可能受到輻射污染所影響，但是並未被實際確認的區域。第三級區域的調查單元尺寸與掃描調查的覆蓋率則沒有限制及可採隨機取樣的方式。

根據此 UCP 廠址的調查結果，最終受影響的廠址與建物依據其殘留的活度被分類為第一級與第三級區域兩種等級，在製程工廠的建物下方之廠址被歸類為第一級，並劃分為三個調查單元；而此建物外圍的其它區域則歸類為第三級，並再劃分為二個調查單元。在建物方面，則依不同的房間來作為調查單元的分野，然對較大面積的房間則依據 MARSSIM 指引的建議，以 100  $m^2$  的面積為準再作調查單元的分割；在製程設備的房間歸類為第一級，其餘房間則歸類為第三級。詳細的廠址與建物的調查單元佈局如

圖 5.1 所示，而各類別的調查分類說明與調查單元數量則列示於表 5.2 之中 [10]。UCP 廠址未涵蓋第二級區域的可能原因為廠址範疇較小，且可能的污染區域均座落於製程工廠，而該區域亦已全被歸類為第一級。

在 MARSSIM 指引的決策架構之中，DQO 品質目標程序可被用於規劃最終狀態調查並決定參考區域與調查單元中所需的最小取樣數目，而最後的決策也將依據這些取樣點的結果為之。首先，必須先確定所選取的參考區域是否也遭受關切放射性核種的污染，此將攸關適用的統計測試方法。若參考區域未遭受污染，則可採用單樣本的 Sign test 統計方法來決定取樣數目；若參考區域已遭受關切放射性核種污染，則須採用雙樣本的 WRS test 統計方法。在此案例中，因參考區域可能有受到污染，因此採用 WRS test 來進行調查設計，表 5.3 則列出此調查設計中所採用的統計參數，統計測試係採用虛無假設法 (Null Hypothesis)，所需的參數包括：LBGR (Lower Bound Gray Region)、量測標準差 ( $\sigma$ )、相對飄移量 (Relative Shift ( $\Delta/\sigma$ ))、第一型決策錯誤機率 ( $\alpha$ ) 與第二型決策錯誤機率 ( $\beta$ ) 等 [10]。上述的這些參數都必須在調查設計之前決定，依此則可利用非參數測試法 (Nonparameteric Test)，經查表來獲知各調查單元或參考區域所需的最少取樣數目。值得注意的是，上述這些參數的數值大小會決定數據的品質或量測成本，設定時必須視需求來做決定，有關較詳細的統計測試相關的概念

與建議則可參考 MARSSIM 指引第五章的說明 [1]。在此 UCP 的調查案例中，係依據上述的方法決定廠址中各調查單元以及參考區域所需的最少取樣數目為 9 個；同樣地，建物的調查單元與參考區域所需的最少取樣數目則為 10 個，然因考量其建物內部結構的變化，該案例的建物取樣數目則改為 11 個。

在進行廠址的調查偵測時，兩種釋放標準被用於進行廠址的符合性評估，一為用於驗證廣域平均污染濃度的  $DCGL_w$ ，另一則為用於掃描偵測，並可確定廠址之局部區域污染熱點可通過提高測量比較的  $DCGL_{EMC}$ 。關於調查時所使用的靜態或動態掃描量測儀器，必須具備適當的測量靈敏度，以證實廠址或建物可滿足釋放標準。根據 MARSSIM 指引的建議，用於特定取樣量測的儀器必須具備低於 50%  $DCGL_w$  的靜態最小可偵測濃度 (Minimum Detectable Concentration, MDC)，至於動態掃描的最小可偵測濃度 (Scan MDC) 則無特定的建議。在 UCP 的調查案例中，係採用高純鍺 (High Purity Germanium) 偵檢器 (25% Efficiency HPGe, Canberra) 來進行土壤樣品的放射性活度量測，此偵檢器的優勢為快速、簡單及較低的成本即可獲得合理的放射性活度估算。對於廠址的掃描調查偵測，則使用碘化鈉偵檢器 (InSpector-1000, Canberra)，尺寸為 2 吋×2 吋並配有全球衛星定位功能 (GPS) 模組，用以掃描偵測整治後的廠址是否有任何輻射熱點。至

於建物的表面偵測，則使用可攜式的污染偵檢器 (LB-124 Scint-300, Berthold) 來進行建物表面的靜態與掃描偵測。

### 5.3 調查結果及評估

#### ◆ 釋放標準之推導與應用

藉由 RESRAD 及 RESRAD-Build 劑量評估計算程式，可將前述以劑量為基準的釋放標準轉換為以濃度為標準的 DCGL 數值，用以評估在廠址上的個體之曝露劑量是否符合管制機關的要求。本案例之廠址及建物經計算所得之 DCGL 數值分別為 10 Bq/g 及 440.5 dpm/100 cm<sup>2</sup>。當進行廠址土壤之符合性驗證時，可直接藉由量測土壤中的鈾濃度及其轉換後的比活度，並將其與 DCGL 進行比較即可達成；對於建物而言，其表面污染濃度則可利用量測鈾同位素的α-rays 及其子核 (<sup>234</sup>Th、<sup>234m</sup>Pa、<sup>231</sup>Th) 所釋放之β-rays 的計數率來得知。為了進行建物的符合性驗證，必須將以 dpm/100 cm<sup>2</sup> 為單位的 DCGL 轉換為以總活度 (Gross Activity) 為單位的數值，兩者的轉換關係式如下：

$$DCGL_w(cps) = DCGL \left( \frac{dpm}{100cm^2} \right) \times \epsilon_{i,weighted} \times \epsilon_{s,weighted} \times \frac{Probe\ area}{area} \quad (6)$$

其中， $\epsilon_{i,weighted}$  為儀器效率加權因子（對鈾同位素之 $\alpha$ -rays 為 0.3；對其子核之 $\beta$ -rays 為 0.47）、 $\epsilon_{s,weighted}$  為表面效率加權因子（對鈾同位素之 $\alpha$ -rays 為 0.25；對其子核之 $\beta$ -rays 為 0.50）、*Probe area* 則為偵檢器的偵檢頭面積（343 cm<sup>2</sup>）。經由上述之關係式，可計算求得以總活度為單位的 DCGL<sub>w</sub> 數值，其中 $\alpha$ -rays 為 2.09 cps，而 $\beta$ -rays 則為 4.78 cps。

另一方面，為了進行局部熱點的掃描偵測驗證，必須藉由面積因子 (Area Factor) 來將 DCGL<sub>w</sub> 轉換為 DCGL<sub>EMC</sub> (=Area Factor×DCGL<sub>w</sub>)，而此面積因子之定義則為初始預設面積之源項及較小面積之源項所造成的劑量比值。為了求得面積因子，同樣可利用 RESRAD 及 RESRAD-Build 程式，在固定所有廠址特定參數的條件之下，藉由改變不同的污染源項面積來計算其對應的劑量，並藉此求得其與初始源項之劑量比值，表 5.4 即為本案例之廠址與建物在不同面積的天然鈾源項下計算所得的面積因子 [10]。如同 MARSSIM 指引所述，當掃描偵測發現有任何局部熱點超出 DCGL<sub>EMC</sub> 時，雖不必然表示此調查單元不符合釋放標準，但卻代表這些熱點有必要進行額外的取樣或更進一步的調查以確認其符合性。

#### ◆ 最終狀態調查之執行與評估

最終狀態調查之目的係為決定廠址所殘留的放射性污染可低於 DCGL 標準，而執行調查的方法則包含掃描、直接量測以及取樣分析。在此調查

案例中，首先使用  $\gamma$ -rays 掃描偵測來進行任一第一級區域調查單元之局部區域熱點偵測，調查單元與參考區域的掃描高度、間距及掃描速度分別為 1 m、5 m 及 5 m/s。在第一級的調查單元中，係使用碘化鈉偵檢器來進行 100% 的掃描偵測；對於第三級及參考區域而言，則視情況決定掃描覆蓋率，但以不低於 10% 為目標。在取樣點的佈局規劃方面，係採用三角網格方式 (Triangular Grid Pattern)，第一級區域以較高污染濃度點作為起始點，而第三級區域則以隨機方式設定起始點。有關本案例之調查設計、掃描偵測結果以及取樣點佈局則可參考圖 5.1 中的示意圖 [10]。

根據本案例之調查結果，利用掃描偵測，在第一級的調查單元中並未發現任何的熱點，且由廠址的最終狀態調查結果顯示，不論是參考區域或第一級與第三級區域各調查單元的最大殘留活度均遠低於  $DCGL_w$ ，如表 5.5 所示 [10]。此結果可明確顯示廠址確實符合釋放標準，可以直接完成釋放與否的決策判定，而不須進行額外的統計測試；另一方面，建物表面掃描偵測及靜態量測則是使用可攜式閃爍偵檢器來偵測總污染活度，結果顯示所有調查單元的總 $\alpha$ -rays 活度量測結果皆可符合  $DCGL_w$ ，然卻有 6 個調查單元之總 $\beta$ -rays 活度量測結果超出  $DCGL_w$ ，因此必須執行統計測試來進一步地驗證這些調查單元之釋放標準符合性，而本案例中係採用雙樣本的 WRS test 來進行最終的符合性判定。表 5.6 所示即為其中之一調查單元經

WRS test 所得的相關數據列表，表中除列示參考區域及調查單元各 11 個取樣點的量測結果之外，也列出了對應的量測結果加總  $DCGL_w$  的調整值 (Adjusted Data)，並進行調整值的排序 (Rank)，最後藉由參考區域的排序加總即可求得統計測試數值  $W_r$  [10]。由進行 WRS test 的相關統計參數查表可以求得一對應的關鍵值 (Critical Value)，當  $W_r$  數值可大於此關鍵值時，即代表 WRS test 中所使用的虛無假設應被駁回，亦即本調查單元可符合釋放標準；反之，則虛無假設成立，應重新進行調查單元的符合性驗證，以上所述即為進行 WRS 統計測試的標準流程。因此，此 UCP 廠址之調查結果顯示，其廠址上之土壤與建物均可符合釋放標準。

綜而言之，此 UCP 調查案例在執行廠址與建物的符合性驗證時，已確實遵循 MARSSIM 指引的建議做法，亦即當調查結果可明確顯示污染濃度可大幅地低於或高於  $DCGL_w$  時，進行決策時即可立即判定調查單元的符合性；然而，當調查結果呈現模稜兩可之狀態，亦即其取樣結果之統計值可能或高或低於  $DCGL_w$  時，則必須借助統計測試來協助進行符合性驗證。

#### 5.4 重要經驗回饋

經由本案例之研析，可以歸納一些重要的經驗回饋如下：



- (1) 最終狀態調查之目的為確認除役廠址及建物之殘留放射性污染可符合管制機關的釋放標準，MARSSIM 指引則是用於規劃、執行及評估廠址特性調查作業的重要參考文件，可提供具系統性、彈性、科學嚴謹度及成本效益的調查方法。
- (2) MARSSIM 指引的內容相當廣泛且複雜，且國際上到目前為止僅有少數案例有實際操作 MARSSIM 指引的經驗，本案例雖係針對鈾轉化處理工廠之廠址除役特性調查，在範疇上遠不及核能電廠，但整體引用 MARSSIM 指引的作業架構及其進行廠址特性調查所獲得的經驗，仍值得做為未來國內核能電廠除役作業之執行機構或管制機關的借鏡。
- (3) 在除役過程中，非預期的污染源可能需要耗費大量的人力或資源投入，可能造成除役計畫時程的延宕或預算透支，因此除役計畫之時程及預算的規劃上必須留有足夠的餘裕以因應可能的狀況。本案例中所意外發現的下表層土壤污染除造成除役計畫時程較預期多了一倍之外，並因此需要投入更多的資源來進行大量放射性土壤廢棄物的處置作業，此另也呼應了開發或研擬以 MARSSIM 為基礎的下表層土壤之放射性污染符合性驗證方案的重要性。
- (4) 建構適當且可靠的特性偵測技術為廠址特性調查作業中不可忽略的重要步驟，這些技術除可用以界定受影響與非受影響之區域外，亦可作為

最終狀態調查作業在評估與決策階段最重要的依據。因此，針對特定的特性偵測標的必須選擇合適的量測偵檢儀器，而這些儀器也必須定期進行功能校正，其穩定性及偵測靈敏度也須依照量測標的進行適當地評估及驗證。

- (5) 在廠址特性調查的過程中，將管制機關以劑量為基準的釋放標準轉換為可量測的濃度調查標準是必要的程序，而劑量評估計算則是完成此任務所必要採取的手段。MARSSIM 指引之範疇並未深及劑量評估相關的作法，使用者必須依據需求評估可行的做法。如同本案例中所採用的方法，RESRAD 與 RESRAD-Build 仍是目前被公認為最適當的劑量評估計算程式，已被廣泛地用於計算環境中曝露於放射性污染物的風險或劑量效應，該程式並具有高度的計算效能及易於呈現計算結果的特性。因此，除 MARSSIM 指引的深入瞭解之外，對於 RESRAD 與 RESRAD-Build 等劑量評估計算程式的熟悉也是未來必須持續深植的工作。

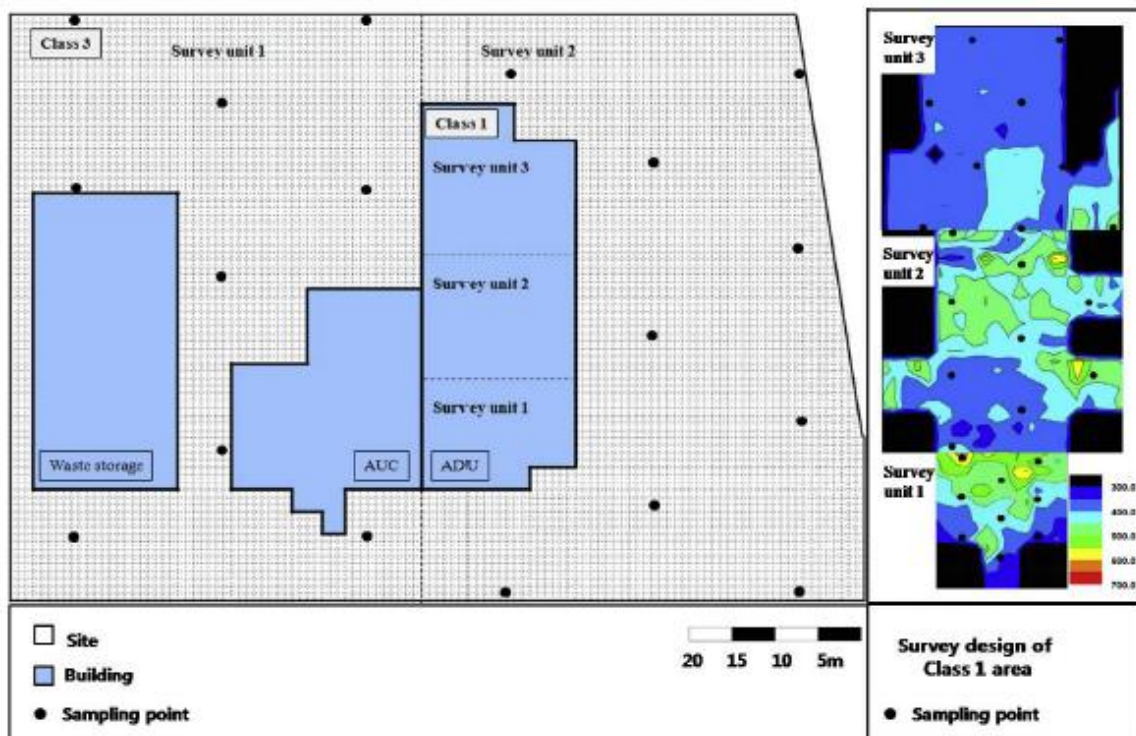


圖 5.1、UCP 調查案例之廠址調查設計及掃描偵測調查結果示意圖

表 5.1、UCP 調查案例進行劑量評估計算所採用之廠址與建物相關輸入參

數

Parameter	Unit	Value for site (RESRAD)	Parameter	Unit	Value for building (RESRAD-Build)
Indoor/outdoor time fraction	Unitless	0.5/0.25	Exposure duration	Day	365
Inhalation rate	m <sup>3</sup> /yr	7400	Indoor fraction	Unitless	0.228
Mass loading	g/m <sup>3</sup>	6.0 × 10 <sup>-5</sup>	Resuspension rate	s <sup>-1</sup>	5.0 × 10 <sup>-7</sup>
Shielding factor	Unitless	0.4	Depository velocity	m/s	0.01
Area of contamination zone	m <sup>2</sup>	12,100	Ingestion rate	m <sup>2</sup> /h	0.0001
Cover depth	m	0	Room area	m <sup>2</sup>	36
Contamination erosion rate	m/yr	0.001	Room height	m	2.5
Depth of roots	m	0.9	Receptor location	m	3, 3, 1
Consumption fruit, vegetable, and grain	kg/yr	254.8	Source type	Unitless	Area (rectangular)
Leafy vegetable	kg/yr	100			
Milk	l/yr	63	Air release fraction	Unitless	0.1
Meat	kg/yr	55.1	Life time	Day	365
Fish	kg/yr	79.3	Radon release fraction	Unitless	0.1
Water	l/yr	196.3	Source activity ratio	dpm/m <sup>2</sup>	<sup>234</sup> U: 49.6 <sup>235</sup> U: 2.2 <sup>238</sup> U: 48.2
Soil ingestion rate	g/yr	18.3			
Wind speed	m/s	1.7			
Precipitation rate	m/yr	1.35			
Source activity ratio	Bq/g	<sup>234</sup> U: 49.6 <sup>235</sup> U: 2.2 <sup>238</sup> U: 48.2			

表 5.2、UCP 調查案例之調查區域分類及調查單元數目

Classification	Description	Site no. survey unit	Building no. survey unit
Class 1	Contamination levels excess of DCGL <sub>w</sub> (scan survey coverage: 100%)	3	88
Class 2	Potential contamination, but not to expected to exceed the DCGL <sub>w</sub> (scan survey coverage: 10-100%)	None	None
Class 3	Contamination levels at small fraction of DCGL <sub>w</sub> (scan survey coverage: judgmental)	2	27

表 5.3、UCP 調查案例中廠址與建物之調查設計統計參數

	Site	Building
<b>Null hypothesis</b>	<b>Residual contamination &gt; release criteria</b>	
<b>LBGR (Lower Bound of Gray Region)</b>	<b>5</b>	<b>1.05</b>
<b>Sigma (<math>\sigma</math>)</b>	<b>1.37</b>	<b>0.32</b>
<b>Relative shift (<math>\Delta/\sigma</math>)</b>	<b>3.65</b>	<b>3.25</b>
<b>Type I and type II decision error</b>	<b>0.05 and 0.05</b>	<b>0.05 and 0.05</b>
<b>Number of samples (<math>N/2</math>)</b>	<b>9</b>	<b>10 (actual 11)</b>

表 5.4、UCP 調查案例利用 RESRAD 程式計算所得的廠址與建物之面積因

子

Source area (m <sup>2</sup> )	Dose rate (μSv/y)	Area factor for site	Source area (m <sup>2</sup> )	Dose rate (μSv/y)	Area factor for building
12,100	9.96E-01	1.00	100	1.72E-04	1.00
500	7.82E-01	1.27	36	6.18E-05	2.78
100	5.85E-01	1.70	25	4.29E-05	4.01
50	4.99E-01	1.99	16	2.75E-05	6.25
10	2.77E-01	3.59	9	1.55E-05	11.10
5	1.84E-01	5.42	4	6.88E-06	25.00
1	5.94E-02	16.75	1	1.72E-06	100.00

表 5.5、UCP 調查案例之廠址最終調查結果

Survey methods	Statistics	Ref. area	Class 1			Class 3	
			S.U. 1	S.U. 2	S.U. 3	S.U. 4	S.U. 5
Scan survey (cps)	Mean	284.3	454.9	439.1	397.5	280.1	291.9
	S.D. (1σ)	6.63	82.99	49.6	31.0	25.2	20.3
	Max	295	739	640	512	380	329
Sample analysis (Bq/g)	Min	275	315	325	346	216	216
	Mean	0.10	0.31	1.01	0.16	0.15	0.10
	S.D. (1σ)	0.03	0.28	2.18	0.21	0.18	0.09
	Max	0.15	0.64	2.79	0.42	0.27	0.18
	Min	0.08	0.13	0.08	0.08	0.04	0.04

表 5.6、UCP 調查案例之建物第一級區域調查單元的 WRS 統計測試結果

	Background		DCGL		Adjusted data		Rank		Wr							
	α	β	α	β	α	β	α	β	α	β						
Reference survey (cps)	0.25	33.5	2.09	4.78	2.34	38.3	17	21	187		169					
	0.23	32.5			2.32	37.3	13.5	18								
	0.25	33.5			2.34	38.3	17	20.5								
	0.26	32.4			2.35	37.2	19	16								
	0.25	31.4			2.34	36.2	17	14								
	0.28	31.0			2.37	35.8	21.5	11.5								
	0.27	33.5			2.36	38.3	20	20.5								
	0.24	31.4			2.33	36.2	15	13.5								
	0.22	31.4			2.31	36.2	12	13								
	0.28	31.0			2.37	35.8	21.5	11								
	0.23	30.8			2.32	35.6	13.5	10								
	Survey unit survey (cps)	0.15			32	0.15	32	8				4	152 Critical value (MARSSIM Appendix I) m = n = 11 α = 0.05			
		0.12			31.9	0.12	31.9	2				3				
0.27		30.6	0.27	30.6	11	1										
0.14		32.4	0.14	32.4	5.5	6										
0.14		32.6	0.14	32.6	5.5	7.5										
0.17		38	0.17	38	9	19										
0.14		32.6	0.14	32.6	5.5	7										
0.14		31.8	0.14	31.8	5.5	2										
0.24		37.2	0.24	37.2	10	17										
0.11		32.8	0.11	32.8	1	9										
0.13		32.1	0.13	32.1	3	5										

## 第六章、下表層污染之審查與管制策略

當殘留的放射性污染源深度低於 15 公分時，屬於表層土壤的範疇，可完全依循 MARSSIM 指引的規範進行特性調查；當放射性污染源深度達到 15 公分以上時，則屬於下表層土壤的範疇，必須視是否執行整治措施來調整或修正廠址最終狀態調查的策略。根據前述之下表層土壤之符合性評估架構及 MARSSIM 應用案例研析，本研究即針對下表層污染的特性調查研擬可採行的做法，並依此作為除役管制作業及審查時的參考。圖 6.1 所示為下表層污染之特性調查流程圖，審查人員可根據圖中所示的流程來決定申請者必須採取的作為：

- A. 審查人員應先查核申請者所提出的廠址歷史評估結果，以評估該廠址是否有必要進行下表層殘留放射性污染的特性調查：
- B. 若廠址歷史評估結果顯示下表層土壤並無殘留放射性污染的情形，則不需要執行下表層土壤的特性調查；當廠址歷史評估結果已明確顯示下表層土壤具有顯著的放射性污染時，申請者即必須針對下表層土壤進行整治或最終狀態調查。
- C. 若申請者選擇採行整治措施（如：挖掘移除並重填），則在進行下表層土壤整治前後，必須進行完整的特性偵測，以確定整治成效且並未造成廠

址的二次污染。

- D. 完成下表層土壤整治措施之後，申請者必須依循 MARSSIM 指引的規範進行廠址的最終狀態調查。

當申請者選擇不採行整治措施，則必須依循以下原則進行下表層土壤的特性調查及符合性驗證：

- A. 在進行最終狀態調查之前，必須先執行特性調查，以決定殘留放射性污染的深度。申請者必須採用傳統鑽孔、探勘用的溝槽或地下井完整地進行取樣調查，取樣點的佈局、位置、深度必須根據廠址歷史評估的結果來決定。
- B. 進行下表層土壤調查之前，申請者必須先決定下表層土壤之導出濃度指引水平 ( $DCGL_{\text{Subsurface}}$ )，此基準必須基於假設下表層土壤之放射性污染在未來可能被挖掘至表面，且挖掘過程中與其它未受污染的覆蓋層土壤互相混和。 $DCGL_{\text{Subsurface}}$  的推導可利用特定廠址劑量評估程式，在假設未來的開鑿情境下，考量不同挖掘體積及土壤混合效應，藉由劑量評估計算來推得對應的體積因子與混合因子，並依此修正表層土壤的 DCGL。
- C. 決定  $DCGL_{\text{Subsurface}}$  之後，申請者必須利用鑽心取樣井至特定的深度進行最終狀態調查，而調查取樣設計必須要能具體呈現下表層土壤在側向及

縱向的污染情形。調查的樣品數量及位置必須具備以下幾項條件：(i) 取樣數量必須能夠滿足利用廣域  $DCGL_w$  所完成的統計測試；(ii) 至少有一個取樣位置可用以識別具有顯著殘留放射性污染的下表層土壤之重要區域；(iii) 必須證實這些被確認的下表層土壤之放射性污染即使被挖掘至地表，也不會造成顯著的劑量影響，亦即當下表層土壤之污染濃度高於  $DCGL_{Subsurface}$  時，申請者即必須進行下表層土壤的最終狀態調查。調查單元在側向的分界可以依循 MARSSIM 指引的概念與標準，採用的 Sign Test 或 WRS test 統計方法來決定；縱向土壤層的分層則必須同時考量土壤的特性及劑量評估的需求，鑽心取樣的位置應均勻分佈於一特定厚度的土壤層之中，且各土壤分層的厚度應以不超過 1 公尺為宜。

D. 申請者必須進行下表層土壤的殘留放射性活度的符合性驗證，除必須證實下表層土壤調查單元整體的平均污染濃度可低於廣域平均符合性指標  $DCGL_w$  之外，也必須依據下表層土壤的特性提出適用於提高測量比較法的符合性驗證方案，並獲審查同意。上述之下表層土壤的符合性驗證可參考本文第四章第 4 節的方法，即調查單元依污染區特性來進行分層、分區，並依此進行取樣分析，最後由取樣分析結果進行  $DCGL_w$ 、 $DCGL_{EMC}$  及  $DCGL_{LAA}$  的符合性驗證。審查人員的審查重點則可著重於  $DCGL_{EMC}$  符合性驗證指標之定義與推算、調查單元的分層與分區的適切



性、所提出的提高測量比較方案必須涵蓋所有可能的污染區域、以及當調查單元超出  $DCGL_{EMC}$  符合性驗證指標時的因應作為等。

當下表層土壤污染深及地下水並造成影響時，申請者必須依循以下原則進行地下水的取樣及特性偵測 [1]：

- A. 申請者必須依據現行法規或國際認可的標準建立地下水的釋放標準。
- B. 申請者應設計與建置適當的監測井網絡來進行地下水污染的特性調查，監測井的數量和位置必須依污染區域的大小、污染物的類型和範圍、水文地質系統、監測方案目標來決定，調查的內容也必須包含地下水遷移的速率、方向及污染物遷移的潛在影響評估等。
- C. 上述監測井之高度、內外尺寸、套管類型、位置、鑽孔直徑等必須依據監測井的施工規範施作，取樣位置也應參考網格坐標或者依比例尺劃定的地下水監測井圖樣。
- D. 地下水取樣分析宜包含所有重要的放射性污染物，飲用水潛在污染來源測量應包含總  $\alpha$ 、總  $\beta$  以及任何其它放射性核種相關的量測分析。申請者也應建立放射性核種濃度與非放射性量測參數之間的關係，如：比電導率、pH 值、總有機碳等指標數值。
- E. 申請者應發展適當的概念式廠址模型 (Conceptual Site Model)，該模型

必須能詳實地呈現廠址之水文地質特徵、佈局、邊界、建物、污染源位置、污染面積、核種型式與濃度等，並可用於評估可能的釋放機制、曝露途徑及曝露情境，以協助進行地下水污染之符合性驗證評估。

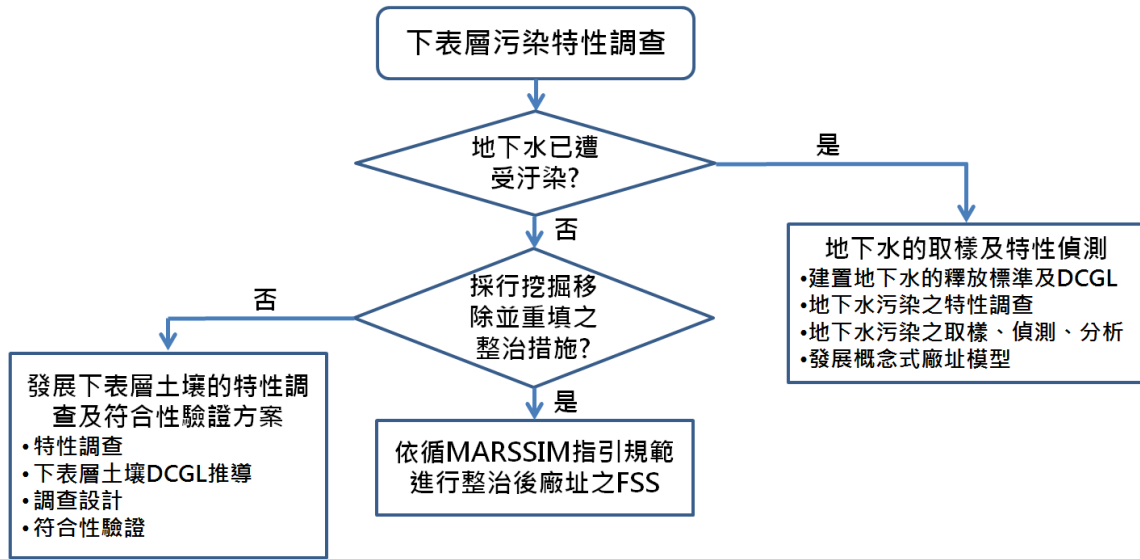


圖 6.1 下表層污染之特性調查流程圖

## 第七章、下表層污染之傳遞模型與計算驗證

### 7.1 下表層土壤及地下水之三維污染傳遞計算模型分析

由於具有表土覆蓋層的屏蔽及包覆，下表層土壤中所存在的放射性核種並不會藉由體外直接曝露或者經由污染物質外釋的途徑而造成輻射劑量影響，其中最直接且最有可能的傳遞途徑即為飲用水情境 (Drinking Water Scenario)，如圖 7.1 所示 [12]，亦即存在於下表層土壤中的放射性核種，經由土壤中水的滲漏 (Infiltration)、吸附 (Sorption)、溶出 (Leaching) 等作用而遷移至地下水含水層 (Groundwater Aquifer) 之中，之後位於地表上活動的個體因透過水井抽取地下水飲用或灌溉而遭受到可能的輻射曝露影響。為了瞭解放射性核種在下表層土壤中的傳遞行為，以下即藉由目前被廣泛使用的用水模型 (Water-use Model) 來解析核種在土壤中的傳遞模式及遷移行為，藉此瞭解下表層污染傳遞計算模型的建構方法與各影響參數的重要性。

#### (1) 飲用水情境

土壤中殘留的放射性核種可能會污染飽和區或非飽和區的地下水，而影響地下水污染的主要機制包括：水的滲漏、溶出、核種在非飽和區的傳遞以及核種在飽和區的傳遞等，許多廠址相關的特性也會影響這些機制，

如：降水率 (Precipitation Rate)、土地的表層覆蓋情形、土壤特性、放射性核種的化學特性、污染的空間分佈以及在含水層中的平流 (Advection) 與遲滯 (Retardation) 等。由於影響地下水污染傳遞的物理與化學條件可能存在廣泛的變異性，且許多參數之間也可能具有相互關聯性，這些因素也使得建置地下水的污染傳遞模型變得更加困難。考量地下水系統的可能變化、模型的不確定性以及廠址相依參數偵測的成本等因素，用於飲用水情境評估的一般性模型在建置時通常也會建議使用較保守的結果來預測地下水系統的可能影響。再者，此一保守性的評估模型必須具備足夠的彈性，模型中的參數型態與假設必須允許隨著廠址特性的條件而調整，亦即一旦當額外的廠址相依參數被取得之後，該模型即可以依據這些重新取得的數據進行更正確的計算評估。本節中將討論的三層式用水模型 (Three-Box Water-Use Model) 即為目前被廣泛用於地下水污染傳遞的通用性做法，除可用以估算地下水污染濃度隨時間的變化情形之外，亦可依此計算飲用水情境之下的年有效等效劑量 (Total Effective Dose Equivalent, TEDE)。

三層式用水模型的概念為 Goode 等人於 1986 年所提出，當時主要係被用於評估放射性廢棄物的處置，此概念目前也被應用於殘留於土壤中的放射性污染，該方法論係涵蓋此一概念模型的制定、數學關係式、保守參數的估算以及受體濃度的預測 [13]。圖 7.2 所示即為三層式用水模型的示

意圖 [12]，圖中的三個長方箱體分別代表含有污染區的土壤層 (Box 1)、非飽和層 (Box 2) 以及地下水含水層 (Box 3)，此三層式用水模型主要基於一簡單的溶出率模型 (Leach-Rate Model)，亦即土壤層中的放射性核種藉由水的滲漏與吸附作用之後，經由土壤層與非飽和層的傳遞而溶出於地下水之中。溶出率與放射性核種與土壤的化學性質及當地地下水流動速率相關，而放射性核種傳遞至地下水的機制係奠基於核種與滲漏水接觸的假設，因此水的滲漏為此系統中核種經由土壤層傳遞至地下水的主要驅動力，而放射性核種於各含水介質層中的溶解度則成為核種傳遞的重要關鍵參數。首先，此模型的推導必須基於以下的假設：

- ◆ 初始的放射性活度僅包含在頂部土壤層，非飽和土壤層與含水層並不具污染
- ◆ 垂直飽和水力傳導性 (Vertical Saturated Hydraulic Conductivity) 大於滲漏率
- ◆ 含水層中不會發生遲滯效應 (Retardation Effect)
- ◆ 含水層中的核種活度會被含水層中的水量稀釋，且含水層中的水的體積會大於滲漏的水量及家庭的用水量
- ◆ 滲漏的水量等於滲漏率與被污染土地面積的乘積
- ◆ 在所有分析的時間年度中，由含水層中所移除的水的速率係維持恆定值

上述初始活度僅存在於土壤層的假設係為通用性模型所採用的方法，當某些廠址的污染範圍涵蓋於各層或甚至於可能到達含水層時，此時的污染評估則必須依據廠址特定情況來考量，而非採用通用性的模型。有關水力傳導率的假設則意指土壤條件將允許水垂直向下移動的速率至少會與滲漏率一樣快。此外，假設含水層的水量大於使用量及滲漏量之目的則可排除污染面積過大之不切實際的情況，亦即當污染面積過大時，則滲漏水量將可能超過家庭的使用水量；由於釋放污染於含水層的水量會高於含水層的水量，此情況下即會造成含水層的濃度會隨著非飽和層的濃度而呈現不合理的增加。

圖 7.3 所示為放射性核種在三層式用水模型的核種傳遞示意圖 [12]，圖中描繪了各層介質中的放射性母核及其子核的衰變鏈，並也更進一步地考慮其溶出與衰變所造成的濃度增減，由此即可解析各層中核種的濃度隨時間的變化及傳遞行為。如圖所示，Box 1 顯示了土壤層初始的核種清單，這些核種的濃度可能經由放射性衰變而降低 ( $\lambda$  參數代表放射性核種的衰變常數)，或者經由溶出的過程而釋放於非飽和層的 Box 2 之中 ( $L$  參數代表核種於該介質層中的遷移速率常數)。上述這些核種的衰變轉化或溶出作用，各核種均會對應其各自的衰變係數及遷移速率常數。同樣地，Box 2 的核種會經由溶出作用而傳遞至含水層 (Box 3) 之中，Box 3 的核種則會經

由井水抽取供家庭使用而移出，而 Box 3 中的核種濃度則決定了地下水的年平均濃度。為了評估在飲用水情境下的個體發生最大有效等效劑量的時間，必須逐年評估計算所有核種所造成的有效等效劑量，直到含水層中的各核種所造成之年平均濃度達到最大值為止，如圖 7.4 所示 [12]。基本上，各層的核種濃度變化雖歷經衰變與溶出等作用，但須滿足濃度守恆的原則，以下即逐層說明各層中核種濃度的變化關係：

◆ Box 1：

[放射性核種 j 於時間 t 時在 Box 1 的變化率] = [放射性核種 j 於時間 t 時經母核 n 衰變的產生率] - [放射性核種 j 於時間 t 時在 Box 1 的衰變率] - [放射性核種 j 於時間 t 時由 Box 1 的溶出率]

Box 1 的基本微分方程同時考慮初始活度、放射性衰變、溶出率，其數學關係式可表示如下：

$$\frac{dC_{1j}}{dt} = \lambda_{rj} \sum_{n=1}^{j-1} d_{nj} C_{1n} - (\lambda_{rj} + L_{12j}) C_{1j} \quad (7)$$

上式中， $C_{1j}$  表示放射性核種 j 於時間 t 時在 Box 1 中的活度 (pCi)、 $C_{1n}$  表示母核 n 於時間 t 時在 Box 1 中的活度 (pCi)、 $d_{nj}$  為放射性核種 n 衰變產生放射性核種 j 的比例 (無單位)、 $L_{12j}$  為放射性核種 j 從 Box 1 遷移至 Box 2 的速率常數 ( $d^{-1}$ )、 $\lambda_{rj}$  為放射性核種 j 的衰變常數 ( $d^{-1}$ )。

◆ Box 2 :

[放射性核種 j 於時間 t 時在 Box 2 的變化率] = [放射性核種 j 於時間 t 時經母核 n 衰變的產生率] + [放射性核種 j 於時間 t 時由 Box 1 的溶出率] - [放射性核種 j 於時間 t 時在 Box 2 的衰變率] - [放射性核種 j 於時間 t 時由 Box 2 的溶出率]

Box 2 的基本微分方程同時考慮初始活度、放射性衰變、溶出率，其數學關係式可表示如下：

$$\frac{dC_{2j}}{dt} = \lambda_{rj} \sum_{n=1}^{j-1} d_{nj} C_{2n} + L_{12j} C_{1j} - (\lambda_{rj} + L_{23j}) C_{2j} \quad (8)$$

上式中， $C_{2j}$  表示放射性核種 j 於時間 t 時在 Box 2 中的活度 (pCi)、 $C_{2n}$  表示母核 n 於時間 t 時在 Box 2 中的活度 (pCi)、 $L_{23j}$  為放射性核種 j 從 Box 2 遷移至 Box 3 的速率常數 ( $d^{-1}$ )，其餘項次同上述之定義。

◆ Box 3 :

[放射性核種 j 於時間 t 時在 Box 3 的變化率] = [放射性核種 j 於時間 t 時經母核 n 衰變的產生率] + [放射性核種 j 於時間 t 時由 Box 2 的溶出率] - [放射性核種 j 於時間 t 時在 Box 3 的衰變率] - [放射性核種 j 於時間 t 時由 Box 3 的井水抽出率]



Box 3 的基本微分方程同時考慮初始活度、放射性衰變、溶出率、井水抽出率，其數學關係式可表示如下：

$$\frac{dC_{3j}}{dt} = \lambda_{rj} \sum_{n=1}^{j-1} d_{nj} C_{3n} + L_{23j} C_{2j} - \lambda_{rj} C_{3j} - w_d C_{3j} \quad (9)$$

如上式， $C_{3j}$  表示放射性核種  $j$  於時間  $t$  時在 Box 3 中的活度 (pCi)、 $C_{3n}$  表示母核  $n$  於時間  $t$  時在 Box 3 中的活度 (pCi)、 $w_d$  為用於飲用水情境下的含水層抽水之速率常數 ( $d^{-1}$ )，其餘項次同上述之定義。

式 (8) 中的土壤層核種遷移速率常數  $L_{12j}$  將決定核種在土壤層中的傳遞速度，其關係式如下：

$$L_{12j} = \frac{I}{H_1 \theta_1 R_{1j} 365.25} \quad (10)$$

如上式， $I$  為滲漏率 (m/y)、 $H_1$  為含有殘留放射性物質的土壤層的假設厚度 (m)、 $\theta_1$  為土壤層的體積含水量 (無因次)、 $R_{1j}$  為放射性核種  $j$  從土壤層遷移的遲滯因子 (Retardation Factor, 無因次)、365.25 則為年與天之間的單位轉換因子。上式中的  $\theta_1$  與  $R_{1j}$  則可再進一步地表示如下：

$$\theta_1 = n_1 f_1 \quad (11)$$

$$R_{1j} = 1 + \frac{K_{d1j} \rho_1}{n_1} \quad (12)$$

其中， $n_1$  為土壤層的總孔隙率（無因次）、 $f_1$  為土壤層的飽和度（無因次）， $K_{d1j}$  為放射性核種  $j$  於土壤層中的分配係數（Distribution Coefficient, mL/g）、 $\rho_1$  為土壤層的容積密度（Bulk Density, g/mL）。上式中遲滯因子的評估仍是基於總孔隙率而不是體積含水量，此係為保守考量，因為總孔隙率所造成的吸附位置對於水氣移動通過土壤層與非飽和層時均能夠發揮作用。

同樣地，非飽和層的核種遷移速率常數  $L_{23j}$  可表示如下：

$$L_{23j} = \frac{I}{H_2 \theta_2 R_{t2j} 365.25} \quad (13)$$

其中， $\theta_2$  為非飽和層的體積含水量（無因次）、 $R_{t2j}$  為放射性核種  $j$  從非飽和層遷移的遲滯因子（無因次）、 $H_2$  為非飽和層的假設厚度（m），其它項次則如上述所定義。上式中的  $\theta_2$  與  $R_{t2j}$  則可再進一步地定義如下：

$$\theta_2 = n_2 f_2 \quad (14)$$

$$R_{t2j} = 1 + \frac{K_{d2j} \rho_2}{n_2} \quad (15)$$

其中， $n_2$  為非飽和層的總孔隙率（無因次）、 $f_2$  為非飽和層的飽和度（無因次）， $K_{d2j}$  為放射性核種  $j$  於非飽和層中的分配係數（mL/g）、 $\rho_2$  為非飽和層的容積密度（g/mL）。

藉由式 (9)，可以求得含水層中放射性核種之濃度隨著時間的變化關係，然為了評估核種傳遞在飲用水情境下所造成的有效等效劑量，必須假設所有到達含水層的放射性核種活度會被含水層總水量所稀釋，並藉由積分 Box 3 中的核種活度來進一步地推導含水層之年平均核種濃度，其關係如下：

$$C_{swjt} = \frac{1}{V_{Td} t_y} \int_0^t C_{3j}(t) dt \quad (16)$$

上式中， $C_{swjt}$  為放射性核種  $j$  的年平均水濃度因子，即土壤中每單位活度的母核種  $i$  於曝露時間  $t$  時經衰變所產生的放射性核種  $j$  的年平均水濃度 (pCi/L per pCi in soil)、 $C_{3j}(t)$  為每個放射性核種  $j$  在含水層中 (Box 3) 的活度在積分期間隨時間的變化函數、 $t_y$  為一年的平均天數 (d)、 $V_{Td}$  則為含水層總水量 (L)。含水層總水量  $V_{Td}$  在一年之週期間係維持恆定，且在此計算模型中假設其值必須高於家庭於一年期間的井水使用量或污染區的年滲水量，而年滲水量的估算可由以下關係求得：

$$V_{Id} = I \times A_d \times 1000 \times 1 \quad (17)$$

其中， $V_{Id}$  為經由污染區域的年滲水量 (L)、 $I$  為滲水率 (m/y)、 $A_d$  為定義在飲用水情境下的污染土地的面積 ( $m^2$ )、1000 為單位轉換因子 ( $L/m^3$ )、1 為

滲漏的時間週期 (y)。另一方面，含水層中的濃度也與式 (9) 中的含水層抽水速率常數  $w_d$  相關，其定義可表示如下：

$$w_d = \left[ \frac{\text{Fractional Removal}}{y} \right] \left[ \frac{y}{365.25 d} \right] = \left[ \frac{V_{dd}/V_{Td}}{y} \right] \left[ \frac{y}{365.25 d} \right] \quad (18)$$

上式之  $V_{dd}$  代表一年內用於家庭用水量 (L)。

◆ 年有效等效劑量之計算

[飲用水情境之年有效等效劑量] = [水的攝入率] × [攝入期間] × [攝入劑量轉換因子] × [放射性核種於含水層之平均濃度]

年有效等效劑量必須考量含水層的核種平均濃度、攝入率 (Ingestion Rate)、攝入劑量轉換因子等，其關係式如下：

$$TEDED_i = U_w t_d C_{ii} \sum_{j=1}^{J_i} C_{swjt} DFG_j \quad (19)$$

其中， $TEDED_i$  為母核  $i$  在一年的飲用水情境之下所造成的有效等效劑量 (mrem)、 $C_{ii}$  為母核  $i$  在土壤中的初始活度 (pCi)、 $C_{swjt}$  的定義同上、 $DFG_j$  為攝入放射性核種  $j$  的約定有效等效劑量因子 (mrem per pCi ingested)、 $U_w$  為飲用水與曝露期間每天攝入的受污染飲用水量 (L/d)、 $t_d$  為一年內飲用水被使用的天數 (d)。上述的方法係針對單一年度之年有效劑量的計算，當評估的時程長於一年時，則同樣採用此三層式的模型逐年進行分析，直到出現

最大的有效等效劑量為止。此外，對於放射性核種的混合物，年有效等效劑量的評估應以所有放射性核種清單所造成之劑量總和的最大值，如下：

$$TEDED_m = \sum_{i=1}^M TEDED_i \quad (20)$$

通常發生最大劑量的年份會隨著母核而改變，對於放射性核種的混合物而言，其發生最大劑量的年份可能不同於各別放射性核種發生最大劑量的年份。因此，進行評估時必須要考量各別年度的核種混合物效應（如式 (20)），而不能僅是考慮各別衰變鏈發生最大劑量值的年份。

藉由上述的三層式用水模型的解析可以清楚地瞭解放射性核種經由下表層土壤傳遞至地下水含水層的過程及主要機制，由數學方程式解析的模型也可以得知影響核種傳遞的參數非常多，而這些參數的正確性也將攸關最終的年有效等效劑量的評估結果，以下即歸納相關參數並分類如下：(i) 核種相依參數：初始放射性核種清單與濃度、核種衰變相關參數、各核種劑量轉換因子及其於各層中之分配係數等；(ii) 地質相關參數：土壤層與非飽和層之厚度、容積密度、孔隙率、飽和度等；(iii) 廠址與民生相關參數：滲漏率、家庭用水量、飲用水攝入量與攝入週期等，這些參數都可能影響核種傳遞及劑量評估的結果，也是進行模型計算時必須謹慎考慮的參數。

## (2) 住宅情境 (Residential Scenario)

除了前節所述之飲用水情境之外，下表層污染也可能透過住宅情境的農業傳遞路徑而影響居住其中的個體的輻射曝露。住宅情境定義了土壤中殘留放射性污染導致人體輻射曝露的潛在途徑，各個傳遞途徑的重要性取決於幾個因素，如：污染物的性質和分佈、放射性核種的種類以及環境狀態（潮濕、乾旱）等，而其涵蓋的可能曝露途徑包括：於室內或室外土壤污染源造成的體外曝露、吸入曝露於室內或室外的懸浮土（Resuspended Soil）、無意中直接或間接攝取土壤、經由地下水中攝取飲用水、攝取種植於受污染土壤或以地下水灌溉的植物、攝取當地畜養的動物等，而土壤與空氣、植物以及動物之間彼此互有關聯，如圖 7.5 所示。基本上，由於下表層污染具有足夠厚的表土覆蓋層，經由體外曝露或空氣外釋的途徑應可被忽略，最有可能的曝露途徑為核種在土壤層與非飽和層中經水吸附、傳遞而溶出於含水層中，最後經由地下水源的灌溉而造成動、植物相關產品的污染，亦即圖中虛線所圈選的範圍。

除了直接攝入地下水的情境之外，下表層污染仍可間接造成住宅情境之下其它可能的曝露途徑，而這些曝露途徑的影響主要是取決於地下水的平均核種濃度，而此濃度值同樣可依前述之三層式用水模型來求得。因此，為了評估下表層污染對於住宅情境各曝露途徑所造成的年有效等效劑量，首先即必須先藉由用水模型來決定地下水中的平均核種濃度，再由此估算

動、植物遭受污染的濃度，並經由攝取食物或水產的劑量因子來計算各種農業曝露途徑的約定有效等效劑量，最後將約定有效等效劑量加總即可求得下表層污染的年有效等效劑量，圖 7.6 所示即為住宅情境下各曝露途徑所造成的有效等效劑量示意圖，圖中虛線所圈示的範圍同樣代表下表層污染可能導致的曝露途徑。本節主要的目的為釐清下表層污染其它可能的曝露途徑，並說明用水模型在這些曝露途徑中依然扮演重要的角色，有關住宅情境之各曝露途徑之有效等效劑量計算公式因已超出本研究之範疇，在本報告中不再細述，有進一步需求者可參考 NUREG/CR-5512 之技術報告 [12]。

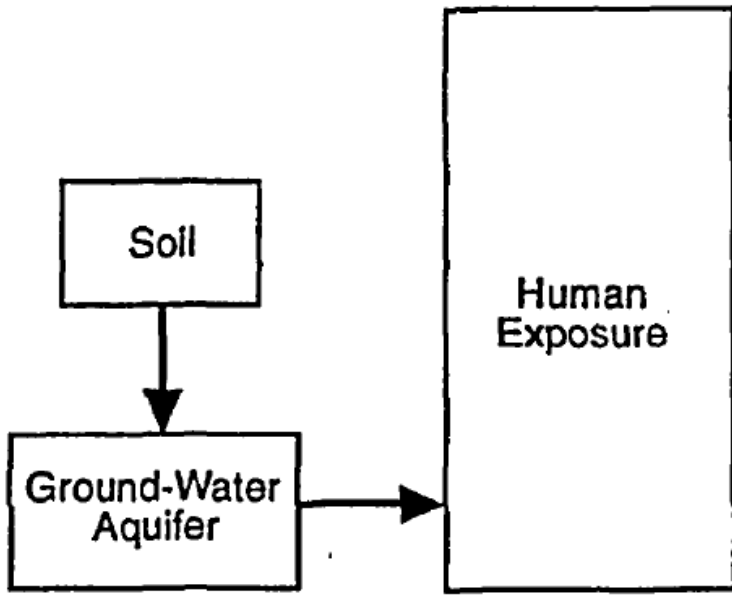


圖 7.1、飲用水情境之曝露途徑

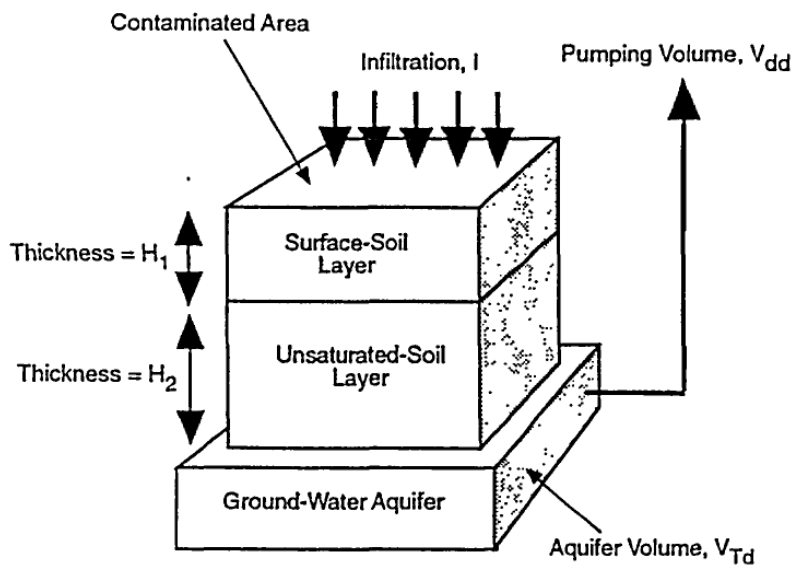


圖 7.2、三層式用水模型之飲用水情境概念示意圖



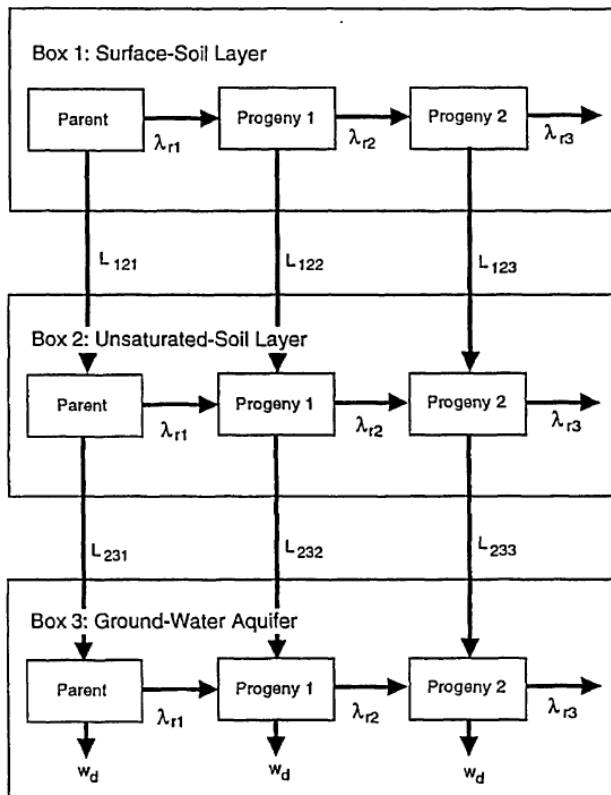


圖 7.3、三層式用水模型之核種傳遞示意圖

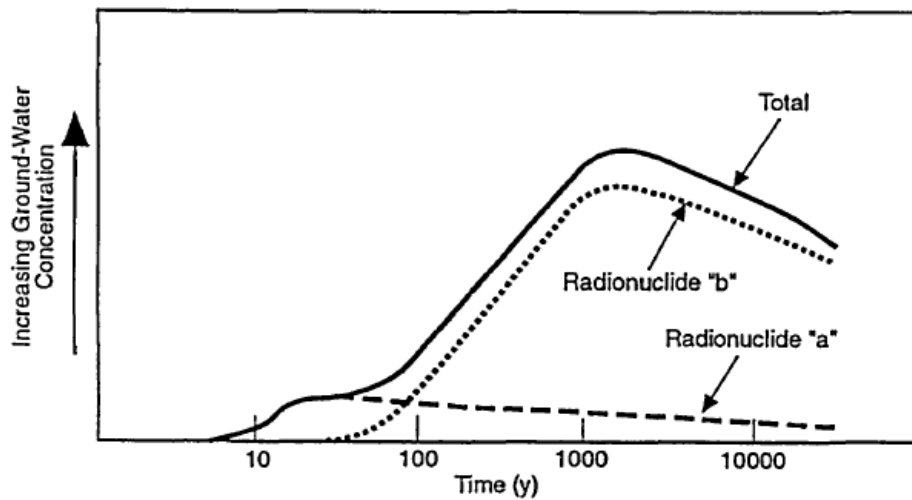


圖 7.4、地下水之放射性核種濃度隨時間變化之範例

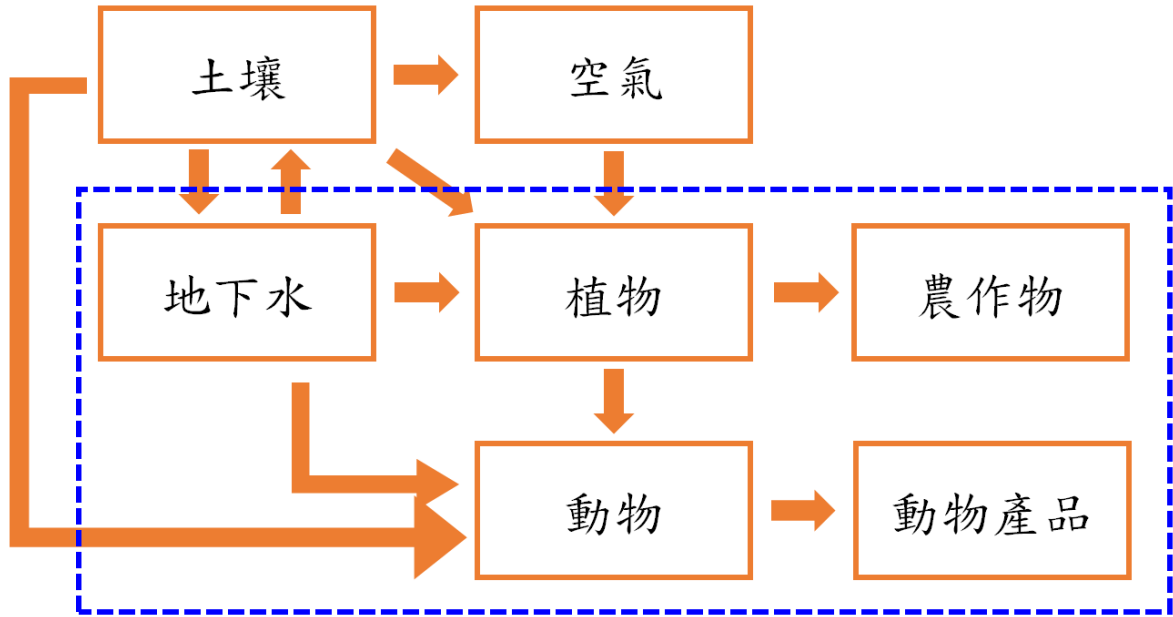


圖 7.5、住宅情境之農業曝露途徑關聯圖

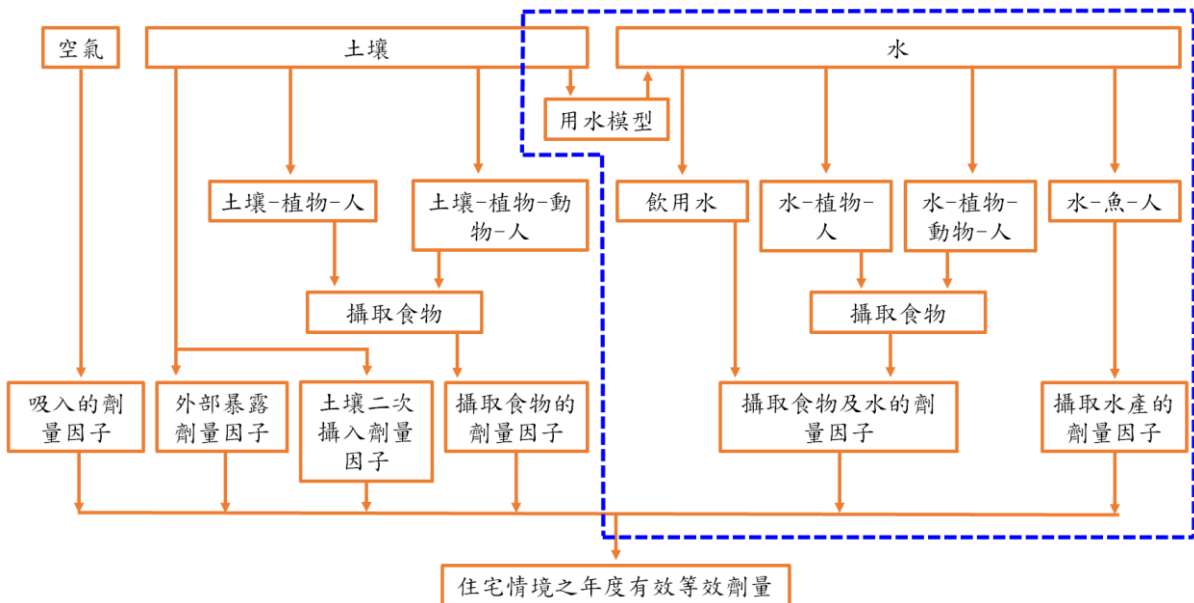


圖 7.6、住宅情境各曝露途徑所造成之有效等效劑量示意圖

## 第八章、結論與建議

本研究計畫的工作主要聚焦於研擬可適用於下表層土壤之放射性污染的特性調查與符合性評估驗證方案，而該方案的前提為必須滿足相關管制規範的要求，並且可同樣依循目前被廣泛用於表層土壤與建物之廠址特性調查的 MARSSIM 指引。再者，由於下表層土壤之特性變化及異質環境複雜度高，污染的傳遞行為及曝露情節也較難以預測，為此，本研究也針對目前廣為採用的模型進行研析，並實際利用 RESRAD 程式進行相關案例的計算驗證，期可從中更加瞭解核種溶出於地下水的傳遞機制及相關的劑量評估方法。以下即摘述本研究各工作項目的重要結論與建議：

- (一) 本研究中所引用的下表層土壤之符合性評估驗證架構，係依據美國 NRC NUREG-1757 除役管制技術文件所規範之下表層土壤特性調查的規範進行設計，在假設未來開鑿情境的前提下，建構下表層土壤 DCGL 之推導方法、調查設計以及符合性評估驗證架構，此概念可依循 MARSSIM 指引的原則與架構，藉此可解決下表層土壤在進行廠址特性調查時可能遭遇的困難與挑戰。
- (二) 本研究針對實際應用 MARSSIM 指引進行下表層土壤之最終狀態調查的案例進行研析，從中除可更加熟悉 MARSSIM 指引整體的操作方法之外，也獲知許多重要的經驗回饋，如：除役計畫之時程及預算應預

留足夠的餘裕以因應可能的突發狀況、建構可靠的特性偵測技術為廠址特性調查作業不可忽視的重要步驟等。

- (三) 藉由三層式用水模型的研析與 RESRAD 程式的計算驗證，有助於瞭解下表層土壤之污染核種經由滲漏水的吸附而溶出於地下水的傳遞機制及其與各參數之間的關係，同時也藉此熟悉建構下表層污染傳遞計算模型的方法。由計算驗證結果可以得知，除廠址相關的地質水文參數之外，與核種具高度相依性的分配係數 ( $K_d$ ) 為決定下表層污染傳遞的重要參數，特別是針對具長半衰期及高遷移率的核種，如：Cl-36、Tc-99、C-14、I-129 等。

## 第九章、參考資料

- [1] Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM) Revision 1, NUREG-1575, Rev. 1, Office of Nuclear Regulatory Research, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, August 2000.
- [2] OECD, 2006. Releasing the sites of nuclear installation; a status report. NEA/RWM/WPDD Report No. 6147, Paris.
- [3] Consolidated NMSS Decommissioning Guidance – Characterization, Survey, and Determination of Radiological Criteria, NUREG-1757, Vol. 2, Rev. 0, Division of Waste Management, Office of Nuclear Material Safety and Safeguards, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, September 2003.
- [4] C. Yu, A.J. Zielen, J.-J. Cheng, D.J. LePoire, E. Gnanapragasam, S. Kamboj, J. Arnish, A. Wallo III, W.A. Williams, H. Peterson, 2001. Users Manual For RESRAD Version 6.0, ANL/EAD-4, Argonne National Laboratory, Environmental Assessment Division, Argonne, IL., July 2001.
- [5] Subsurface Characterization and Monitoring Techniques, Vol 1: Solids and Ground Water, EPA/625/R-93/003a, Office of Research and Development, U.S. Environmental Protection Agency, Washington, DC, May 1993.
- [6] B. Johnson, Subsurface Characterization, IDN and ENVIRONET Training Course, IAEA, April 2011.
- [7] Introduction of Electromagnetic Geophysical Instrumentation, <http://www.expins.com/item/geonics-em-31>.
- [8] J. W. Lively, 2012. Method for Implementing Subsurface Solid Derived Concentration Guideline Levels (DCGL) – 12331, WM2012 Conference,

February 26 – March 1, 2012, Phoenix, Arizona, USA.

- [9] NRC: 10 CFR Part 20 – Standards For Protection Against Radiation, Subpart E – Radiological Criteria for License Termination, 20.1401 General Provisions and Scope.
- [10] S.B. Hong, D.S. Hwang, B.K. Seo, J.K. Moon, 2014. Practical application of the MARSSIM process to the site release of a Uranium Conversion Plant following decommissioning, *Annals of Nuclear Energy* 65 (2014) 241–246.
- [11] Release of sites form regulatory control on termination of practices. IAEA Safety Guide No WS-G-5.1, IAEA, Vienna, Austria, 2006.
- [12] W.E. Kennedy, Jr., D.L. Strenge, R.A. Meek, 1992. Residual radioactive contamination from decommissioning, NUREG/CR-5512, PNL-7994, Vol. 1, Office of Nuclear Regulatory Research, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, October 1992.
- [13] D.J. Goode, S.M. Neuder, R.A. Pennifill, T. Ginn, 1986. Onsite Disposal of Radioactive Waste. NUREG-1101, Vol. 3, Office of Nuclear Regulatory Research, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, 1986.
- [14] 林文勝, 低放射性廢棄物處置輻射劑量評估安全審查模式之研究, 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, 2013.
- [15] WCS, 2013. Application for License to Authorize Near-Surface Land Disposal of Low-Level Radioactive Waste, <http://www.urs-slc.com/wcs/>.
- [16] Draft Environmental and Safety Analysis of a Proposed Low-Level Radioactive Waste Disposal Facility in Andrews County, Texas, Texas Commission on Environmental Quality, August 2008.

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

計畫名稱：

核能電廠除役作業安全審查技術研究

子項計畫四：

核電廠除役準備與過渡階段之國際經驗資訊研析

(修訂版)

計畫編號：106FCMA001

執行單位：國立清華大學

計畫主持人：裴晉哲

子項計畫四主持人：裴晉哲

報告作者：裴晉哲、劉千田

報告日期：中華民國 106 年 12 月

## 摘要

本計畫之目的為建立起核電廠除役準備及過渡階段之審查技術，作為核能電廠除役管制作業及審查之參考。研究中主要係掌握國際最新除役資訊，並針對美國及德國等已除役核電廠，在除役準備及過渡階段的相關經驗進行整理、研析與歸納，並建議相關除役審核技術及管制重點，以提供管制機關之參考。

現階段，已整理美國、德國等除役機組較多國家的除役經驗，以及國際原子能總署 IAEA 的除役規範資料，將其除役過渡階段的工作重點、規範事項以及準備策略進行研析，並進行深度整理及比對，以彙整成期末報告，建議管制單位審查方向，精進除役審查技術。



## **Abstract**

This goal of this project is to establish the experience lists on preparation and transition from operations to decommissioning of nuclear power plants for nuclear power plants decommissioning to review the decommissioning plan. In this project, we study and analysis for the experience on preparation and transition from operations to decommissioning of nuclear power plants.

At present, we have mainly collected and studied the decommissioning information of USA, and Germany which are both with the decommissioned NPPs for the experience on preparation and transition from operations to decommissioning of nuclear power plants. Moreover, the related regulatory guides of IAEA are also reviewed and listed, the detailed studies and comparisons among them will be performed later in the final report. The top priorities and key issues for the decommissioning and further administration recommendations from the studied results will be proposed to assist the Council in auditing the decommissioned plans.

## 目錄

摘要.....	i
Abstract .....	ii
目錄.....	iii
表目錄.....	vii
圖目錄.....	viii
<b>第一章 前言.....</b>	<b>1</b>
<b>第二章 計畫目標與執行方法.....</b>	<b>4</b>
2.1 計畫目標.....	5
2.2 執行方法.....	5
2.3 世界先進國家合作論壇（核能署-OECD/NEA）.....	6
2.3.1 放射性廢棄物管理委員會.....	6
2.3.2 運轉中與停機後核設施除役準備任務小組.....	9
2.3.3 本國管制機關在除役準備與過渡階段的管制作為建議.....	15
2.4 Studsvik 除役準備經驗.....	19
2.5 AREVA 的主要經驗.....	21
2.5.1 廢棄物和廢棄物管理為除役中心焦點.....	21
2.5.2 規劃不確定性的重要.....	21
2.6 CEA 核設施拆除的管理.....	22
2.6.1 CEA 核能部門的介紹.....	22
2.6.2 CEA 核能部門的重要使命.....	33
<b>第三章 收集與研析先進國家核電廠除役法規.....</b>	<b>34</b>
3.1 美國核子設施的核能管制委員會簡介.....	34

3.1.1 美國核子設施除役活動的三個階段.....	35
3.1.2 美國核子設施除役活動的六個步驟.....	45
3.1.2.1 執照終止之放射性準則的相關規定.....	45
3.1.2.2 動力用核子反應器執照終止的相關規定 .....	47
3.1.2.3 NUREG-0586 的相關規定.....	50
3.1.2.4 NUREG-1700 的相關規定.....	56
3.2 德國原子能法除役與現地固封及設施或其部分拆除導則 .....	58
3.3 IAEA 使用放射性物質設施的除役 .....	69
3.3.1 前言 .....	69
3.3.1.1 背景說明.....	69
3.3.1.2 目的 .....	71
3.3.1.3 範圍 .....	71
3.3.1.4 架構.....	72
3.3.2 人類健康與環境的保護.....	73
3.3.3 除役相關的職責.....	73
3.3.3.1 一般性職責 .....	73
3.3.3.2 政府職責.....	74
3.3.3.3 主管機關職責 .....	74
3.3.3.4 運轉組織職責 .....	75
3.3.4 除役策略.....	76
3.3.5 除役計畫.....	77
3.3.6 經費 .....	79
3.3.7 除役管理.....	79
3.3.8 除役的執行.....	80

3.3.9 除役的完成.....	82
3.4 核設施運轉過渡到除役.....	82
3.4.1 前言.....	83
3.4.1.1 背景說明.....	83
3.4.1.2 典型的過渡活動.....	86
3.5 IAEA 與 NRC 在除役準備與過渡階段的法規比較.....	86
<b>第四章 收集、研析與分析比較核電廠除役準備與過渡階段之國際經驗</b>	
<b>資訊之相關資料.....</b>	<b>89</b>
4.1 Oyster Creek 核能電廠之除役先期規劃經驗.....	90
4.1.1 計畫組織.....	92
4.1.2 人力轉移.....	92
4.1.3 除役的階段.....	94
4.1.3.1 除役計畫及準備.....	94
4.1.3.2 除污及拆除之計畫準備及修正.....	95
4.1.3.3 除污及拆除.....	95
4.1.3.4 NRC 廠址外釋及執照終止.....	96
4.1.4 申照策略.....	97
4.1.5 國外除役公眾溝通與參與的相關作法與經驗.....	99
4.1.5.1 溝通計畫.....	99
4.1.5.2 潛在除役的關鍵問題.....	99
4.1.5.3 建立主要訊息.....	100
4.1.5.4 確認主要溝通對象.....	101
4.1.5.5 溝通工具.....	101
4.1.5.6 相關活動.....	102

4.2 Maine Yankee 核能電廠之除役規劃經驗.....	102
4.2.1 停止運轉前規劃.....	103
4.2.2 過渡期取照作業.....	103
4.3 Connecticut Yankee 核能電廠之除役規劃經驗.....	104
4.3.1 停機後除役活動報告.....	105
4.4 分析比較國際核能先進國家核電廠除役準備與過渡階段的經驗 方法與結果，條列出除役重點項目，作為導則之參考.....	106
4.5 核電廠除役準備與過渡階段之審查管制重點及建議 .....	109
<b>第五章 結論與建議.....</b>	<b>110</b>
<b>第六章 重要參考文獻.....</b>	<b>111</b>

## 表目錄

表 2.1 TGPFD 調查各會員國有關除役執照與除役計畫內容比較之初步結果 .....	17
表 3.1 美國永久停機核電廠的狀態整理 <sup>1</sup> .....	42
表 3.2 核能電廠除役活動 NRC 主要相關法規整理 <sup>5</sup> .....	43
表 3.3 德國目前僅有 8 部機組運轉整理表 .....	67
表 3.4 德國主要除役活動條例摘錄 <sup>1</sup> .....	69
表 3.5 IAEA 核電廠運轉和除役相關方案的比較 <sup>10</sup> .....	84
表 3.6 IAEA 與 NRC 在除役準備與過渡階段的法規（除役計畫）比較 <sup>11</sup> .....	88

## 圖目錄

圖 2.1 核能發電所產生放射性強度隨時間而自然衰變減弱的示意圖 <sup>1</sup> .....	5
圖 2.2 NEA WPDD 和 CPD 相互關係組織架構圖 <sup>1</sup> .....	9
圖 2.3 運轉中與停機後核設施除役準備任務小組任務組織圖 <sup>1</sup> ....	11
圖 2.4 運轉中與停機後核設施除役準備任務小組除役準備概念 <sup>1</sup>	11
圖 2.5 液體和固體廢棄物管理實況圖 <sup>1</sup> .....	26
圖 2.6 固體廢棄物室內儲存處理圖 <sup>1</sup> .....	27
圖 2.7 固體廢棄物室外儲存處理圖 <sup>1</sup> .....	27
圖 2.8 遠程遙控技術 Maestro 臂在不良環境工作示意圖 <sup>1</sup> .....	28
圖 2.9 遠程遙控技術 Maestro 臂實際構造組裝圖 <sup>1</sup> .....	29
圖 2.10 現場環境初步 3D 模擬圖 <sup>1</sup> .....	30
圖 2.11 遠程遙控技術 Maestro 臂在不良環境工作 3D 模擬圖 <sup>1</sup> .....	30
圖 2.12 遠程遙控技術 Maestro 臂在不良環境工作虛擬實境圖 <sup>1</sup> ...	31
圖 2.13 使用 Maestro 臂進入輻射屏蔽區域切割物品 <sup>1</sup> .....	31
圖 2.14 使用 Maestro 臂進入輻射屏蔽區域吊掛移動物品 <sup>1</sup> .....	32
圖 3.1 美國除役管制時程 (RG-1.184 及 NUREG-0586) <sup>2</sup> .....	38
圖 3.2 美國 Connecticut Yankee 除役例行工作的時程 <sup>1</sup> .....	38
圖 3.3 美國 SONGS 除役 2014 年 NRC 公聽會 PSDAR 的時程 <sup>3</sup> ..	39
圖 3.4 美國 SONGS 除役例行工作完成的項目 <sup>1</sup> .....	40
圖 3.5 美國計畫性立即除役例行工作完成項目的時程表 <sup>4</sup> .....	41
圖 3.6 美國非計畫性立即除役例行工作完成項目的時程表 <sup>4</sup> .....	41
圖 3.7 德國目前僅有 8 部機組運轉分佈圖 .....	67

圖 3.8 德國核電廠除役作業管制圖 <sup>1</sup> .....	68
圖 3.9 IAEA 核電廠除役相關活動作業示意圖 <sup>10</sup> .....	84



## 第一章 前言

核電廠的除役作業是核設施永久停機後，所需要執行的重要步驟，而核電廠除役準備及過渡階段之掌握，更為除役工作成功與否的關鍵。

展望國際間，依據國際原子能總署統計資料<sup>1</sup>，截至 2016 年 10 月止，總計有 19 個國家，共 157 部核能機組永久停機，並進行除役規劃，如圖 1.1。其中美國 33 部、英國 30 部、德國 28 部、法國 12 部、日本 16 部、加拿大 6 部、俄羅斯 5 部，保加利亞、義大利與烏克蘭等國各 4 部，斯洛伐克與瑞典等國各 3 部，立陶宛與西班牙等國各 2 部，阿美尼亞、比利時、哈薩克、荷蘭與瑞士等國各 1 部。我國首次執行核能電廠除役作業，必須積極參與國際核能除役組織，汲取國外的除役經驗，俾便未來能順利執行除役作業。國際間目前也有超過 400 座研究用核反應器或核燃料循環設施，停止運轉並進行除役之中。因應未來，全球即將面臨大量核能電廠的除役，許多國際先進核能公司及機構，如 Studsvik、AREVA、CEA、OECD 等，對核電廠除役準備與運轉過渡階段的作法、技術及實務經驗，正透過國際核能組織，積極展開資訊交流。

## Permanent Shutdown Reactors

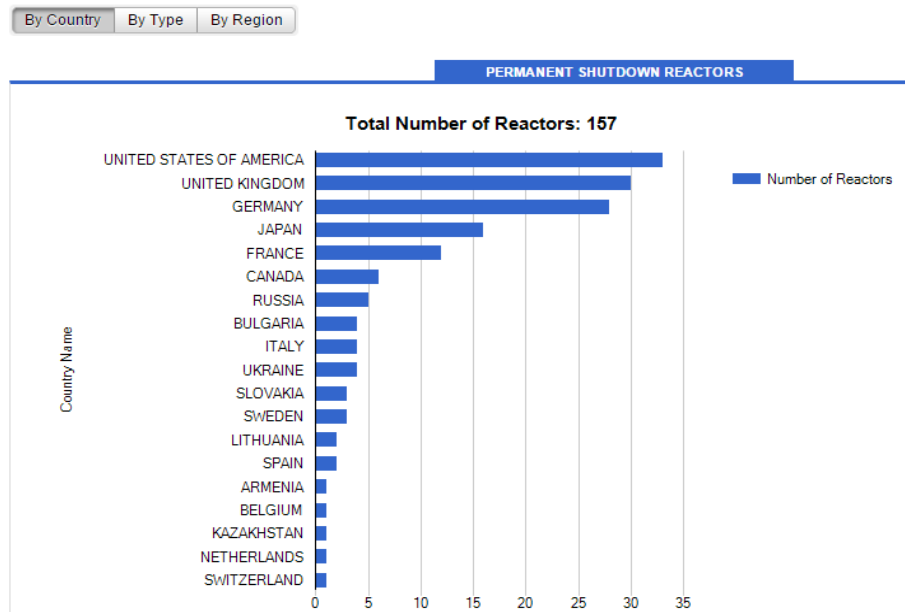


圖 1.1 國際間永久停機之核能機組<sup>1</sup>

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 年底永久停機，並依「核子反應器設施管制法」第 23 條規定，於設施永久停機前三年，提出除役計畫。目前，台電公司已於 104 年 11 月 24 日向原能會提報「核一廠除役計畫書」，申請除役許可。另外，「核二廠除役計畫書」之編寫及相關規劃作業也正進行中，預計將於 107 年 12 月前向原能會提報「核二廠除役計畫書」，申請除役許可。基於管制規範，為合理與嚴謹審查經營者提出之除役計畫，應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。

未來，歐美主要先進國家，陸續將有許多部核電廠面臨除役，目前在除役相關技術的發展上，均十分積極的進行，並形成跨國團隊，有許多寶貴

之分析評估資料、實作紀錄與經驗，可供國內進行核電廠除役之參考，藉此將除役的實際經驗應用於本國的電廠除役作業，以強化除役計畫的審查技術。

因此，本研究蒐集並研析 International Symposium on Preparation for Decommissioning 2016(Lyon, France 16-18 February 2016)(<https://www.oecd-neo.org/rwm/wpdd/predec2016/>) 國際除役最新資訊 1，掌握國際組織及各國對核電廠除役準備與運轉過渡階段的作法、技術及寶貴的實務經驗回饋，以供我國除役安全管制之參考。主要藉由國際間目前主要先進核能公司及機構，如 Studsvik、AREVA、CEA、OECD (Organization for Economic Cooperation and Development, 經濟合作暨發展組織) 等，藉規劃及系統式的除役準備，提出運轉至除役過渡階段的重點管理及方向，將已累積的寶貴除役經驗，透過合作資訊交流平台，進行經驗分享，以對除役整體策略規劃、廢料及物質輻射特性調查策略、計畫執行、資料分析評估、報告撰寫等方面有深入研析。如此可加速對核能機組除役過程的完整了解，以作為主管機關審查核能機組除役計畫之參考依據。

## 第二章 計畫目標與執行方法

二十世紀原子能的和平應用日趨普遍，除核能發電外，在我們日常生活中，舉凡醫療、農業、工業、研究等方面，到處都有利用原子能的例子，包括為人所熟悉的核子醫療、放射診斷與治療、輻射殺菌、工業非破壞檢測等，對提昇我們的生活品質，有相當程度的貢獻。

核能工業也與所有其他傳統或高科技的工業一樣，在生產過程中均會產生一些有害之事業廢棄物，兩者之間惟一的差異，由原子能和平應用所產生的廢棄物中具有微量輻射的放射性物質，俗稱放射性廢棄物。放射性廢棄物是現代文明社會不可避免的產物，環境中的輻射是無所不在，遠至宇宙、大氣、地表、海洋，近到我們腳踏的土地、吃的食物，都含有輻射。事實上這些游離輻射並不可怕，其放射性強度會隨時間而減弱，只要針對它的特性給予適當的屏障和密封隔絕，就可以將其阻擋，並不會影響一般人正常的生活。因此，放射性廢棄物的安全管理，是一項長遠的事業，放射性廢棄物所含的放射性強度會隨時間而自然減弱，使其放射性強度至無害的程度，這是放射性廢棄物最大的特性，也是與一般事業廢棄物中含有鎘、鉛、汞等有毒重金屬在處置上重要的差異。放射性廢棄物由產生、處理、貯存、運輸，以至最終處置的每一個環節都非常的重要，在核能科技的嚴謹要求上，都不能夠有一些差微的錯誤，確保國人在享用原子能帶來的福祉之餘，得免於不必要的輻射危害，核能發電所產生放射性強度隨時間而自然減弱的示意圖如圖 2.1。

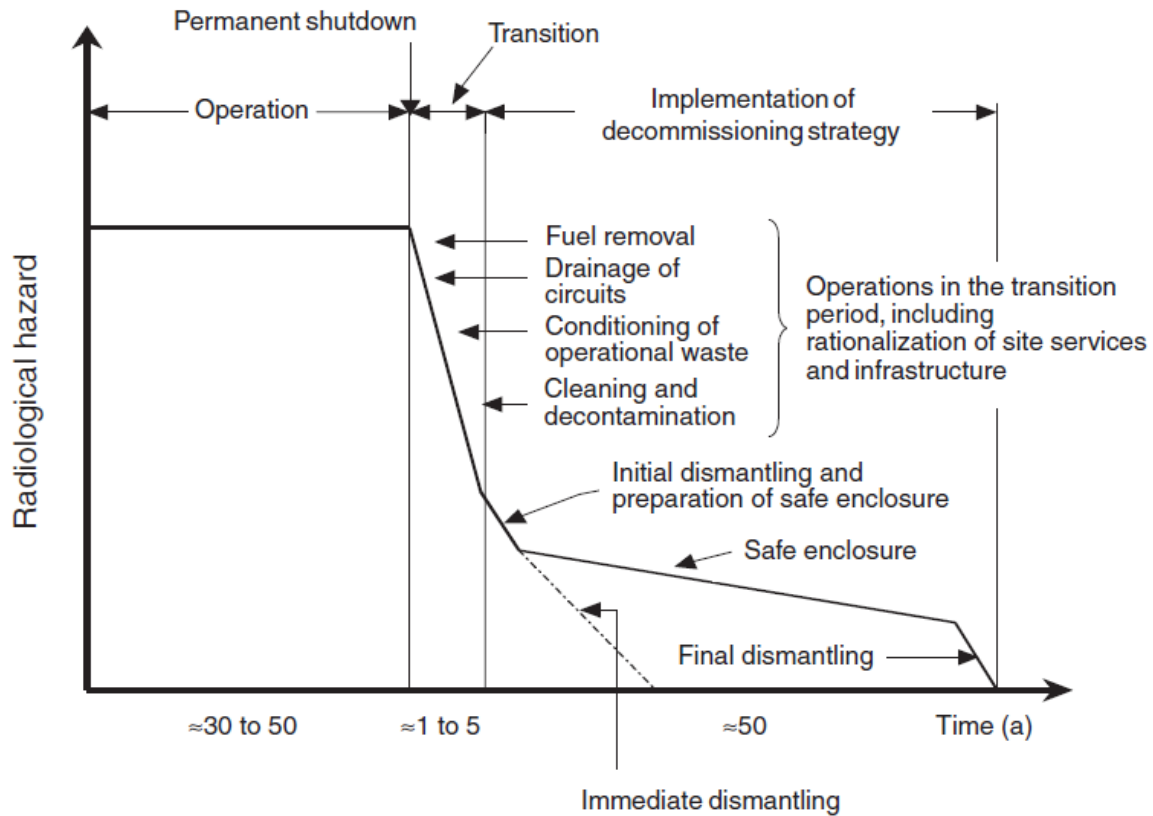


圖 2.1 核能發電所產生放射性強度隨時間而自然衰變減弱的示意圖<sup>1</sup>

## 2.1 計畫目標

本研究蒐集並研析 International Symposium on Preparation for Decommissioning 2016 (Lyon, France 16-18 February 2016) (<https://www.oecd-nea.org/rwm/wpdd/predec2016/>) 國際除役最新資訊<sup>1</sup>，掌握國際組織及各國對核電廠除役準備與運轉過渡階段的作法、技術及寶貴的實務經驗回饋，以供我國除役安全管制之參考。

## 2.2 執行方法

1. 收集與研析先進國家核電廠除役法規。
2. 收集與研析核電廠除役準備與過渡階段之國際經驗資訊之相關資料。

3. 分析比較國際核能先進國家核電廠除役準備與過渡階段的經驗方法與結果，條列出除役重點項目，作為導則之參考。
4. 提出核電廠除役準備與過渡階段之審查管制重點及建議。

### **2.3 世界先進國家合作論壇（核能署-OECD/NEA）**

國際間為促進國際經濟合作發展議題，1961年在法國巴黎成立經濟合作暨發展組織<sup>1</sup>OECD。另因為經濟發展過程需要能源協助，其中核能的應用屬能源的一環，為此OECD將1958年在巴黎成立的歐洲核能署(European Nuclear Energy Agency, ENEA)納入其組織，1972年因日本加入該組織後，改名為核能署(Nuclear Energy Agency, NEA)為世界核能先進國家的合作論壇。目前NEA共有31個會員國，主要來自歐洲、北美洲及亞太地區；這31個國家的核電裝置約佔全球86%以上，平均提供這些國家約2成左右的電力供應。

NEA的主要任務為提供各會員國在核能和平應用有關之安全、經濟與環保等議題之技術與經驗交流合作，2016年的預算約1,110萬歐元，是由各會員國認捐而來，現有職員108人，除少數專職人力外，大部由各會員國派員支援。NEA設有核能指導委員會(Steering Committee for Nuclear Energy)為最高決策單位，由各會員國代表組成，並依工作性質設立核設施安全、核能管制、放射性廢棄物管理、輻射防護與公眾健康、核子科學、核能發展與燃料循環之技術及經濟研究、核能法規等七個專業委員會。

#### **2.3.1 放射性廢棄物管理委員會**

放射性廢棄物管理委員會(Radioactive Waste Management Committee, RWMC)又設立核能設施除役與拆除工作小組(Working Party on

Management of Materials from Decommissioning and Dismantling, WPDD) 屬於經濟合作暨發展組織核能署專業委員會下的工作小組，成立於 2001 年。主要目的為探討核能設施除役與拆除有關之政策、策略、法規、財務、除役技術、土地復育及除役廢棄物管理等議題，以促進國際間在核設施除役與放射性廢棄物管理之國際合作。目前參與之國家有美、英、法等 21 國，以及國際原子能總署 (International Atomic Energy Agency, IAEA) 與歐盟執委會 (European Commission, EC) 二個國際組織。WPDD 每年召開一次會議，會議地點除在 NEA 巴黎總部，此工作小組會議原則上每隔二年由各會員國輪流舉辦。

有關核設施除役資訊及技術之國際交流，除了 WPDD 以外，NEA 早於 1985 年即成立核設施除役合作計畫 (Co-operative Program for the Exchange of Scientific and Technical Information Concerning Nuclear Installation Decommissioning Projects, CPD)，提供各國在推動執行核設施除役計畫有關之研究發展、執行及經驗回饋等資訊交流平台。

NEA 近年來將民眾參與列為重點工作，其經驗可供我國參考之處。NEA 認為核廢料為高度鄰避 (Not In My BackYard, NIMBY) 設施，民眾參與為妥善解決核廢料的關鍵所在，NEA RWMC 在 2000 年成立利害關係者信任論壇 (Forum Stakeholder Confidence, FSC)，以促進學習相關利害關係者交流對話，以及如何發展共享信任，建立共識和接受放射性廢棄物管理解決方案。參與此論壇來自 NEA 成員國的政府決策官員、管制機關人員，專家學者，經營者、環保團體及核廢料設施的地方代表。他們共同研討並提出將廢棄物管理規劃，納入管理決策及未來的願景的建議。FSC 定期前往不同的國家辦理研討會，分享及吸收各國的民眾參與做法和經驗，並前往核

廢料設施所在地社區訪問，直接和民眾進行對話。2016 年 RWMC 辦理過 10 次 FSC 研討會，並經由出版品與會員國分享民眾參與的經驗，基本上民眾參與會依設施特性、地方文化及發展需求及溝通對象不同，而有不同的民眾參與方式。近年來 NEA 鑑於民眾參與的重要性，FSC 除核廢料外加入除役和核電廠選址二項新的課題，並加入 NEA 的核能安全人文方面（Human Aspect of Nuclear Safety, HANS）部門共同參與。我國除了核廢料問題外，核電廠的除役工作將陸續展開，有必要加強民眾參與，以順利推展核電廠除役並解決核廢料問題。

在 OECD/NEA 的組織架構中，最高層級為核能指導委員會，其次為各專業委員會，例如放射性廢棄物管理委員會，專業委員會下設工作小組，例如 WPDD，WPDD 工作小組之下設有除役成本估算任務小組（Decommissioning Cost Estimation Group, DCEG）、輻射特性與除役任務小組（Task Group for Radiological Characterization in Decommissioning of Nuclear Facilities, TGRCD）、除役低放射性廢棄物最佳化管理工作小組（Task Group on Optimizing Management of Low-level Radioactive Materials and Waste from Decommissioning, TGOM）、以及運轉中與停機後核設施除役準備任務小組（Task Group on Preparing for Decommissioning during Operation and after Final Shutdown, TGPFDD）。

NEA WPDD 和 CPD 相互關係組織架構詳如圖 2.2。



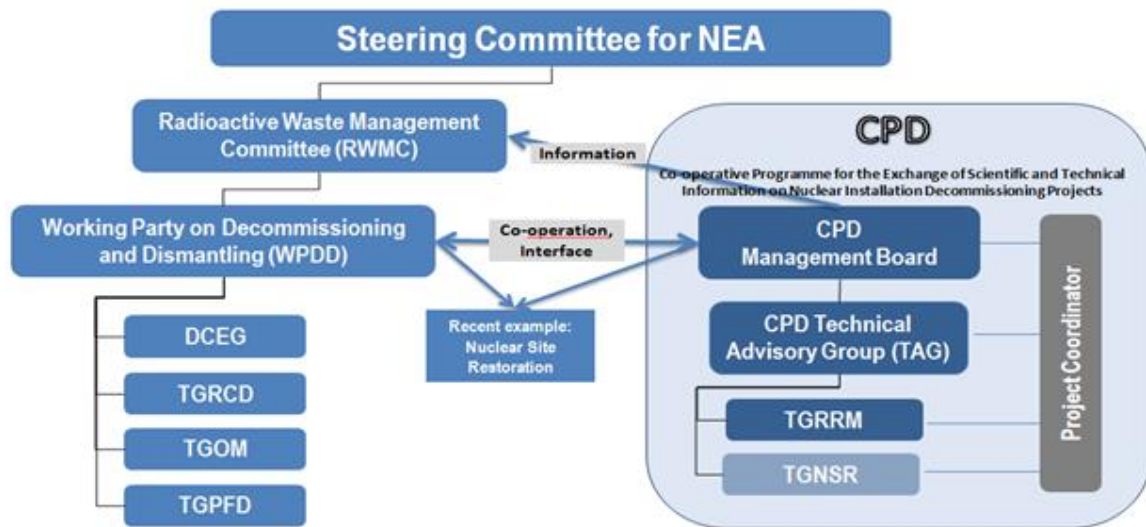


圖 2.2 NEA WPDD 和 CPD 相互關係組織架構圖<sup>1</sup>

### 2.3.2 運轉中與停機後核設施除役準備任務小組

TGPFD 任務組織圖如圖 2.3，此任務小組於 2014 年 WPDD-15 會議中成立，原任務期間至 2016 年底，目前預定將展延至 2017 年底。目前共有 9 個國家包括瑞士、加拿大、法國、德國、韓國、西班牙、瑞典、英國、美國等 25 個組織參與此任務小組，此小組主要聚焦在核設施拆除相關作業準備之最佳化研究。針對除役作業準備之五大方向，歸納涵蓋主題及擬定建議事項，包括：

1. 除役準備的策略制定；
2. 管制監管方法；
3. 利害相關者參與；
4. 組織管理；
5. 除役規劃和拆除活動等，

目標在 2017 年 9 月完成最終報告，2017 年底前可公開發行。TGPF D 任務小組之初步結論如下：

1. 核設施除役策略的選擇，取決於核設施從運轉到除役過渡期的影響及對除役核廢料限制條件的了解及掌握。
2. 儘早和管制機關及政府有關單位進行磋商，澄清疑義以順利推展除役作業。
3. 儘早與利益相關者包括核設施員工、當地居民及利益相關團體溝通，以降低除役的不確定性。
4. 除役計畫具有不確定性，計畫修正難免，應保持計畫彈性。
5. 設施永久停機後，立即採行除役必要安全措施可有效降低危害風險，將可顯著節省後續設施的維護成本。

另 TGPF D 任務小組主要面對的挑戰，包括：

1. 除役計畫中複雜的相互關係了解，以採行安全和符合成本效益的除役方法；
2. 廢棄物管理和處置途徑的可用性、除役資金充分性及相關資源的可用性；
3. 管理責任和文化的變化及技術解決方案的成熟度等。

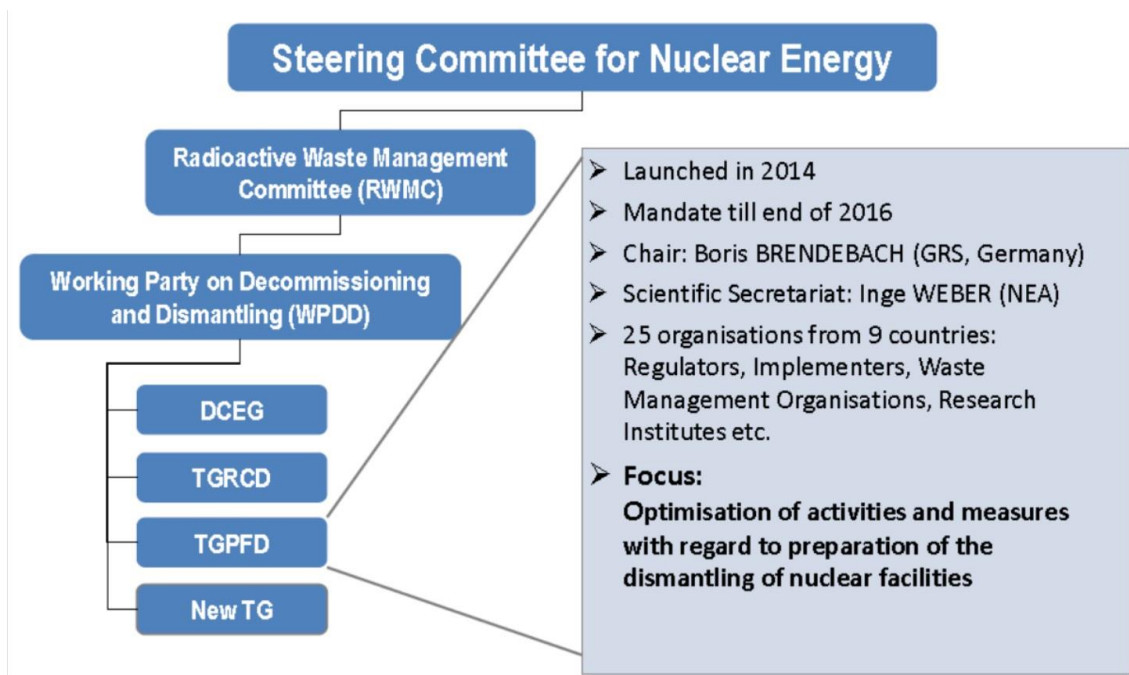


圖 2.3 運轉中與停機後核設施除役準備任務小組任務組織圖<sup>1</sup>

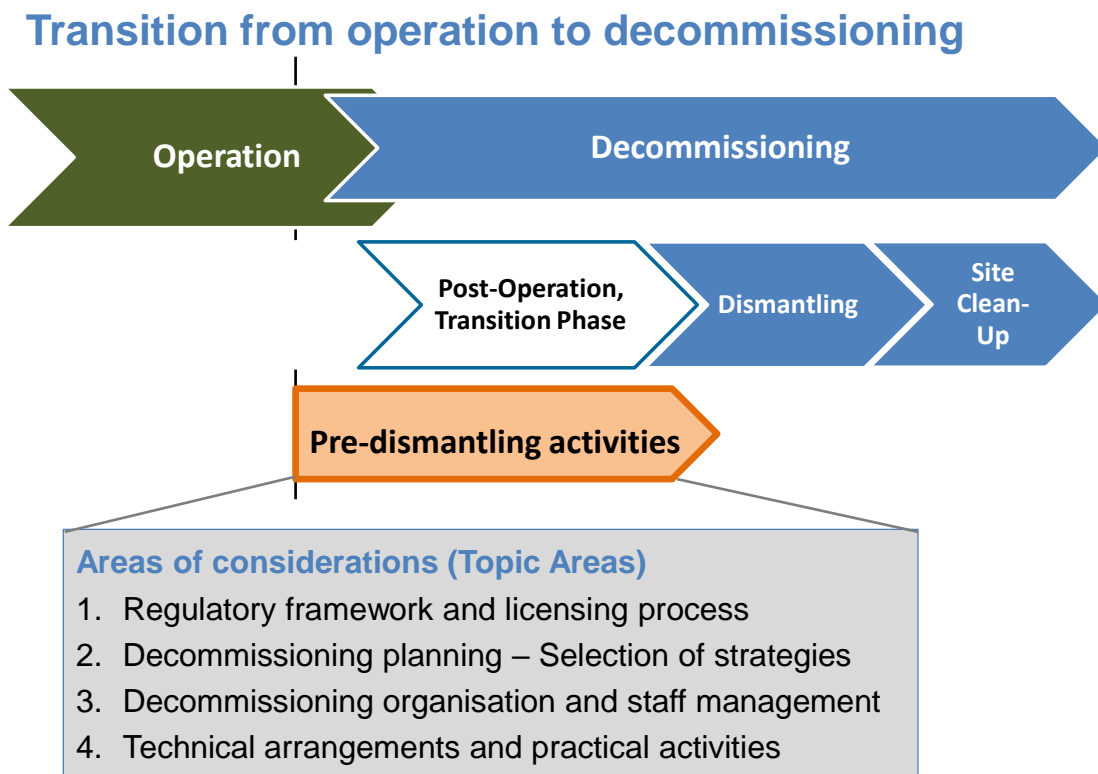


圖 2.4 運轉中與停機後核設施除役準備任務小組除役準備概念<sup>1</sup>

圖 2.4 運轉中與停機後核設施除役準備任務小組除役準備概念中，注意事項（主題區域）包含 4 大項目：

1. 管理架構和執照許可核發過程
2. 除役規劃-選擇策略
3. 除役機構和員工管理
4. 技術安排和執行動作

各項目說明如下：

#### 1. 管理架構和執照許可核發過程

➤ 在過渡到除役期間時，負責處理不斷變化的任務要求、工作目標和風險背景的監管架構

■ 在過渡到除役期間時，管理機構以通過需確定的要求項目和時間表，來適切地提供管制回應

■ 運轉員確保設備維持在安全狀態

■ 啟動文化變革或責任轉移的過程（監管機構，除役機關）

➤ 準備除役

■ 選擇執照許可策略（類型、流程和時間架構）以及規劃時間表

■ 需要夠多的資訊信息

■ 社區和利益相關者應需參與

#### 2. 除役規劃-選擇策略

- 確定除役解散和鞏固關鍵因素的基礎
  - 定義範圍和除役目標
  - 國家或方案方法對多個站點除役的意義
  - 利益相關者的影響
- 更新/確認除役總體策略
  - 選擇除役策略（和持續時間）
  - 制定廢棄物管理準則
  - 用過核燃料管理策略
- 選擇整體拆解原則和方法
  - 拆解順序：放射性主體的早期還原？
  - 拆卸方法：系統與房間拆除相結合
  - 分割策略：小塊與“整體”移除
  - 廢棄物管理：設施外或內，現場或場地外
- 活動進行
  - 安排除役計畫，包括按規定的最終狀態分階段拆除
  - 更新除役計畫（最終除役計畫）
  - 詳細評估設施和場地條件

### 3. 除役機構和員工管理

- 除役機構

- 除役場所和企業組織
- 責任目標
- 人員準備
- 可靠性

#### 4. 技術安排和執行動作

##### ➤ 初始場址特性調查

- 設備文件記錄和歷史數據採集
- 現場描述：實物庫存，放射性和化學危害
- 選擇特性調查策略包括：定義、範圍和目的

##### ➤ 電廠清洗和除污

- 選擇策略和技術，例如：全系統除污
- 電廠配置和修改

##### ➤ 資產管理

- 了解結構和服務需要多長時間
- 通過人壽資產管理策略的製定

##### ➤ 技術要求

- 識別技術需求方面的差距或支撐技術基礎，以支持從業務過渡到除役或長期監控和維護
- 技術解決方案成熟

TGPF D 核能機組除役準備之經驗結語：

1. 及早了解除役執行者的臨時和最終目標狀態；將極度影響除役準備的選擇及決定。
2. 場址特性調查：詳細的放射性廢棄物庫存資訊將有助於確定流程/處理、包裝和處理要求，並可以幫助目標定位早期研發項目。
3. 即時的停止運轉後，通過風險和危害降低的活動，以減少對資產的影響，這將在設施剩餘的期間轉化成顯著的**成本節省**。
4. 建議考慮到整個運轉後段期間的廢棄物管理策略。

### **2.3.3 本國管制機關在除役準備與過渡階段的管制作為建議**

核能署(NEA)核設施末期運轉及永久停機後期間除役準備工作小組，於2017年4月之會議報告指出：核設施狀態由運轉經停機再到除役階段，在組織管理、技術專業、工作人員心態調適上都面臨新的挑戰，設施業者如何做好此轉換過渡階段的除役準備工作，確保設施在狀態變化之際仍然維持最佳安全，同時對往後除役是否得以順利進展具有關鍵性影響，管制單位如何做好此轉換過渡階段之安全管制，亦攸關民眾安全與環境保護的重要性；故NEA廣邀各會員國專家針對核設施由運轉階段轉換過渡至除役階段過程進行探討，提出相關政策建議供各會員國參考。本次會議討論事項包括各國綜合經驗、各國除役計畫(文件)比較、轉換過渡階段中業者與管制單位責任、風險管理等，討論結果摘述如下：

#### **一、各國綜合經驗**

核電廠由運轉階段轉換過渡至除役階段是很大的變化，為使轉換過程平順以展開除役工作，經驗顯示：須特別注意技術、組織與計畫管理等三方面，良好的計畫專案管理尤其重要。

除役工作之規劃與廢料處理方式息息相關，廢料（高階與低階）處理途徑必須及早確定，才能做好除役工作規劃。目前各國有關用過核燃料最終處置場進度遲滯不前，進度最快的是芬蘭於 2016 年底通過審查核發建照執照；針對此現象，各國普遍採取中期貯存（濕式或乾式）方式處理，將用過核燃料與設施適度分離，以便除役拆廠作業順利進行；其中濕式貯存部分，大部份國家採取的策略是所謂用過核燃料島概念（spent fuel island concept），也就是新建一用過燃料池，其功能與舊池相同，包括注水與排水、過濾、淨化與冷卻等，但因用過燃料已於舊燃料池冷卻一段時間，故所須規模較小，部份業者並善利用此點而將新池緊臨舊池建造。

有關拆除策略，一般有 2 種，先拆高劑量區（from hot to cold）或先拆低劑量區（from cold to hot），2 種策略各有優劣，前者優點是快速降低設施放射性強度（radioactive inventory），簡化後續輻射防護作業；而後項策略優點是避免放射性污染擴大（cross-contamination on cold equipment）。

## 二、各國除役管制方法與除役計畫（文件）比較

核電廠於永久停機前之運轉階段即應進行除役規畫，在過渡階段主要工作是除役準備作業，以確保除役策略能妥善執行。過渡階段通常是指機組宣告永久停機至獲得除役執照或除役計畫核可，但各國情況不一，例如：法國與西班牙業者通常於 2 年前通知管制單位永久停機預定日期，而美國業者只要於 30 天內提出申請即可。在過渡階段，除非另有聲明，通常仍依運轉階段法規進行管制。各國對除役管制方法不同，例如：有些國家規定



業者必須申請除役執照獲准才可進行除役作業，如瑞士、法國、瑞典、加拿大與西班牙等國，有些國家則在原有運轉執照條件下送審相關文件，如南韓、英國與美國等國。

執照審查核發程序與除役策略攸關，且須與國家之政策及法規一致，例如針對延遲除役策略或大型複雜核設施之除役計畫，執照審查程序可能採階段式發照較適宜，表 2.1 為 TGPFD 調查各會員國有關除役執照與除役計畫內容比較之初步結果。

### 三、轉換過渡階段中業者與管制單位責任

核設施除役牽涉到安全、環境、公共政策等議題，較運轉階段更為複雜，因此對安全管制也造成新的挑戰。在機組停止運轉前，由於組織的變動一定會引起一些人員躁動不安，對安全可能有不利影響，管制單位應加強注意。

因為機組停機後對公眾健康風險相對較運轉階段低，管制視察方式也要配合調整，例如原運轉階段之駐廠視察員制度可能要調整為專題團隊定期視察，如 ALARA、工作人員劑量、保安及安全文化等，表 2.1 為 TGPFD 調查各會員國有關除役執照與除役計畫內容比較之項目，亦可作為管制視察方式的檢核表，以檢視本國管制機關在除役準備與過渡階段的管制作為是否充分。

表 2.1 TGPFD 調查各會員國有關除役執照與除役計畫內容比較之初步結果

主項目	次項目	瑞士	法國	瑞典	加拿大	西班牙	日本	南韓	英國	美國	德國	我國
除役執照		有	有	有	有	有	無(另要求除役計畫)	無(另要求除役計畫)	無(另要求除役計畫)	無	有	無
除役計畫		有	有	有	有	無 <sup>1</sup>	有	有	有	無 <sup>2</sup>	無 <sup>3</sup>	有
除役計畫內容	拆除資訊	有	有	有	有	無 <sup>4</sup>	有	有	有	無 <sup>5</sup>	有	有
	安全分析報告	有	有	有	有	有	有	無 <sup>6</sup>	有	無 <sup>5</sup>	有	有
	廢料存量與輻射特性調查	有	無 <sup>7</sup>	有	有	列於安全分析報告與廠址復原報告	(未提供資訊)	(未提供資訊)	無 <sup>8</sup>	列於LTP	(未提供資訊)	列於LTP
	廢料管理	有 <sup>9</sup>	有	有 <sup>9</sup>	有 <sup>9</sup>	有 <sup>9</sup>	有 <sup>9</sup>	有	有 <sup>10</sup>	有 <sup>11</sup>	有 <sup>9</sup>	有 <sup>11</sup>
	非放射性物料管理	有 <sup>13</sup>	有 <sup>12</sup>	有 <sup>12</sup>	有 <sup>12</sup>	有 <sup>13</sup>	有 <sup>12</sup>	有 <sup>12</sup>	有 <sup>12</sup>	有 <sup>12</sup>	有 <sup>12</sup>	有 <sup>12</sup>
	輻射防護	有 <sup>14</sup>	有 <sup>16</sup>	有 <sup>14</sup>	有 <sup>14</sup>	有 <sup>14</sup>	有 <sup>14</sup>	有 <sup>18</sup>	有 <sup>15</sup>	有 <sup>19</sup>	有 <sup>17</sup>	有 <sup>19</sup>
	品保	有 <sup>20</sup>	有 <sup>26</sup>	有 <sup>22</sup>	有 <sup>25</sup>	有 <sup>21</sup>	(未提供資訊)	有 <sup>21</sup>	有 <sup>24</sup>	有 <sup>21</sup>	有 <sup>23</sup>	有 <sup>21</sup>
	實體防護/保安	有 <sup>27</sup>	(未提供資訊)	有 <sup>29</sup>	有 <sup>28</sup>	有 <sup>27</sup> 註	(未提供資訊)	有 <sup>27</sup>	有 <sup>29</sup>	有 <sup>28</sup>	有 <sup>27</sup>	有 <sup>28</sup>
	緊急應變措施	有 <sup>30</sup>	有 <sup>33</sup>	有 <sup>29</sup>	有 <sup>31</sup>	有 <sup>31</sup>	(未提供資訊)	有 <sup>32</sup>	有 <sup>24</sup>	有 <sup>31</sup>	(未提供資訊)	有 <sup>31</sup>
	除役成本估計	有 <sup>34</sup>	有 <sup>34</sup>	有 <sup>35</sup>	有 <sup>34</sup>	有 <sup>34</sup>	(未提供資訊)	(未提供資訊)	有 <sup>36</sup>	有 <sup>34</sup>	有 <sup>34</sup>	有 <sup>34</sup>
環境影響評估	有	有	(未提供資訊)	有	有	(未提供資訊)	有	有	有 <sup>11</sup>	有	有 <sup>11</sup>	

註

1. 西班牙未要求除役計畫，但相關內容包含於安全報告中，未來將增列要求除役計畫。
2. 美國核管會要求業者送審相關報告以同意其除役作業，其中重要報告，燃料移除安全分析報告 (Defueled Safety Analysis Report, 簡稱 DSAR)：重新檢討機組必要系統設備；無燃料運轉規範 (Defueled Technical Specifications)：修訂運轉規範；修訂版緊急應變計畫；修訂版保安計畫；修訂版用過燃料管理計畫；執照終止計畫 (License Termination Plan, 簡稱 LTP)。
3. 德國法規未要求除役計畫，但大部份核電廠運轉執照條件要求準備除役計畫且每 10 年更新。
4. 西班牙無除役計畫，其將相關資訊列於安全報告。
5. 美國無除役計畫，其將相關資訊列於 DSAR 與 LTP 報告。
6. 南韓核設施業者必須於永久停機前提出執照變更申請，其申請文件包括 DSAR 等。
7. 法國要求列於除役執照申請文件中有關環境影響評估部分。
8. 英國業者依法必須向 Nuclear Decommissioning Authority 提出廢料存量報告。
9. 廢料管理可為單獨報告或除役計畫一部份。
10. 英國列於執照條件與 LTP，由核管與環保部門分轄管理。

11. 美國列於 LTP。
12. 併入廢料管理章節。
13. 以其他報告方式處理。
14. 列於安全分析報告與除役計畫中。
15. 英國列於安全分析文件 Safety Case。
16. 法國列於工安衛報告。
17. 德國列於安全報告。
18. 南韓列於除役計畫
19. 美國列於電廠程序書
20. 瑞士列於管理系統
21. 西班牙、南韓、美國等國列於 LTP 與 DSAR，
22. 瑞典列於安全分析報告與除役計畫
23. 德國列於運轉規則
24. 英國列於核設施持照條件
25. 加拿大列於整合管理系統
26. 法國列於安全報告
27. 列於實體防護計畫（Physical Protection Plan）
28. 列於保安計畫（Security Plan）
29. 列於安全分析報告與除役計畫（Safety Analysis Report and DP）
30. 事故分析與應變措施（Accident/incident analysis and Emergency Measure）
31. 列於緊急應變計畫（Emergency Plan）
32. 列於輻射緊急應變計畫（Radiological Emergency Plan）
33. 列於廠內緊急應變計畫（On-site Emergency Plan）
34. 列於除役成本估計（Decommissioning Cost Estimate）

#### 四、轉換過渡階段風險管理

機組在除役轉換過渡階段，就專案管理而言，免不了有諸多不確定情況與非預期事件發生，如何做好控管以確保除役專案依計畫執行，專案計畫經理應做好風險管理。

#### 2.4 Studsvik 除役準備經驗

Studsvik 的主要任務為提供各會員國（瑞典與英國）在核能和平應用有關之運轉核設施、除役核設施、研究核設施與礦產和石化公司之技術與經

驗交流合作，年預算約 10,000 萬歐元，現有職員 800 人。在全球核能和放射性市場提供世界領先、創新、客製化、有價值和環保的解決方案<sup>1</sup>。通過為客戶創造卓越的價值，Studsvik 在下列 3 方面，將成為市場的首選和優先的解決方案提供商。

1. 歐洲除役核設施廢棄物管理諮詢和廢棄物管理；
2. 除役核設施廢棄物管理諮詢以及廢棄物管理過程的設計和許可執照取得；
3. 燃料和材料技術，焦點包含整個燃料營運週期，包括推廣和效率計畫，特別關注燃料循環後端營運和破損的燃料。

基於 Studsvik 的經驗，有下列重要學習的地方：

1. 快速高效的流程，注重安全和環境能有效管理風險問題
2. 識別和利用在核設施運轉期間獲得的經驗
3. 確保與利益相關者的良好合作和溝通
4. 計畫複雜更需要不同的能力互相扶持，才是團隊合作成功的關鍵
5. 管理從策略規劃到實務現場的整個過程
  - 開發策略
  - 生成計畫
  - 計畫進行
  - 執行實現
  - 實務現場

## 2.5 AREVA 的主要經驗

Areva 是一家法國跨國集團，專門從事核電和可再生能源的總部設在巴黎拉德芳斯。從電廠運轉過渡到電廠除役是一個極深刻的變化，這需要所有工作人員儘早理解和認可。它不是一種“照常營業”的狀況，在準備中要考慮要點如下<sup>1</sup>。

1. 社會轉型
2. 初始狀態規範及特性
3. 最終狀態規範及“如何清潔才算清潔”
4. 與監督管理機構的窗口
5. 廢棄物管理策略
6. 組織和管理過渡情形

### 2.5.1 廢棄物和廢棄物管理為除役中心焦點

除役本身整體而言，就是關於廢棄物管理的一件大事，因除役工作比在運轉期間產生更大量的物質，具有不同的物理、化學和放射性，需要視同廢棄物管理。而這更大量的廢棄物可依特性進行分段式，作最優化的處理，各階段包含：取出廢棄物、加工、重整、包裝、佈線、運輸、臨時存儲及處置，其中最後的處置是控制成本的關鍵。

### 2.5.2 規劃不確定性的重要

在一般情況下，“預期外的事件”確實會發生在除役和拆卸（DECOMMISSIONING & DISMANTLING, D&D）計畫中，所以預測和減

輕潛在問題的策略和計畫對於成功與否至關重要，這是計畫會中斷的最大原因之一，因其對成本和時間表具有很高的影響力。

除役準備是發展未來 D&D 計畫的關鍵“回饋”，以最小化不確定性和確實控制財務，為了作為優化業務績效的機會，AREVA 支持 PREDEC 會議和由國際組織贊助的相關行動，新 AREVA 組織將繼續參與和致力於 D &D 計畫，這是 AREVA 使命的一部分也是該集團的主要業務重點

## 2.6 CEA 核設施拆除的管理

### 2.6.1 CEA 核能部門的介紹

CEA 即法國替代能源和原子能委員會，（法語：Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives）是法國政府公共資助的能源、國防和安全、訊息技術和衛生領域的技術研究組織。CEA 基於基礎技術研究之間的協同作用，保持了工程師和研究人員的跨學科文化。CEA 的任務相當於美國能源部的任務，其年度預算為 47 億歐元，其常設工作人員略少於 16,000 人。它擁有 Areva，是世界上最具創新力研究機構，CEA 組織下核能清潔和拆解小組的核能部門，2015 年在除役/拆卸和廢棄物回收（DECOMMISSIONING/DISMANTLING & WASTE RECOVERY, DD&R）創造出下列關鍵數據<sup>1</sup>：

1. 高達 860 名員工負責拆除計畫、廢棄物管理、設施開發和拆除研發。
2. 超過 80% 用於工業。
3. 未來十年的 110 億歐元長期財務費用，使用在超過 30 個工業合作夥伴上，來自供應商的員工共 2500 名。

4. 22 個設施在清潔和拆除過程中。
5. 已建立 5 個 CEA 的相關據點：Fontenay-aux-Roses, Saclay, Grenoble, Marcoule 及 Cadarache。
6. 100 多個計畫，包含：污染/拆除、回收和重整遺留廢棄物，支持新設施投資項目，如廢棄物管理、臨時儲存、研發、運輸包裝及廢棄物管理等。
7. 計畫的平均持續時間：從 5 年、30 年甚至 50 年。
8. 拆除整個場址的成本：從 3.50 億到數十億歐元。
9. 84 萬立方米的放射性廢棄物，其近 50% 具有非常低的放射性水平。

CEA 日常業務便是嚴格管理全面燃料循環，尤其是燃料循環後端營運部分：拆除關閉的核設施，回收和重整遺留廢棄物，最終目標是在要考量成本和延遲所有 DD&R 計畫方面，都可以安全的進行。

法國核設施除役及放射性廢棄物治理法規體系與政策明定：CEA 的核設施除役活動需要是在國家的法律框架內，通過專門的法規進行。2006 年 6 月 13 日關於核設施活動透明與安全的 2006-686 號法 (TSN 法) 以及 2006 年 6 月 28 日關於放射性材料和放射性廢棄物可持續管理規劃的 2006-737 號法 (2006 規劃法) 是目前指導法國軍工核設施除役及放射性廢棄物治理的主要法律。1991 年 12 月 30 日，頒布第 91-1381 號法律，建立了放射性廢棄物管理的法律框架，確定了法國放射性廢棄物管理政策，包括確定 15 年的研究期，研究深層地質處置的可行性及逐步的放射性廢棄物管理方法。同時，總統簽署了關於開展放射性廢棄物管理研究的總統令，制定了一個在放射性廢棄物法案框架之下的全面研發計畫，包括 3 個研究方向：分離嬗變、地質處置和長期貯存。該法著重於核設施活動的透明性和安全性，為控制核設施安全和放射性環境保護提供了法律依據，尤其是確立了法國

核能安全局作為核監管機構的獨立性。目前，CEA 的除役策略是按照軍民兩個核能安全局的建議，在設施最終停止運轉後立即和全部除役，以便儘可能最快的降低風險。根據規定，除役核設施的安全首先由運營者自己負責，CEA 則負責對其軍用和民用核設施的除役以及這些設施產生的放射性廢棄物進行管理。

法國目前核設施除役的規定：首先由運營者至少提前 3 年提出除役計畫，然後由業主審核通過，並至少在停止運轉前 1 年，向核能安全局提交最終停止運轉申請，核能安全局審核最終停止運轉申請以及安全文件後，核設施最終停止運轉，同時公布核設施最終停止運轉和除役法令，進入除役階段。當核設施達到可以除役的最終狀態後，由 CEA 向核能安全局提交除役申請文件，並詳細說明除役後核設施預計達到的最終狀態，經過行政審核後，才可以實施核設施的除役。預定的最終狀態規定清除所有危險物質，尤其是放射性物質。

CEA 任務的主要原則整理有下列 5 點：

1. 在可行時：立即並且完全除役。
2. 技術和經濟：追求最佳理想化。
3. 最終狀態：清除所有危險物質（特別是放射性物質）。
4. 最終狀態如果不可能清除所有放射性物質：用限制性除役的方式，希望放射性劑量率總是小於  $300 \mu\text{Sv/h}$ 。
5. 固體和液體廢棄物：最小化，分類追求最佳理想化，按步就班清理。

CEA 的 DD&R 任務，其獨特性顯明於 CEA 擁有大量的設施種類，如：水池式反應器、快滋生反應器、氣體石墨式反應器、加速器和輻射照射器，其他還有實驗室、工作室和電廠以及廢棄物管理設施（固體和液體）並其儲存設施。



另外還有研發設施，功能涵蓋修改調整可追溯性及查明歷史（但歷史不總是已知或登記在冊），目標為各種廢棄物，經常面對化學處理過帶放射性的用過燃料，其污染和輻射程度會處在極高的狀態下。

研發部門具有特殊的作用，有助於降低成本，規劃時間表，控制輻射劑量攝入，廢棄物處置，提高工作安全性和保安性，CEA 領導研發行動並在 6 個主軸上開發專業技術<sup>1</sup>，示意圖如圖 2.5 至圖 2.14。

#### 1. 設施總體特性

- $\alpha$  和  $\gamma$  相機
- 現場物種測量

#### 2. 液體和固體廢棄物管理

- 地質聚合物
- 電漿火炬焚燒

#### 3. 結構和土壤除污

- 激光燒蝕，凝膠泡沫等

#### 4. 廢棄物特性

- 非破壞檢測

#### 5. 在不良環境工作

- 遠程遙控技術，Maestro 臂是能在不良環境工作的遠程遙控機械手臂

#### 6. 方法和人工智慧工具

- 3D 模擬
- 虛擬實境



圖 2.5 液體和固體廢棄物管理實況圖<sup>1</sup>



圖 2.6 固體廢棄物室內儲存處理圖<sup>1</sup>



圖 2.7 固體廢棄物室外儲存處理圖<sup>1</sup>

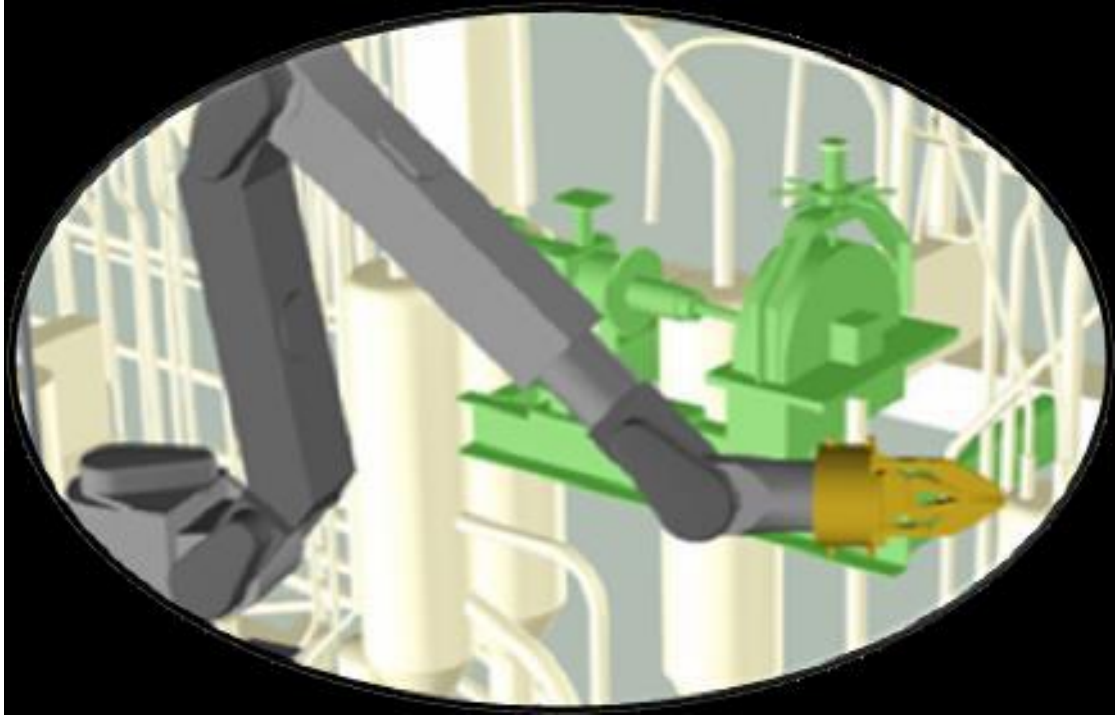


圖 2.8 遠程遙控技術 Maestro 臂在不良環境工作示意圖<sup>1</sup>



圖 2.9 遠程遙控技術 Maestro 臂實際構造組裝圖<sup>1</sup>



圖 2.10 現場環境初步 3D 模擬圖<sup>1</sup>

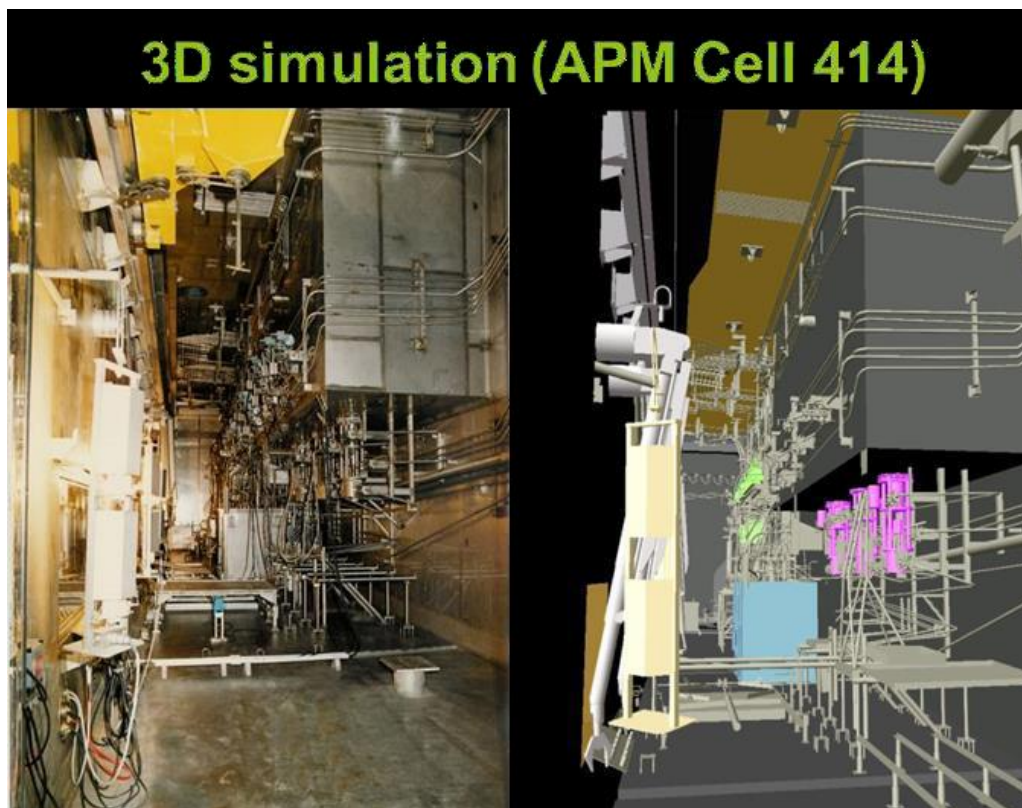


圖 2.11 遠程遙控技術 Maestro 臂在不良環境工作 3D 模擬圖<sup>1</sup>

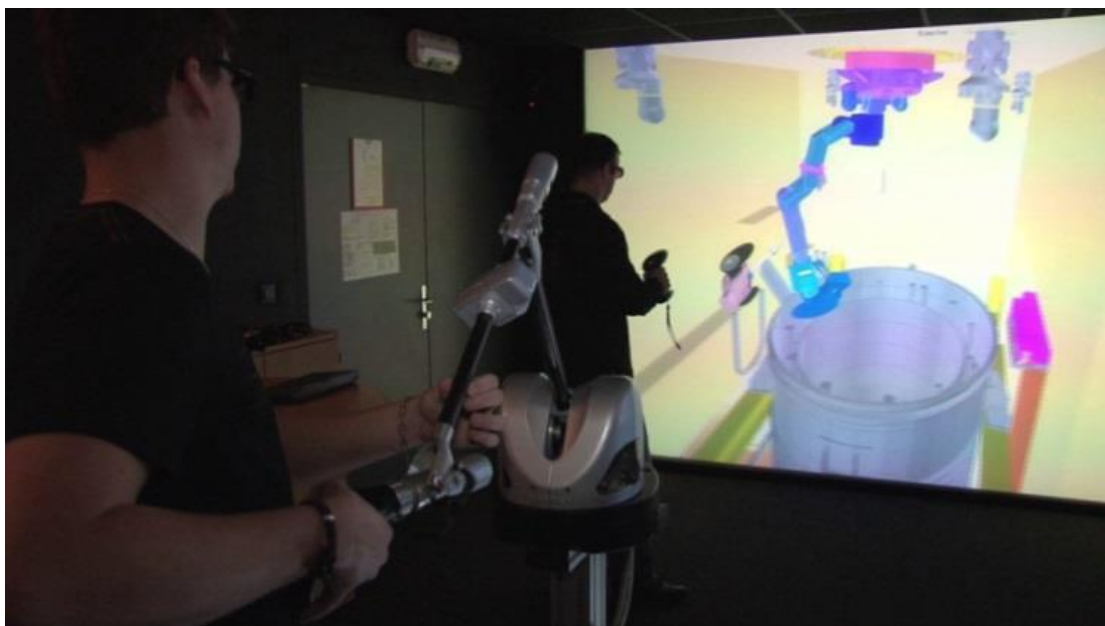


圖 2.12 遠程遙控技術 Maestro 臂在不良環境工作虛擬實境圖<sup>1</sup>

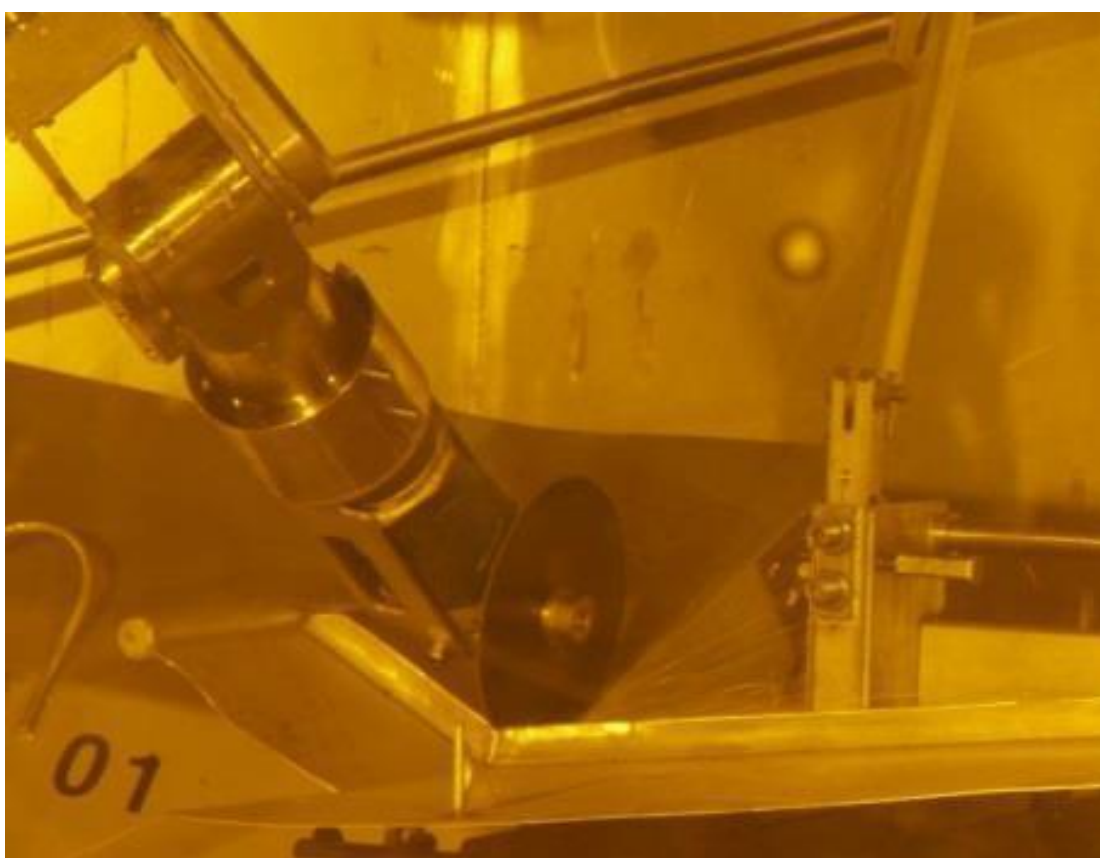


圖 2.13 使用 Maestro 臂進入輻射屏蔽區域切割物品<sup>1</sup>



圖 2.14 使用 Maestro 臂進入輻射屏蔽區域吊掛移動物品<sup>1</sup>



## 2.6.2 CEA 核能部門的重要使命

CEA 核能部門重要使命的大型計畫包含下列：

1. 在 5 個核能中心拆除核設施，恢復舊廢棄物
2. 在嚴格遵守延遲，成本和安全的狀況下醞釀繪製計畫
3. 保持維護計畫管理技能並提升其價值
4. 討論最終狀態和廢棄物管理管理，優化廢棄物總量並按部就班清理

Grenoble 是一個核設施場址完全解除限制開放使用的案例，說出 CEA 在積極進行除役研發，使運轉更安全並更節省成本，並基於國家和國際利益，回饋相關除役工作的寶貴資訊。

### 第三章 收集與研析先進國家核電廠除役法規

本章探討了各國核管會在核子設施除役執照審查過程中的相關法規需求及導則，期望藉由瞭解國外除役相關法規的架構及要求，提供國內逐漸展開的各項除役活動一個參考資訊平台。

#### 3.1 美國核子設施的核能管制委員會簡介

作為聯邦政府之獨立行政機關「核能管制委員會」(Nuclear Regulatory Commission, NRC)係透過對核物質利用之管制，守護公眾之健康與安全；並辦理對核子設施之許可、認可、規則制定及遵守與否之檢查、強制執行等業務。且自 1979 年起之三哩島 (Three-Miles Island, TMI) 核能電廠事故後，相關管制亦見大幅強化，形成與業界之高度對立。惟伴隨著業界之強力要求，管制不免有所修正。詳細說明分述如下。

聯邦政府之獨立行政機關「核能管制委員會」係以防止美國內核子物質之利用危險，確保公眾之健康安全，促進環境保全為設置目的，並辦理核子物質處理設施之許可、認可、規則制定及遵守與否之檢查、強制執行等業務。1974 年，能源組織重建法 (Energy Reorganization) 經議會通過後，除過往之原子能委員會 (Atomic Energy Commission, AEC) 遭廢止外，原子能開發與管制業務重新分配於二不同機關：NRC 繼承了 AEC 之管制部門，至於研究開發部分，則由能源研究與發展總局 (Energy Research and Development Administration, ERDA) 擔當，1977 年改組為現時之能源署 (Department of Energy, DOE)。

核能管制委員會設有委員 5 名 (委員長 1 名)，其決議之作成係以過半數贊成 (3 名以上) 為準。委員任命則由總統為之，並經眾議院同意，且不

得使超過半數之委員劃歸一政黨。各委員之任期係為 5 年，並以連任 1 次為限。

現行之核能開發及管制體制係以「1954 年原子能法」、「1974 年能源組織重建法」及「能源署設置法」為依據。在 1979 年之三哩島核能電廠事故後，NRC 與業界之對立愈發加深；按其所新增之管制要求，與既有管制疊床架屋，具有高度重複、矛盾之傾向。1992 年 10 月，為兼顧運轉安全及日增之管制負擔，核能業界即要求當時 NRC 委員長應對擁有或運轉核能電廠之電力公司，具體列舉安全面上不符成本利益之管制與要件，亦要求 NRC 事務局設置相關組織以檢討不必要之管制。並於 1994 年 1 月，發表橫跨 17 個領域之管制要件改善計畫。1995 年當時上任之委員長則表明欲轉換基於風險資訊與運轉績效所為之管制。向來，基於持照者績效系統化評估 (Systematic Assessment of Licensee Performance, SALP)，電廠之運轉績效需透過 18 個月之期間進行評估；具體項目而言，係就核電廠之運轉與保安、工程學、支援服務等進行審查。而 SALP 所衍生之問題在於：其尚無明文所列之客觀基準，而有檢查結果受 NRC 檢查官主觀左右之疑慮。於是 NRC 於 1994 年 4 月刪除依 SALP 作成之「監視清單」，亦根本性地修正對於運轉性能之評估，改採全新之評價方式。亦即，新的評估方式係就「運轉、保養、工程學、機器設備之支援」4 種領域，依具體數值為之。2000 年，基於運轉性能指標之管制，亦開始認真運用反應器監管程序 (Reactor Oversight Process, ROP)。

### 3.1.1 美國核子設施除役活動的三個階段

美國核子設施的除役活動大致可分為三個階段，如圖 3.1，經由 2017 年 8 月 15 日原子能委員會主辦的「2017 核能電廠除役審查與管制研討會」

所提供的資料得知，美國核子設施整個除役管制時程長達 60 年，有 5 項優點：1. 劑量率可更低。2. 放射性廢棄物體積可更小。3. 除役知識更加完備制度化。4. 使除役基金能增多。5. 多機組的場址更安全。

核子設施除役活動三個階段分述如下：

1. 初期作業階段 (Initial Activities Phase)：自決定永久停機開始，至開始進行主要除役工作/安全貯存為止。其間主要活動包括永久停機之聲明書 (Certification)、永久清空燃料之聲明書、PSDAR 以及除役作業報告書之公開說明會。
2. 主要除役工作/安全貯存 (Major Decommissioning / Storage Phase)：主要工作為除污、拆廠及安全貯存。其間應處理關於除役作業之人力規劃、運轉維護技術規範再評估、事故評估再分析、緊急計畫之修訂、安全防護計畫之更新、解除部份法規責任之要求、終期安全分析報告之更新、品質保證方案之更新、防火計畫之修訂、除役費用再評估以及社區公共關係之建立等工作。
3. 執照終止階段 (License Termination Phase, LTP)：終止執照前尚需完成的剩餘工作，其間主要活動包括終止執照的申請作業、LTP 的編訂以及執照終止計畫之公開說明會。

美國早期除役核電廠，電力公司為增加除役基金經費及等待亞卡山處置場，有十幾部核子反應爐採取遲延拆除 (SAFSTOR) 方式，但後因用過核子燃料乾式貯存技術已經成熟並且使用上漸為普遍，2016 年底現有十幾部採取立即拆除方式，已完成除役或正在除役中。例如表 3.1 所示：Pathfinder、Saxton、Rancho Seco、Shoreham、Fort St. Vrain、Yankee Rowe、Trojan、Maine Yankee、Connecticut Yankee、Big Rock Point 等核能機組，皆已完成除役；

圖 3.2、圖 3.3 及圖 3.4 舉出美國 Connecticut Yankee 及 SONGS 除役例行工作的時程作為比照參考。圖 3.5 及圖 3.6 舉出美國計畫性及非計畫性除役例行工作完成項目的時程表<sup>4</sup>作為比照參考，以計畫性除役例行工作完成項目的時程表看來，除役例行工作開始前三年就作預備，是較充分完備。

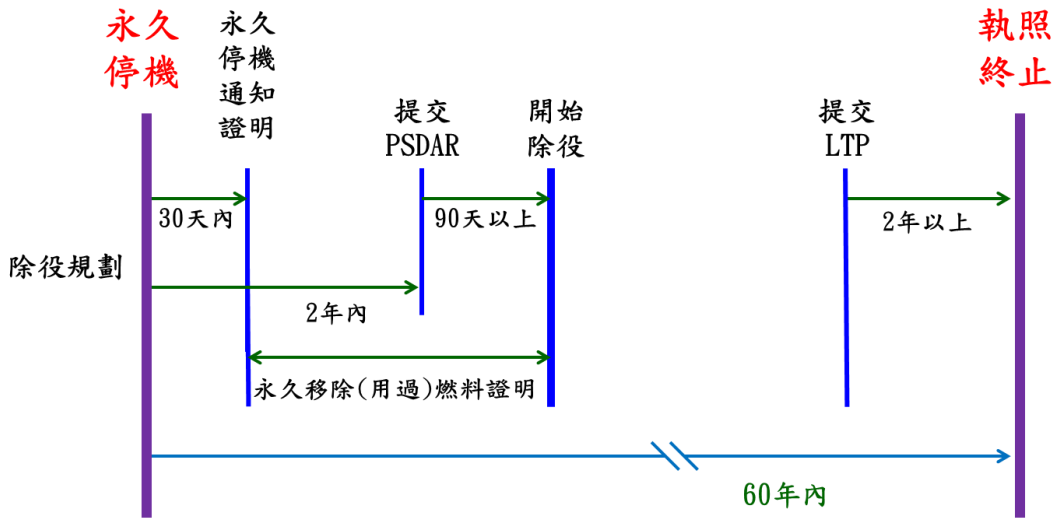


圖 3.1 美國除役管制時程 (RG-1.184 及 NUREG-0586) <sup>2</sup>

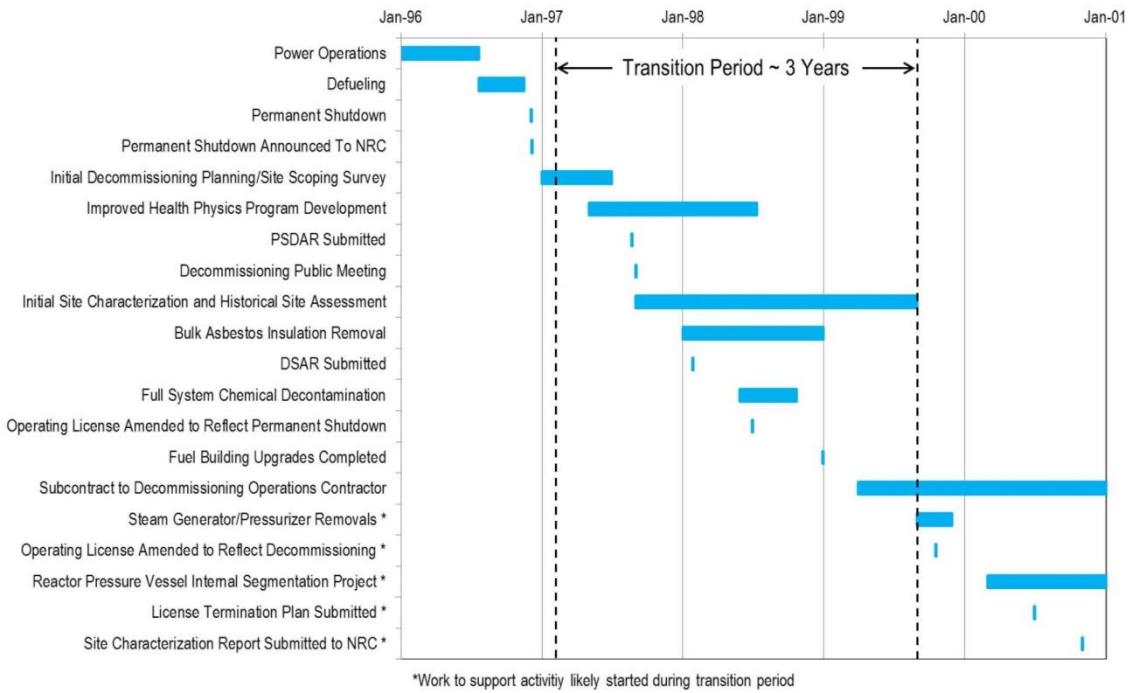


圖 3.2 美國 Connecticut Yankee 除役例行工作的時程 <sup>1</sup>

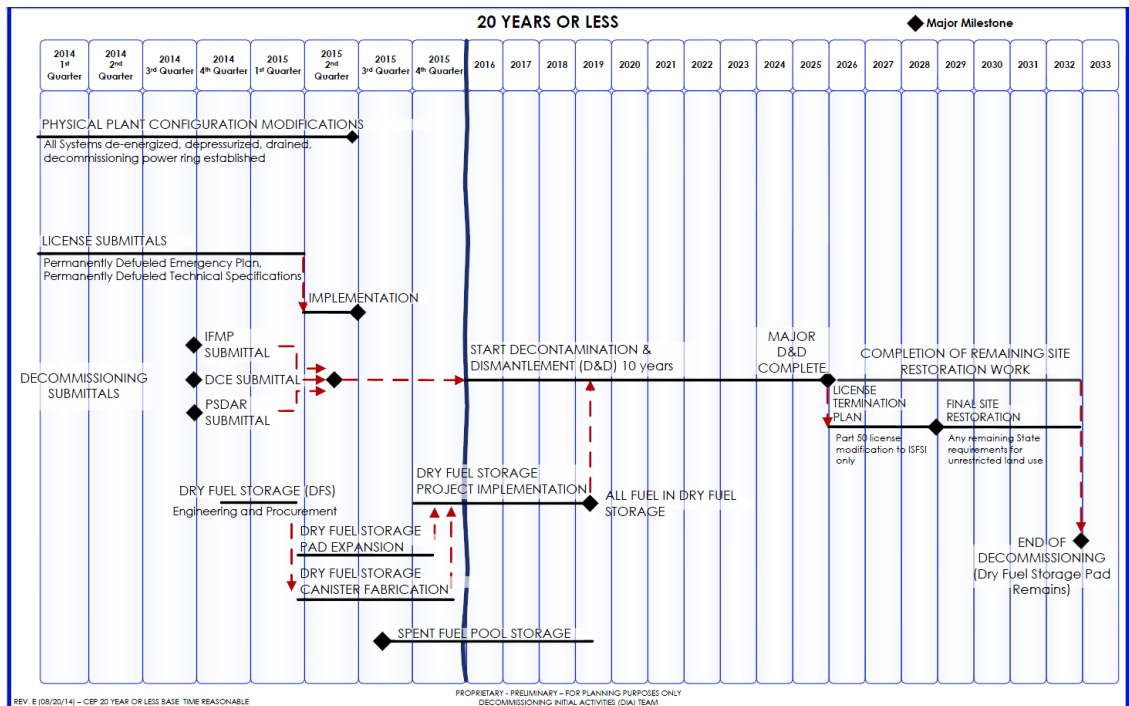


圖 3.3 美國 SONGS 除役 2014 年 NRC 公聽會 PSDAR 的時程<sup>3</sup>

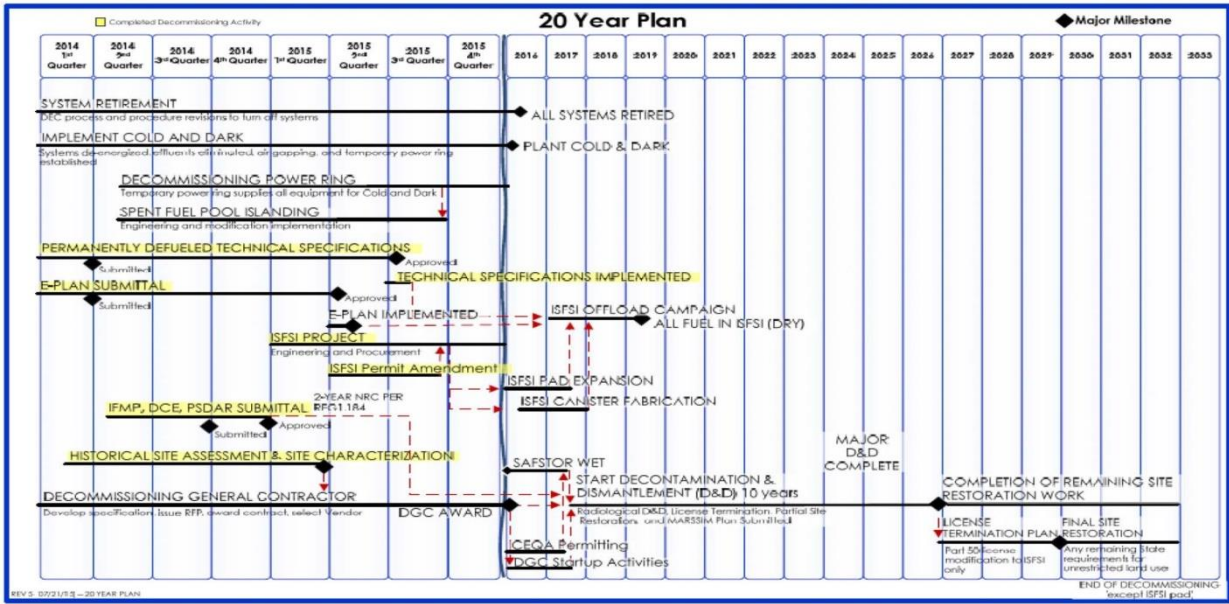


圖 3.4 美國 SONGS 除役例行工作完成的項目<sup>1</sup>



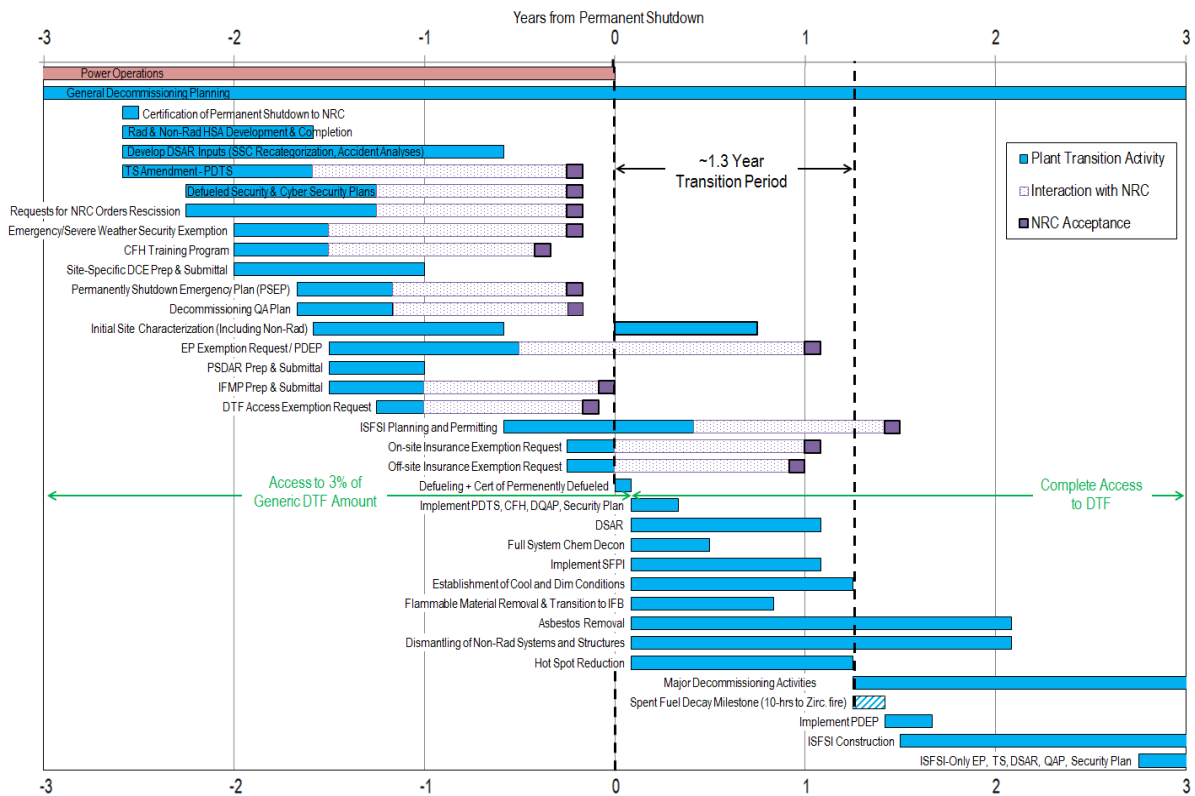


圖 3.5 美國計畫性立即除役例行工作完成項目的時程表<sup>4</sup>

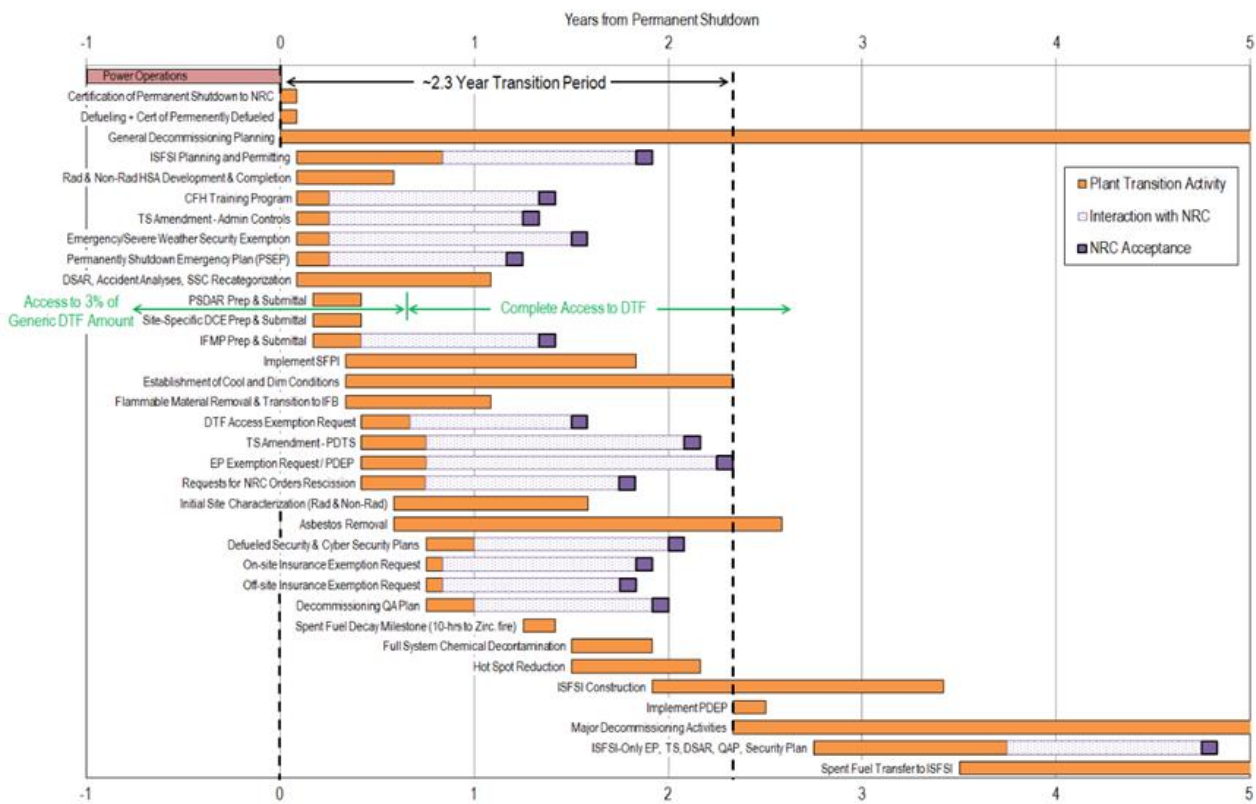


圖 3.6 美國非計畫性立即除役例行工作完成項目的時程表<sup>4</sup>

表 3.1 美國永久停機核電廠的狀態整理<sup>1</sup>

Reactor	Type	Commercial Operation	Shutdown	Years Operational	Status <sup>a</sup>	Fuel Onsite
GEVBWR	BWR	Oct-57	Dec-63	6.1	SAFSTOR	No
Pathfinder	Superheat BWR	Jul-66	Sep-67	1.1	License Terminated	No
Saxton	PWR	Mar-67	May-72	5.2	License Terminated	No
Fermi 1	Fast Breeder	Aug-66	Sep-72	6.1	SAFSTOR	No
Indian Point 1	PWR	Oct-62	Oct-74	12.1	SAFSTOR	Yes
Peach Bottom 1	HTGR	Jun-67	Oct-74	7.4	SAFSTOR	No
Humboldt Bay 3	BWR	Aug-63	Jul-76	12.9	DECON	Yes
Dresden 1	BWR	Jul-60	Oct-78	18.3	SAFSTOR	Yes
Three Mile Island 2	PWR	Dec-78	Mar-79	0.2	SAFSTOR <sup>b</sup>	No
LaCrosse	BWR	Nov-69	Apr-87	17.5	DECON	Yes
Millstone 1	BWR	Mar-71	Jul-88	17.4	SAFSTOR	Yes
Rancho Seco	PWR	Apr-75	Jun-89	14.2	ISFSI Only <sup>c</sup>	Yes
Shoreham	BWR	Aug-86	Jun-89	2.9	License Terminated	No
Fort St. Vrain	HTGR	Jul-79	Aug-89	10.1	ISFSI Only	Yes
Yankee Rowe	PWR	Jul-61	Oct-91	30.3	ISFSI Only	Yes
Trojan	PWR	May-76	Nov-92	16.5	ISFSI Only	Yes
San Onofre 1	PWR	Jan-68	Nov-92	24.9	DECON	Yes
Zion 2	PWR	Sep-74	Sep-96	22.0	DECON	Yes
Maine Yankee	PWR	Dec-72	Dec-96	24.0	ISFSI Only	Yes
Connecticut Yankee	PWR	Jan-68	Dec-96	29.0	ISFSI Only	Yes
Zion 1	PWR	Dec-73	Feb-97	23.2	DECON	Yes
Big Rock Point	BWR	Mar-63	Aug-97	34.4	ISFSI Only	Yes
Crystal River 3	PWR	Mar-77	Feb-13	36.0	SAFSTOR	Yes
Kewaunee	PWR	Jun-74	May-13	38.9	SAFSTOR	Yes
San Onofre 2	PWR	Aug-83	Jun-13	29.9	DECON	Yes
San Onofre 3	PWR	Apr-84	Jun-13	29.2	DECON	Yes
Vermont Yankee	BWR	Nov-72	Dec-14	29.2	SAFSTOR	Yes

表 3.1 美國永久停機核電廠的狀態整理表中，表格中藍紫底顯示的核電廠已完成除役，另外包含下列說明：

- a) ISFSI (Independent spent fuel storage installation) 意即獨立的用過核燃料儲存設施，這是為核電廠建造的核電廠內用過核燃料儲存的暫時獨立設施，“ISFSI Only”表示核電廠執照範圍已經減縮到僅包括 ISFSI。
- b) TMI 2 處於後處理監控存儲狀態 (post-defueling monitored storage, PDMS)，其中核電廠處於 SAFSTOR，但燃料已被移除。
- c)除了 ISFSI 之外，還有一些低階放射性廢棄物也存儲在 Rancho Seco。

表 3.2 核能電廠除役活動 NRC 主要相關法規整理<sup>5</sup>

法規編號	名稱
10 CFR 20 Part E	Standards for Protection Against Radiation Radiological criteria for license termination
10 CFR 50.82	Termination of License
NUREG-0586	Final Generic Environmental Impact Statement on Decommissioning of Nuclear Facilities - Supplement 1 <sup>2</sup>
NUREG-1700	Standard Review Plan for Evaluating Nuclear Power Reactor License Termination Plan

表 3.2 列出 NRC 核能電廠除役活動主要相關法規的整理，依據美國核管會規定，當經營者決定永久停機時，除役程序開始。除役程序由數個主要步驟所構成，包括通知、PSDAR 提交與審查、執照終止計畫提交與審查、執照終止計畫執行及除役完成。執行初始活動及主要除役與貯存活動的方法及步驟，須依法規指引 R.G.1.184 之規定<sup>5</sup>如圖 3.1，以下為其簡要流程說明：

核管會核能電廠除役申照步驟，美國法規規定核能電廠永久停機後 60 年內必須完成除役。10 CFR 50.82 明定美國核能電廠一旦永久停機，經營者必須在 30 日內向 NRC 提出永久停止操作書面證明，放射性用過核子燃料一旦永久移出反應器壓力槽，經營者必須向核管會提出另一書面證明，放棄其運轉反應器或裝載燃料至反應器壓力槽的權利，此消除一些在反應器運轉期間所需的義務遵守要求。美國電廠經營者在提交永久停機證明後兩年內，必須向核管會提交停止運轉後除役活動報告，此報告提供規劃的除役活動與完成除役活動時程及預期費用預估等的描述，PSDAR 必須討論就特定場址除役活動相關環境衝擊已涵蓋於以往環境分析的理由，否則，經營者必須要修訂執照供活動核准，同時向核管會提交除役對環境額外衝

擊報告。核管會在收到 PSDAR 後，會在聯邦公報刊登收到通知，讓報告供民眾閱覽與建議，並舉辦公聽會。

美國核管會接到 PSDAR 後 90 天，無須核管會核准，經營者就可以開始主要除役活動，這些活動包括主要組件如反應器壓力槽、蒸汽產生器、大管線系統、泵與閥的永久移除。擁有者只能使用基金的 3% 來完成除役規劃，提交 PSDAR 後 90 天可使用基金另外的 20%，剩餘除役信託基金必須待擁有者向核管會提交詳細的特定場址費用估算後方可使用。美國電廠經營者必須至少在預期執照終止的兩年前提提交 LTP，該計畫涉及的項目包括場址特性調查、剩餘場址拆除活動確認、場址復育規劃、場址釋出最終輻射調查細部規劃、驗證執照終止條件的輻射標準的方法、更新特定場址剩餘除役費用預估，以及將任何新資訊或與擁有者研擬場址終止活動相關的重大環境改變補充至環境報告。

對釋出場址供無限制使用時任何殘留輻射，必須低於核管會限制值 0.25 毫西弗 (mSv) /年，符合此條件的場址，核管會不再列為管制。擬釋出场址供限制使用的任何計畫必須描述場址終端使用、民眾諮詢文件、機構管制及財務保證等，這些需符合執照終止供限制釋出的要求。

美國 NRC 接到 PSDAR 後 90 天在無具體核管會核准的情況下，經營者能開始主要除役活動，這與其他國家的除役計畫須先經安全主管機關審查核准有所不同，NRC 亦已提出法規修正案，改採 PSDAR 須先經 NRC 審查核准後才能開始除役活動，以強化 NRC 對核電廠除役的管制作業<sup>6</sup>，本國管制機關建議也應改採 PSDAR 須先經審查核准後，才能開始除役活動為宜。

### 3.1.2 美國核子設施除役活動的六個步驟

在除役活動的過程中一般須經歷以下六個步驟：

1. 起始於設施經營者決定將核子反應器永久停機；
2. 以書面告知核管會（另外在核子燃料永久移出反應器後，亦須以書面告知核管會）；
3. PSDAR 的遞交與審查；
4. 執照終止計畫的遞交與審查；
5. 執行執照終止計畫；
6. 結束於完成除役。

主要的相關要求規定於 10 CFR 20, Subpart E 以及 10 CFR 50.82 中；除役活動執照審查的相關導則則可參照 NUREG-0586 及 NUREG-1700。

#### 3.1.2.1 執照終止之放射性準則的相關規定

10 CFR 20 “Standards for Protection Against Radiation” Part E “Radiological Criteria for License Termination”主要是針對執照終止之放射性準則的相關規定，共有六個小節，其相關規定重點整理如下：

1. 計算關鍵群體中平均個人總有效劑量（Total Effective Dose Equivalent, TEDE）時，設施經營者應可決定除役後第一個 1,000 年間預期之最高年總有效劑量。
2. 若其殘留之放射性活度對關鍵群體中平均個人之總有效劑量，每年不超過 0.25 mSv，則場所可考慮被接受為非限制使用。其途徑包括來自地下水之飲水，以及已經合理抑低後殘留之放射性活度所造成

之劑量。決定合理抑低水平必須考慮任何危害，如來自運送事故造成之死亡，以及除污與廢棄物處置造成的任何潛在結果。

3. 針對限制使用場址執照終止之條件為：
  - 1) 設施經營者能說明將進一步降低殘留的放射性活度，使符合合理抑低之要求。
  - 2) 合法強制監管期間，來自殘留放射性活度對關鍵群體中平均個人造成之總有效劑量，每年應低於 0.25 mSv。
  - 3) 設施經營者須提供足夠的財務保證，使獨立第三者能執行該場址任何必要的管制與維護。
  - 4) 設施經營者已向核管會提出除役計畫或執照終止計畫，說明其進行除役之意圖，且其準備以限制使用之方式進行除役。
  - 5) 場址殘留的放射性活度已被確實減低，當設施不再進行有效監管時，殘留及背景之放射性活度對於關鍵群體所造成的曝露為合理抑低，且其平均個人總有效劑量低於 1 mSv/y；或是在設施經營者可以提供以下證明時，符合低於 5 mSv/y 之劑量限度。
  - 6) 證明要降低殘留放射性活度至符合 1 mSv/y 之劑量限度有技術上的困難、處理費用昂貴、或會造成公眾或環境的危害。
  - 7) 將採取持久的管理措施。
  - 8) 提供足夠的財務保證，使獨立第三者能定期執行至少每 5 年一次之監管系統檢查。

4. 當設施經營者可以提供以下保證時，核管會得以大於劑量限度之方式來終止執照
  - 1) 保證民眾健康與安全將持續被保護，且經由分析所有可能的曝露證明醫療曝露以外的所有人造射源所造成的劑量小於 1 mSv/y。
  - 2) 採用降低曝露的方法，進行場址使用限制。
  - 3) 考慮例如運送事故造成之死亡、除污與廢棄物處置等造成的潛在危害後，降低劑量至合理抑低水平。
  - 4) 設施經營者已向核管會提出除役計畫或執照終止計畫，說明其進行除役之意圖，並以限制使用之方式進行除役。
5. 在接受設施經營者提交的除役計畫或執照終止計畫後，核管會應通知民眾並處理來自地方與州政府、環保署之意見，再公告在聯邦登錄並刊載於報紙。
6. 設施經營者對於場址之污染儘量減低加以規範；應描述所申請之設施設計與操作程序、如何減少設施與環境之污染、以及減少放射性廢棄物之產生。

### 3.1.2.2 動力用核子反應器執照終止的相關規定

設施經營者在決定永久停機的 30 天內，應遞交 PSDAR 書面通知於核管會。並且在燃料永久移出反應器後，應遞交書面通知於核管會。

在核子反應器永久停機前至永久停機後兩年內，設施經營者應以書面告知核管會並以副本的形式通知所在地的州政府。提出的內容應包括：A. 除役計畫的方案及時程。B. 預估支出費用。C. 除役過程所造成的環境影響評

估。核管會在接收 PSDAR 後會先於聯邦登錄 (Federal Register) 公告已接收 PSDAR，並且在設施附近舉行公聽會以接受公眾的意見。雖然 PSDAR 不須經過核管會的核准，但設施經營者在核管會收到 PSDAR 的 90 天內不得進行任何主要的除役活動。主要拆除活動包括：

1. 永久移除放射性組件，如反應器壓力槽、蒸汽產生器、或其他較具有放射性組件者。
2. 永久性改變圍阻體結構。
3. 拆除具超 C 類廢棄物 (Greater-than-Class-C, GTCC) 之組件。

經過此特定期間之後，若除役行動不會導致下列後果：A. 導致場址無法為非限制使用釋出；B. 導致重大環境影響；C. 除役過程所需之經費不足；則設施經營者可開始除役活動的進行。

執照終止計畫應於預計終止執照的至少兩年前提出。根據 10 CFR 50.82 之規定：LTP 應為最終安全分析報告 (Final Safety Analysis Report, FSAR) 之補充或相當於 FSAR 之計畫。

核管會及設施經營者應於執照終止計畫提出前，應針對計畫的內容及形式召開會議，以加速計畫的研擬及審議過程。執照終止計畫的內容應包括：

1. 場址特性調查。
2. 剩餘拆除活動之確認。
3. 場址除污計畫。



4. 詳細的最終輻射偵測計畫。
5. 若為限制使用的狀況，其場址再利用的情形。
6. 剩餘除役費用。
7. 環境報告修訂。

此外，設施經營者必須證明執照終止計畫符合 10 CFR Part 20 “Standards for Protection Against Radiation” Part E “Radiological Criteria for License Termination” 中對於執照終止的相關規定。核管會在收到執照終止計畫後將公告已接收，並在設施附近舉行公聽會以接受公眾的意見。

執照終止計畫核准之後，設施經營者及相關業者應按照計畫的時程完成設施除役。在除役的過程中，核管會將定期派員前往場址視察，以確保除役活動符合核准的執照終止計畫，視察的內容包括相關的輻射偵檢。

除役計畫應於永久停機後的 60 年內完成，但經主管機關同意可以延長之。在完成除役計畫後，設施經營者應遞交包含最終輻射狀況偵測的最終場址偵測報告 (Final Status Survey Report, FSSR)，並請求核管會執行下列動作之一：

1. 終止 10 CFR Part 50 的執照。
2. 縮減 10 CFR Part 50 的執照範圍至乾式貯存設施 (ISFSI)。

最終場址偵測報告在符合以下規定時，核管會將予以核准：

1. 剩餘拆除活動已依據執照終止計畫執行。

2. 最終輻射偵測及其他資料證明場址已可按照執照終止計畫釋出。若場址內沒有設置乾式貯存設施，或乾式貯存設施持有 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”之特別執照，則除役計畫完成後，10 CFR Part 50 執照即終止。

除役計畫之完成應完成以下項目：

1. 證實所有管制物料（含廢棄物）均予以處置，並遞送登錄表格至核管會。
2. 已執行輻射偵測，並遞送登錄表格至核管會。
3. 已適當地執行管制物料處置。
4. 針對放射性污染，已做合理的除污。
5. 保證場址已符合除役計畫。
6. 完成輻射偵測或證實場址已適合釋出（根據執照終止計畫）。

### **3.1.2.3 NUREG-0586 的相關規定**

此份導則所指的除役，包括將設施或場址安全地由運轉中移除，並將殘餘放射性活度降低至某一水平，以允許將場址做無限制外釋使用，並結束運轉執照；或做有限制條件外釋，並結束運轉執照。

環境影響訂定為自小至大三種顯著的水平：

小：對環境影響無法偵測且無法注意到其對資源有所改變；不超過法規之允許水平者，考慮為小。

中：對環境影響足夠大致可注意到改變，但不會對資源有影響。

大：對環境影響明顯，且足夠大至對資源有影響。

根據 10 CFR 50.82 的規定，若該活動會有顯著之環境影響且以往未曾審查過時，設施經營者不應進行任何除役活動。任何除役活動不能滿足該項需求時，設施經營者在執行前必須提出一份需求補充說明，以及有關額外影響之環境報告補充說明。核管會則會針對該環境報告補充說明，準備一份環境評估或環境影響聲明。環境影響可以分為：1.廠內外土地使用、2.水使用、3.水品質、4.空氣品質、5.水域生態、6.陸域生態、7.受威脅及瀕臨危險物種、8.放射性、9.放射性事故、10.職業問題、11.成本、12.社會經濟、13.環境公義、14.文化歷史及建築資源、15.美觀問題、16.噪音、17.運輸、18.資源之不可逆及不可恢復。

針對上述 18 種影響之相關活動如下：

#### 1. 移除燃料

- a. 吊運燃料至用過核燃料池。
- b. 一次系統洩漏。
- c. 廢液處理。

#### 2. 組織改變

- a. 減少員工。

- b. 外包或其他額外員工。
- c. 調整教育訓練內容。
- d. 根據執照內容的調整，隨不同廠區有不同的調整內容。

### 3. 穩定化

- a. 系統洩漏及沖洗。
- b. 不再需要之系統、結構及組件隔離。
- c. 重新配置電廠電纜以減少電路。

### 4. 停機後偵檢

- a. 為除污工作之基準線偵測。
- b. 連續偵測。

### 5. 建立核島區 (Nuclear island)

- a. 建置用過核燃料池之電力供應。
- b. 將保安區縮減至剛好環繞燃料周圍。
- c. 改變保安功能。
- d. 建置或修改化學控制。
- e. 移除舊的或建置新的保安相關設備。

### 6. 一次系統管路化學除污切割、化學劑進、化學劑出、清洗/除污。

### 7. 大組件移除

- a. 移除反應器壓力槽而內部組件不動或切除。
  - b. 蒸汽產生器及其他大型組件不動或切割移除。
8. 採 SAFSTOR 除役策略，長期貯存一段時間後才進行除污及拆除前之準備工作
- a. 建立反應器冷卻系統通風管道。
  - b. 建立圍阻體通風管道。
  - c. 系統解聯，在需要的位置設置監測器。
  - d. 完成放射性評估。
9. 長期貯存一段時間後才進行除污及拆除
- a. 監視各系統及輻射水平等。
  - b. 對結構、系統、及組件 (Structures systems and components, SSCs) 進行預防及補正維護。
  - c. 維持保安系統。
  - d. 維持排放物及環境監測方案。
10. 除役策略有三：立即除污並拆除 (DECON)、長期貯存一段時間後才進行除污及拆除 (SAFSTOR)、以及將放射性污染物包封在結構性固化材料 (如混凝土) 內 (ENTOMB) 之除污與拆除階段
- a. 化學除污 (表面/特定組件)。
  - b. 管線內壁除污。

- c. 高壓噴水表面除污。
- d. 自特定區域移除污染土壤。
- e. 對 SSCs 進行預防及補正維護。
- f. 維持保安系統。
- g. 維持排放物及環境監測方案。

## 11. 系統拆除

- a. 切割污染管線。
- b. 自設施移除大、小型桶槽及其他放射性組件。

## 12. 結構拆除

- a. 敲碎。
- b. 移除電廠運轉所需結構。

## 13. 包封

- a. 建置工程障壁。
- b. 可操作系統解聯（如電氣及消防）。
- c. 移除所有圍阻體以外之放射性物質。
- d. 在圍阻體內置放材料。
- e. 降低圍阻體樓板高度。
- f. 將設施包封在混凝土內。

#### 14. 低放射性廢棄物包裝及貯存

#### 15. 運送

- a. 大型組件之運送。
- b. 低放射性廢棄物之運送。
- c. 將設備運入廠內。
- d. 回填土運入廠內。
- e. 非放射性廢棄物之運送。

#### 16. 執照終止

- a. 完成最終輻射偵測。
- b. 部分場址外釋。

場址以非限制使用（Unrestricted use）釋出時，只要符合核管會對於非限制使用之劑量限制，對關鍵族群造成之平均個人總有效劑量小於 0.25 mSv/y，則核管會對於釋出後場址如何使用不會給予其他任何法規上的限制，但州或地方政府可能會有額外的要求。場址以限制使用（Restricted use）釋出時，在執照終止之後仍有法規上的限制。在設施經營者可以證明進一步降低殘餘放射性以符合法規無限制使用之要求，會對民眾或環境造成淨傷害；或由於殘餘放射性已達 ALARA 因此不進一步處理時，場址可考慮以限制使用的方式釋出。此外，設施經營者必須提供合法之強制監管，以保證符合核管會之放射性準則（對關鍵族群造成之平均個人總有效劑量小於 0.25 mSv/y）；並且提供足夠的財務保證，以便讓第三者可以繼續負責。若

監管不再進行，則殘餘的放射性必須進一步被降低：來自背景值以外之殘餘放射性應達到 ALARA，且對關鍵族群造成之平均個人總有效等效劑量小於 1 mSv/y 或 5 mSv/y。

對於 5 mSv/y 的劑量限制，設施經營者必須：

1. 證實進一步達到 1 mSv/y 的劑量限制在技術上為不可行的、可能過於昂貴、或是會導致民眾或環境的傷害。
2. 使得必須提供過長的監管期。
3. 提供足夠的財務保證使政府主管機構或獨立第三者能執行至少每五年之定期檢查，以保證監管仍然執行中。

#### **3.1.2.4 NUREG-1700 的相關規定**

此份導則主要在提供有關 LTP 之標準審查程序（Standard Review Plan, SRP）及核准的標準，主要的審查項目有以下八點：

1. 場址概述：根據 10 CFR 50.82 (a)(9)、10 CFR 50.82 (a)(10) 以及 10 CFR Part 20, Subpart E 之相關規定。
2. 場址特性調查：根據 10 CFR 50.82 (a)(9)(ii)(A)，核管會將審視場址特性調查計畫以及場址歷史紀錄，以確保執照終止計畫中場址特性調查的部分足夠完整、用以進行場址特性調查之儀器適當，以及有適當的品質保證措施保證調查數據之真實性。
3. 剩餘場址拆除活動之描述：根據 10 CFR 50.82 (a)(9)(ii)(B) 以及此部分描述之放射性污染的種類和程度，以及設備內放射性污染的範圍，可提供核管會在審查除役過程中評估除役支出以及人員



安全、健康的依據。

4. 除污計畫：根據 10 CFR 50.82 (a)(9)(ii)(C)，以及 10 CFR Part 20, Subpart E，執照終止計畫應包括計畫針對場址內結構、系統和設備、表面、表土，以及地下水除污的方式進行描述，另外亦須遞送除役的相關時程表。
5. 最終輻射狀況偵測：最終輻射狀況偵測為場址已經過完整特性調查、除污後，在場址要進行外釋之前進行，根據 10 CFR 50.82 (a)(9)(ii)(D)、10 CFR 20.1501 (a) 及 (b)、以及 10 CFR Part 20, Subpart E，以最終輻射狀況偵測確認場址是否符合限制或非限制使用外釋的標準。
6. 執照終止劑量限值之要求：設施經營者應根據場址為限制或非限制使用外釋，描述使場址符合 10 CFR Part 20, Subpart E、10 CFR 20.1403、10 CFR 20.1404、10 CFR 20.1301 (a)(1)、10 CFR 50.82 (a)(9)(ii)(E) 相關規定之方式。並根據 10 CFR 20.1302 (b) 之相關規定，評估關鍵群體之平均成員劑量。
7. 特定場址除役費用之更新：執照終止計畫中應描述剩餘除役活動所需的費用估算，以及和目前除役基金的比較；但不包括建造、運轉、維護、以及 ISFSI 的部分。
8. 環境影響報告之補充：設施經營者應根據 10 CFR 50.82 (a)(9)(ii)(G)、10 CFR 51.53 遞交包含任何會影響環境之場址特定活動的環境影響評估。

### 3.2 德國原子能法除役與現地固封及設施或其部分拆除導則

德國有關原子能管制之法體系，是採取集中立法，以「原子能法（有關原子能之和平利用及其危險防護之法律，Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren - Atomgesetz v. 15. Juli 1985）」作為規範之核心基礎。本法最近一次修改，是在 2011 年因日本福島核災發生，德國調整能源政策，改以再生能源作為能源供給主軸，而將原子能法針對核能的部分，將其定位改變成為過渡法之性質。2011 年 7 月 1 日聯邦議院（議會）於 2011 年 7 月 8 日通過的最新的 AtG 修正案和 2011 年 7 月 8 日的聯邦委員會（Federal Council）成為日本福島核事故後政府能源方案的基石。德國共有 36 部機組，目前僅有 8 部運轉，28 部機組永久停機，現有核電廠運轉時間平均延長 12 年，至 2022 年為止，將全數關閉所有核能反應器機組，如圖 3.5 與表 3.3。

德國原子能法第 1 條規定的四大基本目的，包括（1）適當地終止商業發電用之核能利用，以及在終止之前保證其能適當地運轉；（2）保護因核能危險與游離輻射之有害作用所影響之生命、健康與財產，以及填補因核能危險或游離輻射所生之損害；（3）阻止因核能或游離輻射之利用與釋出所造成國內外安全之威脅；（4）確保履行核能與輻射防護領域中之國際上義務。其中第一點與第二點，乃 2002 年取代舊法中原本「推進核能利用」目的之新規定。從這個修法方向，也可以看出核能運轉之安全維護以及人民生命、健康與財產之平安保障重要性，早已凌駕推進核能利用之必要性。而這個安全保障重於核能利用之價值順位也已被德國學界與實務界所確認。德國原子能法雖非吾人所稱之基本法制，但從立法規範之內容觀之，確是一部兼具實體內容之核能安全管制基礎法律。因為德國係聯邦制國家，因

此有關核能安全管制之機關也會因憲法任務之分配，而區分聯邦固有行政領域與聯邦委託行政領域之不同。原子能法規定中有關核燃料輸出與輸入許可（第 3 條）、運送許可（第 4 條）、保管許可（第 6 條）以及放射性廢棄物最終儲存設施之建設與運轉（第 9a 條第 3 項）等，均作為聯邦固有行政領域之事務而執行。

而核燃料輸出入許可；運送保管許可以及最終儲存設施建設與運轉，則分屬不同權限之聯邦機關：

1. 核燃料輸出與輸入許可：屬於聯邦經濟與科技部監督下之「聯邦經濟與輸出管理署（Bundesamt für Wirtschaft und Ausfuhrkontrolle, BAFA）」權限。
2. 運送許可、保管許可以及放射性廢棄物最終儲存設施之建設與運轉：屬於「聯邦輻射防護署（Bundesamt für Strahlenschutz, BfS）」權限，BfS 乃是 1989 年起設於聯邦環境部內之一獨立機關。

相對地，原子能法有關原子爐設施許可（第 7 條）與國家監督（第 19 條）則屬於透過聯邦委託而由各邦執行之聯邦委託行政（原子能法第 24 條第 1 項第 1 句）。聯邦政府為監督聯邦委託行政之必要，得發布一般行政規則（基本法第 85 條第 2 項）。各邦之最高行政機關（例如邦之經濟能源部或環境部）因此而具備個別決定之權限（如許可之權限）、許可之準備行為權限（例如調查）等等。

德國聯邦層級的「聯邦環境、自然保育暨核能安全部（Bundesministerium für Umwelt Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU）」乃是聯邦與邦相關事務執行之監督管轄機關。位於波昂，是德國聯邦政府

部會之一，在柏林設有第二辦公室。主導的「除役指引行政規則」，由聯邦環境、自然保育暨核能安全部，會同聯邦州核能委員會反應器安全技術委員會中的除役工作委員會共同擬訂。除役指引分布在各式各樣法規文件描述除役準備作業及應用，除役指引亦包括核設施除役實際方式規劃書與申照手續。依據德國環境影響評估法、原子能法第 2a 條及核能申照程序條例等之規定，核能電廠除役必須進行環境影響評估。

由 International Symposium on Preparation for Decommissioning 2016 (Lyon, France 16-18 February 2016) 國際會議的資訊，Decommissioning of NPPs with spent nuclear fuel present – efforts to amend the German regulatory framework to cope with this situation 的簡報中，得知德國除役指引行政規則的目標有<sup>1</sup>：

1. 加強所有州管制單位的行政程序
2. 全面收集德國核設施除役的現有要求和建議，重點關注在執照許可程序和各方面的監督情形

其他包括：

- 除役規劃，執照許可和監督
- 在安全評估期間要考慮的項目
- BMU 出版物和原子能技術委員會(Kerntechnischer Ausschuss, KTA) 安全標準的適用性

除役指引行政規則從監管的角度來看是德國的良好做法，德國也一直在更新除役指引行政規則，進行中的主要項目共有下列幾項：

➤ 除役過渡期可能的準備工作

- 儘早卸載燃料元件和核燃料移除的工作
- (全)系統除污
- 採用系統和組件的材料樣品，以進行除役許可執照預期的輻射特性調查
- 對有害物質進行清查（易燃，有毒，對水造成危害等）
- 操作規則的修訂
- 從運轉階段利用剩餘的放射性物質和清除放射性廢棄物
- 使設備停止運轉，即不再需要設備的當前狀態並且進行除役
- 建立物流區（儲存剩餘放射性物質的緩衝區，並且建立運輸路線）

➤ 燃料元件仍然在冷卻池內的除役作業

- 拆卸措施不得對安全相關系統和組件造成不可接受的影響
- 相關類別的事件：
  - ◆ 減少從用過燃料池中排出的熱量
  - ◆ 用過燃料池的冷卻水流失
  - ◆ 用過燃料池的活度有變化
  - ◆ 燃料組件處理和儲存期間的事件
- SSCs 的安全（重新）分類

1. BMU 出版物的適用性
  - 核電廠的安全要求
  - 關於人員技術資格證明的指引
2. KTA 核子安全標準委員會安全標準的適用性
  - 緊急手冊的要求
  - 核電廠安全運轉綜合管理系統
  - 核電廠老化管理
  - 儀器和反應器保護措施
  - 能源和媒體供應

核設施除役指引行政規則提出以下的建議：

1. 核設施設計和運轉期間的除役
2. 準備除役項目的技術措施
3. 輻射特性調查
4. 除役計畫（對應於 IAEA 最終除役計畫的概念）
5. 除役的成果
6. 廢棄物和殘餘物質的管理
7. 除役的安全評估（作為許可程序的一部分資料）
8. 除役期間的運轉手冊

簡報中除役指引行政規則提出的最終結論，如下：

1. 沒有任何法律論點規定不准燃料元件存在時除役，但儘早清除燃料元件對於除役是有利的因素
2. 主要方面：拆卸措施不能允許影響安全相關系統和組件
3. 關鍵方面：結構，系統和組件的徹底（重新）分類

環境部部長在聯邦層級應針對原子能法上之安全問題負責。對於核電廠之許可與監督之管制責任，如上所述，聯邦政府依原子能法規定，係委託電廠所在地之邦政府為之。基於原子能管制與推進分離原則，有關原子能之研究開發任務則是由聯邦教育與研究部（Bundesministerium für Bildung und Forschung, BMBF）承擔。德國聯邦政府與電力公司間達成核電廠關閉之共同意見，並有 2002 年 4 月原子能法之修法。同時也因應這個發展，而將有關放射性廢棄物管理之基礎研究與開發責任，移至聯邦經濟與科技部（Bundesministerium für Wirtschaft und Technologie, BMWi）管轄。

而在環境部下，另外設有「核子反應爐安全委員會（Radaktorsicherheitskommission, RSK）」、「廢棄物管理委員會（Entsorgungskommion, ESK）」、「輻射防護委員會（Strahlenschutzkommission, SSK）」與「KTA」等作為環境部之專門諮詢機關。其諮詢功能包括：RSK 提供原子力設施安全以及放射性廢棄物管理之建議。ESK 提供放射性廢棄物之中間儲存、最終儲存、放射性物質之輸送以及核子反應爐設施之除役等方面之建議。SSK 有關游離與非游離輻射危險防護事項之建議。

KTA 於 1974 年設置之初，KTA 原本設在聯邦研究與科學部（目前已合併入教育研究部）下，如今則移置於環境部所屬，協助原子能技術領域中有關安全技術規則之訂立。根據上述說明可知，德國原子能法律體系以及對應之原子能行政，很明確地遵循原子能管制與發展分離之原則來執行。有關核能保安與安全管制之任務由聯邦環境部主管。至於核能之利用、國際合作與核擴散防止等任務則由經濟與科技部主管；而研究開發之任務則由經濟與科技部以及教育與研究部分別承擔。

在原子能法第 7 條第 3 項中，執行除役與現地固封及拆除設施或其一部分，需要申請執照。對於除役所產生的放射性物質及可移動的物品、建築物、土壤區域、設施或其一部分，無論是被活化或污染，若要外釋的話，必須依據第 29 條的輻射防護規定(Radiation Protection Ordinance, StrlSchV) 執行解除管制。

物質及可移動的物品、建築物、土壤區域、設施或其一部分，若係在原子能法第 7 條第 1 項，依據輻射防護規定第 29 條，只要它們並非來自管制區及沒有被污染或活化之情形，則可能不須解除管制即可外釋。土壤區域也可能依據輻射防護規定第 29 條，不需解除管制即可外釋，只要它的污染物被豁免。對於這類外釋的一般性程序，將在申照文件中說明。德國核能電廠經營者決定採用立即拆除策略，主要考量為既有技術支援系統可用於拆除前工作；例如：放射性量測、電廠不同區域特性調查及電廠與設備項目，量測有經驗運轉人員知識能被利用，重要記錄遺失風險能被最小化。

德國原子能法允許已永久停機的核設施立即拆除或遲延拆除，不允許採用現地固封。核設施依據原子能法第二章第 7 條，部分設施除役、現地固封與拆除的申照程序是基於核能申照程序條例，核能申照程序條例提供



指引如申照程序、公眾參與及環境影響評估原則。核設施經營者必須對核設施除役與拆除負完全責任，經營者決定除役策略與時間表及執照申請範圍。

核能電廠永久停機前要提出除役申請，永久停機後進入後運轉過渡期，運轉執照仍然有效，過渡階段一般歷時約 5 年，用過核子燃料與爐心組件自反應器池移走與傳送至廠內貯存設施，核電廠取得除役執照後，除污與除役活動直接開始，採階段性拆除作業方式，完成後依原子能法申請解除管制<sup>1</sup>，如圖 3.6。拆除前不屬支援除污與除役的輔助系統停止運轉，並與操作系統分離、淨空（若有需要）、清理及永久隔離，控制界面與文件化。依據德國輻射防護法規，場址特性調查必須達到所有設施、建物與地區有關參數深入與仔細編目/登記，以及設備與建物材料分項至解除管制類別。

依據德國原子能法，停止運轉後的核能電廠可立即拆除或封存一段時間後再拆除，核設施擁有人須完全負責核設施除役與拆除，德國大型除役計畫拆除策略採用由先拆外部再拆除內部。例如德國 Stade 核能電廠除役第一階段先拆除污染系統與組件，第二階段移除大型組件，第三階段移除活化系統與組件，第四階段移除殘留系統與組件及準備清潔以利無條件釋出。

德國對除役廢棄物產生量最小化及物質循環與再利用非常重視，物質、建築物及場址自核能管制釋出很重要。依據原子能法第 9 條，德國放射性物質與拆除裝置組件需循環再利用或以放射性廢棄物作適當處置。2001 年 8 月 1 日公布之新輻射防護條例，對物質、建築物及場址自管制到釋出，有詳細與一致性定量與定性放射性核種數據，可作為依循。依據德國新輻射防護條例第 29 條，以劑量為基礎的場址釋出標準與固體物質解除管制標準

採相同標準，亦即場址釋出標準為個人有效劑量小於  $10\mu\text{Sv}/\text{y}$ ，此劑量不到天然曝露的 1% 因而可忽略不計，德國主要除役活動條例摘錄如表 3.4。

表 3.3 德國目前僅有 8 部機組運轉整理表

機組名稱	型式	裝置容量 (MWe)	建造日期 年/月	商轉日期 年/月	預期除役年份
Brokdorf	PWR	1395	1976-01	1986-12	2021
Emsland	PWR	1363	1982-08	1988-06	2022
Grohnde	PWR	1394	1976-06	1985-02	2021
Gundremmingen B	BWR	1300	1976-07	1984-07	2017
Gundremmingen C	BWR	1308	1976-07	1985-01	2021
Isar 2	PWR	1410	1982-09	1988-04	2022
Neckarwestheim 2	PWR	1365	1982-11	1989-04	2022
Philippsburg 2	PWR	1390	1977-07	1985-04	2019



圖 3.7 德國目前僅有 8 部機組運轉分佈圖

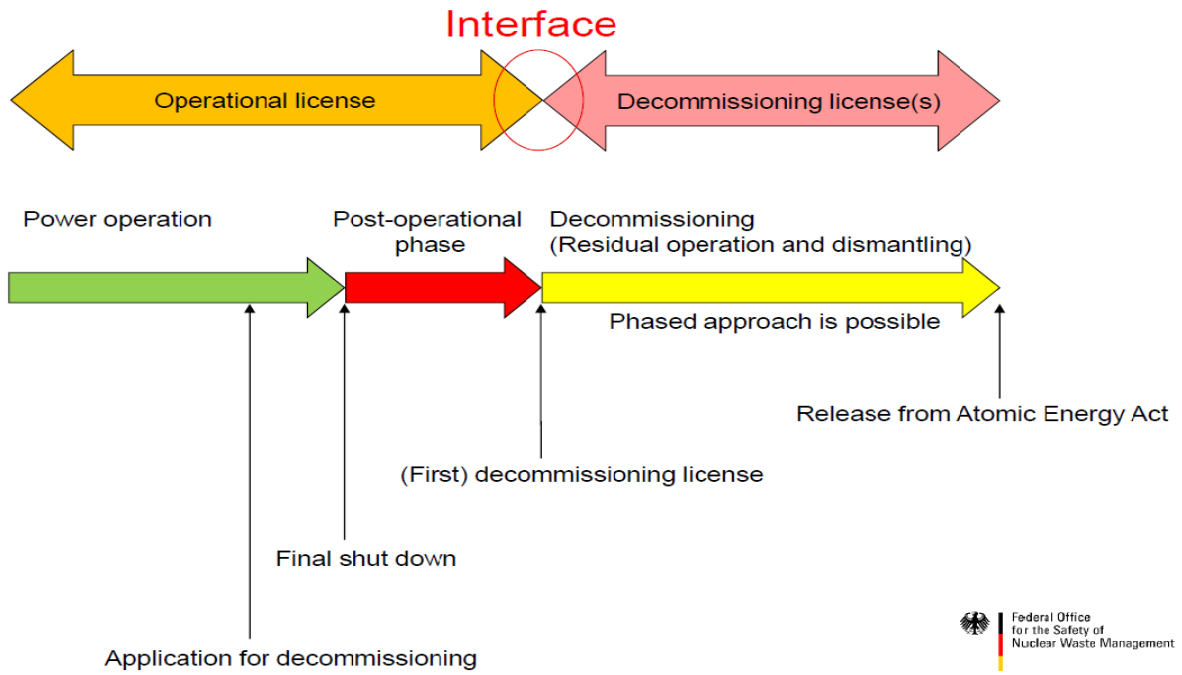


圖 3.8 德國核電廠除役作業管制圖<sup>1</sup>

表 3.4 德國主要除役活動條例摘錄<sup>1</sup>

除役條例名稱	對應英文及其縮寫
原子能法	Atomic Energy Act (AtG)
環境影響評估法	Environmental Impact Assessment Act (UVPG)
輻射防護規定	Ordinance on Radiation Protection (StrlSchV)
核能申照程序規定	Ordinance on the Nuclear Licensing Procedure (AtVfV)
聯邦環境、自然保育暨核能安全部除役指引行政規則	Bundesministerium für Umwelt Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU Decommissioning Guide

### 3.3 IAEA 使用放射性物質設施的除役

「IAEA Safety Requirements No. WS-R-5 使用放射性物質設施的除役」<sup>7</sup> 報告中，除役可以區分為準備階段與執行階段，二者均在本報告中做討論。除役準備包括除役策略的發展、初始除役規劃及設施輻射特性調查。除役執行包括準備最終除役計畫並陳報主管機關獲授權或核准、計畫的管理與執行、廢棄物的管理及證明場址符合計畫所定義的最終狀態標準。IAEA 報告的目的在於針對設施終止作業及解除法規管制時，建立於規劃及執行除役期間所必須滿足的基本安全要求。

#### 3.3.1 前言

##### 3.3.1.1 背景說明

‘除役’一詞意指採取行政與技術的行動來解除設施的某些或全部行政管理上的要求（不適用於貯存設施，該設施使用‘關閉’而不使用‘除

役’ )。本安全要求報告所稱的‘設施’意指生產、加工、使用、操作或貯存放射性物質的建築物及其相關的土地與設備，且其放射性物質的規模有安全上的顧慮。由於在未來的 50 年間會有數百座設施將結束其運轉，因此除役已經逐漸地變成一項重要的議題。

除役活動以一最適化的方式來執行，用以達到逐步地及系統地放射性危害減少，並且根據規劃與評估的方式來進行，以確保除役作業期間並且之後工作人員與民眾的安全及環境的保護。

當達到一核准的結束狀態，設施就被認為是已經完成除役。視國家的法規與行政管理規定，此一結束狀態包含部分或完整的除污及/或拆除，做為有限制或無限制再使用。

除役可以區分為準備與執行階段，二者均在 IAEA 報告中討論。除役的準備包括除役策略的發展、初始除役規劃及設施輻射特性調查。除役的執行包括最終除役計畫的準備及陳報主管機關來授權或核准、任務的管理與計畫的執行、廢棄物管理及證明場址符合計畫所定義之結束狀態標準。

多年來，有許多除役分類方式被應用於說明運轉組織（operating organization）的除役策略。在過去，這些相對於不同除役選項（如階段 1、階段 2 或階段 3）的分類系統，自從 1990 年代末期起 IAEA 的報告中已經不使用此一分類方式。被聯合國會員所採用與考量的方法，包括：立即拆除（immediate dismantling）、遲延拆除（deferred dismantling）及現地固封（entombment），也有可能是其他的選項或這些策略稍微修訂的版本，這些策略原則上可適用於所有設施；不過，由於政治的考量、安全或環境的要求、技術的考量、現場的條件或財務考量，可能不適用於某些設施。下列是這些除役策略的簡要說明：

1. 立即拆除策略是將含有放射性污染物的設備、結構及部分的設施移除或除污至一允許設施無限制外釋使用的程度，或是在主管機關的限制下外釋。此策略意指迅速完成除役計畫，且涉及自設施移除所有放射性物質至另一新的或現有執照的設施，並將其進行長期貯存或處置。
2. 遲延拆除（有時稱為安全貯存（safe storage）、安全貯藏（safe store）或安全封存（safe enclosure））策略為將含有放射性污染物的部分設施進行處理或允許其處於一可被安全貯存與維護的狀態，一直到可以被後續地除污及/或拆除至一允許設施無限制外釋使用的程度，或是在主管機關的限制下外釋。
3. 現地固封策略是將放射性污染物裝入一結構耐久的物質，一直到放射性衰減至設施可無限制外釋的程度，或是在主管機關的限制下外釋。

### 3.3.1.2 目的

IAEA 在此報告的目的在建立於除役的規劃與執行期間，為了作業的終止以及為了解除設施的法規管制，所必須滿足的基本安全要求。

### 3.3.1.3 範圍

IAEA 此報告處理所有除役階段，同時也建立設施在其運轉期結束規劃永久停機後期間的安全要求。不過，大部分包含在本安全標準的規定，也可以應用於一導致建築物嚴重損壞或污染之異常事件後的除役，或是僅僅只是提早停機後的除役。本報告適用於所有設施類型，包括核電廠、研究用反應器、燃料再循環設施、製造廠、醫學設施、研究機構與大學的實驗室及其他研究設施。本報告不適用於磨礦場、廢棄物處置場址或廢棄物貯存設施，這些設施的關閉於 IAEA 的其他報告中做討論。

除役的定義（3.3.1.1 章節）明白指出除役關注的重點在於建築物，包括其相關的土地與設備。可能會有區域土地在設施正常運轉時偶然地受到污染，這些情況還不至於構成一意外或異常事件。這些區域的清理也包含於除役的一部份。本報告並不處理因意外事故、過去的活動、未經適當管制的排放或肇因於過去事件的污染（例如，核子武器測試）而導致受污染之大範圍區域的救治復原。這些大範圍區域矯正復原的要求，可參見 IAEA 的另一份報告<sup>8</sup>：INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Remediation of Areas Contaminated by Past Activities and Accidents, IAEA Safety Standards Series No. WS-R-3, IAEA, Vienna（2003）。

新的與用過的核子燃料及運轉期間產生之廢棄物的管理與處置，通常不認為是除役活動的一部份，而是當作運轉的一部份來處理。

IAEA 於此報告提及處理肇因於除役活動的輻射危害。但非輻射危害，例如工業危害或化學廢棄物引起的危害，於除役期間也可能是很重要的。這些議題將會在規劃與執行過程中、於安全評估與環境評估中及在除役計畫的成本評估與財務規定中給予應有的考量；不過，IAEA 並未明確地處理這些議題。

#### **3.3.1.4 架構**

第 3.3.2 章節是建立工作人員、民眾及環境的防護要求。與除役相關之主要團體的職責於第 3.3.3 章節中討論。第 3.3.4 章節是建立發展除役策略的要求，而第 3.3.5 章節是適用於除役計畫的產出。第 3.3.6 章節是建立除役基金的要求，而第 3.3.7 章節是建立除役管理的要求。第 3.3.8 章節是建立於除役活動執行或施行期間所要遵循的要求，第 3.3.9 章節是建立除役需要完成的要求決定，包括輔助終止除役活動的偵檢。



### 3.3.2 人類健康與環境的保護

與設施除役相關的活動將被認為是原來作業的一部份，並且在所有除役活動期間將會被強制要求遵循基本安全標準（Basic Safety Standards, BSS）。

將會應用工作人員與民眾群體正常曝露的輻射劑量限值，除役活動所導致之任何人員的輻射防護，將會以相關的劑量約束（dose constraints）來進行最適化。除正常曝露的防護規定之外，除役期間也會制訂防護（及減輕）可能導致異常事件或意外事故之潛在曝露的規定。不過，假如異常事件具有需要干預（intervention）的性質，則涉及適用 IAEA 的其他安全。

為了鼓勵對安全的存疑與學習的態度以及為了防止自滿，運轉組織與主管機關需要培養與維持一安全文化。負責除役活動的每一個人員，都需要被訓練至對健康、安全及環境的議題有適當程度的體認。整個除役過程期間，以及設施未來如採限制性外釋用途時，都需要維持環境輻射防護（與運轉作業時一致）。假如沒有此類限制，場址與設施需要符合相關行政管理的終點標準。

### 3.3.3 除役相關的職責

#### 3.3.3.1 一般性職責

每一個聯合國會員的組織使用、持有、儲存或操作放射性物質必須在其國家的法規架構內包含除役的規定。所有除役階段，由初始規劃至最終設施解除法規管制，都必須做規範。法規與政府基礎架構中關於所有與核子活動相關之一般性職責的要求，可參見 IAEA 參考文獻<sup>9</sup>：INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Legal and Governmental Infrastructure for Nuclear, Radiation, Radioactive Waste and Transport Safety, IAEA Safety Standards Series No. GS-R-1, IAEA, Vienna（2000）。

### 3.3.3.2 政府職責

政府應當提供一適當的國家法規及組織的架構，在此架構下除役（包含產生之放射性廢棄物的管理）可以安全地規劃與執行。這將包括一針對除役的明確職責分配、獨立行政管理功能的規定與基金募集機制的規定。

政府的職責包括：

1. 定義對除役與對產生之放射性廢棄物管理的國家政策；
2. 定義涉及除役之組織的法規、技術及財務職責；
3. 確保運轉組織及獨立行政管理與其他國家審查功能的支援，可持續獲得必要之科學性與技術性專門技術；
4. 建立可提供及確保安全與即時除役之適當財務資源的機制。

### 3.3.3.3 主管機關職責

主管機關負責所有除役階段的法規，由初始規劃至作業終止或最終設施解除法規管制。主管機關應該建立除役的安全標準與規定，包括產生之放射性廢棄物的管理，並且要採取活動來確保符合法規要求。

主管機關的職責包括：

1. 根據已獲核准活動的結束，建立決定設施或部分的設施何時最終停止運轉的標準；
2. 建立設施除役的安全與環境標準，包括除役期間物質解除管制（clearance）的標準，以及除役結束狀態與解除法規管制的條件；
3. 建立除役規劃的要求；
4. 審查初始除役計畫，以及在允許開始著手除役活動之前，審查與核准最終除役計畫；
5. 執行除役活動的檢查與審查，並於不符合安全要求時，強行採取的行動；

6. 建立收集及保留有關除役的紀錄與報告之政策與規定；
7. 評估一已除役設施的結束狀態，並決定是否已符合讓作業結束及/或解除法規管制的條件，以決定是否有需要進一步的行動或管制；
8. 在除役計畫核准之前，給予相關團體提供並反映意見的機會。

#### 3.3.3.4 運轉組織職責

運轉組織應該進行除役規劃，並且應該執行符合國家安全標準與規定的除役活動。運轉組織也應該要負責除役活動期間所有方面的安全與環境保護。運轉組織應該提供財務保證與涵蓋安全除役（包括產生放射性廢棄物的管理）相關成本的資源。

運轉組織的職責包括：

1. 在整個設施的運轉期間，要建立除役策略及準備與維持一除役計畫；
2. 建立一品質保證方案使其成為管理系統的一部份；
3. 在設施永久停機或終止活動之前通知主管機關；
4. 管理除役計畫與執行除役活動；
5. 確認所有除役產生廢棄物的可接受去處；
6. 進行與除役有關的安全評估及環境影響評估；
7. 準備與執行適當的安全程序，包括緊急應變及採用良好的工程作業；
8. 確保除役計畫可獲得受過適當訓練、合格且有能力的工作人員；
9. 進行輔助除役的適當輻射偵檢；
10. 經由進行一最終偵檢來確保已符合結束狀態標準；
11. 依主管機關要求來保留紀錄與陳列報告。

### 3.3.4 除役策略

運轉組織應該定義一除役策略，做為除役規劃的基礎；策略應該與國家的除役及廢棄物管理政策一致，立即拆除應該是優先的除役策略。不過，也有可能的狀況是在考慮所有相關的因素之後，立即拆除不是一實用的策略。這些因素可能包括：除役廢棄物處置或長期貯存能力的可行性、受過訓練之勞動力的來源、基金的來源、有其他設施共同座落於需要除役的相同場址上、技術的可行性、以及工作人員、民眾與環境之輻射防護的最適化。假如選擇遲延拆除或現地固封策略，運轉組織應該提供針對選擇的正當理由說明。運轉組織也應該針對選擇的策略證明設施將在任何時間均被維持在一安全的組態，以及將在未來被適當地除役，且不會對未來的世代造成過度的負擔。

在被核准執行最終除役計畫之前，除役策略應該考量設施被認定為一運轉設施。所有設施適用的規定都應該保持不動，除非主管機關已經依據危害減低的基礎（例如：由設施移除核子物料）來同意減少相關的規定。

假如最終停止運轉發生於準備好最終除役計畫之前，則除役策略應該包含相關的規定以確保在可以準備與執行滿意的除役計畫之前，能提供適當的安排來保證設施的安全。

假如設施突然停止運轉（例如：因為嚴重的意外事故），在進行一被核准的除役計畫之前，設施應該進入一安全組態。除役策略應該以造成突然停止運轉之情況為基礎來進行審查，以決定是否需要修訂。

在整體考量除役的管理策略時，應該要取得適當的方法來即時管理所有類別的廢棄物。處置是針對除役活動期間產生之廢棄物的最佳選項，但是假如無法取得處置的能力，廢棄物應該根據適用的規定被安全地貯存；

應該應用解除管制 (clearance) 的概念於除役活動產生之物質的解除法規管制。

針對多設施的場址，整個場址應該要發展一總體的除役方案 (global decommissioning programme)，以確保在規劃個別設施時已納入設施相互依賴的考量。

### 3.3.5 除役計畫

為了顯示除役可以安全完成，以符合預先規劃的結束狀態，運轉組織應該於整個設施運轉期中準備及維持一除役計畫，除非另有主管機關的許可。除役計畫應該被輔以一適當的安全評估，評估內容涵蓋除役期間可能發生的規劃除役活動及異常事件，評估應該處理職業曝露及可能導致民眾曝露的放射性物質外釋。

應該應用分級的辦法來發展除役計畫，資訊的形式及計畫的詳細程度應該要與設施的型式與狀態及設施除役相關的危害相稱。針對新的設施，除役的考量應該於設計階段的早期開始，並且應該持續至作業終止或最終設施解除法規管制。主管機關應該確保運轉者於設施的設計、建造及運轉時考慮最終的除役活動，包括對設施除役、設施紀錄的保存及預防污染擴散的物理與程序方法的考量。

針對尚未存在除役計畫的現有設施，一旦主管機關提供了規定或指引，就應盡可能地儘快準備適當的除役計畫，並定期進行更新。運轉組織應該準備一初始除役計畫與授權運轉設施的申請一併陳報。在此初始除役計畫的規劃中必需達成以下幾點：確保有足夠的除役基金、促進及早規劃以減少除役階段之除污需求、及早取得與維持對除役規劃較重要之紀錄。

此初始除役計畫應該被定期審查及更新（至少每 5 年或依主管機關的規定）或是當特定情況發生時，例如於運轉過程中的改變會造成計畫的嚴

重改變。也應該視需要按照運轉所獲得的經驗、新的或修訂的安全規定或技術發展來進行修訂或修正。假如發生異常事件或意外事故，除役計畫應該儘可能趕快進行重新審查並做必要的修訂。

應該在一新設施進行建造之前就應該進行場址的基線偵檢 (baseline survey)，包含獲得輻射狀態的資訊，並在除役之前進行更新。此資訊將會被用於決定結束狀態偵檢期間的背景狀況。針對那些過去未進行基線偵檢的作業，應該使用具有相似特性的類似、未受干擾地區之數據，來取代運轉前的基線數據。

應該要儘可能地制訂規則來確保留用關鍵的工作人員，以及維持取得設施的公共知識。設施運轉期間，應該保留與除役相關的適當紀錄與報告 (例如設施的使用紀錄、事件與異常事件、放射性核種存量、輻射劑量率及污染程度)。經由此方法，設施及其運轉歷史的設計與修改將被確認並列入除役計畫中。

在除役活動執行階段之前，應該要完成準備最終除役計畫併陳報給主管機關來核准。此計畫應該定義計畫如何管理，包括：場址管理計畫、相關組織的角色與職責、安全與輻射防護措施、品質保證、廢棄物管理計畫、文件與紀錄保存規定、安全評估與環境評估及其標準、執行階段的監督措施、必要的人身防護措施以及任何主管機關所建立的其他規定。

在最終除役計畫的準備期間，應該要經由一詳細的特性調查偵檢，以及根據運轉期間所收集的紀錄，來決定設施內放射性物質的程度與形式 (受中子照射與輻射污染的結構與組件)。假如核子物料或運轉廢棄物殘留在設施內，此放射性物質應該被包含於特性調查偵檢中。運轉組織用於證明所提出的結束狀態已經達到的方法與標準，將在除役計畫中說明。

應該提供關注團體機會來審查最終除役計畫，並在其被核准之前，提供對計畫的意見給主管機關。假如選擇遲延拆除的策略，應該在除役計畫中證明，此一選項將被安全地執行，且將只需要最少的現行安全系統、輻射監測及人為干預，同時也已經考慮了對資訊、技術及基金的未來需求；任何安全相關設備及系統可能的老化與退化也應該被考慮。

### **3.3.6 經費**

國家法規應該訂定針對除役之財務規定的職責，這些規定應該包括提供與確保安全與及時除役之適當財務來源。於有需要時應該要能獲得涵蓋與安全除役有關成本的適當財務來源（包括產生廢棄物的管理），縱使在設施提早停止運轉的情況下。在給予設施運轉的授權之前，就應該要提供規定之財務來源的保證。

財務保證所獲得的經費應該要與設施特定成本評估結果一致，同時應該隨著成本評估的增加或減少來做改變，成本評估應該當作除役計畫的一部份來進行定期的審查。

假如一現有設施的除役經費尚未取得，應該要儘快訂定合適的基金募集規定。在執照更新或展期之前，應該要有要求財務保證的規定。假如除役後的設施以限制性外釋為其未來的用途，在終止授權之前，應該要獲得足以確保所有必要的管制維持有效之經費。

### **3.3.7 除役管理**

應該要建立一管理與執行除役的組織並成為運轉組織的一部份，其職責為確保除役將會被安全的執行。除役管理的報告層級與授權的方式應該是在除役期間，要讓組織之間不要造成衝突且能安全地妥協。

安全的最終責任應該歸屬於運轉組織，雖然允許委派特定執行的工作給契約商。除役管理應該確保契約商的工作在有適當管制下安全地進行。

假如於設施運轉期間運轉組織有所變更，應該要有程序來確保設施安全與放射性物質管制的職責轉換。

應該要評估除役所需的技術，並且要建立每一職位合格工作人員的最低需求。應該要確保在除役過程中負責執行活動的個人均具有安全完成除役程序所必須的技能、專業知識及訓練。

所有個人應該要具有職責與授權來將安全考量帶入除役管理之中，除役管理也應該要確保有被提供適當的授權來停止工作，除役工作應該要透過使用書面程序來進行管制，這些程序應該要經過負責確保安全與可行性之適當組織的審查與核准，並且應該要建立發布、修訂及終止工作程序的方法。

運轉組織應該要準備相關的文件與紀錄、保存一段規定的時間並在除役的前、中、後期間，由適當的團體維持一特定的品質。隸屬於運轉組織管理系統下的廣泛性品質保證方案應該被應用於所有除役階段。方案應該包括除役相關文件與紀錄的維護與建檔，以及所有除役工作的活動與操作。運轉組織應該要確認對安全除役是重要的事物，因而必須於品質保證方案中考量，並且明確說明於初始除役計畫中。

### **3.3.8 除役的執行**

運轉組織應該要遵循國家的安全標準與規定來執行除役及相關的廢棄物管理活動；除役活動期間，運轉組織應該要負責所有方面的安全與環境保護。設施永久停機前，運轉組織應該要通知主管機關。假如設施停止運轉且不再打算使用，應該在授權活動停止後的 2 年內陳報核准最終除役計畫，除非主管機關有特別核准替代的最終除役計畫陳報時程，在主管機關核准之前，運轉組織不應該進行除役計畫。任何對本計畫的變更也應該要



陳報主管機關來核准，在除役計畫核准之前，運轉組織應該確保設施被維護在一安全的組態。

對於遲延拆除的情況，運轉組織應該要確保設施已處於（且將被維護）在一安全的組態，並且未來將適當地除役。應該要發展一合適的維護與監視方案（必須經過主管機關核准）來確保延後期間的安全。

為了提供一適當的安全水平，運轉組織應該特別要準備及進行適當的安全程序，應用良好的工程作業，確保工作人員經過適當的訓練及合格並可勝任其工作，以及依據主管機關規定來保留及陳報相關的紀錄與報告。

應該要選擇最適合保護工作人員、民眾及環境，以及產生最少廢棄物的除污與拆除技術。例如除污、切割、與大型設備的操作等除役活動，以及安全系統依序的拆除或移除，有可能會造成新的危害。應該要評估與管理這些活動對安全的影響，讓這些危害減輕並保持在可接受的限制值與約束值內。

在使用任何新的或是未經驗證的除役方法之前，應該要證明此類方法的使用是正當的，並在輔助除役計畫的最適化分析中做說明，此種分析應該要經過主管機關的審查與核准。應該依據危害的大小來建立與維持應變規劃安排，並且重大安全意外事件應該及時通報主管機關，其他緊急準備與應變的規定可參見另一 IAEA 的報告。

除役活動所產生之各種來源的廢棄物，應該要建立一適當的廢棄物管理途徑。假如尚未決定特定廢棄物種類的最終處置方式，運轉組織應該要安排廢棄物的安全貯存直到完成其最終處置。假如在設施停止運轉後，運轉廢棄物及用過燃料仍留在場址上，則此類物質應該要依據適用的法規，移除並運輸至一合法的設施，或是核准的除役計畫應該要說明此類物質的管理。

主管機關應該要安排與執行除役活度的檢查與審查，確保這些活動有遵循除役計畫及其他主管機關的權責規定來進行。一旦不符合授權的要求與條件，主管機關應該要採取適當的強制行動。

### 3.3.9 除役的完成

針對除役的完成，應該要證明已經符合除役計畫中所規劃的最終狀態標準，以及法規規範的項目。運轉組織只有在主管機關核准之後，才能解除設施的進一步職責。在運轉組織證明除役計畫中的結束狀態已經達成且符合任何其他的法規規定之前，設施將不被解除法規管制，或是終止授權。在除役活動已經完成之後，主管機關應該要針對設施殘留物執行一徹底的檢查來評估場址的結束狀態，確保已經符合最終標準。

應該要準備最終除役報告，報告中尤其要記錄設施或場址的結束狀態，並且要將報告陳報給主管機關審查。應該要建立一系統來確保所有的紀錄都有根據品質保證系統的紀錄保存規定及法規的要求來維持。假如廢棄物貯存在場址內，應該要發布設施修訂的或新的、獨立的授權，包括除役的要求。

假如設施無法以無限制使用的方式外釋，應該要維持適當的管制來確保人員健康與環境的保護，這些管制必須具體說明並經過主管機關核准。應該要指定執行與維持這些管制的具體職責，主管機關應該要確保已建立一方案來實施剩餘的法規要求以及監測是否符合相關的法規。

## 3.4 核設施運轉過渡到除役

「IAEA Technical Reports Series No.420 Transition from Operation to Decommissioning of Nuclear Installations」報告<sup>10</sup>中指出：核電廠運轉與除役策略實施的過渡期間至關重要。在此過渡期間，需要對技術和組織進行一些修正調整，以使核電廠能夠適應新的目標和要求。重要的是，在核電

廠運轉期間及時開始詳細的除役計畫，並在永久關閉後立即啟動執行除役策略的籌備行動。這可確保逐步過渡的順利，並最大限度地減少不受控制的資源損失。然而，在某些情況下，可以更好地管理這一轉型過程，在世界範疇內國際間已經有很大的改善狀況。本報告的目的是為突出在過渡期間出現的技術、管理和組織問題：為減少延誤和不當成本的支出，提供指導；優化人才及其他資源；並按計畫、及時和具有成本效益的方式展開除役籌備活動。與現有的運轉或除役相比，過渡期間的技術、管理和組織方面的信息發布和實際指導是屬較少的情形。隨著越來越多的核設施進入除役階段，在專門的報告中收集和整合全球經驗是應時需要的。

### **3.4.1 前言**

#### **3.4.1.1 背景說明**

從安裝運轉到落實除役策略的過渡期是重要的，在此期間，進行了一些計畫和修正調整，以使設施適應新的目標和要求。過渡階段的活動發生在設施的運轉期間，以及設施從安全和穩定的狀態準備進入安全封存和/或拆除後的安置期間之內。這些活動通常包括反應爐核子燃料移出，設備和系統的除役安排，放射性和廢棄物特性描述，運轉期間的廢棄物管理和細小組件的清除。在過渡階段進行的活動將取決於核設施的類型和監管制度，過渡階段的目標是及時規劃和實施這些除役活動，還需要進行文化變革來反映不同的管理和工作實踐方式。重要的是，在運轉期間開始規劃過渡期間和最終除役，並且在永久關閉後儘快實施這些活動，以確保過渡階段的順利進行和資源的最佳利用。過渡階段成功的關鍵是設備操作人員的培養和準備，這特別包括營運人員的知識，他們對設施及系統的熟稔程度在這個過渡期間是非常寶貴的。此外，一些策略和行政問題需要在核電廠永久關閉之前或之後立即解決，以支持除役計畫的順利進行並減輕運轉要求的

負擔。圖 3.7 提供了一個可能的除役相關活動作業示意圖，項目和組織方面的方案，涵蓋從核設施的運轉到最終拆除的時期，表 3.5 則提供了 IAEA 核電廠運轉和除役相關方案的比較，主要有 15 方面的差異，皆是實務上的比較，3.5 節則是 IAEA 與美國 NRC 的除役相關法規作詳細比較。

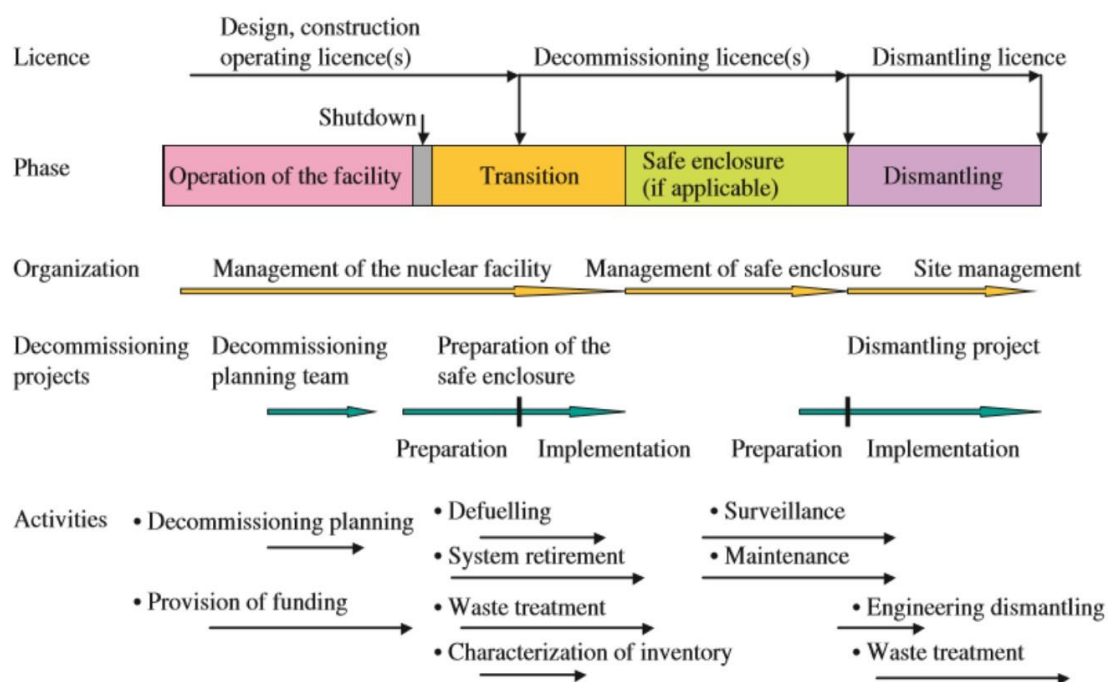


圖 3.9 IAEA 核電廠除役相關活動作業示意圖<sup>10</sup>

表 3.5 IAEA 核電廠運轉和除役相關方案的比較<sup>10</sup>

---

Operations	Decommissioning
Reliance on permanent structures for the operating life of the facility	Introduction of temporary structures to assist dismantling
Safety management systems based on an operating nuclear facility	Safety management systems based on decommissioning tasks
Production oriented management objectives (except perhaps in research facilities)	Project completion oriented management objectives
Routine training and refresher training	Retraining of staff for new activities and skills or use of specialized contractors
Permanent employment with routine objectives	Visible end of employment — refocus of the staff's work objectives
Established and developed operating regulations	Change of regulatory focus
Predominant nuclear and radiological risk	Reduction of nuclear risk, changed nature of radiological risk, significantly increased industrial risk
Focus on functioning of systems	Focus on management of material and radioactivity inventory (e.g. for waste minimization)
Repetitive activities	One-off activities
Working environment well known	Working environment unknowns possible
Routine lines of communication	New lines of communication
Low radiation/contamination levels relatively unimportant	Low radiation/contamination levels important for material clearance
Access to high radiation/contamination areas unlikely or for a short time	Access to high radiation/contamination areas for extended periods
Routine amounts of material shipped off-site	Larger amounts of materials shipped off-site
Relatively stable isotopic composition	Isotopic composition changing with time

---

### 3.4.1.2 典型的過渡活動

過渡期間的活動包含：

1. 轉賣、進一步使用、回收或拆除可用的易裂變材料。
2. 從核電廠清除用過核燃料和其他易裂變材料。
3. 從現場清除用過核燃料和其他易裂變材料（如果適用者）。
4. 穩定、處理和/或去除潛在不穩定的物質或廢棄物。
5. 減少或消除化學反應或核分裂反應臨界時，帶來危險的火災或爆炸的可能性。
6. 完成對未來不具有重大放射性和化學物質積存潛力的系統、生產線和其他設備的清理作業。
7. 存放危險化學品和油的中和處置。
8. 使用過渡活動安全評估審查的結果，再審視系統和結構的配置和狀況的變化，結果可以減少系統和結構的冗餘情形。
9. 根據變更的條件修改經營要求和控制方式，這應包括維持適當安全標準所需的人員數目。
10. 安裝和/或驗證足夠的障礙以防止污染的擴散。
11. 驗證適當的保障和安全。
12. 檢查和更新相關設施圖紙和其他文件，以反映在營運期和/或過渡期間所做的變更。
13. 培訓和了解設施人員未來的工作和作用。

### 3.5 IAEA 與 NRC 在除役準備與過渡階段的法規比較

從 IAEA 明定主管機關職責的相關規定：主管機關負責所有除役階段的法規，由初始規劃至作業終止或最終設施解除法規管制。主管機關應該建立除役的安全標準與規定，包括產生之放射性廢棄物的管理，並且要採

取活動來確保符合法規要求。另一方面“考察美國除役中核能電廠”經濟部出國報告<sup>11</sup>中，EPRI指出：在美國，管制核能電廠除役主要的文件有PSDAR及LTP，其中LTP的內容較為詳細並須經過NRC核准。除了這2份文件外，為了進行除役，需要更新運轉執照。此外，電廠仍需技術規範、緊急計畫、品保計畫、廠外劑量估算手冊（ODCM）、防火計畫以及除役安全評估報告（DSAR）。為了因應主管機關之要求，EPRI也會做出承諾以符合NRC要求。

在3.3.5除役計畫中，IAEA為了顯示除役可以安全完成符合所定義的結束狀態，運轉組織應該於整個設施運轉期中準備及維持一除役計畫，除非另有主管機關的許可。除役計畫應該被輔以一適當的安全評估，評估內容涵蓋除役期間可能發生的規劃除役活動及異常事件，評估應該處理職業曝露及可能導致民眾曝露的放射性物質外釋。而在3.1.2.2動力用核子反應器執照終止的相關規定中，美國NRC認定除役計畫之完成應完成以下項目：

1. 證實所有管制物料（含廢棄物）均予以處置，並遞送登錄表格至核管會。
2. 已執行輻射偵測，並遞送登錄表格至核管會。
3. 已適當地執行管制物料處置。
4. 針對放射性污染，已做合理的除污。
5. 保證場址已符合除役計畫。
6. 完成輻射偵測或證實場址已適合釋出（根據執照終止計畫）。

依上述之意，IAEA需完成除役計畫的報告製作，而美國NRC只採取除役計畫的原則，報告完成可在執照終止計畫內呈現即可。美國NRC認定除役計畫之完成應完成的六個項目，對應IAEA亦都有相關的指引，表3.6

則提供了 IAEA 與 NRC 在除役準備與過渡階段的法規（除役計畫）比較，得知美國與國際間法規的不同點，亦可視為 PSDAR 與 IAEA 法規的比較。

表 3.6 IAEA 與 NRC 在除役準備與過渡階段的法規（除役計畫）  
比較<sup>11</sup>



#### 第四章 收集、研析與分析比較核電廠除役準備與過渡階段之國

IAEA (需完成除役計畫的報告製作)	NRC (採取除役計畫的原則，報告完成可在執照終止計畫內呈現)
設施運轉期間，應該保留與除役相關的適當紀錄與報告 (例如設施的使用紀錄、事件與異常事件、放射性核種存量、輻射劑量率及污染程度)。	證實所有管制物料 (含廢棄物) 均予以處置，並遞送登錄表格至核管會。
應該在一新設施進行建造之前就應該進行場址的基線偵檢 (baseline survey)，包含獲得輻射狀態的資訊，並在除役之前進行更新。此資訊將會被用於決定結束狀態偵檢期間的背景狀況。	已執行輻射偵測，並遞送登錄表格至核管會。
在除役活動執行階段之前，應該要完成準備最終除役計畫併陳報給主管機關來核准。此計畫應該定義計畫如何管理，包括：場址管理計畫、相關組織的角色與職責、安全與輻射防護措施、品質保證、廢棄物管理計畫、文件與紀錄保存規定、安全評估與環境評估及其標準、執行階段的監督措施、必要的人身防護措施以及任何主管機關所建立的其他規定。	已適當地執行管制物料處置。
在除役活動執行階段之前，應該要完成準備最終除役計畫併陳報給主管機關來核准。此計畫應該定義計畫如何管理，包括：場址管理計畫、相關組織的角色與職責、安全與輻射防護措施、品質保證、廢棄物管理計畫、文件與紀錄保存規定、安全評估與環境評估及其標準、執行階段的監督措施、必要的人身防護措施以及任何主管機關所建立的其他規定。	保證場址已符合除役計畫。
此資訊將會被用於決定結束狀態偵檢期間的背景狀況。	完成輻射偵測或證實場址已適合釋出 (根據執照終止計畫)

## 際經驗資訊之相關資料

本章節為 Oyster Creek 核除役先期規劃經驗，以及 Maine Yankee 和 Connecticut Yankee 除役專案成功經驗的回饋<sup>12</sup>。Oyster Creek 電廠在最後停止運轉前即進行除役規劃，可以讓資方節省許多經費，並備妥許多合理計畫，能讓電廠由運轉至除役有秩序及循序漸進的轉換。

MaineYankee 及 Connecticut Yankee 核電廠已完成全部的除污和整治工作，為了將來的除役計畫能夠獲取必要的經驗，描述了過渡期的活動、除役承包商的選用、用過燃料貯存、與主管機關和利害關係者的互動、工程及技術的使用、廠址關閉議題等，這些議題都是除役的過程中會遭遇到且無可避免的。

### 4.1 Oyster Creek 核能電廠之除役先期規劃經驗

在 2003 年 AmerGen Energy 被 Exelon 收購，並且由於其它燃料的發電成本開始上揚，於是 Oyster Creek 電廠繼續運轉，原本 40 年的運轉執照於 2009 年到期，Exelon 於 2005 年申請延役 20 年，2009 年 4 月 8 日獲准延役至 2029 年 4 月 9 日。在獲准延役後的一週，工作人員發現由於 1991 年埋管時未適當地隔絕，導致氬外洩，並污染地下水及進入河川中。2010 年 12 月，Exelon 宣布將於 2019 年停止運轉，比預計的除役時間提早 10 年。

由於上述的緣故，原規劃的除役計畫沒有施行，但 Oyster Creek 電廠在最後停止運轉（原本假設的 2000 年）前即進行除役規劃，可以讓資方節省許多經費，並備妥許多合理計畫，能讓電廠由運轉至除役有秩序及循序漸進的轉換過渡。

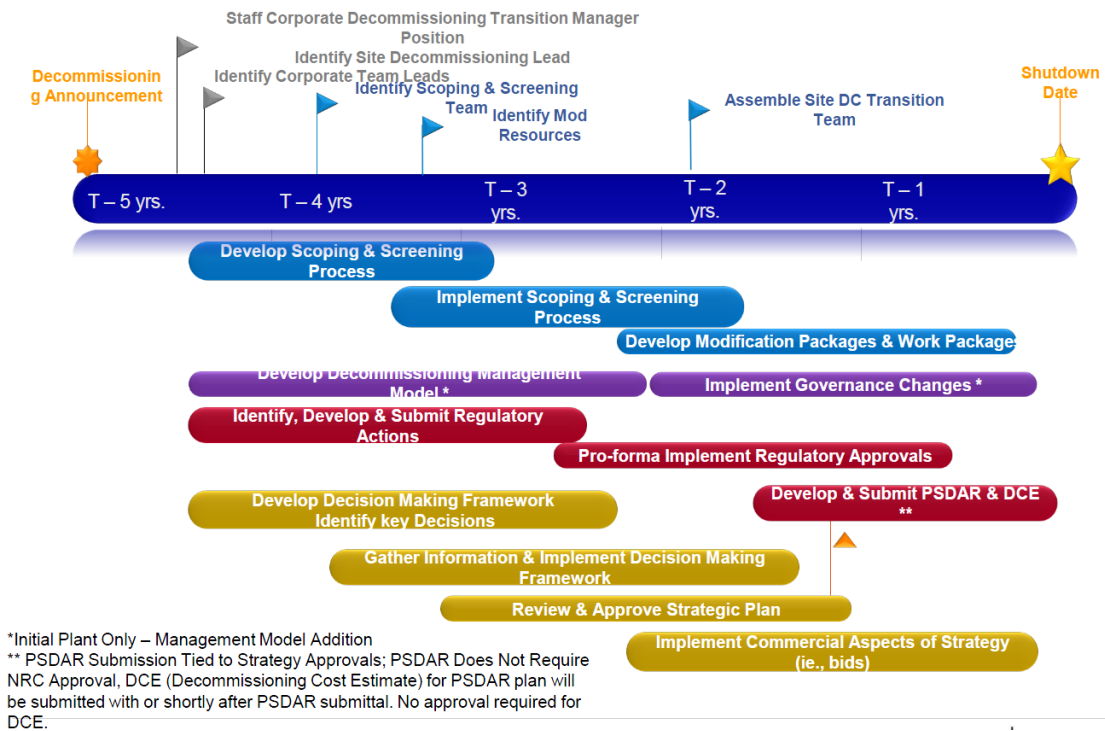


圖 4.1 美國 Exelon 除役管理模式示意圖<sup>1</sup>

Oyster Creek 電廠擁有單一 BWR 機組，位於 New Jersey 州中部海岸邊，可生產電力 620 MWe，於 1969 年開始運轉；它採用「BWR-2」NSSS（Nuclear Steam Supply System）的設計，是屬於早期的世代，使用相同設計的機組相當少，圍阻體為 BWR 通用的「MARK I」型。

當除役計畫開始時，對此型電廠的除役思考方向是特別的；大部分重要的考慮點就是在 MARK I 圍阻體內，用過核燃料儲存池與反應器相鄰太近；在預定 2000 年 9 月停止運轉時，用過核燃料儲存池幾乎將完全放滿了用過核子燃料（2980 束），此時廠址內並無申請乾貯執照；在除役時，核能公司對乾式貯存或濕式貯存也尚無作最後的決定。

另一個影響除役的主要因素是用過核燃料儲存池的設計基礎，因 Oyster Creek 電廠的用過核燃料儲存池設計基礎在業界是獨特的，原來用過核燃料儲存池之設計基礎，並無考慮沸騰或其他不正常事件時能安全無虞；故除役計畫須重新考慮用過核燃料儲存池之冷卻系統設計，以確保除役後長期使用。在 1997 年已先預定 Oyster Creek 電廠繼續營運至 2000 年秋天後停止運轉並立即轉換過渡至除役工作；這種在營運時即規劃好除役之計畫，很明顯的顯示出這是最合乎經濟效益的除役方式；有許多電廠（例如 Connecticut Yankee, Maine Yankee, Trojan, Rancho Seco and Yankee Rowe 等）提早停止運轉，然後做決定準備除役；這樣的方式比較浪費，因為在停止運轉後仍維持著過多的人員，且不必要的委任契約仍然有效，而一些原本可在停止運轉前即可啟動的工程在停止運轉後才能開始執行。

#### **4.1.1 計畫組織**

為了開展除役計畫並確保電廠能順利繼續運轉至 2000 年 9 月，工程部門成立一個小型的除役計畫小組<sup>12</sup>。透過包商的協助在 1997 年至 1998 年間完成了所有的計畫工作，在 1999 年，小組經由增加的兩個申照小組及 12 至 14 位工程人員來發展細部的申照策略及所有除役工作所需要的工程計畫修改，因為已是最後一個運轉週期，電廠也不需要再規劃其他工作計畫，故讓這些電廠人員和包商一起工作。

#### **4.1.2 人力轉移**

推動除役計畫所獲得的主要財務利益是來自於人力的精簡，在 Oyster Creek 電廠，在運轉時大約需要 800 人，預估在最後停止運轉除役工作開展時約只需要 400 人，而當主要除役工作進行時可更精簡至 300 人。為順利促進由運轉至除役之工作任務轉換，除役工作任務應在最後停止運轉前之

三個月開始安排，並在停止運轉後三個月內完成，原則上應以除役工作任務來選擇適當人員，並以保留計畫來安置未被選中之人員。

除役時需要比運轉時更多不同的技能；雖然電機、機械、儀控、操作人員都需要，但所需的員工數卻比運轉時來得少；故從運轉時需要高技能技術人員轉變成除役時低技術的勞力工人，因此，除役時需要多種技能的員工以提高除役時的效率。在 Oyster Creek 電廠，為了增加彈性，增加了六類新的勞務工作，六類新的技術人員為：

1. 除役輻射安全防護技術員。
2. 除役核能機械維修技術員。
3. 除役核能電子維修技術員。
4. 除役核能儀器控制技術員。
5. 除役核能設備操作技術員。
6. 除役管制站協助人員。

進行了下列 6 項文化轉移的活動：

1. 拜訪正在除役中的電廠。
2. 舉辦『程序與文化』之學習課程來確定所需技能及文化的改變。
3. 建立除役的目標。
4. 發展『轉換管理』的計畫。
5. 計畫籌辦培養『轉換管理』程序的研討會。
6. 發展描述機組工作人員工作的討論，以確認在除役時所需改變的技能。

除役計畫規劃擬定了除役時所需的計畫、策略、學習及工作內容，並成為 Oyster Creek 電廠除役時的整合計畫，除役計畫規劃共被細分成 52 個獨立計畫。

#### **4.1.3 除役的階段**

計畫中規劃除役過程為 4 個階段：第一階段 - 除役計畫及準備、第二階段 - 除污及拆除之計畫準備及修正、第三階段 - 除污及拆除及第四階段 - NRC 廠址外釋及執照終止。

##### **4.1.3.1 除役計畫及準備**

從計畫開始至電廠停止運轉，在此階段規劃的活動如以下 16 項：

1. 規劃假設和設計基準。
2. 策略及計畫。
3. 支持計畫的技術及可行性評估。
4. 時程。
5. 修改程序。
6. 關鍵決定及里程碑。
7. 員工轉移計畫。
8. 執照申請。
9. 電廠設計修改。
10. 經費評估。

11. 意外事件計畫。
12. 低階放射性廢棄物計畫。
13. 用過核子燃料管理。
14. 廠址特性調查。
15. 與員工及股東溝通。
16. 工會協議。

#### **4.1.3.2 除污及拆除之計畫準備及修正**

在最後停止運轉後至正式除污及拆除工作前，在此階段規劃的活動如下 7 項：

1. 石棉的去除。
2. 運轉系統的特性調查及特質。
3. 一次側系統的化學除污。
4. 安裝除役電廠必要的修改，例如是電力的轉換、燃料池冷卻系統的轉換、監控站、冷暖氣通風空調 (HVAC) 的轉換及輻射監控系統。
5. 安裝暫時性的設施。
6. 安裝廢棄物處理系統。
7. 系統掛牌及排水。

#### **4.1.3.3 除污及拆除**

硬體除污、拆除及裝運，此階段規劃的活動如下：

1. 移除大型組件，例如反應器壓力槽、蒸汽產生器。
2. 除污。
3. ISFSI 設計及建造。
4. 傳送燃料至乾式貯存設施（如果有使用）。
5. 液體廢棄物的處理。
6. 移除活化混凝土及結構材料。
7. 考量 GTCC。
8. 區域拆除。

#### **4.1.3.4 NRC 廠址外釋及執照終止**

執照終止計畫必須在廠址執照有效日之前兩年提出，且須依據 10 CFR 20.1402 之規定將電廠除污至允許廠址可毫無限制的作後續使用，一旦完成這些工作並獲得廠址勘查確認，電廠之執照即可終止。第四階段之後 - 乾式用過核子燃料貯存期，從廠址保護區之釋放，一直延續到所有用過核子燃料從廠址移出為止。



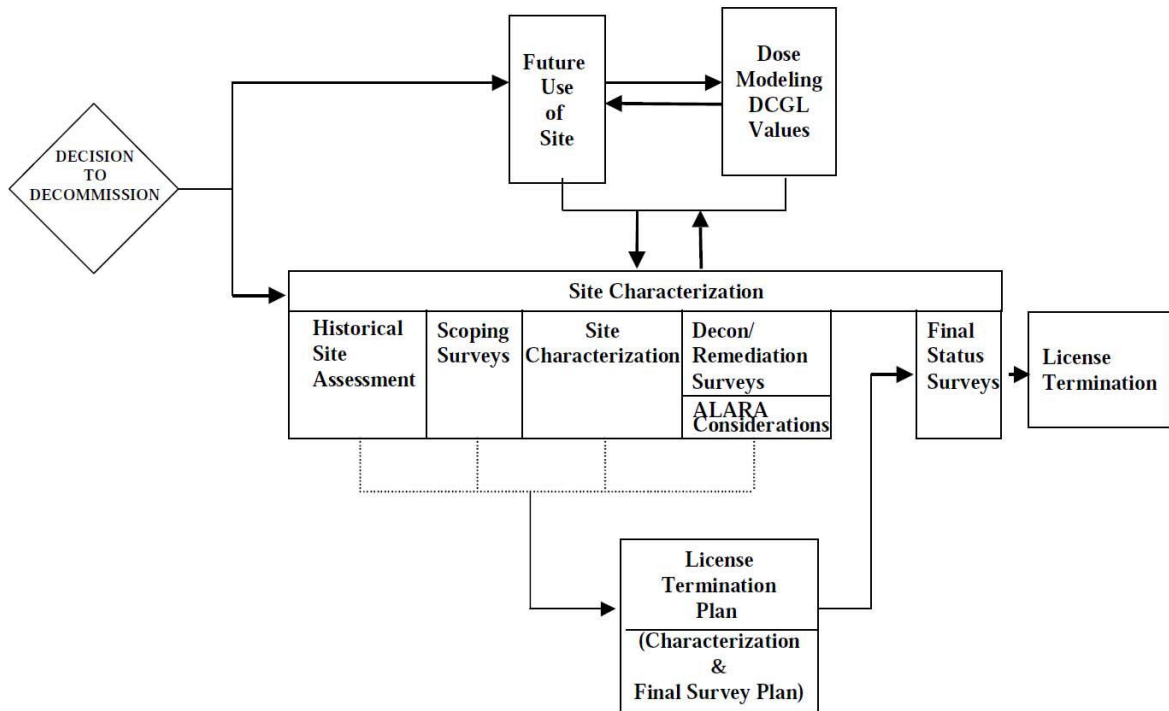


圖 4.2 Oyster Creek 核電廠除役廠址外釋及執照終止流程示意圖<sup>12</sup>

#### 4.1.4 申照策略

Oyster Creek 意圖發展一套能夠在永久停機後可立即除役的申照策略，以下是他們為達到此目標所做的努力：

1. 公開坦誠的與主管機關溝通意見。
2. 為能夠儘可能應用到除役基金，提出一個管制時程表。
3. 確認在最後停止運轉時，除役申照基礎已完成。
4. 需要 NRC 核可的文件，在確定要永久停機時，儘可能越早提出申請（最後停止運轉或燃料移除的 30 天內）。
5. 若計畫在 2000 年秋天停止運轉，則在 2000 年 6 月準備好所有必須的申請核可文件，需要補充的計畫及程序書均與 NRC 的審查同步進行。

6. 從管制需求裏要求做最大可能的豁免，目的是為在除役有急迫的狀況時，讓管理具有靈活性來修改方案、計畫和程序。
7. 應用現成的管制機制完成目標：
  - 1) 法規的變化影響除役。
  - 2) 執照條件 - 10 CFR50.54 (意即變更而不需 NRC 的核准)。
  - 3) 特別豁免 - 10 CFR50.12。
  - 4) 變更、測試和實驗 - 10 CFR50.59 (意即變更而不需 NRC 的核准)。
8. 應用 10 CFR 50.54 至 10 CFR 50.59 等條文，可能減少 NRC 的管制。
9. 多應用文件及業界努力的成果。
10. 於可能的範圍內，在申照文件裡併入風險的評估。
11. 聘用一個整合團隊對所有主要申請文件作審查，以確保這些文件與計畫均為一致。
12. 和管制單位維持有效的工作關係，由電廠不同階層的人員與管制單位之關鍵人員保持聯繫。
13. 與 NRC 人員對申照文件之內容與時程一齊努力，常舉行狀況會議 (例如，每季)。
14. 與州政府常舉行狀況會議。
15. 發展及維持與工業界的接觸。

有關除役文件：停機後除役作業報告、永久停機之聲明書、永久移空燃料之聲明書、燃料處理程序認證計畫、保險豁免、緊急計畫豁免請求/燃料移除緊急計畫等，雖需要時間準備，但只須在最後停止運轉前約 8~12 個月之準備時間即可。而有關燃料移除技術規範、燃料移除安全分析報告、燃料移除品質保證計畫、安全計畫的豁免請求/燃料移除安全計畫等除役必備文件之最後草稿，則在其他除役活動啟動前，即須備妥這些文件，故準備工作應在最後停止運轉前 30 個月開始進行。

#### **4.1.5 國外除役公眾溝通與參與的相關作法與經驗**

當電廠停止運轉開始除役，社會大眾需要與運轉時同樣地信賴電廠；溝通若無效，將可能在除役過程中任何階段引起明顯的阻礙。近三十年來，Oyster Creek 電廠和員工及社會大眾已培養並已建立堅強的溝通成效；雖然如此，但電廠提前除役的決定宣佈時，原溝通方式須再評估且需另外建立溝通計畫。

##### **4.1.5.1 溝通計畫**

1. 溝通計畫的目的需簡單明確。
2. 增加公眾了解除役計畫，減少注意並獲得支持。
3. 增加員工了解除役計畫，期望在公司目標會議上獲得主動支持。
4. 預先對除役計畫規劃提供溝通管道並藉以順利轉成除役的組織。

##### **4.1.5.2 潛在除役的關鍵問題**

1. 公眾不明白的除役過程及其影響。

2. 關閉 Oyster Creek 對經濟的影響。
3. 員工必須能夠及時和準確的資訊。
4. 低階及高水平放射性廢棄物問題，包括貯存和運輸。
5. 廠址的未來將如何使用？
6. 輻射釋放對健康的影響。
7. 在除役計畫過程中的公眾參與。
8. 公眾對 GPU Nuclear 的信任。
9. 計畫成本 - 資金來源。
10. 除役的方法。
11. 最終址外釋標準。
12. 目前廠址的放射性/非放射性污染。

#### **4.1.5.3 建立主要訊息**

1. 除役不會明顯釋放的放射性物資到環境中。
2. 除役對健康不會造成不良影響。
3. 存在安全地工作的技術。
4. 其他除役計畫已安全地完成。
5. 持續對環境的承諾。
6. 告知公眾有關的主要活動。
7. 在計畫期間，公眾將擔任顧問的角色。

8. 及時告知公眾任何問題。
9. 可以信任 GPU Nuclear 安全地作業。
10. 足夠的資金完成計畫。
11. 即刻的拆除是安全和經濟的。

#### **4.1.5.4 確認主要溝通對象**

1. 區域居民。
2. 員工，包括承包商。
3. 地方、州、聯邦政府官員。
4. 媒體。
5. 商業和意見領袖。
6. 主管機關。
7. 教育工作者和學生。
8. 特殊利益集團。
9. 核電產業。

#### **4.1.5.5 溝通工具**

1. 外部通訊。
2. 內部通訊（包括電廠員工每週的時事通訊、快訊或特別通訊）
3. 小冊子，特殊的出版物。
4. 專業刊物的文章。

5. 公眾意見調查。

6. 影片。

#### **4.1.5.6 相關活動**

1. 小組會議/公共論壇/開放建築物。

2. 旅遊。

3. 講師團。

4. 持續的成員參與各種公民組織/社區組織。

5. 為教育工作者的特別節目。

6. 教育中心展示除役。

7. 有關除役特別的參訪和方案。

8. 協助區域教育工作者建立除役相關的課程。

## **4.2 Maine Yankee 核能電廠之除役規劃經驗**

在 1968 年 10 月 21 日發出 Maine Yankee 的建廠執照，1972 年 9 月 15 日發出的營運執照，允許操作最高達 75% 額定熱功率。1972 年 12 月 28 日，該電廠開始投入商業運轉。1973 年 6 月，電廠收到的全功率運轉執照，最高達 2440MWt，相應的約 774 MWe。運轉執照之後修訂允許運轉至 2700 MWt，此功率約淨 931 MWe 電力輸出。在 20 世紀 90 年代中期，Maine Yankee 遇到各種操作和法規管制上的難題。1995 年，電廠幾乎整年關閉，為了修復蒸汽產生器。Maine Yankee 因各種問題於 1996 年 12 月 6 日最後一次關閉，這些問題包括不適當的電纜分離、更換破損的燃料棒以及檢查電廠的蒸汽產生器。這次停止運轉，預計將至少持續到 1997 年 8 月。基於

這樣的歷史，董事會主導了 Maine Yankee 電廠未來繼續運轉的可行性經濟評估。1997 年 5 月，董事會宣布，因經濟因素的考量和基於電廠運作的不確定性，Maine Yankee 考慮永久停機，董事會還探討了出售電廠的可能性。1997 年 8 月 6 日，在經濟方面的原因，Maine Yankee 原子動力公司董事會投票永久停止發電運轉和立即啟動除役程序。

#### 4.2.1 停止運轉前規劃

在 1996 年和 1997 年，除役的初步規劃工作開始了。這些工作包括：

1. 草擬 PSDAR。
2. 開始開發一系列提交給 NRC 的豁免請求。這些豁免請求包括緊急應變計畫的要求、減少保險要求、技術規格的變化。也準備永久停止經營和永久移除燃料狀態的 NRC 認證。
3. 回顧之前的除役費用估計。
4. 評估除役策略選擇（立即或遲延）。
5. 初步評估除役方法—自我執行或外包。
6. 初步評估利益相關者互動的需求。

#### 4.2.2 過渡期取照作業

第一個取照的行動在宣佈決定除役後，提送 NRC 認證 Maine Yankee 永久停機，並且從反應器壓力容器永久性地移除所有燃料。在董事會宣佈除役的決定之後，這些認證已提交 NRC。這些文件提交之後，下一個關鍵步驟是提交 PSDAR。該廠址提交的 PSDAR 以其他設施作為參考模型，但是還是需有 Maine Yankee 廠址針對除役計畫特有的數據，如初步除役的時間

表、估計成本、估計廢棄物量和輻射曝露值。1997年8月27日 Maine Yankee 特有的 PSDAR 提交到 NRC，PSDAR 的提交認定「終止和廠址整治執照」應在停止運轉 7 年內完成。在 1997 年 8 月 Maine Yankee 終止運轉，PSDAR 表明 Maine Yankee 除役將於 2004 年 8 月完成，實際為 2005 年 10 月完成。

#### 4.3 Connecticut Yankee 核能電廠之除役規劃經驗

Connecticut Yankee (CY) Haddam Neck Plant (HNP) 核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。反應器安置了 4 迴路閉路循環壓水式核蒸汽供應系統 (Nuclear Steam Supply System, NSSS)；渦輪發電機和電力系統，專門的安全設施，放射性廢棄物系統，燃料處理系統，儀表和控制系統；必要的輔助設備；廠房系統結構和其他現場設施。CY HNP 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 日永久停機。1996 年 12 月 5 日 CY 通知 NRC HNP 永久停機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，CY 開始 HNP 除役。按照法規規定在 1997 年 8 月 22 日提交 PSDAR (其後於 2002 年 10 月 22 日修訂)，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，以反映核電廠的永久停機狀態，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機狀態。1999 年 10 月 19 日修訂營運執照以反映用過核燃料長期儲存在用過核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燃料池內的長期燃料儲存 (移除燃料緊急計畫、安全計畫、品質保證計畫、及操作人員培訓計畫)。



#### 4.3.1 停機後除役活動報告

CY PSDAR 於 1997 年 8 月 22 日簽發，在 2002 年 10 月 22 日修訂。

CY PSDAR 包含以下資料內容：

1. 計畫除役活動的說明
2. 除役方法的一般描述
3. 估計人員輻射曝露量
4. 估計放射性廢棄物產生數量
5. 除役時間表
6. 估計除役成本
7. 對環境的影響

由於在電廠永久停機後不久，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, CAL）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曝露，雖然不是過量曝露，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 完成保健物理計畫中某些令 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，對保健物理程序和做法進行完整的審查和更新。

#### 4.4 分析比較國際核能先進國家核電廠除役準備與過渡階段的經驗方法與結果，條列出除役重點項目，作為導則之參考

以下有 8 項關鍵重點方向，建議予管制單位，以精進除役審查技術。

1. 除役工作之規劃與廢料管理方式息息相關，廢料（高階與低階）管理途徑必須及早確定，才能做好除役工作規劃。目前各國有關用過核燃料最終處置場進度遲滯不前，最快的是芬蘭於 2016 年底通過審查核發建照執照；針對此現象，各國普遍採取中期貯存（濕式或乾式）方式處理，將用過核燃料與設施適度分離，以便除役拆廠作業順利進行；其中濕式貯存部分，大部份國家採取的策略是所謂用過核燃料島概念(spent fuel island concept)，也就是新建一用過燃料池，其功能與舊池相同，包括注水與排水、過濾、淨化與冷卻等，但因用過燃料已於舊燃料池冷卻一段時間，故所須規模較小，部份業者並善利用此點而將新池緊臨舊池建造。

2. 有關拆除策略，一般有 2 種，先拆高劑量區 (from hot to cold) 或先拆低劑量區 (from cold to hot)，2 種策略各有優劣，前者優點是快速降低設施放射性強度 (radioactive inventory)，簡化後續輻射防護作業；而後項策略優點是避免放射性污染擴大 (cross-contamination on cold equipment)。

3. 核管會核能電廠除役申照步驟，美國法規規定核能電廠永久停機後 60 年內必須完成除役。10 CFR 50.82 明定美國核能電廠一旦永久停機，經營者必須在 30 日內向 NRC 提出永久停止操作書面證明。放射性用過核子燃料一旦永久移出反應器壓力槽，經營者必須向核管會提出另一書面證明，放棄其運轉反應器或裝載燃料至反應器壓力槽的權利，此消除一些在反應器運轉期間所需的義務遵守要求。

4. 法國目前核設施除役的規定：首先由運營者至少提前 3 年提出除役計畫，然後由業主審核通過，並至少在停止運轉前 1 年，向核能安全局提交最終停止運轉申請，核能安全局審核最終停止運轉申請以及安全文件後，核設施最終停止運轉，同時公布核設施最終停止運轉和除役法令，進入除役階段。當核設施達到可以除役的最終狀態後，由 CEA 向核能安全局提交除役申請文件，並詳細說明除役後核設施預計達到的最終狀態，經過行政審核後，才可以實施核設施的除役。預定的最終狀態規定清除所有危險物質，尤其是放射性物質。圖 3.5 及圖 3.6 舉出美國計畫性及非計畫性除役例行工作完成項目的時程表作為比照參考，以計畫性除役例行工作完成項目的時程表看來，除役例行工作開始前三年就作預備，較具充分及完備性。

5. 美國核子設施的除役活動大致可分為三個階段，如圖 3.1，經由 2017 年 8 月 15 日原子能委員會主辦的「2017 核能電廠除役審查與管制研討會」所提供的資料得知，美國核子設施整個除役管制時程長達 60 年，有 5 項優點：1. 劑量率可更低。2. 放射性廢棄物體積可更小。3. 除役資訊更加完備制度化。4. 除役基金更充足。5. 多機組的場址更加安全。

6. 美國 NRC 接到 PSDAR 後 90 天在無具體核管會核准的情況下，運營者能開始主要除役活動，這與其他國家的除役計畫須先經安全主管機關審查核准有所不同，NRC 亦已提出法規修正案，改採 PSDAR 須先經 NRC 審查核准後才能開始除役活動，以強化 NRC 對核電廠除役的管制作業。在 3.3.5 除役計畫中，IAEA 為了顯示除役可以安全完成符合所定義的結束狀態，運轉組織應該於整個設施運轉期中準備及維持一除役計畫，除非另有主管機關的許可。除役計畫應該被輔以一適當的安全評估，評估內容涵蓋除役期間可能發生的規劃除役活動及異常事件，評估應該處理職業曝露及

可能導致民眾曝露的放射性物質外釋。而在 3.1.2.2 動力用核子反應器執照終止的相關規定中，美國 NRC 認定除役計畫之完成應完成以下項目： 1. 證實所有管制物料(含廢棄物)均予以處置，並遞送登錄表格至核管會。 2. 已執行輻射偵測，並遞送登錄表格至核管會。 3. 已適當地執行管制物料處置。 4. 針對放射性污染，已做合理的除污。 5. 保證場址已符合除役計畫。 6. 完成輻射偵測或證實場址已適合釋出(根據執照終止計畫)。依上述之意，IAEA 需完成除役計畫的報告製作，而美國 NRC 只採取除役計畫的原則，報告完成可在執照終止計畫內呈現即可。美國 NRC 認定除役計畫之完成應完成的六個項目，對應 IAEA 亦都有相關的指引，表 3.6 則提供了 IAEA 與 NRC 在除役準備與過渡階段的法規(除役計畫)比較。

7. 當電廠停止運轉開始除役，社會大眾需要與運轉時同樣地信賴電廠；溝通若無效，將可能在除役過程中任何階段引起明顯的阻礙。美國 Oyster Creek 電廠，運轉近三十年來，和員工及社會大眾已培養並已建立堅強的溝通成效；雖然如此，但電廠提前除役的決定宣佈時，原溝通方式仍須再加評估，並且建立新的溝通計畫與平台，以利除役工作的進行。此為除役過渡階段極重要的項目。

8. 美國 EPRI 近期(2016 年)發行過渡階段除役導則技術報告，整理了近期美國幾座除役電廠，及國際間德國、法國、西班牙、瑞士等國的作法，附錄為導則的重要摘錄中文報告，可作管制單位的參考。

#### 4.5 核電廠除役準備與過渡階段之審查管制重點及建議

表 2.1 為 TGPFD 調查各會員國有關除役執照與除役計畫內容比較之項目，亦可作為管制視察方式的檢核表，以檢視本國管制機關在除役準備與過渡階段的管制作為是否充分。

除役工作之規劃與廢料處理方式息息相關，廢料（高階與低階）處理途徑宜及早確定規劃；建議本國管制機關也應除役例行工作開始前三年就先進行審查作為，將可縮短除役過渡期、降低除役經費、提升除役完備；建議本國管制機關亦採取美國方式，以審查 PSDAR 的精神，先經核准後，才開始除役活動為宜；電廠除役的決定宣佈時，原溝通方式仍須再評估並規劃，宜根據現行狀況，另外建立新的溝通計畫。

## 第五章 結論與建議

本研究已蒐集並研析 International Symposium on Preparation for Decommissioning 2016(Lyon, France 16-18 February 2016)(<https://www.oecd-neo.org/rwm/wpdd/predec2016/>)國際除役最新資訊，掌握主要國際組織及各國對核電廠除役準備與運轉過渡階段的作法、技術及寶貴的實務經驗回饋。現階段，已彙整美國、德國等除役機組較多國家的除役經驗，以及國際原子能總署 IAEA 的除役規範資料，將其除役過渡階段的工作重點、規範事項以及準備策略進行研析。掌握國際組織及核能先進國家對核電廠除役準備與運轉過渡階段的作法、技術與經驗，建立我國核電廠除役準備階段與過渡階段之管制重點與作法。

核電廠運轉執照到期後將如期執行除役計畫，除役作業必須足以保障公眾之健康安全、消除對環境保護及生態保育之影響、符合輻射防護作業及放射性物料管理規定等要求。故建議參酌國際先進除役準則與實務經驗，評估除役計畫書中各個作業項目符合安全準則，有必要可做彈性調整及適度修正，除確保除役計畫未來執行之安全性與可靠度，並可提升除役安全管理規範符合各項安全標準，以增進核電廠除役之安全審查與管制技術，達到作業安全與及時完成的目標。

## 第六章 重要參考文獻

1. International Symposium on Preparation for Decommissioning 2016 (Lyon, France 16-18 February 2016)
2. “Final Generic Environmental Impact Statement on Decommissioning of Nuclear Facilities: Supplement 1, Regarding the Decommissioning of Nuclear Power Reactors (Volume 1: Main Report, Appendices A through M) (Volume 2: Appendices N, O and P)”, NUREG-0586, US NRC Nov. 2002.
3. NRC Public Meeting October 27, 2014 (Post-Shutdown Decommissioning Activities Report)
4. Guidance for Transition from Operational to Decommissioning for Nuclear Power Plant, EPRI # 3002007551Final Report, June 2016。
5. “主要國家核子反應器設施除役相關法規研究”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。
6. “參加經濟合作發展組織/核能署(OECD/NEA)第17屆核設施除役工作小組(WPDD)會議”行政院原子能委員會放射性物料管理局出國報告，民國105年12月30日。
7. IAEA Safety Standards Series No. WS-R-5, “Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material”, Safety Requirements, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, 2006. This publication has been superseded by GSR Part 6.
8. IAEA Safety Standards Series No. WS-R-3, “Remediation of Areas

Contaminated by Past Activities and Accidents”, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, (2003) .

9. IAEA Safety Standards Series No. GS-R-1, “Legal and Governmental Infrastructure for Nuclear, Radiation, Radioactive Waste and Transport Safety”, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, (2000) .

10. IAEA Technical Reports Series No. 420, “Transition from Operation to Decommissioning of Nuclear Installations”, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, 2004.

11. “考察美國除役中核能電廠” 經濟部出國報告，民國 102 年 2 月 6 日。

12. “國際核設施除役案例經驗回饋探討” 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：102FCMA004，民國 102 年 11 月。



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

計畫名稱：

核能電廠除役作業安全審查技術研究

子項計畫四：

核電廠除役準備與過渡階段之國際經驗資訊研析

計畫編號：106FCMA001

執行單位：國立清華大學

計畫主持人：裴晉哲

子項計畫四主持人：裴晉哲

報告作者：裴晉哲、劉千田

報告日期：中華民國 106 年 12 月

子計畫四：

附錄

核能電廠由運轉到除役之過渡階段導則(1版)

Guidance for Transitioning from Operation to

Decommissioning for Nuclear Power Plants

## 摘要

核能電廠於永久停機後，到拆除啟動前，需展開廣泛的關鍵活動，此期間，稱為過渡階段，或稱之為運轉後停機階段。在有些情況下，過渡階段的活動可以用法規明定，但有些情況下，則視實際狀況或可能選項而定。不論是何狀況，依據法規所完成提交的過渡階段計畫，最好在永久停機前作出最適化的規劃。本報告摘要呈現世界各國核能電廠，由正常運轉到除役之過渡階段期間的法規要求與電廠經驗，基於此並發展為核能電廠由運轉到除役之過渡階段導則。

關鍵字：除役、過渡階段、運轉後停機階段、除役管制法規、安全貯存(SAFSTOR)、立即拆除(DECON)

## **Abstract**

A wide range of key activities are necessary after permanent shutdown of a nuclear power plant and before active plant dismantlement can begin. This period between permanent shutdown and the start of active dismantlement is typically referred to as the transition period (or the postoperational phase). In some cases, these transition activities may be prescribed by regulation, while in other cases they may be more practically driven or even optional. In either case, planning for these transition activities and, in some cases, filing of required regulatory submittals should optimally take place prior to final shutdown. This report presents a summary of regulatory requirements and plant experiences with transitioning from normal operation to decommissioning in several countries. Based on these regulations and plant experiences, guidance for the development of a plan to transition from operational to decommissioning status is presented.

### **Keywords**

Decommissioning

Transition period

Post-operational phase

Decommissioning regulations

Safe storage (SAFSTOR)

Immediate dismantlement (DECON)

## 名詞縮寫索引

ADAMS	Agencywide Documents Access and Management System
ALARA	As Low As Reasonably Achievable
BWR	Boiling Water Reactor
B&W	Babcock & Wilcox
CAP	Community Advisory Panel
CE	Combustion Engineering
CFH	Certified Fuel Handler
CFR	Code of Federal Regulations
CR3	Crystal River 3
CVCS	Chemical and Volume Control System
DBA	Design-Basis Accident
DCE	Decommissioning Cost Estimate
DECON	A decommissioning approach involving immediate dismantlement
DF	Decontamination Factor
DOC /DGC	Decommissioning Operations Contractor / Decommissioning General Contractor
DOE	Department of Energy
DSAR	Defueled Safety Analysis Report
DTF	Decommissioning Trust Fund
EAB	Exclusion Area Boundary
EIS	Environmental Impact Statement
ENRESA	Empresa Nacional de Residuos Radioactivos, SA

ENTOMB A decommissioning approach involving encasing all radioactive equipment and structures in material such as concrete

EP Emergency Plan

EPA Environmental Protection Agency

ERDS Emergency Response Data System

ERO Emergency Response Organization

FHA Fuel Handling Accident

FSAR Final Safety Analysis Report

GEIS Generic Environmental Impact Statement

GTCC Greater than Class C

HP Health Physics

HSA Historical Site Assessment

IFB Incipient Fire Brigade

IFMP Irradiated Fuel Management Plan

ISFSI Independent Spent Fuel Storage Installation

LLW Low Level Waste

LTP License Termination Plan

MARSSIM Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual

NRC Nuclear Regulatory Commission

PAG Protective Action Guides

PDEP Permanently Defueled Emergency Plan

PDTS Permanently Defueled Technical Specifications

PSDAR Post Shutdown Decommissioning Activities Report

PSEP Permanently Shutdown Emergency Plan

PWR	Pressurized Water Reactor
RAI	Request for Additional Information
RCS	Reactor Coolant System
RG	Regulatory Guide
RHRS	Residual Heat Removal System
RPV	Reactor Pressure Vessel
SAFSTOR	A decommissioning approach involving deferred dismantlement with some period of safe storage
SFP	Spent Fuel Pool
SFPI	Spent Fuel Pool Island
SG	Steam Generator
SONGS	San Onofre Nuclear Generating Station
SSC	Structures, Systems and Components
TEDE	Total Effective Dose Equivalent(有效劑量)
TS	Technical Specifications

# 目錄

摘要.....	i
Abstract.....	ii
名詞縮寫索引.....	ii
目錄.....	v
表目錄.....	xv
圖目錄.....	xviii
第一章 前言及背景.....	8-1
第二章 在美國的過渡階段管制作法.....	8-1
2.1 美國的核電廠除役背景.....	8-2
2.2 除役信託基金(DTF)的使用.....	8-2
2.3 永久停止運轉證明及燃料永久移除證明.....	8-5
2.4 停機後除役活動報告(PSDAR).....	8-6
2.5 除役費用評估(DCEs).....	8-7
2.6 設計基準文件修訂.....	8-7
2.6.1 結構、系統及組件(SSC)的重新分類或分級.....	8-8
2.7 其他送審文件.....	8-9
2.7.1 緊急計畫豁免.....	8-10
2.7.1.1 永久停機緊急計畫(PSEP).....	8-10
2.7.1.2 燃料永久移除緊急計畫(PDEP).....	8-11
2.7.2 保安/保防豁免.....	8-13
2.7.2.1 NRC 法令廢止.....	8-14
2.7.3 核能保險豁免.....	8-14
2.7.4 除役信託基金(DTF)豁免.....	8-15



2.7.5 運轉員再訓練及職業課程/認證的燃料管理者(CFH)訓練課程.....	8-16
2.7.6 照射過燃料管理計畫(IFMP).....	8-16
2.7.7 除役品質保證計畫 .....	8-17
2.7.8 記錄保存規定豁免請求.....	8-17
2.7.9 執照終止計畫(LTP) .....	8-18
2.8 需修訂的電廠文件 .....	8-19
2.9 自運轉至電廠除役核管會適用的管制規範.....	8-20
2.10 審理中的管制法規/或現有管制法規之可能變更 .....	8-22
2.11 送審管制文件摘要 .....	8-25
第三章 美國除役過渡階段經驗與學習 .....	8-27
3.1 電廠過渡階段到立即拆除除役階段的經驗.....	8-30
3.1.1 San Onofre 電廠 2 號及 3 號機組經驗 .....	8-30
3.1.1.1 管制文件的送審 .....	8-5
3.1.1.1.1 技術規範(TS)的修訂 .....	8-8
3.1.1.1.2 最終安全分析報告(FSAR)的改版修訂 .....	8-9
3.1.1.1.3 緊急計畫(EP)的改版修訂 .....	8-11
3.1.1.1.4 除役品質保證計畫 .....	8-14
3.1.1.1.5 保安計畫的改版修訂.....	8-15
3.1.1.2 電廠解除能源、電力、壓力系統的狀態建立.....	8-15
3.1.1.3 廠址歷史調查與輻射特性調查.....	8-17
3.1.1.4 用過燃料管理.....	8-17
3.1.1.5 除役營運承包廠(DOC)的選擇 .....	8-19
3.1.1.6 防火計畫的變更 .....	8-20
3.1.1.7 工作人員的更換 .....	8-21
3.1.1.8 民眾溝通.....	8-24

3.1.1.9 計畫性除役過渡活動 .....	8-25
3.1.1.10 經驗學習 .....	8-26
3.1.2 Oyster Creek 電廠經驗(1997-2000).....	8-28
3.1.2.1 除役假設.....	8-29
3.1.2.2 除役計畫.....	8-30
3.1.2.2.1 階段一：計畫階段 .....	8-31
3.1.2.2.2 階段二：除污與拆除準備階段.....	8-32
3.1.2.3 人力資源管理.....	8-34
3.1.2.3.2 除役過渡階段組織(階段二).....	8-35
3.1.2.3.3 人力留用規劃(階段二) .....	8-37
3.1.2.4 管制文件送審策略.....	8-37
3.1.2.5 除役工程工作.....	8-40
3.1.2.6 電廠程序修訂.....	8-43
3.1.2.7 低階廢料管理.....	8-43
3.1.2.8 用過燃料管理.....	8-44
3.1.2.9 廠址歷史調查與輻射特性調查.....	8-45
3.1.2.10 溝通計畫 .....	8-46
3.1.2.11 除役計畫成本評估 .....	8-46
3.1.2.12 經驗學習 .....	8-47
3.1.2.12.1 除役計畫 .....	8-47
3.1.2.12.2 執照部分 .....	8-49
3.1.2.12.3 工程部分 .....	8-51
3.1.2.12.4 廠址限制解除 .....	8-51
3.1.2.12.5 用過燃料部分 .....	8-52
3.1.2.12.6 溝通部分 .....	8-52

3.1.3 Oyster Creek 電廠經驗(2011-2015).....	8-54
3.1.4 Maine Yankee 電廠經驗 .....	8-55
3.1.4.1 永久停機前除役規劃 .....	8-57
3.1.4.2 管制文件的送審 .....	8-58
3.1.4.3 人力資源管理.....	8-59
3.1.4.3.1 除役營運承包廠.....	8-60
3.1.4.4 RCS 全系統化學除污 .....	8-60
3.1.4.5 廠址歷史調查與輻射特性調查.....	8-61
3.1.4.6 電廠解除能源、電力、壓力系統的狀態建立.....	8-62
3.1.4.7 用過燃料管理.....	8-63
3.1.4.7.1 中期用過燃料貯存 .....	8-63
3.1.4.7.2 用過燃料廠房改善 .....	8-64
3.1.4.8 民眾溝通.....	8-64
3.1.4.9 其他除役過渡活動.....	8-65
3.1.4.10 經驗學習 .....	8-65
3.1.4.10.1 管理/除役計畫 .....	8-66
3.1.4.10.2 電廠解除能源、電力、壓力系統的狀態建立.....	8-67
3.1.4.10.3 全系統化學除污 .....	8-67
3.1.4.10.4 用過燃料貯存 .....	8-68
3.1.5 Connecticut Yankee 電廠經驗(Haddam Neck) .....	8-69
3.1.5.1 管制文件的送審 .....	8-71
3.1.5.2 人力資源管理.....	8-73
3.1.5.3 RCS 全系統化學除污 .....	8-73
3.1.5.4 廠址歷史調查.....	8-75
3.1.5.5 電廠解除能源、電力、壓力系統的狀態建立.....	8-76

3.1.5.6 用過燃料管理.....	8-76
3.1.5.6.1 中期用過燃料貯存.....	8-76
3.1.5.6.2 用過燃料廠房改善.....	8-77
3.1.5.7 主要除役活動準備.....	8-79
3.1.5.8 其他除役過渡活動.....	8-79
3.1.5.9 經驗學習.....	8-80
3.2 電廠過渡階段到遲延拆除階段的經驗.....	8-83
3.2.1 Vermont Yankee 電廠經驗.....	8-83
3.2.1.1 永久停機前除役規劃.....	8-83
3.2.1.2 管制文件的送審.....	8-86
3.2.1.2.1 永久停止運轉及燃料移除文件.....	8-89
3.2.1.2.2 運轉技術規範修訂.....	8-89
3.2.1.2.3 緊急計畫豁免.....	8-91
3.2.1.2.4 廠址特定品質保證計畫指引手冊.....	8-93
3.2.1.2.5 除役信託基金的豁免.....	8-93
3.2.1.3 電廠解除能源、電力、壓力系統的狀態建立.....	8-94
3.2.1.4 用過燃料管理.....	8-95
3.2.1.5 廠址評估研究.....	8-96
3.2.1.6 拆除活動.....	8-96
3.2.1.7 人力資源管理.....	8-97
3.2.1.8 民眾溝通.....	8-98
3.2.1.9 濕式用過燃料貯存.....	8-99
3.2.1.10 經驗學習.....	8-99
3.2.2 Kewaunee 電廠經驗.....	8-101
3.2.2.1 管制文件的送審.....	8-101

3.2.2.1.1 永久停止運轉 .....	8-105
3.2.2.1.2 運轉技術規範修訂 .....	8-105
3.2.2.1.3 緊急計畫豁免 .....	8-108
3.2.2.1.4 保安計畫變更 .....	8-110
3.2.2.2 電廠解除能源、電力、壓力系統的狀態建立 .....	8-111
3.2.2.3 用過燃料管理 .....	8-111
3.2.2.4 防火計畫變更 .....	8-111
3.2.2.5 人力資源變更 .....	8-112
3.2.2.6 計畫性過渡活動 .....	8-113
3.2.2.7 經驗學習 .....	8-114
3.2.3 Crystal River3 電廠經驗 .....	8-118
3.2.3.1 管制文件的送審 .....	8-119
3.2.3.1.1 運轉技術規範修訂 .....	8-120
3.2.3.1.2 緊急計畫豁免 .....	8-122
3.2.3.2 電廠解除能源、電力、壓力系統的狀態建立 .....	8-123
3.2.3.3 用過燃料管理 .....	8-124
3.2.3.4 防火計畫變更 .....	8-125
3.2.3.5 人力資源變更 .....	8-125
3.2.3.6 其他完成的活動 .....	8-126
3.2.3.7 計畫性過渡活動 .....	8-127
3.2.3.8 經驗學習 .....	8-127
3.2.4 Zion Units 1 and 2 電廠經驗 .....	8-128
3.2.4.1 管制文件的送審 .....	8-129
3.2.4.2 用過燃料管理 .....	8-129
3.2.4.3 廠址歷史調查 .....	8-130

3.2.4.4 其他過渡活動.....	8-131
3.2.4.5 經驗學習.....	8-132
3.3 過渡期間活動總結.....	8-132
第四章 國際間電廠除役過渡期間的管制.....	8-1
4.1 德國.....	8-1
4.1.1 現行管制法規.....	8-1
4.1.2 審理中的管制法規/或現有管制法規之可能變更.....	8-5
4.2 法國.....	8-5
4.2.1 現行管制法規.....	8-5
4.2.2 審理中的管制法規/或現有管制法規之可能變更.....	8-9
4.3 西班牙.....	8-9
4.3.1 現行管制法規.....	8-9
4.3.2 審理中的管制法規/或現有管制法規之可能變更.....	8-10
4.4 瑞士.....	8-10
4.4.1 現行管制法規.....	8-10
4.4.2 其他除役法規.....	8-12
4.4.3 審理中的管制法規/或現有管制法規之可能變更.....	8-13
第五章 國際間電廠除役過渡期的經驗.....	8-1
5.1 德國.....	8-1
5.1.1 Stade.....	8-2
5.1.2 Obrigheim.....	8-4
5.1.3 其他近期停機的電廠(2011-2015).....	8-5
5.2 法國.....	8-8
5.2.1 Chooz.....	8-9
5.3 西班牙.....	8-16

5.3.1 José Cabrera .....	8-16
5.3.1.1 全系統化學除污 .....	8-18
5.4 瑞士 .....	8-19
5.4.1 Muhleberg .....	8-19
第六章 除役過渡期間導則 .....	8-1
6.1 計畫性停機過渡至立即拆除的導則 .....	8-2
6.1.1 一般性除役計畫 .....	8-6
6.1.1.1 美國的電廠 .....	8-6
6.1.1.2 國際的電廠 .....	8-6
6.1.2 管制文件的送審 .....	8-7
6.1.2.1 美國的電廠 .....	8-7
6.1.2.2 國際的電廠 .....	8-9
6.1.3 溝通 .....	8-9
6.1.4 人力資源管理 .....	8-10
6.1.5 廠址歷史調查(HSA)與輻射特性調查 .....	8-10
6.1.6 全系統化學除污 .....	8-11
6.1.7 電廠解除能源、電力、壓力系統的狀態建立 .....	8-11
6.1.8 易燃物的移除及消防隊的轉換過渡 .....	8-11
6.1.9 用過燃料管理 .....	8-12
6.1.9.1 ISFSI 蓋造 .....	8-12
6.1.9.2 燃料廠房改善 .....	8-12
6.1.10 熱點的移除/減少 .....	8-13
6.1.11 石綿絕熱材料的移除 .....	8-13
6.1.12 拆除/釋放非輻射污染系統及建築 .....	8-13
6.1.13 其他過渡活動 .....	8-13

6.2 計畫性停機過渡至遲延拆除的導則 .....	8-14
6.3 非計畫性停機過渡至立即拆除的導則 .....	8-10
6.4 非計畫性停機過渡至遲延拆除的導則 .....	8-13
6.5 現行運轉電廠的導則.....	8-13
6.5.1 除役前的規劃 .....	8-14
6.5.2 管制文件的送審 .....	8-15
6.5.3 除役管制 .....	8-15
6.5.4 廠址歷史調查 .....	8-16
6.5.5 ISFSI 建造 .....	8-16
6.5.6 人力資源考量 .....	8-16
6.6 附加的 EPRI 除役導則 .....	8-16
第七章 參考文獻.....	8-1



## 表目錄

表 2-1 除役信託基金的最大與最小額度範圍(單位：百萬，2012 年第一季美元匯值).....	8-3
表 3-1 本報告中作為過渡階段經驗範例的美國電廠.....	8-28
表 3-2 目前所有美國永久停機電廠的除役狀態，依照永久停機時間排列順序[32, 33, 34, 35].....	8-29
表 3-3 聖奧諾弗爾電廠 2&3 號機管制文件的送審順序和批准情形.	8-6
表 3-4 聖奧諾弗爾電廠 2&3 號機送審管制文件的 NRC ADAMS 資料庫.....	8-7
表 3-5 聖奧諾弗爾電廠 2&3 號機永久停機後移除及保留的 TS 部分摘錄[38].....	8-9
表 3-6 聖奧諾弗爾電廠除役執照終止活動預估的需求人數[53]... 8-22	
表 3-7 聖奧諾弗爾電廠除役執照終止活動需求的承包廠預估人數[53].....	8-23
表 3-8 聖奧諾弗爾電廠除役用過燃料管理需求的預估人數[53]... 8-23	
表 3-9 聖奧諾弗爾電廠除役用過燃料管理需求的承包廠估人數[53]8-23	
表 3-10 聖奧諾弗爾電廠除役廠址復原需求的預估人數[53].....	8-24

表 3-11 聖奧諾弗爾電廠除役廠址復原需求的承包廠預期人數[53].	8-24
表 3-12 Oyster Creek 電廠除役各階段時間表[60]	8-30
表 3-13 設計基準分析與除役使用比較表[60]	8-42
表 3-14 除役及設計準則的工程系統總結表[60]	8-42
表 3-15 除役計畫成本費用[60]	8-47
表 3-16 Maine Yankee 主要電廠過渡階段到除役的時程與主要活動表 [66]	8-56
表 3-17 Maine Yankee 除役的人員配置目標[66]	8-59
表 3-18 康乃迪克洋基除役期間的關鍵事件時間表[47, 73, 74, 75]	8-70
表 3-19 佛蒙特洋基管制文件的送審順序和核准情形	8-87
表 3-20 佛蒙特洋基管制文件的 NRC ADAMS 資料庫	8-88
表 3-21 佛蒙特洋基電廠永久停機後移除及保留的 TS 部分摘錄[78] .....	8-91
表 3-22 Kewaunee 管制文件的送審順序和核准情形	8-103
表 3-23 Kewaunee 送審管制文件的 NRC ADAMS 資料庫	8-104
表 3-24 Kewaunee 電廠除役後移除與保留的 TS 部分對照表[94]	8-107
表 3-25 Kewaunee 電廠除役後燃料完全移動到 ISFSI 保留的 TS 部分 對照表[95].....	8-108
表 3-26 Crystal River 3 管制文件的送審順序和批准情形	8-119

表 3-27 Crystal River 3 送審管制文件的 NRC ADAMS 資料庫 ...	8-120
表 3-28 Crystal River 3 管制文件保留的 TS 部分[113] .....	8-122
表 4-1 法國核廢料分級及管理策略[135, 138] .....	8-8
表 5-1 德國永久停機之核電廠[147~151] .....	8-7
表 5-2 德國 Stade 核電廠的主要除役階段及重要事件[132, 153] ...	8-8
表 5-3 德國 Stade 及 Obrigheim 核電廠的主要除役拆除活動內容[148, 149, 155] .....	8-8
表 5-4 德國 Obrigheim 核電廠的主要除役階段及重要事件[155]...	8-9
表 5-5 法國核電廠除役概況[159] .....	8-9
表 6-1 美國五座核能機組(SONGS 2&3、Kewaunee、Crystal River 3、Vermont Yankee)除役 NRC 審查及核准所需時程 .....	8-4

## 圖目錄

圖 3.1 美國 SONGS 除役例行工作的時間表 .....	8-4
圖 3.2 SONGS2 號機組和 3 號機組 SFPI 計畫的示意圖 .....	8-19
圖 3-3 美國 Oyster Creek 除役第一階段活動的時間表.....	8-32
圖 3-4 美國 Oyster Creek 除役第二階段活動的時間表[60].....	8-34
圖 3-5 美國 Oyster Creek 除役計畫初始階段的組織結構(1997-1998)[60].....	8-35
圖 3-6 美國 Oyster Creek 目前過渡階段的時程規劃[62].....	8-54
圖 3-7 Maine Yankee 過渡階段到除役的時程規劃 .....	8-57
圖 3-8 康乃迪克洋基主要電廠過渡階段到拆除的主要除役活動時程 規劃.....	8-71
圖 3-9 佛蒙特洋基除役過程中預計的人員需求總結(縱軸單位以 FTEs， Full Time Equivalents 表示)[77].....	8-97
圖 3-10 美國 Kewaunee 電廠除役後執照終止預估需求人員的變動總 結[105].....	8-113
圖 4-1 德國除役執照審核流程概覽[128] .....	8-3
圖 4-2 德國除役流程概覽[128] .....	8-5
圖 5-1 德國 Stade 電廠除役時程[154] .....	8-7

圖 6-1 美國核電廠由運轉到除役的過渡階段簡易計畫圖(計畫性停機，立即拆除策略).....	8-5
圖 6-2 美國核電廠由運轉到除役的過渡階段簡易計畫圖(計畫性停機，遲延拆除策略).....	8-16
圖 6-3 美國核電廠由運轉到除役的過渡階段簡易計畫圖(非計畫性停機，立即拆除策略).....	8-12

## 第一章 前言及背景

在核能電廠由正常運轉到除役之過渡階段中，有許多必要進行的活動，其中，有些需要在管制規範的指定，有些則可能在缺乏導則的情況下執行，有些則以實際情形為導向或較具備選擇性，無論在何種狀況，妥適的規劃與符合管制規範要求的除役活動計畫書，都需要在永久停機之前提出，以作為主管機關的審核依據。

本報告摘要性節錄世界各國在核電廠除役方面，其管制要求及過渡階段的經驗，這些國家包括美國、德國、法國、西班牙、以及瑞士等五個國家。其中也指出過渡階段到除役最佳典範及經驗學習，另外，也呈現在不同除役策略下的相關情節，過渡階段到除役相關的導則，以利計畫的闡述。這些情節包括：

1. 計畫性停機過渡至立即拆除(DECON)
2. 計畫性停機過渡至遲延拆除(SAFSTOR)
3. 非計畫性停機過渡至立即拆除(DECON)
4. 非計畫性停機過渡至遲延拆除(SAFSTOR)

再則，導則主要應用於目前正在運轉而近期不預訂將永久停機的電廠，以協助將意外永久停機電廠的成本與衝擊減至最少。

其餘章節內容摘要如下：

- 第 2 章將摘要性節錄在美國由運轉到除役的過渡階段管制作法。
- 第 3 章將摘要性節錄在美國由運轉到除役的過渡階段經驗。
- 第 4 章將摘要性節錄在國際間由運轉到除役的過渡階段管制作法。
- 第 5 章將摘要性節錄在國際間由運轉到除役的過渡階段經驗。
- 第 6 章將摘要性節錄由運轉到除役的過渡階段導則。
- 第 7 章將列出本報告所使用的參考文獻。

## 第二章 在美國的過渡階段管制作法

本章摘要性節錄在美國由運轉到除役的過渡階段相關管制法規，與其他國家不同，美國並無正式的過渡階段期，除役程序中，主要架構的乃藉由送審美國核管會的文件所構成(US NRC)，送審文件的提送，將直接影響過渡期，這些文件包括：

- 永久停止運轉證明及永久燃料移證明
- 停機後除役活動報告(PSDAR)
- 特定廠址除役費用評估(DCE)
- 設計基準文件修訂

除役信託基金(DTF)的使用及部分特定拆除活動，必須在提出上述送審文件之後，方可以啟動，2.3 至 2.6 節，摘要描述送審文件中的財務、法規限制部分。本章其餘說明部分包括：

- 2.7 節摘要陳述非必要提出送審的文件，但於過渡期間提出可能可降的除役成本以及減少除役時程
- 2.8 節摘要陳述需修訂的電廠文件
- 2.9 節摘要陳述可能影響過渡階段的暫停管制/或潛在變更之現有管制



## 2.1 美國的核電廠除役背景

在美國，主要有以下三種電廠除役策略：

- 立即拆除(DECON)：此策略下，電廠於立即永久停機之後，已將所有遭輻射污染的儀器設備進行移除或除污，至 NRC 允許執照終止、廠址釋放、並作非限制性使用程度。
- 遲延拆除(SAFSTOR)：在此策略下，電廠遲延其除役活動多年後，使遭輻射污染的儀器設備活度衰減至 DECON 的情形，方進行除役作業。
- 現地固封(ENTOMB)：在此策略下，輻射活化的儀器及結構係可能以水泥固化方式作現場固封，並以監測系統進行設施監控，直至 NRC 允許執照終止，廠址釋放、並作非限制性使用程度。

以上策略，亦可選擇立即拆除與遲延拆除結合的方式進行除役；或部分組件以遲延拆除，其餘部分以立即拆除方式進行除役。但無論採取何策略，NRC 規定，必須在永久停機後 60 年內完成該廠的除役工作。

## 2.2 除役信託基金(DTF)的使用

在美國，為確保有基金可以運用於電廠的除役，電廠必須保留一信託基金由正常運轉至進入除役程序。此一信託基金由聯邦法規

NRC 10 CFR50.75 所管制，此規範要求電廠需保證有足夠的信託基金額度，可以支持整個計畫性的除役活動，並且需公布一般基金的最小額度。此額度與電廠的機組形式(PWR 或 BWR)、熱功率容量、區域特定工作人員、能量、及廢料處理成本有關。

表 2-1 總結除役信託基金的最大與最小額度範圍(單位：百萬，根據 2012 年第一季美元匯值，也考慮了逐步調升因子)，係根據 10 CFR 50.75 及 NUREG-1307[3]所提到的方法計算得知結果。由結果可知其額度變動非常大，其值與區域特定的廢料處置費用關聯性最大。

表 2-1 除役信託基金的最大與最小額度範圍(單位：百萬，2012 年第一季美元匯值)

額定功率 (MW)	最低除役信託基金額度		最高除役信託基金額度	
	PWR	BWR	PWR	BWR
1200	\$296	\$367	\$746	\$919
1500	\$305	\$375	\$769	\$941
2000	\$320	\$390	\$807	\$977
2500	\$336	\$404	\$846	\$1,013
3000	\$351	\$419	\$884	\$1,049
3400	\$363	\$431	\$915	\$1,081

a) 若功率超過 3400 MW，使用 3400 MW 的資料。若功率低於 1200 MW，使用 1200 MW 的資料。

為完成除役計畫工作，在正常運轉及永久停機後，特定的經費可能使用到除役經費，除役信託基金的控管係根據 10 CFR 50.82 及 10 CFR 50.75。除役信託基金只能在以下狀況動用[2，4]：

- (1)符合 10 CFR 50.2 定義的合法除役活動(詳於 2.7.4 章節中討論)其提用費用。
- (2)信託基金使用後，其結餘金額，不致影響反應器未來的安全貯存費用，或導致花費增加的狀況。
- (3)提用費用不會早成基金短缺，抑制經營者能力，導致無法完成廠址外釋及執照終止的除役工作。

若符合以上狀況，以下的費用可自除役信託基金移除，以利除役的規劃及執行：

- (1)在任何時間(包括正常運轉)，可運用最小基金額度的 3% 來進行除役計畫目的的工作。由表 2-1 總結除役信託基金的最大與最小額度範圍(單位：百萬，根據 2012 年第一季美元匯值)，其金額可算出約為 9-32 百萬元。需特別注意，在 RG 1.184[2]提到，除污、系統洩水、過濾系統移除、以及除役可行性評估等活動皆不宜動用到除役基金。
- (2)在提出永久停機證明問件、燃料移除文件及 90 天內 PSDAR 後(參見章節 2.4)，電廠經營者約可動用到基金的 20%。

(3) 在提出除役經費評估(DCE, 參見章節 2.5)後, 經營者動用到的基金比例可能超過 23%, 並且前述三種文件皆已送審的情形下。

在過渡階段活動中, 美國電廠經營者的除役基金使用狀況, 將在章節 3.3 中討論。

### 2.3 永久停止運轉證明及燃料永久移除證明

當電力公司決定永久停止運轉核電廠後, 必須在 30 日內向核能管制委員(NRC)會提出永久停止操作書面證明, 此證明係根據 10 CFR 50.82(a)(1)(i)規定撰寫。按照 10 CFR 50.82(b)(8), 內容須描述已經或即將停機的日期。此外, 同樣的, 放射性核子燃料一旦永久移出反應器壓力槽, 經營者必須向核管會提出永久清空燃料書面證明(依 10 CFR 50.82(a)(1)(ii)規定撰寫), 此證明並無明確規定提出的時限。以上的兩證明可以合併提出。相關範例, 可由 NRC 網站獲得(agencywide documents access and management system, ADAMS), 另外也可參考本手冊表 3-4、3-20、3-23、及 3-27。

這些證明通知 NRC, 經營者將永久停止機組運轉並自核心移出燃料, 放棄其運轉反應器或裝載燃料至反應器壓力槽的權利, 此消除一些在反應器運轉期間所需的義務遵守要求。但項目不包括控制棒或內部組件的移入或移出。

如上所述，永久停止操作書面證明可以在永久停機日前提出，如 Kewauee 及 Vermont Yankee 電廠，它們並同時提出幾種管制文件，可參考表 3-23 及 3-19。此策略係希望縮短過渡期並減少除役的費用支出。

## 2.4 停機後除役活動報告(PSDAR)

有關除役文件：停機後除役活動報告、永久停止運轉之聲明書、永久移空燃料之聲明書、燃料處理程序認證計畫、保險豁免、緊急計畫豁免請求/燃料移除緊急計畫等，雖需要時間準備，但只須在最後停止運轉前約 8~12 個月之準備時間即可。而有關燃料移除技術規範、燃料移除安全分析報告、燃料移除品質保證計畫、安全計畫的豁免請求/燃料移除安全計畫等除役必備文件之最後草稿，則在其他除役活動啟動前，即須備妥這些文件，故準備工作應在最後停止運轉前 30 個月開始進行。

在 2016 年之前，PSDAR 並不需要 NRC 的正式通過，但 NRC 近期考慮未來 PSDAR 也應該列為 NRC 正式審核的文件。

## 2.5 除役費用評估(DCEs)

在運轉至除役的期間，除役費用評估報告需送 NRC 進行審核，這些評估報告包括：[2，4，6]

- (1)初步除役費用評估：
- (2)除役活動報告中所提到的除役活動預期費用評估：
- (3)廠址特定的費用評估：
- (4)執照終止費用評估：

RG 1.202[4]及 NUREG-1713[6]提供了除役費用評估的指引，相關範例可參考 NRC ADAMS 網站(表 3-4、3-20、3-23、3-27 列出了這些報告的代號，可以下載參閱)。

## 2.6 設計基準文件修訂

當電廠永久停機以及永久移除燃料時，經營者仍須遵行技術規範(TS)及其他文件所制定之管制程序，以維持電廠正常的運轉系統(如安全相關的結構、系統、及元件，簡稱 SSC)。因除役期中，大部分系統將不必要再作操作，因此為降低人力及經費上不必要的浪費，有必要進行設計基準文件的修訂。這些文件包括：技術規範、最終安全分析報告(FSAR)、更新的最終安全分析報告(UFSAR)、永久移除燃料技

術規範(PDTS)、燃料移除安全分析報告(DSAR)，以反映現有永久停機及永久移除燃料的狀態。

PDTS 係技術規範的衍生修訂，由於永久停機的緣故，PDTS 的章節將較技術規範精簡，有的章節或範圍將完全刪減，僅保留用過燃料安全貯存、組織項目等部分。相關 PDTS 範例可參考表 3-5、3-21、3-24、3-25、及 3-28。

DSARs 可沿用至除役完成，根據 10 CFR 50.71 (e)(4)，新版 DSAR 必須在提出永久停止運轉證明及燃料永久移除證明之後，每兩年提送 NRC 審核，相關 PDTS 及 DSAR 範例可參考 NRC ADAMS 網站(表 3-4、3-20、3-23、3-27 列出了這些報告的代號，可以下載參閱)。

### **2.6.1 結構、系統及組件(SSC)的重新分類或分級**

當電廠永久移除燃料時，基本上執照基準的改變，使得結構、系統及組件的也將隨之而變。安全功能系統或產生電力功能於電廠永久停機後，將有大幅的改變。而部分對於除役有需要的系統，如用過燃料或廢料的安全貯存、控制、處理及維護系統。經營者需有程序確定 (1)於除役中所需的系統，(2) 於除役中所需改善的系統，(3) 於除役中不需的系統。故有的系統將不需再依照運轉狀態等級劑型維護。因此需要將結構、系統及組件重新分類或分級，此工作對於除役非常關

鍵，當除役時，電廠組織架構將改變，有需要重新定義 SSC，並將牽涉 UFSAR/DSAR 大幅的修改，並需注意對文件做適當的追蹤及說明。

關於本節進一步的資料，可參考 EPRI1001238 報告，Plant Reconfiguration and Engineering Processes Workshop。[7]

## 2.7 其他送審文件

其他送審文件，雖未嚴格要求於除役期間提送至主管機關，但以下次章節中所提到的文件，若能於過渡期間及早預備並送審，不僅可大幅減少經費支出，也可減少除役期間許多不必要的管制要求。

於 2016 年初，NRC 曾研擬除役制定新的特定除役管制，提到以下次章節中的文件，可能將牽涉到管制的改變，在有些狀況下，管制或可能豁免，如此將可提昇送審文件的正式化與流暢性，可能的管制改變將於 2.9 節討論。

需要注意的是，自 20019 月 11 日，由於建立了新的管制法規或命令，其他送審文件的批准原則可能有大幅的改變，先行要求，並未確實反映在意下章節中，使得以下說明可能不完全與除役經驗一致(如在 911 事件即永久停機的電廠)。



## 2.7.1 緊急計畫豁免

在美國，電廠永久停機後，仍需依循正常運轉時的緊急應變計畫執行應變要求，但在電廠久停機後，於除役期間，可能的事故與風險將大幅減少，幾乎所有的電廠都會提出緊急計畫豁免申請(沒有另一運轉機組同在场址時)，以減少緊急計畫的要求。

於除役期間，可以階段性減少緊急計畫要求，以下為主要里程碑：

- (1) 永久停機與燃料永久自爐心移除後
- (2) 主要用過燃料衰減後(以下 2.7.1.2 節有詳細討論)
- (3) 所有用過燃料移至 ISFSI 設施後
- (4) 所有用過燃料移出場址後

其中，前兩個里程碑將於以下討論(相對於後兩個里程碑，前兩部份發生於除役的初期)

### 2.7.1.1 永久停機緊急計畫(PSEP)

在美國，電廠永久停機及燃料永久自爐心移除後，通常會減少緊急應變組織 50% 的人員，以因應停機後的風險降低狀況。一些電廠曾依據 10 CFR 50.54(q)[11] 的綱要敘述修訂緊急計畫，但 NRC 曾質疑其所依據的修改程度(參考 3.2.2.1.3 及 3.2.2.7)。因此並不建議依此處理永久停機後緊急計畫的修訂。但是電廠可以提出執照修訂的申請

(按照 10 CFR 50.90 規定)，以減少緊急應變組織的人員，如此需修訂緊急計畫以反映永久停機及燃料永久自爐心移除的狀態。一般此修訂的緊急計畫，將移除用過燃料安全貯存的值班人員以及 ERO 的不必要值班人員，以減少人力需求。Vermont Yankee 電廠曾依此程序，成功進行執照修訂的申請(參考表 3-20)。

### 2.7.1.2 燃料永久移除緊急計畫(PDEP)

在美國，當用過燃料衰減至一定程度後，即使發生意外事故，輻射也不會超過一定限值時(將在以下討論)，電廠可進一步降低緊急計畫的要求，如此將降低場內及場外緊急應變程度。電廠需將修訂的緊急計畫提出給 NRC 審核，此一計畫稱通常稱為燃料永久移除緊急計畫 PDEP。PDEP 及緊急計畫豁免通常是一起送審，可以合併為同一文件，NRC ADAMS 網站有公開的相關範例可供參考(參考表 3-4、3-20、3-23、3-27)[8，9]。

在 2015 年 5 月，NRC 頒布暫時的工作人員導則 NSIR/DPR-ISG-09[9]，以審查緊急計畫豁免的申請。此文件提供除役電廠通過緊急計畫豁免的先例，並做分析及摘要整理，需要的準備要項整理如下：

- 所有適用於電廠的設計基準(DBA)，在永久停機及用過燃料移除狀態，位於禁制區邊界(EAB)的場外輻射需不超過美國環保署

(EPA)的保護行動導則(PAGs)限值，其 4 天內期間，總有效劑量 (TEDE)值應當低於 1 rem。通常這些設計基準包括：

(1) 燃料處理事故(FHA)

(2) 燃料櫃處理事故(若燃料櫃處理非取得單一失效驗證執照)

(3) 事故造成放射性廢液或廢氣外釋

- 在發生機率極低的超過設計基準事故下，即喪失用過燃料池的所有冷卻熱沈下(冷卻氣體或冷卻水)，用過燃料鋳合金表面溫度在 10 小時內不可高於 900°C 的點火溫度

(1) 以上所提風險(喪失用過燃料池的所有冷卻熱沈引起燃料護套火災)，將導致場外相當的輻射外釋，NRC 的 NUREG-1738 有假想的情節可供參考。

(2) 10 小時

- 在發生機率極低的超過設計基準事故下，即喪失用過燃料池的所有冷卻熱沈下(冷卻氣體或冷卻水)，位於禁制區邊界(EAB)的場外輻射需不超過美國環保署(EPA)的保護行動導則(PAGs)限值。並且在控制室的劑量，不得超過 5 rem 有效劑量的限值
- 在地震下發生用過燃料池結構損壞的機率必須極低，或在完全喪失冷卻水，空氣自然對流下的用過燃料鋳合金初期表面溫度不可高於 565°C

NUREG-1738 的表 4.1-1 及 4.1-2 列出電廠需證明已完成降低風險措施。有足夠的保安措施得以確保用過燃料池的安全，並有足夠的減輕風險策略，以保護場內人員在 10 小時內處理事故的安全。

## 2.7.2 保安/保防豁免

有的電廠申請減輕 10 CFR73.55 的要求，該部分屬於運轉中核電廠的保安或保防項目。由於 1954 年的原子能法 147 條，不允許核子保防項目資料公開，通常該項目無法公開取得。但若用過核燃料仍存放於 SPF 中，則保防/保安要求仍以 SPF 為焦點。若用過核燃料仍存放於 ISFSI 中，則保防/保安要求仍以符合除役中 ISFSI 的相關規範為準則。

- 特定 ISFSI 執照的要求：10 CFR 72.180，援引 10 CFR73.51
- 一般 ISFSI 執照的要求：10 CFR 72.210，援引 10 CFR73.55(藉 72.212(a))，具條件及例外

(注意 NRC 已批准燃料移除狀態下，電廠可依據 10 CFR 50.54(p)進行保安計畫修訂，取代執照修訂申請)

有的除役電廠係依據 10 CFR 73 附錄 B 關於年度強制力量演習的要求，提出豁免申請。然而，2014 年 NRC 公布 COMSECY-14-

0015[12]文件中表示，NRC 將持續除役電廠的保安進行視察，但視察不包括強制力量演習部分，因此將不再需要提出該類豁免申請。

### 2.7.2.1 NRC 法令廢止

NRC 曾頒布法令，電廠的附屬保安措施、部分相關系統改善，在永久停機後，其部分或整個法令將可廢止，已近期停機的電廠法令廢止(如 2013 及 2014 停機的電廠)簡列如下，相關資料在 NRC ADAMS 網站有公開的範例可供參考(參考表 3-4、3-20、3-23、3-27)。

- (1) EA-02-026(Part ICM B.1.a)
- (2) EA-06-137
- (3) EA-12-049
- (4) EA-12-051
- (5) EA-13-109

### 2.7.3 核能保險豁免

有的電廠依據 10 CFR 50.54(w)(1)及 10 CFR 140.11(a)(4) 的部分要求，申請場內及場外的保險豁免。明確的說，電廠的申請如下：

- 場內財產損失保險由 US\$ 10.6 億元降低至 US\$ 5 千萬元
- 場外責任保險由 US\$ 3.75 億元降低至 US\$ 1 千萬元
- 退出二次追溯費率的參與

核能保險的減少與緊急計畫豁免(參見 2.7.1 節)的先決條件分析類似，因此電廠通常會與同時提出緊急計畫豁免與核能保險豁免的申

請，相關豁免申請的範例在 NRC ADAMS 網站有公開資料可供參考(參考表 3-4、3-20、3-23、3-27)。

#### **2.7.4 除役信託基金(DTF)豁免**

許多現行運轉中的電廠，為完成電廠未來的所有除役活動，均維持有除役信託基金(DTF)。DTF 基金的項目，在執照終止部分的法規係依據 10 CFR50.75，用過燃料部分依據 10 CFR50.54(bb)，場址復原部分則依據相關說明及租用規定。NRC 規範(10 CFR50.82(a)(8)(i)(A)及 10 CFR50.75(h)(2))嚴格限制 DTF 必須使用在除役活動上，10 CFR50.2 中定義，基金不用於用過燃料管理及場址復原上。並且 10 CFR50.75(h)(2)要求，若要基金自 DTF 中撤銷，必須於撤銷 30 天前，提出書面申請。因此，若用過燃料管理及場址復原等活動，需動用到 DTF 時，必須有書面申請及核准方可為之。電廠需參考 10 CFR50.82(a)(8)(i)(A)及 10 CFR50.75(h)(2)，並提供現金流量分析，以證明 DTR 足夠維持除役執照終止。相關豁免申請的範例在 NRC ADAMS 網站有公開資料可供參考(參考表 3-4、3-20、3-23、3-27)。

### 2.7.5 運轉員再訓練及職業課程/認證的燃料管理者(CFH)訓練課程

依據 10 CFR50.54，在電廠正常運轉狀況，電廠需要領有高級運轉員執照與運轉員執照的運轉員，隨時在廠內待命，另也需有待命班隨時支援。此敘述也間接表示當永久停機及燃料移除後，此要求將不適用。因此當電廠除役時，將不必要提出運轉員的豁免申請。

NRC 現行法規未明確指出這些運轉員的職務轉換，但通常將轉為認證的燃料管理者(CFH)。CFH 主要將負責整個除役過程中，用過燃料的安全維護、處理、貯存。CFH 的資格及課程由 NRC 核准。但 NRC 未實際提到此訓練課程規定。因此，除役電廠需要自行發展 CFH 的訓練課程，並向 NRC 提出審核申請。訓練課程內容須包括：用過燃料管理必要的常識與經驗、用過燃料貯存、緊急應變的判斷力與行動措施。相關的訓練範例在 NRC ADAMS 網站有公開資料可供參考(參考表 3-4、3-20、3-23、3-27)。[13]

### 2.7.6 照射過燃料管理計畫(IFMP)

依據 10 CFR 50.54(bb)，除役電廠需提出照射過燃料管理計畫送審，時機在於永久停止運轉證明提送的 2 年內，或運轉執照失效前 5 年提出(此時機較早)，NRC 需要審核並核准此計畫。電廠需要證明燃料營運即採取措施，在時程基礎上，都能符合 NRC 法規要求，此文

件沒有標準格式，但相對簡單(大約 15 頁)。相關範例在 NRC ADAMS 網站有公開資料可供參考(參考表 3-4、3-23)。

### 2.7.7 除役品質保證計畫

在進行主要除役活動前，需更新除役品質保證計畫以反映除役永久停機及移除燃料狀況。通常，因電廠已停機並已移除燃料，此更新將移除電廠標準及管制的一些承諾，因此比較簡單且有彈性，以適用於除役工作。

NRC 需要審核並核准此計畫，SONGS 除役電廠的範例，報告編號 ML14322A157，可自 NRC ADAMS 網站取得(參考 3.1.1.1.5 節表 3-4)。

### 2.7.8 記錄保存規定豁免請求

在除役階段，電廠可以提出文件記錄保存規定豁免申請，以除去對於不影響安全的 SSCs 記錄，並提供其他變更作為電廠計畫。這些豁免申請典型包括在以下管制文件：[11]

- 10 CFR50 附錄 B 準則 XVII
- 10 CFR50.59(d)(3)
- 10 CFR50.71(c)
- 10 CFR50 附錄 A 準則 1(僅為電廠的一般設計準則)



### 2.7.9 執照終止計畫(LTP)

至少在執照終止前兩年，電廠必須提出執照終止計畫於予 NRC，LTP 必須在執照終止或之前，以執照修訂申請的格式提出，其內容需包抱括以下 7 個項目：

- (1)場址特性的詳細說明
- (2)剩餘的場址拆除活動的說明
- (3)場址復原計畫的說明
- (4)最終輻射偵測的詳細計畫
- (5)場址最終使用計畫說明
- (6)更新剩餘場址除役的費用評估
- (7)環境報告補充，說明場址特定的終止活動，對環境重大影響的更新資訊

準備 LTP 的導則，可參考 RG 1.179[6]，NUREG 1700[17]，及 NUREG 1757 Volumn 2[18]。EPRI 1003426 [19] 及 1009411[20]報告，摘錄了 5 個美國 PWR 電廠 LTP 申請的工作準備及經驗學習，可供作學習參考。

雖然 LTP 可以直到執照終止前兩年才送審，但電廠可以儘早預備，甚至在過渡階段即可提送 LTP。NRC 核准 LTP 的過程需要時間

可能相當長，因此儘早送審不僅可降低除役活動可能遲延的風險，也可早做除役目的規劃(如未來場址使用目的)。

## 2.8 需修訂的電廠文件

在電廠除役過渡階段，有些文件需要修訂，以反映設計基準狀況，並提供其他變更作為電廠計畫。這些文件可能包括：

- 電廠程序書
  - (1) 因應電廠的運轉改變，相關的管制措施需作審核，以決定適當的管制程序
  - (2) 有的程序若能確認不影響效能，可未經 NRC 審核即需要改變(參考 10 CFR 50.54(a)(2)，10 CFR 50.54(p)(2)，及 10 CFR 50.54(f)(3))
- 電廠計畫說明
  - (1) 維護準則計畫
  - (2) 火災防護計畫
  - (3) 電廠全黑計畫
  - (4) 改正行動計畫
  - (5) 工程支援人員訓練計畫
- 電廠設計圖
  - (1) 技術要求手冊

## (2) 輻射排放物監測/廠外劑量計算手冊

### 2.9 自運轉至電廠除役核管會適用的管制規範

除役電廠可以參考查閱適用的 NRC 管制規範，以適當應用這些文件於除役工作，因此 NRC 建議電廠可回顧參考之，並於除役計畫初期，即說明那些規範不適用於除役的電廠，該陳述可以類似以下敘述表示：

“本節不適用於核電廠反應器設施，證明已依照 50.82(a)(1)提出申請”

不適合應用於電廠除役的文件清單，初步列出如下：[11]

- (1) 燃燒氣體控制(10 CFR50.44)
- (2) ECCS 接受準則(10 CFR50.46 附錄 K 至 10 CFR Part 50)
- (3) 環境品質(10 CFR50.49)
- (4) 圍阻體洩漏測試(10 CFR50.44(o)附錄 J)
- (5) 防止斷裂措施(10 CFR50.60，50.61，附錄 G，H)
- (6) ATWS 要求(10 CFR50.62)
- (7) 責任合適度((10 CFR26 及 10 CFR50.109)

另外，於除役計畫初期，NRC 也建議電廠可參考相關管制規範，以決定適用的文件於除役工作上，並做適當的修訂、變更、豁免申請，以反映電廠現狀。這些文件可能包括：

- (1) 技術規範(10 CFR50.36，36a，36b)
- (2) 緊急計畫(10 CFR50.47，54(q)，(t)，附錄 E)
- (3) 執照的延續(10 CFR50.51)
- (4) QA 計畫(10 CFR50.54(a)附錄 B)
- (5) 運轉員再訓練(10 CFR50.44(i)，50.45，55.59)
- (6) 運轉員人員編制要求(10 CFR50.44(k)，(m))
- (7) 保安計畫(10 CFR50.44(p)，Part 73)
- (8) 場內財產損失保險(10 CFR50.44(w))
- (9) 變更、測試及實驗(10 CFR50.59)
- (10) 喪失所有 AC 電源(10 CFR50.63)
- (11) 維護效率(10 CFR50.65)
- (12) 定期 UFSAR 更新要求(10 CFR50.71(e))
- (13) 運轉電廠通告要求(10 CFR50.72，50.73)
- (14) 電廠人員訓練及素質確認(10 CFR50.120)
- (15) 材料控制/特別核物料管控(10 CFR70.51，70.53，74.13(a)，Part 75)

(16)財務/保護要求(10 CFR140)

(17)NRC 及 FEMA 規費(10 CFR170，171；44 CFR354)

(18)環境保護管制(10 CFR51)

(19)輻射防護標準(10 CFR Part 20，Part 50 附錄 I)

(20)法規及標準要求(10 CFR50.55a(a)，(f)，(g))

(21)一般設計準則(10 CFR Part 50 附錄 A)

## 2.10 審理中的管制法規/或現有管制法規之可能變更

NRC 已確定一些除役相關問題討論的確認與審核，針對現有管制法規可能的變更與加強，在時程上做出安排，預定將於 2019 年初完成這些除役相關的新法規與導則[21]。然而 2015 年 1 月，NRC 注意到有許多高度相似的地方，因此可能延至 2020 年方頒布新法規[22]。2015 年 12 月，NRC 頒布提議法規制訂的事先注意公告[23]，要求電廠就除役相關法規的初稿文件，做意見反映，以支持現有管制法規可能的變更，同時也提供 2015 年 12 月公眾討論會中所需要注意的事項。未來亦可能有舉辦更多公眾或電廠參與法規修訂的討論。

NRC 確定在 SECY-00-0145[24]報告中指出的項目，新法規將考慮可能變更[21]。詳細可參閱 SECY-00-0145[24]，該報告編號為 ML003721626，以下摘錄其中的重點：

- 新法規將於 10 CFR 50.57 及 10 CFR 50.54 中納入除役時適當的 EP 要求等級，當以下里程碑達成時，可自動降低 EP 等級，並且可不送審及 NRC 的核准。
  - (1) 永久停機後 1 年，並且在電廠遵循特定降低風險措施狀況下，EP 計畫可依照 10 CFR 72.32(b) 降低至貯存設施等級。且不需提供詳細場外輻射緊急應變計畫。
  - (2) 在用過核燃料衰變 5 年後，或是電廠已證實用過核燃料護套溫度在喪失所有熱沉下，仍不會引起火災，EP 計畫可依照 10 CFR 72.32(a) 降低至 ISFSI 等級，並且當所有燃料自 SFP 移至 ISFSI 時，EP 計畫不需作太大的變更。
  - (3) 當所有用過燃料移出場址後，CFR Part 50 及 Part 72 的規範將可解除，經營者可依據 10 CFR 30.32(i) 及 10 CFR 30.72 提出申請，考慮是否還需要 EP 計畫。
- 新法規可在以下用過燃料管理里程碑，依據 10 CFR 50.54(w) 及 10 CFR 140.11，降低保險要求。
  - (1) 在用過核燃料衰變 5 年後，或是電廠已證實用過核燃料護套溫度在喪失所有熱沉下，仍不會引起火災，將允許電廠的場內財產損失保險由 US\$ 10.6 億元降低至 US\$ 5 千萬元，場外責任保險由 US\$ 3.75 億元降低至 US\$ 1 千萬元，同時電廠可退出

二次追溯費率的參與。

(2) 在用過核燃料移出 SFP 後，將不要求場內保險，並且場外保險可降低至 US\$ 2.5 千萬元

- 新法規將減輕核電廠的保安或保防項目，電廠應保有現存運轉中保安或保防 10 CFR73.55 的要求項目，若用過核燃料仍存放於 ISFSI 中，則保防/保安要求仍以符合除役中 ISFSI 的相關規範為準則。但若用過核燃料仍存放於 SPF 中，則保防/保安要求仍以 SPF 為焦點。燃料移至 ISFSI 時，則援引 10 CFR73.51 的要求。若所有用過燃料移出場址時，則不再需要核子保安或保防項目(10 CFR73.51)。
- 新法規將研擬適當的人員訓練與資格認定，以培養除役支援人員。將修訂 10 CFR50.54(m)，10 CFR50.120，及 10 CFR Part50 的定義部分，以建立除役的 CFH 訓練課程及相關人員。
- 新法規將研擬將 10 CFR 50.109 的修改分割為兩部分，一部分為運轉中的電廠，另一部分則適用於除役電廠。

因應可能改變的法規，NRC 也注意到以下需要審核的項目：[21]

(1) 除役經驗學習項目

(2) 將被 NRC 核准的 PSDAR 中之要求建議事項，NEI(Nuclear Energy Institute)建議此項目不需改變[25]

(3) 維修及時程選項，NEI 建議此項目不需改變[25]

(4) 政府或非政府單位在除役中的適當作用，NEI 建議此項目不需改變[25]

(5) 其他相關於 NRC 工作人員事項

NEI 所確定其他可能需修改的法規項目包括：

(1) 信託基金豁免

(2) 工作時數

(3) 福島事件後修訂及要求的放寬

(4) 後修訂及要求的放寬

NEI 已建議屬於用過燃料箱老化管理法規，及 DTF 規則及支付項目不做改變。[25]

## **2.11 送審管制文件摘要**

除役過渡期間必須送審的管制文件，整理條列如下：

(1) 永久停止運轉證明

(2) 燃料永久移除證明



- (3) 停機後除役活動報告(PSDAR)
- (4) 廠址特定的費用評估(DCE)
- (5) 照射過燃料管理計畫(IFMP)
- (6) 執照終止計畫(LTP)

具成本效益的送審的管制文件，整理條列如下：

- (1) 永久移除燃料技術規範(PDTS)
- (2) 燃料移除安全分析報告(DSAR)
- (3) 永久停機緊急計畫書(PSEP)
- (4) 緊急計畫豁免申請/永久移除燃料緊急計畫書(PDEP)
- (5) 保安計畫豁免申請/永久移除燃料保安計畫書
- (6) 解除 NRC 管制命令申請
- (7) 移除燃料品質保證計畫
- (8) 合格燃料管理者(CFH)訓練計畫/燃料移除人員資格再訓練與  
編制
- (9) 嚴峻氣候/緊急保安豁免申請(可能不必要，章節 2.7.5 中討論)
- (10) 核子保險豁免
- (11) 除役信託基金(DTF)豁免申請
- (12) 紀錄保留豁免申請

### 第三章 美國除役過渡階段經驗與學習

本章節概述了 8 個美國電廠從正常運轉情況轉變成除役情況的經驗，所討論的 8 家美國電廠連同其他相關資訊皆列在表 3-1 中，如表 3-1 中所示，所討論的過渡經驗，包括：非計畫性和計畫性的兩種永久停機情況、轉換到 DECON（立即拆除）和 SAFSTOR（遲延拆除）的兩種除役策略，並包含已完成除役和除役進行中兩種狀態。

作為參考資料而言，表 3-2 中提供目前所有美國（由美國 NRC 核發運轉執照）永久停機電廠的除役狀態，本節討論的 8 個美國電廠（10 部機組），根據相關資訊公開的程度並根據永久停機的日期進行選擇。1996 年 7 月 NRC 顯著修改了除役條例（而且自那日起這些規定沒有明顯變化），監管方式的變化嚴重影響了美國除役的過渡階段。例如，對於在 1996 年監管方式變更之前，美國電廠需要申請除役執照（類似於其他國家的規定，如第 4 節所述）[26]。因此，在 1996 年 7 月之前永久停機的電廠，其過渡階段經驗不足以代表現行做法，因此不包括在本報告中。

本章節規劃如下：

- 第 3.1 節提供了 4 個美國電廠經驗的總結，從正常運轉情況過渡到 DECON（立即拆除）。

• 第 3.2 節提供了 4 個美國電廠經驗的總結，從正常運轉情況轉變到 SAFSTOR（遲延拆除）。

• 第 3.3 節提供了這 8 個美國電廠過渡階段活動的總結。

以下電廠經驗，係按照時間順序排列。

表 3-1 本報告中作為過渡階段經驗範例的美國電廠

Plant Name	Type	Plant Rating (Mwe)	Commercial Operation Date	Shutdown Date	Years Operational	Initial Decommissioning Strategy	Months of Decommissioning Preparation <sup>a</sup>	Transition Period Duration <sup>b</sup>	Current Status
Connecticut Yankee	PWR	619	Jan-68	Dec-96	29.0	DECON	0	2.8 Years	ISFSI Only
Maine Yankee	PWR	860	Dec-72	Aug-97	24.6	DECON	>8 <sup>c</sup>	1.8 Years	ISFSI Only
Zion 1	PWR	1040	Dec-73	Feb-98	24.1	SAFSTOR	1	2.4 Years	DECON
Zion 2	PWR	1040	Sep-74	Feb-98	23.4	SAFSTOR	1	2.4 Years	DECON
Oyster Creek <sup>d</sup>	BWR	620	Dec-69	Jan-00	30.1	DECON	33	N/A	Normal Operation
Crystal River 3	PWR	860	Mar-77	Feb-13	36.0	SAFSTOR	0	2.4 Years <sup>e</sup>	SAFSTOR
Kewaunee	PWR	566	Jun-74	May-13	38.9	SAFSTOR	7	1.6 Years	SAFSTOR
San Onofre 2	PWR	1070	Aug-83	Jun-13	29.9	DECON	0	4.1 Years <sup>e</sup>	DECON
San Onofre 3	PWR	1080	Apr-84	Jun-13	29.2	DECON	0	4.1 Years <sup>e</sup>	DECON
Vermont Yankee	BWR	620	Nov-72	Dec-14	29.2	SAFSTOR	16	1.3 Years <sup>e</sup>	SAFSTOR

Decommissioning Completed

a) This value was calculated based on the duration between the decision to permanently shutdown and actual date of permanent shutdown.

b) The beginning of the transition period used to calculate this duration is the date of permanent shutdown. For plants entering DECON, the end of the transition period is the date major dismantling activities are started. For plants entering SAFSTOR, the end of the transition period is the start date of the dormancy period (with spent fuel still in the SFP).

c) Maine Yankee began considering the plant may be permanently shutdown in 1996 and began to plan for the decommissioning. However, the date in 1996 the planning work was started is not known.

d) Oyster Creek initially planned to permanently shutdown in 2000. However, these plans were changed and the plant is currently still operating. The plant currently plans to permanently shutdown in 2019.

e) Projected information.

表 3-2 目前所有美國永久停機電廠的除役狀態，依照永久停機時間排列順序

[32, 33, 34, 35]

Plant Name	Type	Commercial Operation Date	Shutdown Date	Years Operational	Current Status
GE VBWR	BWR	Oct-57	Dec-63	6.1	SAFSTOR
Pathfinder	Superheat BWR	Jul-66	Sep-67	1.1	License Terminated
Saxton	PWR	Mar-67	May-72	5.2	License Terminated
Fermi 1	Fast Breeder	Aug-66	Sep-72	6.1	SAFSTOR
Indian Point 1	PWR	Oct-62	Oct-74	12.1	SAFSTOR
Peach Bottom 1	HTGR	Jun-67	Oct-74	7.4	SAFSTOR
Humboldt Bay 3	BWR	Aug-63	Jul-76	12.9	DECON
Dresden 1	BWR	Jul-60	Oct-78	18.3	SAFSTOR
Three Mile Island 2	PWR	Dec-78	Mar-79	0.2	SAFSTOR <sup>a</sup>
LaCrosse	BWR	Nov-69	Apr-87	17.5	DECON
Millstone 1	BWR	Mar-71	Jul-88	17.4	SAFSTOR
Rancho Seco	PWR	Mar-75	Jun-89	14.3	ISFSI Only <sup>b</sup>
Shoreham	BWR	Aug-86	Jun-89	2.9	License Terminated
Fort St. Vrain	HTGR	Jul-79	Aug-89	10.1	ISFSI Only
Yankee Rowe	PWR	Nov-60	Oct-91	30.9	ISFSI Only
Trojan	PWR	May-76	Nov-92	16.5	ISFSI Only
San Onofre 1	PWR	Jan-68	Nov-92	24.9	DECON
Connecticut Yankee	PWR	Jan-68	Dec-96	29.0	ISFSI Only
Maine Yankee	PWR	Dec-72	Aug-97	24.6	ISFSI Only
Big Rock Point	BWR	Mar-63	Aug-97	34.4	ISFSI Only
Zion 1	PWR	Dec-73	Feb-98	24.1	DECON
Zion 2	PWR	Sep-74	Feb-98	23.4	DECON
Crystal River 3	PWR	Mar-77	Feb-13	36.0	SAFSTOR
Kewaunee	PWR	Jun-74	May-13	38.9	SAFSTOR
San Onofre 2	PWR	Aug-83	Jun-13	29.9	DECON
San Onofre 3	PWR	Apr-84	Jun-13	29.2	DECON
Vermont Yankee	BWR	Nov-72	Dec-14	29.2	SAFSTOR

**Decommissioning Completed**

- a) TMI 2 is in a post-defueling monitored storage state, where the plant is in SAFSTOR but the fuel has been removed.
- b) For a period of time after the completion of major decommissioning activities, some low-level waste was stored at Rancho Seco in addition to its ISFSI. However, all waste previously stored at Rancho Seco was removed and shipped for disposal in 2014. The Interim Storage Building is currently being decommissioned.

### 3.1 電廠過渡階段到立即拆除拆除階段的經驗

#### 3.1.1 San Onofre 電廠 2 號及 3 號機組經驗

聖奧諾弗爾電廠 (SONGS) 2 號機組和 3 號機組是燃燒工程公司所擁有的 2 迴路壓水式反應器，分別在 1983 年 11 月和 1984 年 4 月開始商業運轉，兩部機組的額定功率分別為 1070 MWe 和 1080 MWe。所討論的永久停機電廠是在 2013 年 6 月決定的，但在決定的時候由於 3 號機組蒸汽產生器 (SG) 過早失效在 2011 年被替換，自 2012 年 1 月以來電廠已經停止運轉，因此，基本上決定永久停機電廠和實際永久停機電廠並沒有時間上的差別。此外，在永久停機的開始時間，所有用過核燃料已經儲存在用過核燃料儲存池 (SFP) 中近 1.3 年 (意即：最熱的用過核燃料已經衰變了將近 1.3 年)。

聖奧諾弗爾電廠 2 號機組和 3 號機組是唯一在最近 18 年內，於永久停機後即選擇進入 DECON(至少不是一段時間進入 SAFSTOR) 的美國電廠。截至 2016 年初，聖奧諾弗爾電廠正處於除役過渡期。2015 年 11 月後已經發生的一般重大除役過渡活動的時間表，以及未來計畫的主要活動時間表如圖 3-1 所示[36, 37]。如圖所示，主要的除污和拆除活動計畫於 2017 年中期開始，因此聖奧諾弗爾電廠除役過渡期的時間是預計約 4 年。除役過渡期計畫的主要活動包括以下內容：[36]

- 管制文件的送審
- 修改電廠流程和程序，以反映永久停機狀態
- 廠址歷史調查與輻射特性調查
- 關閉電廠設備
- 清除作業廢棄物
- 重新啟動除役所需的電廠系統
- 修改安裝獨立於其他電廠系統的 SFP 支持系統
- 努力支持乾式燃料儲存和擴展 ISFSI
- 除役營運承包廠(DOC)的選擇

這些和其他活動在以下小節中有更詳細的描述，一般來說，以下小節涵蓋了有關 SONGS 除役過渡到 2015 年 12 月的公開資訊。

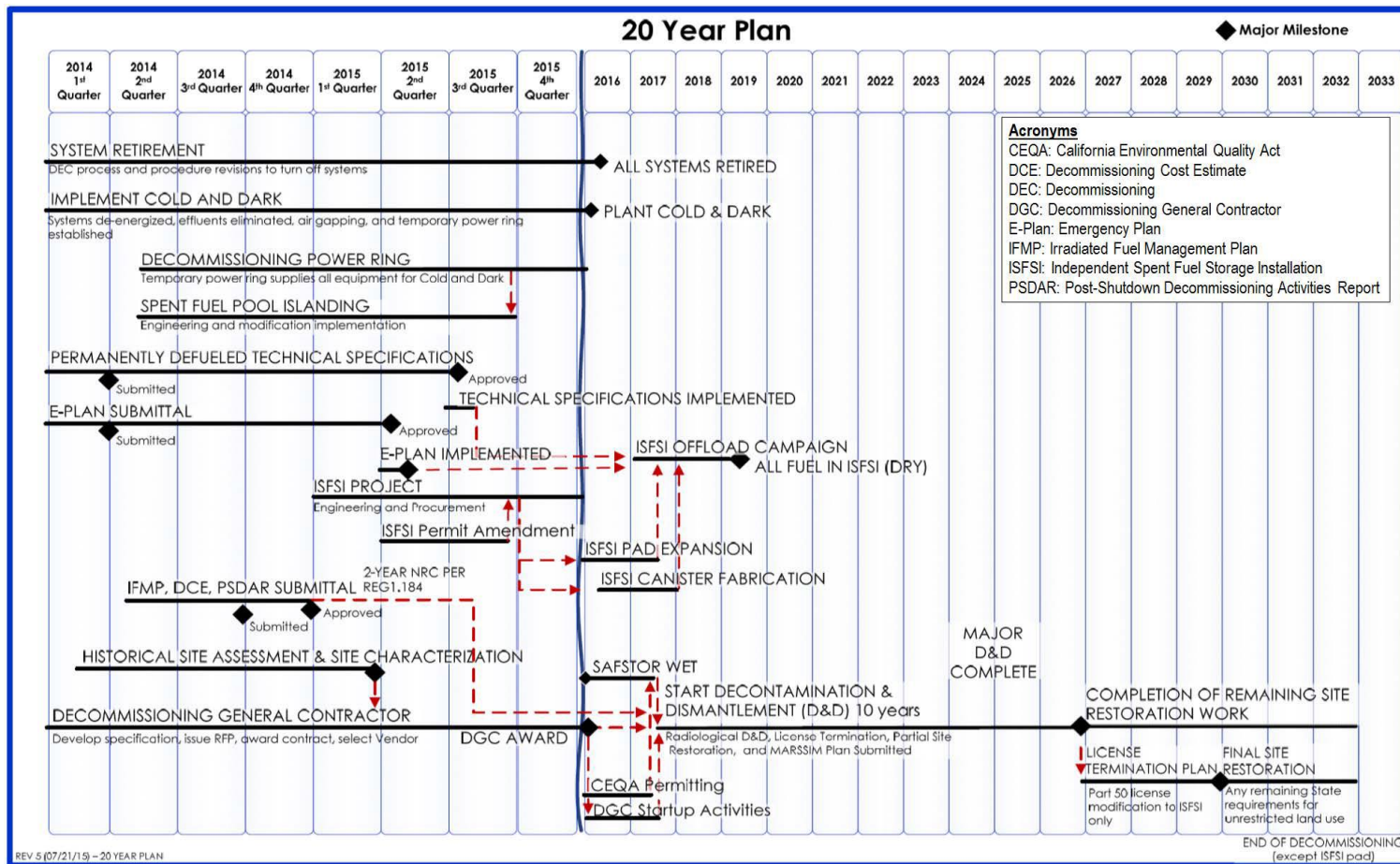


圖 3.1 美國 SONGS 除役例行工作的時間表

### 3.1.1.1 管制文件的送審

在永久停機後，除役核電廠開始準備管制文件的送審以轉換廠址從運轉到除役的過程，提交這些文件的順序和批准情形如表 3-3 所示。一般來說，有關這些管制文件的提交送審都會在 NRC ADAMS 資料庫中公開提供。預計審查這些提交的管制文件，包括 NRC RAI，對 RAI 的回應和 NRC 的批准，協助在美國其他核電廠準備這些文件。因此，NRC ADAMS 資料庫表 3-4 總合整理了這些文件的登錄號。

以下小節更詳細地討論了這些管制文件中的幾個重要項目。此外，這些文件中大多數已在第 2 章節中進行了討論。



表 3-3 聖奧諾弗爾電廠 2&3 號機管制文件的送審順序和批准情形

Regulatory Submittals	Date Submitted	Date Approved
Decision to Permanently Shutdown	Jun-13	N/A
Certification of Permanent Shutdown	Jul-13	N/A
Certification of Permanent Removal of Fuel	Jun-13 & Jul-13	N/A
Request for Approval of CFH Training Program	Aug-13	Aug-14
T S Amendment Request - Admin Controls Section	Oct-13	Sep-14
Rescission of Orders EA-12-049 and EA-12-051	Sep-13	Jun-14
Trust Fund Access Exemption Request	Feb-14	Sep-14
EP Exemption Request	Mar-14	Jun-15
Permanently Defueled EP	Mar-14	Jun-15
T S Amendment - PDT S	Mar-14	Jul-15
UFSAR Revision - Accident Analysis Chapter	Sep-14	
PSDAR	Sep-14	Aug-2015
Site-Specific DCE	Sep-14	(Review Only) <sup>b</sup>
IFMP	Sep-14	Aug-15
Decommissioning Quality Assurance Plan	Nov-14	Aug-15
Cyber Security Plan Revision	Nov-14	Oct-15
Security and Safeguards Plan Revision	Nov-14	
UFSAR Revision - All Chapters	Feb-15	
Security and Safeguards Plan Revision	Jul-15	
UFSAR Revision - SFP RG Commitments	Aug-15	
Off-site Insurance Exemption Request	Sep-15	
On-site Insurance Exemption Request	Oct-15	
Relaxation of Order EA-02-026 Part B.1.a - UHS Ops Training	Dec-15	

a) Grey cells denote unknown information or approvals that have not yet occurred; N/A = Not Applicable

b) As noted in Section 2, the PSDAR does not have to be approved by the NRC.

表 3-4 聖奧諾弗爾電廠 2&3 號機送審管制文件的 NRC ADAMS 資料庫

Regulatory Submittals	Submittal	RAI Responses	Approval
Certification of Permanent Shutdown	ML131640201	N/A	N/A
Certification of Permanent Removal of Fuel	ML13183A391 & ML13204A304	N/A	N/A
Request for Approval of CFH Training Program	ML13234A024	ML13248A108 & ML14041A209	ML13268A165
TS Amendment Request - Admin Controls Section	ML13296A013	ML14161A464, ML14225A536, & ML14262A060	ML14183B240
Rescission of Orders EA-12-049 and EA-12-051	ML13276A019	N/A	ML14111A069 & ML14113A572
Trust Fund Access Exemption Request	ML14051A632	ML14078A028	ML14101A141
EP Exemption Request	ML14092A332	ML14258A003, ML14280A265, ML14287A228, ML14303A257, ML14309A195, & ML14351A078	ML15082A204
Permanently Defueled EP	ML14092A314	ML14345A338, ML15082A031, & ML15121A721	ML15126A461
TS Amendment - PDT S	ML14085A141	ML14280A264, ML15058A030, ML15058A033, & ML15082A017	ML15139A390
UFSAR Revision - Accident Analysis Chapter	ML14265A144		
PSDAR	ML14269A033	N/A	ML15204A383
Site-Specific DCE	ML14269A034	N/A	
IFMP	ML14269A032	N/A	ML15182A256
Decommissioning Quality Assurance Plan	ML14322A157	ML15112A079	ML15191A461
Cyber Security Plan Revision	ML14321A015 & ML15246A465	N/A	ML15209A935
Security and Safeguards Plan Revision	ML14329A059	ML15125A010, ML15148A125, ML15232A518	
UFSAR Revision - All Chapters	ML15069A360		
Security and Safeguards Plan Revision	ML15210A261		
UFSAR Revision - SFP RG Commitments	ML15236A018		
Off-site Insurance Exemption Request	ML15260B188		
On-site Insurance Exemption Request	ML15299A220		
Relaxation of Order EA-02-026 Part B.1.a - UHS Ops Training	ML15357A048		

a) Grey cells denote unknown information or approvals that have not yet occurred; N/A = Not Applicable

### 3.1.1.1.1 技術規範(TS)的修訂

2013 年 10 月，聖奧諾弗爾電廠對行政管理部門進行了小幅修改 TS。這些變化是為了反映除役新的人員配置和培訓要求，其中包括消除對現場有執照運轉員持續的要求。此外，這些變化將 CFH(認證的燃料處理程序)的使用納入 TS，這些更動已於 2014 年 9 月獲得 NRC 批准。

2014 年 3 月，SONGS 將 PDTS(除役後技術規範)提交給 NRC 批准。PDTS 是延續性的 TS 修訂版以反映電廠的永久停機狀態，由於大多數 TS 都沒有在永久停機後應用，因此大多數 TS 完全從 PDTS 中刪除。TS 部分的總結被刪除，保留的 TS 部分在表 3-5，NRC 於 2015 年 7 月批准了 PDTS。

表 3-5 聖奧諾弗爾電廠 2&3 號機永久停機後移除及保留的 TS 部分摘錄[38]

TS Sections Removed	TS Sections Retained in Some Capacity
2.0 – Safety Limits	1.1 – Definitions
3.1 – Reactor Control Systems	1.2 – Logical Connectors
3.2 – Power Distribution Limits	1.3 – Completion Times
3.3 – Instrumentation	1.4 – Frequency
3.4 – Reactor Coolant System	3.0 - Limiting Condition for Operation (LCO) Applicability
3.5 – Emergency Core Cooling Systems	3.7.16 – Fuel Storage Pool Water Level
3.6 – Containment Systems	3.7.17 – Fuel Storage Pool Boron Concentration
3.7 – Plant Systems (3.7.1 through 3.7.15 and 3.7.19)	3.7.18 – Spent Fuel Assembly Storage
3.8 – Electrical Power Systems	4.1 – Site
3.9 – Refueling Operations	4.3 – Fuel Storage
4.2 – Reactor Core	5.1 – Responsibility
5.6 – Safety Function Determination Program (SFDP)	5.2 – Organization
	5.3 – Facility Staff Qualifications
	5.4 – Technical Specifications (TS) Bases Control
	5.5 – Procedures, Programs, and Manuals
	5.7 – Reporting Requirements
	5.8 – High Radiation Area

### 3.1.1.1.2 最終安全分析報告(FSAR)的改版修訂

2014 年 9 月，SONGS 修訂了 FSAR 第 15 章（事故分析）。修訂文件顯示，永久性關閉的配置只適用 7 起事故/暫態，以前適用的其他事故/暫態被標記為“歷史”。相信提交這個 FSAR 修訂部分會比提交全套 FSAR 更能加速 NRC 其他管制文件的送審，修改後的文件介紹如下：[39]

#### “15.0.1.1 電力運作永久停止後適用的安全分析”

根據參考文獻 4 和 5，SONGS 已經永久停止運轉，並全部移除來自兩部機組反應器的核燃料。有輻射性的燃料將被儲存在 SFP 中並在 ISFSI 中，直到它運出場外。在此配置中，SFP 及其系統專門用於

用過燃料儲存。在這種情況下，可信的事故/暫態數量顯著小於被授權運轉的電廠反應器或燃料保留在反應器容器中的狀態。

不再適用於永久性燃料移除狀況的事故/暫態，在 UFSAR 第 15 章中標記為歷史。其他 UFSAR 的部分可能仍然參考歷史第 15 章的分析；任何這樣的參考文獻也應被視為歷史。有輻射性的燃料儲存在 SFP 和 ISFSI，反應器、反應器冷卻水系統（RCS）和二次系統就不再與有輻射性的燃料儲存無關。反應器核心隨著永久停止電力運作並永久移除燃料，事故/暫態初始條件/初始反應器功率水平則無法實現，因此大多數事故/暫態情況都是如此不可能發生。因此，UFSAR 假設的第 15 章事故/暫態，若是涉及反應器故障或 RCS 故障或二次系統故障便不再適用。

UFSAR 第 15 章適用的事故/暫態包括：

- 放射性廢氣系統洩漏或故障。
- 放射性廢棄物系統洩漏或失效（釋放到大氣）。
- 由於液罐故障破損引起的假定放射性物質釋放。
- 燃料廠房內部設計基準 FHA(燃料處理事故)。
- 用過燃料護箱掉落事故。
- 用過燃料池沸騰事故。
- 使用 2000 磅以下的雜項設備。

2015 年 2 月，SONGS 將 UFSAR 的所有其他章節也提交了修改版本，以反映永久停機電廠的狀態。雖然這個文件是 UFSAR，本文檔的描述與 DSAR 的描述一致（在第 2.6 節中討論）。在本報告撰寫時該修訂被認為是敏感的，在 NRC ADAMS 上不是公開的資料庫[40]。

2015 年 8 月，SONGS 向 UFSAR 提交了附錄 3A 的修訂。這些修訂的目的是為了消除對與 SFP 設計有關的某些 RG 的承諾（RG 1.13,1.29 和 1.76），這些承諾將被消除，因為 SONGS 打算修改 SFP 與其他電廠系統隔離（見第 3.1.1.3 節），SFPI 的要求與電廠運轉的某些 RG 中規定的要求不同（例如：由於所需的反應時間增加，由於 SFP 熱負載的降低等）。[41]

#### **3.1.1.1.3 緊急計畫(EP)的改版修訂**

永久停機後，2013 年 8 月和 2013 年 12 月，SONGS 根據 10 CFR 50.54 (q) (3) 中概述的過程修改了 EP。這些變化是為了反映出來永久性地關閉和燃料移除狀況，並反映可能發生事故數量減少的事實。在這個狀態，修改後的 EP 減少了現場 ERO 工作人員的要求數量，SONGS 相應減少現場工作人員人數（取消了 39 個 ERO 職位）。SONGS 由於這些 10 CFR 50.54 (q) (3) 分析發現，EP 的變化並不代表有效性的降低。

然而，NRC 發現根據 10 CFR 50.54 (q) (3) 進行的分析有缺陷。具體來說，SONGS 分析是基於對電廠設計的改變，以及根據 10 CFR 50.59 授予的權力實施的操作（即由於永久停機造成的電廠配置變化）。但是，10 CFR 50.59 的變化過程實際上並沒有修改批准後緊急計畫的執照基礎（即，NRC 最近批准的緊急計畫“記錄”）。所以 SONGS 的 10 CFR 50.54 (q) (3) 分析不應考慮這些電廠設計和操作變更。NRC 表示，如果基於 10 CFR 50.54 (q) (3) 分析在後緊急計畫的執照基礎上（不反映永久性關閉條件），SONGS 將發現擬議的 EP 更改代表有效性的降低。因此，NRC 表示在 EP 的實施變化之前需要 NRC 批准。此外，根據 10 CFR 50.54 (q) 需要執照修改要求（根據 10 CFR 50.90）來實施變更。[11，42]

如第 2.7.1 節所述，美國電廠可以申請額外的 EP 豁免（即上述那些在通過許可修正案永久停機之後可能被允許的請求），在所有 SFP 中的用過燃料已經充分衰變後，進一步減少緊急計畫的要求。SONGS 於 2014 年 3 月向 NRC 申請此 EP 豁免和批准 PDEP。這兩份文件均於 6 月份由 NRC 批准，該 PDEP 免除了 SONGS 維護正式場外放射性 EP 的要求，並減少現場緊急計畫要求。一個完整特別授予豁免的

列表在參考文獻 [43] 中，NRC 公開提供的 ADAMS 網站 (ML15082A204)。

作為 EP 豁免請求的輸入資料，SONGS 準備了第 2.7.1 節所提專屬現場的分析。這些專屬現場特定的分析包括對假定保留 DBA 的分析適用於永久停機和燃料移除狀態的電廠，也包括評估超出 DBA 的放射性後果。認為適用的 DBA 分別為：

- FHA(燃料處理事故)
- 用過燃料護箱掉落事故
- SFP 沸騰事故
- 液體放射性廢棄物系統洩漏或故障

氣體廢棄物意外洩漏不被認為是適用的事故，因為在提交豁免要求時，放射性氣體廢棄物衰變罐已被清除其內容物。

SONGS 分析顯示，DBA 和超出 DBA 以外的放射性後果，在預計用過燃料衰變之後的 1.5 年可以接受，時程排在 2013 年 8 月（永久停機後兩個月，由於用過燃料已經衰變 1.3 年）。但是，NRC 不同意 PDEP 和 EP 的豁免請求，直到 2015 年 6 月。因此，SONGS 不得不再等待超過 1.7 年用過燃料衰變的界碑，才能開始實施 PDEP，預計將有更高的除役成本[43,44]。



#### 3.1.1.1.4 除役品質保證計畫

2014 年 11 月，SONGS 向 NRC 提交了品質保證計畫修訂。擬議修訂包括減少監管承諾。因此，NRC 需要審查和批准該文件。新的品質保證計畫，稱為除役品質保證計畫，於 2005 年 8 月獲得 NRC 批准，品質保證計畫的變更總結如下：[45]

- 移除共識工業標準（例如 ANSIN18.7）和適用於運轉電廠的 RG 承諾，作出了一些新的承諾適用於除役和 ISFSI 運作的工業標準和指南。
- 文件被修改為更簡單、更靈活，以便文件將在整個除役期間適用，儘管除役過程中有活動範圍和人員責任的重大變化。
- 人員組織職能資訊簡化/流暢，文件可以調整人員除役期間的職責變化。
- 實施方法的資訊已從品質保證計畫中刪除。相關任務實施的必要資訊將包含在具體任務的程序文件中。這種改變提高了品質保證計畫的靈活性，適應除役過程中活動範圍的變化。
- 更新了品質保證計畫，以反映 SONGS 中 SSCs 的重新分類。

### 3.1.1.1.5 保安計畫的改版修訂

SONGS 在 2014 年底提交了對保安計畫的修改，然後在 7 月份和 2015 年 11 月再次提交。修改是根據 10 CFR 50.54 (p)，沒有公開資訊提供這些變更內容，因為 1954 年“原子能法”第 147 條禁止公開披露保安資訊。

### 3.1.1.2 電廠解除能源、電力、壓力系統的狀態建立

建立“冷和黑”以及“酷與暗”的狀況是指斷電，減壓和排放洩除電廠除役不再需要的所有系統，電廠永久電力電路斷電替換為臨時電源。

請注意，文學上術語“冷和黑”以及“酷與暗”通常可互換使用，真正的寒冷和黑暗的條件通常指完全失電的電廠。然而，在過去 20 年中，美國大部分電廠停止運轉，卻尚未由於所有電廠的系統完全失電，而達到真正的寒冷以及黑暗的情形（通常涉及建築物內的冷凝狀況，導致不安全的工作條件）。相反大多數電廠已經建立了“酷和暗”的情形或“有限的冷和黑”情形。建立酷和暗的情形涉及與建立冷和黑相同的活動，而且還包括重新啟動和修改除役所需的某些系統（例如：HVAC 系統和確保良好工作條件所需的其他系統），然後電廠除役所需的系統由安裝的臨時電源進行重新啟動。

在 SONGS，這個臨時電源將是一個“電源環”，這是一個電氣分佈系統，配上顏色明亮的橙色，以區分新的電力系統還是其他電廠設備。這個臨時電源環將用在除役期間為需要的電廠系統供電，以及為將被帶到電廠的設備供電以支援除役活動，建立冷和黑情形的主要目的是降低一個被供電的電廠系統被拆除和傷害工人的風險。

如圖 3-1 所示，截至 2016 年初，SONGS 正在建立”冷和黑”的情形。將支持電廠建立冷和黑的情形，所需額外的電廠修改總結如下：

[46]

- 用過燃料池島嶼化 - 在 3.1.1.4 節討論
- 消防系統修改 - 現有的火災探測系統將從服務的地區被刪除和新系統將安裝在必要的地區。此外，現有的火災儲水和配水設備將從服務的地區和城市用水中移出，而泵車將用於提供消防水。便攜式消防水助推泵將用於保護某些電廠結構，安裝獨立滅火系統以保護某些電廠區域。
- HVAC 修改 - 輔助廠房、放射性廢棄物廠房和燃料處理廠房的 HVAC 系統將被修改，以確保這些廠房在除役期間保持適合居住，並且確保在除役期間控制放射性廢棄物污染情形。
- 污水通道修改 - 用於稀釋從 SONGS 排放的液體廢棄物之鹽水冷卻泵將被更換為尺寸較小的泵，以減少在除役期間產生的液

體廢棄物量[35]。

- 電信系統修改 - 現有的電廠電話、尋呼和無線電系統和這些系統的電源將被新系統所取代。在可能的範圍內，系統將被無線技術所取代，只有必要的電信系統將以硬體接線方式（如保安）。
- 開關廠修改

### 3.1.1.3 廠址歷史調查與輻射特性調查

如圖 3-1 所示，SONGS 在 2014 年初開始進行廠址歷史調查工作，在 2015 年初完成了評估。這項評估包括：發生在電廠一生中放射性和有害物質的污染和溢出、現場範圍的界定調查以確定熱點，以及整個電廠現場的其他放射性調查。

評估的目的是確定電廠污染的程度和性質，以便在除役期間進行更徹底的現場輻射特性調查工作。獲得 HSA 所需輸入的方法，並詳細描述 HSA 的主要結果可見 EPRI 1009410 [47]。

### 3.1.1.4 用過燃料管理

截至 2015 年 7 月，SONGS 在 2 號機組和 3 號機組的 SFPs 中有 2668 個燃料組件，計畫將這種燃料轉移到乾式儲存中。但是，在燃料

轉移到乾式儲存之前需要進行一些活動。在永久停機之前，SONGS 已經有了 ISFSI，但是這個 ISFSI 不夠大，不足以容納 2 號機組和 3 號機組 SFP 中的所有燃料，因此，ISFSI 必須擴大。2014 年 12 月簽署擴大 ISFSI 的合約，如圖 3-1 所示，截至 2016 年初，工程，採購和 ISFSI 擴展的承諾正在進行[48]。剩下活動的時間表如下：

- ISFSI 擴建計畫於 2017 年中期完成
- ISFSI 護箱生產計畫於 2016 年中期開始，到 2018 年初結束
- ISFSI 卸貨轉運計畫於 2017 年初開始，並於 2019 年中期結束。

用過燃料轉運到 ISFSI 後，乾式儲存將持續到美國能源部(DOE)有一個可用於接受用過燃料的儲存庫[49，50]

SONGS 的 SFP 支援系統，有些部分位於用過燃料廠房之外，取決於其他電廠設備的功能。為了方便安全拆除系統在濕式儲存用過燃料期間（將持續到 2019 年中），SFP 支援系統被修改為與其他電廠系統隔離，並安裝新的獨立系統以支援隔離的 SFP（稱為用過燃料池島“SFPI”）。SFP 與其他系統隔離設計變更的詳細資訊見參考文獻[41] 附件 A。SONGS2 號機組和 3 號機組 SFPI 計畫的示意圖如圖 3-2 所示。根據圖 3-1 所示的時間表，這些修改在 2015 年第 3 季完成。

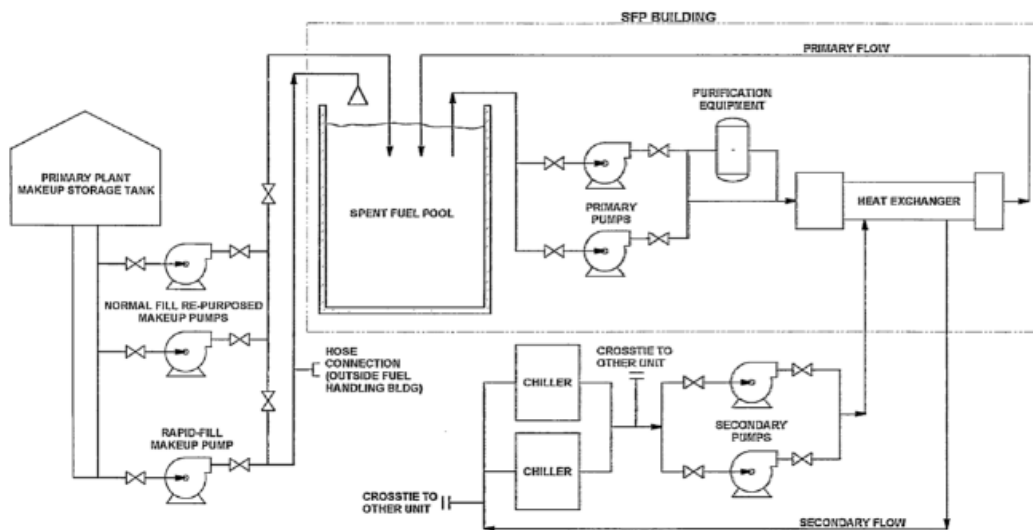


圖 3.2 SONGS2 號機組和 3 號機組 SFPI 計畫的示意圖

### 3.1.1.5 除役營運承包廠(DOC)的選擇

SONGS 計畫使用 DOC 管理除役，SONGS 表示，由於使用 DOC 有下列潛在優勢選擇了這條路：[51]

- 加強監督 - 通過使用 DOC，SONGS 只需與其一個承包商進行互動，可能會加強所有除役活動的監督。
- 成本控制 - DOC 將分享一些計畫和成本超支的經濟風險，可能會降低成本。
- 更高的專長 - 除役表示將有與核電廠正常運行不同的獨特挑戰，DOC 將具有更多處理這些挑戰的經驗，將有益於 DOC 組織和能力提供的經濟規模。

- 經驗學習的優勢 - DOC 將根據先前除役工作的經驗學習，幫助優化 SONGS 除役工作。

如圖 3-1 所示，截至 2016 年初，SONGS 正在選擇 DOC。在 2015 年 10 月，預計將在 2016 年第二季[11]簽署 DOC 合約。在重大除役活動開始之前 DOC 的選擇是必須完成的主要活動之一，簽署 DOC 合約後，DOC 將製定主要電廠系統除污和拆除的詳細計畫和程序。  
[52，53]

#### 3.1.1.6 防火計畫的變更

在除役過渡期間，SONGS 從現場消防隊過渡（通常是五人，有時稱為“結構性”消防隊）到“初期”消防隊。IFB 由三名沒有分發應急工作的人員組成。在除役期間，IFB 的成員執行正常的工作任務，直到發生火災收到報警，其職責變為消防反應角色。IFB 只有在初期階段發現火災時，才試圖撲滅火災。如果發現火災超出初期階段，廠區外將提供火災反應支援。為了從現場消防隊減少到 IFB，San Onofre 與當地消防部門簽訂了協議，該協議提供這種支援。

從現場消防隊到 IFB 的變更，需經 10 CFR 50.48 (f) 的允許，電廠已經提交了 10 CFR 50.82 (a) (1) 所要求的認證許可。為了證明這

一變化可以進行，電廠通常必須從電源區塊除去足夠量的可燃材料和液體。[11，54，55]

### 3.1.1.7 工作人員的更換

2012年8月（在蒸汽產生器（SG）過早失效後，但在公佈永久停機之前）SONGS 宣布，計畫將員工人數從約 2,230 名員工減少至約 1,500 名員工[56]。然後，在 2013 年 8 月（宣布永久停機後約兩個月），SONGS 進一步將電廠人員從約 1500 人減少到約 600 人，開始向除役所需的人員數目過渡[50]。截至 2014 年 2 月底，電廠員工人數減少到約 520 人[57]。在 2016 年初，SONGS 的員工報告為 325 名員工[11]。

SONGS2 號機組和 3 號機組除役的預期人員需求記錄在廠址特定的 DCE 中，並列在表 3-6 至表 3-11 中。這些表包括從“第二階段”而不是“第一階段”開始的員工估算，因為“第一階段”在廠址特定 DCE 準備時已經完成。“第一階段”執照終止被稱為“過渡到除役”階段。但是，本報告定義的過渡期間包括第一階段和第二階段終止執照的活動。如這些表所示，電廠除役過渡期間預計需要 500 名員工，與上述所討論的員工人數減少狀況一致 [53]。



表 3-6 聖奧諾弗爾電廠除役執照終止活動預估的需求人數[53]

Department	Phase 2: Decom. Planning & Site Mods	Phase 3: Decom. Prep & RM Segmentation	Phase 4: Plant Systems & Large Comp. Removal	Phase 5: Building Decontamination	Phase 6: License Termination During Demolition
Decommissioning	21	21	25	18	0
Engineering	49	14	14	12	0
Maintenance and Work Control	38	10	10	3	0
Operations	15	7	7	0	0
Oversight and Nuclear Safety	7	2	2	1	0
Radiation Protection and Chemistry	27	26	31	26	0
Regulatory and Emergency Planning	10	4	4	4	0.5
Safety and Human Performance	13	7	7	7	0
Security Admin	6	6	6	6	0
Security Guard Force	12	12	12	12	0
Site Management and Administration	13	13	13	9	1
Period Totals	211	122	131	98	1.5

表 3-7 聖奧諾弗爾電廠除役執照終止活動需求的承包廠預估人數[53]

Department	Phase 2: Decom. Planning & Site Mods	Phase 3: Decom. Prep & RVI Segmentation	Phase 4: Plant Systems & Large Comp. Removal	Phase 5: Building Decontamination	Phase 6: License Termination During Demolition
Administration	0	9	17	17	0
Engineering	0	15	29	14	0
Health Physics	0	16	73	73	2
Management	0	3	3	3	0
Quality Assurance	0	2	5	4	0
Waste Operations	0	7	16	16	0
Period Totals	0	52	143	127	2

表 3-8 聖奧諾弗爾電廠除役用過燃料管理需求的預估人數[53]

Department	Phase 2: SF Transfer to Dry Storage	Phase 3: Dry Storage During Decom. (Units 1-3)	Phase 4: Dry Storage Only (Units 1-3)	Phase 5: Dry Storage Only (Unit 2 & 3)	Phase 6: ISFSI License Termination	Phase 7: ISFSI Demolition
Spent Fuel Shipping	0	0	2	2	0	0
Decommissioning	0	0	0	0	1	1
Engineering	1	1	1	1	0	1
Maintenance and Work Control	31	0	0	0	0	0
Operations	45	1	1	1	0	0
Oversight and Nuclear Safety	1	0.25	0.25	0.25	0	0
Radiation Protection and Chemistry	6	4	4	4	1	2
Regulatory and Emergency Planning	0	0	0	0	1	1
Security Admin	14	10	8	8	1	1
Security Guard Force	178	35	35	35	5	5
Site Management and Administration	0	0	0	0	1	1
Period Total	276	51.25	54.25	54.25	10	12

表 3-9 聖奧諾弗爾電廠除役用過燃料管理需求的承包廠估人數[53]

Department	Phase 2: SF Transfer to Dry Storage	Phase 3: Dry Storage During Decom. (Units 1-3)	Phase 4: Dry Storage Only (Units 1-3)	Phase 5: Dry Storage Only (Unit 2 & 3)	Phase 6: ISFSI License Termination	Phase 7: ISFSI Demolition
Administration	0	0	0	0	0	1
Engineering	0	0	0	0	0	2
Health Physics	0	0	0	0	0	3
Management	0	0	0	0	0	1
Quality Assurance	0	0	0	0	0	1
Waste Operations	0	0	0	0	0	4
Period Totals	0	0	0	0	0	12

表 3-10 聖奧諾弗爾電廠除役廠址復原需求的預估人數[53]

Department	Phase 2: Building Demolition During Decom.	Phase 3: Subsurface Demolition Eng. & Permitting	Phase 4: Building Demolition to 3 ft Below Grade	Phase 5: Subgrade Structure Removal Below 3 Ft	Phase 6: Final Site Restoration & Lease Termination
Decommissioning	2	0	5	4	2
Engineering	1	0	2	1	0
Maintenance and Work Control	1	0	2	2	2
Regulatory and Emergency Planning	1	0	0	0	0
Safety and Human Performance	1	0	2	1	1
Security Admin	0	0	1	1	0
Security Guard Force	0	0	5	5	0
Site Management and Administration	0	0	4	3	3
Period Totals	6	0	21	17	8

表 3-11 聖奧諾弗爾電廠除役廠址復原需求的承包廠預期人數[53]

Department	Phase 2: Building Demolition During Decom.	Phase 3: Subsurface Demolition Eng. & Permitting	Phase 4: Building Demolition to 3 ft Below Grade	Phase 5: Subgrade Structure Removal Below 3 Ft	Phase 6: Final Site Restoration & Lease Termination
Administration	0	0	10	5	4
Engineering	0	0	13	11	5
Health Physics	0	0	3	0	0
Management	0	0	2	2	1
Quality Assurance	0	0	2	1	0
Waste Operations	0	0	11	7	7
Period Totals	0	0	41	26	17

### 3.1.1.8 民眾溝通

為了向公眾通報 SONGS 除役活動的進展情況，成立 San Onofre 社區參與小組。這個小組每年四次舉行公開會議，在此期間提供關於除役進度的資訊與未來計畫的除役活動。該小組由加州大學聖地亞哥分校 David G. Victor 博士主持，加上由代表該縣、周邊城市、美國核

能學會、勞動者聯盟與其他附屬於大學和利益集團的知名人士等其他 17 名成員組成。

除了上述公開會議之外，SONGS 還創建了一個網站 (<http://www.songscommunity.com/>) 說明 SONGS 除役活動過程。演講及上述會議的會議記錄與其他除役資訊內容，將在網站上一起發布。這個網站包括幾個有用的功能來推廣社區參與，包括：[58]

- 民眾可以通過電子郵件註冊更新
- 民眾可以報名參加電廠的徒步旅行
- 民眾可以向社區參與小組發送消息
- 民眾資訊以英文和西班牙文提供

有關社區參與的其他資料，請參閱 SONGS PSDAR [52]。

### **3.1.1.9 計畫性除役過渡活動**

如圖 3-1 所示，除役過渡期定於 2017 年中期結束。計畫在除役過渡期結束之前進行的活動包括以下內容：[36，52，53]

- 完成建立寒冷和黑暗情形的工作
- 實施 PDTS
- 完成 ISFSI 工程、採購和許可以及 ISFSI 擴展

- ISFSI 護箱製造
- 將燃料轉移到乾燥的桶中並轉移到 ISFSI
- 與 DOC 簽訂合同並動員 DOC
- 加利福尼亞環境品質法規允許
- 完整的系統化學除污計畫和執行
- 規劃電廠系統拆除

#### 3.1.1.10 經驗學習

目前，SONGS 從除役過渡所得的經驗學習仍為有限。預計有關此主題的更多資訊將在接下來幾年（即過渡到除役完成後的幾年）內可提供，可得到 SONGS 從除役過渡所得的經驗總結如下：

- 在正常的電廠運轉期間，電廠在任何時候需要有一定數量的持照資深運轉員和持照運轉員（根據 10CFR 50.54 (m)）。

SONGS 申請豁免此要求。但是，對此豁免請求的回應，美國 NRC 表示 10 CFR 50.54 (m) 持照運轉員不適用於永久停機的電廠，不需要任何豁免來消除對工作人員的要求[59]。本主題將在 2.7.5 節進一步討論。

- SONGS 在 PDTS 和 DSAR 被提交之前，提交了對 TS 和 FSAR 的部分修訂。相信這些部分修改提交的方式是有利於提交完全

修訂版本，可能由這些部分修改中提交的資訊支持加快 NRC 審查這些文件和其他提交的管制文件，這個策略是預計有效減少 NRC 審查所需的時間。

- 通過向當地提供電廠旅遊和演講者到社區會議來增加公眾參與度，有助於增加當地社區的電廠知識基礎，並建立電廠和公眾之間的信任。邀請官員回應說明他們已經能夠消除謠言，並自信地解決問題，因為他們參觀了電廠，並且能夠提供事實資訊。[11]
- SONGS 允許未經 NRC 的批准，通過 10 CFR 50.54 (q) 更改緊急計畫的程度，NRC 對此提出質疑。NRC 的立場需要對緊急計畫的變更與 NRC 最近批准的緊急計畫“記錄”進行比較，以評估是否降低有效性。NRC 最近批准的“記錄緊急計畫”可能不會考慮到由於永久停機而導致的電廠配置的永久變化（因為最近批准的 EP 很可能在永久停機之前提交）。此外，根據 10 CFR 50.59 授予的權力實施在電廠設計和運轉的變化，不會反應在緊急計畫“記錄”。因此，經由緊急計畫的“記錄”變更來反應永久停機的配置情形，將降低有效性。因此，需要依執照修改請求（基於 10 CFR 50.90）來實施更改緊急計畫。
  - 根據這種經驗，永久停機電廠應提交 NRC 執照修改要求，實

現首次永久停機後的緊急計畫減縮狀態（如在佛蒙特洋基所做的那樣；見第 3.2.1.2.3 節）。[11]

### 3.1.2 Oyster Creek 電廠經驗(1997-2000)

Oyster Creek 電廠是一個單一機組 BWR，額定功率為 620 MWe，該電廠是 1969 年 12 月在美國商業運轉。1997 年 4 月，公用事業公司（GPU）得出結論，該電廠在 20 世紀 90 年代末，預計將不符合經濟的成本。因此，GPU 宣布該電廠將採取以下之一選項：[60]

- 2000 年電廠永久停機，接著是 DECON，
- 出售電廠，或
- 繼續運轉電廠，直到運轉執照於 2009 年到期。

為了支持可能的永久停機電廠，電廠開始規劃這個工作計畫，在這個電廠運轉到 2000 年由 AmerGen 購買，他決定繼續經營該電廠多年。在 2009 年，該廠由 Exelon 購買，此後 Exelon 已向 NRC 通知 Oyster Creek 將在 2019 年 12 月 31 日之前永久停機，第 3.1.3 節討論了 Oyster Creek 的除役現行計畫。

雖然 Oyster Creek 並沒有永久停機，但 Oyster Creek 是美國在預計永久停機日期之前多年，就開始大規模除役計畫的電廠之一，因此，這種經驗預計對此行業非常有用。Oyster Creek 的除役準備經驗

是 EPRI 1000093 的主題 [60]，準備除役：Oyster Creek 經驗。主要資訊本報告在本章節的其餘部分提供，引用資訊直接來自參考文獻[60]。

### 3.1.2.1 除役假設

為 Oyster Creek 進行有組織的除役策略規劃過程中，為除役過程開發了若干基本假設。這些假設如下：[60]

- 最終關閉將在 2000 年秋季發生。
- 選擇“DECON”選項是因為公司承諾關閉後“立刻拆除”。
- 需要足夠的 SFP 容量，以便關閉時能將整個核心卸載。在關閉之前需要安裝額外的燃料組件存放架。
- Oyster Creek 將進行除污，以允許場地按照 10 CFR 20.1402 可以不受限制地釋放使用。
- 假設美國能源部最早在 2010 年之前，不會監管用過的燃料。
- 假設當出現有一個低放射性廢棄物處置場地時，電廠已經除役了。
- 假設內部 GPU 核工作人員將被最大限度的運用，沒有作出明確的決定，GPU 核工作人員是否會作為 DOC，或將此功能外包給承包商。
- 關閉時的 DTF 餘額被認為足以允許啟動“除役”。



### 3.1.2.2 除役計畫

在除役規劃過程中完成的首要活動之一是制定合邏輯分階段進行的除役計畫和時間表，表 3-12 整合各階段完成的時間表。第一階段和第二階段涵蓋所有除役過渡活動的工作、計畫和執行。因此，在本報告中只有這兩個階段有所介紹。

表 3-12 Oyster Creek 電廠除役各階段時間表[60]

Phases	Timeline
Phase I – Planning	1997 – 2000
Phase II – Plant Preparation for D&D	2000 – 2001
Phase III – Decontamination & Dismantlement	2002 – 2009
Phase IV – License Termination & Site Release	2007 – 2010
Phase V – Dry Spent Fuel Storage	2007 – 2023

制定上述計畫的主要因素之一是 Oyster Creek 圍阻體，Oyster Creek 圍阻體為 BWR 通用的「MARK I」型。在這個設計中，SFP 位於反應器廠房內與反應器相鄰的更換燃料樓層。因此，在所有用過燃料已經被清除並將其存儲在 ISFSI 中，或清除到美國能源部永久性儲存庫之前，不能拆除反應器廠房。上述計畫假設燃料轉移到乾式貯存

將在 2003 年開始，於 2007 年完成。完成燃料轉運至乾式貯存之後，可以開始拆除反應器廠房。

### 3.1.2.2.1 階段一：計畫階段

除役第一階段是計畫階段，這個階段預定在電廠的正常運轉期間完成。圖 3-3 列出了為此除役階段計畫的任務：[60]

- “計畫假設和設計基礎”
- 策略和項目計畫
- 支援項目的技術和可行性研究
- 時間表
- 過程修改
- 重要決策和界碑
- 人員過渡計畫
- 執照申請
- 電廠設計修改
- 成本估算
- 臨時計畫
- 低放射性廢棄物計畫
- 用過燃料管理

- 現場特性調查
- 與員工和利益相關方溝通
- 勞工協議

估計需要 8-10 人超過 30 個月完成第一階段的活動（20-25 人年）。

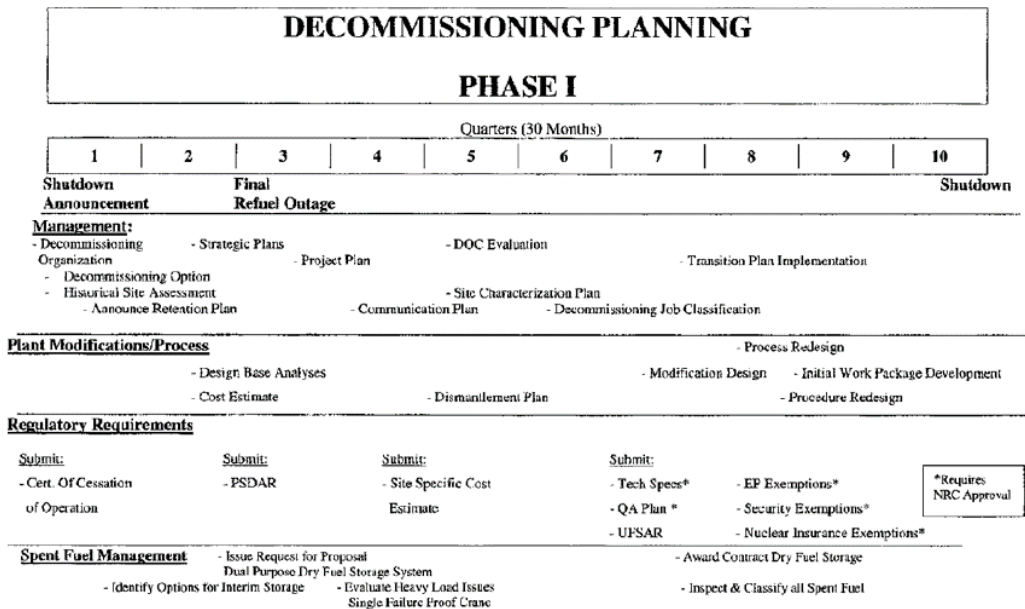


圖 3-3 美國 Oyster Creek 除役第一階段活動的時間表

### 3.1.2.2.2 階段二：除污與拆除準備階段

除役第二階段計畫在永久停機後，但在發生拆除活動之前。因此，這個階段相當於除役過渡期間。第二階段的目的是完成所有電廠的工作和修改項目，以準備電廠除役。在許多情況下，這些電廠修改項目

是不可能在電廠永久停機之前完成的。上述第二階段計畫工作如圖 3-4 所示：

- 去除石棉
- 操作系統的特性和處理
- 主要系統的化學除污
- 安裝除役電廠修改項目，如備用電源、備用 SFP 冷卻、監控站、備用通風空調、輻射監測系統
- 安裝臨時設施
- 安裝放射性廢棄物處理系統
- 系統標示和排水 “

如前所述，Oyster Creek 在 2000 年沒有關閉。因此，除役第二階段從未在電廠啟動。

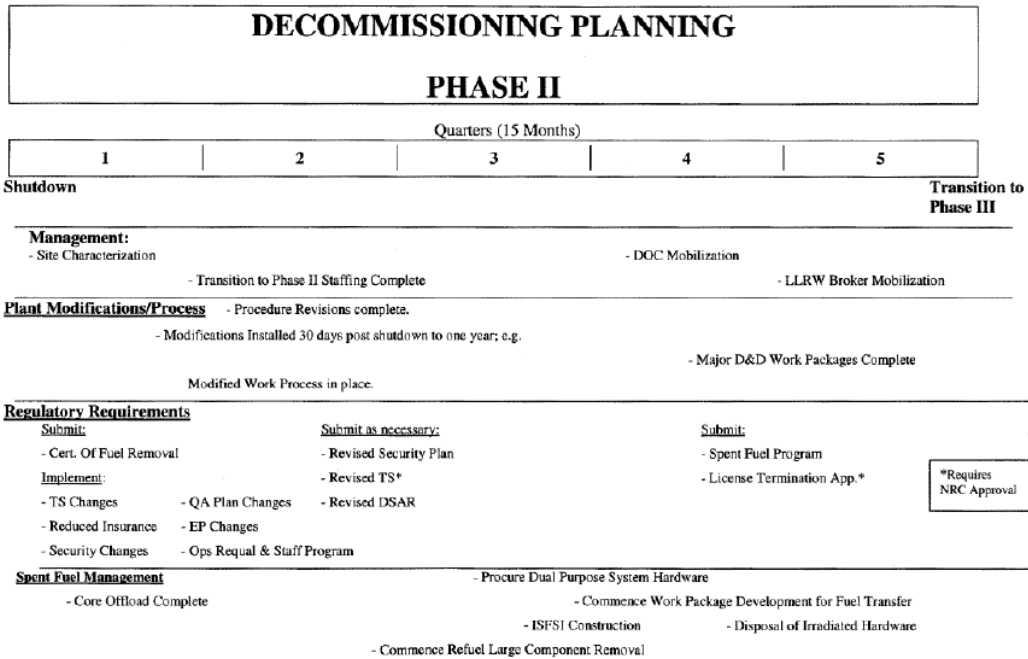


圖 3-4 美國 Oyster Creek 除役第二階段活動的時間表[60]

### 3.1.2.3 人力資源管理

為了支持電廠停止運轉前 1-2 年的除役計畫開展（1997 年 - 1998 年），約 8-10 名現有員工獲得了正常的工作職責，並被分配到了一個專門的除役計畫小組。這團隊的員工角色和組織結構如圖 3-5 所示，該小組直接向副總報告工程。這個除役計畫團隊與集中在運轉電廠的電廠組織完全分開，以確保除役計畫不會干擾電廠首要的安全可靠運轉，直到永久停機。

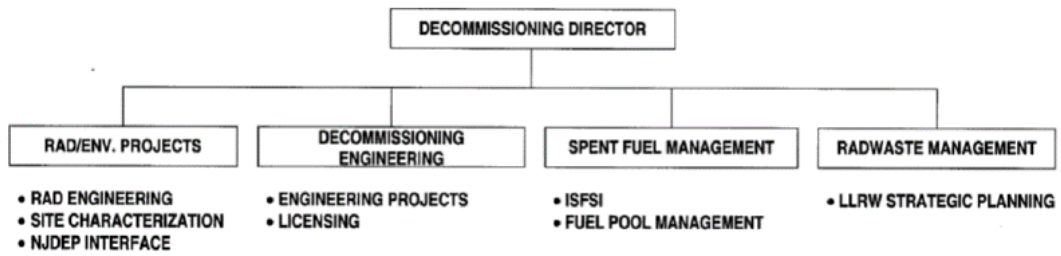


圖 3-5 美國 Oyster Creek 除役計畫初始階段的組織結構(1997-1998)[60]

1999 年，在最後一個週期預計開始之後，現有員工增加了 14-16 人加入除役計畫小組。其中兩名員工被加入幫助除役監管活動，其餘 12-14 名員工均為工程技術人員。這些額外的人員可以從現有的電廠員工獲得，因為相信廠房處於最後一個運轉週期，因此沒有需要再規劃大修計畫。

### 3.1.2.3.2 除役過渡階段組織(階段二)

在電廠正常運轉期間，廠房約有 800 人。確定如何在除役過渡階段將需要許多工作人員，Oyster Creek 進行了人員配備研究。這項研究顯示，過渡階段需要約 400 名員工，專業拆除活動（即除役階段 III-V）開始後只需約 300 名員工。電廠計畫在永久停止運轉日期之前約 2-3 個月開始選擇電廠除役工作人員，在永久停止運轉後三個月內完成人員減少至約 400 人，這些人員配置目標不清楚是否包括保安人員。

除役工作通常需要不同於電廠正常運轉所需的工作技能。一般來說，需要更少的高技能和專業的工作人員，反而需要多技能工人。為了方便除役期間的靈活性，Oyster Creek 開發了六個新的工作分類。這些新的工作分類允許專業化勞動者進行一般勞動型工作，該新職位分類如下：[60]

- 除役輻射安全防護技術員。
- 除役核能機械維修技術員。
- 除役核能電子維修技術員。
- 除役核能儀器控制技術員。
- 除役核能設備操作技術員。
- 除役管制站協助人員。

類似於除役所需工人類型的變化，Oyster Creek 準備將現場的文化變革從“核安心態”轉變為“工業安全”，雖然核安的一些典型心態方面，在除役期間仍然是有意義的（即 ALARA 和輻射防護），但是越來越強調在更典型的施工現場和製造樓層中防止意外。為了為這個文化變革做好準備，Oyster Creek 人員進行了一個過程和文化研究以確定需要什麼文化變化、參觀除役場所，並舉辦員工應該期待文化變化的研討會。

### 3.1.2.3.3 人力留用規劃(階段二)

電廠可能會在宣布永久停機後，員工加速流失。宣布後的前四個月，約有 70 名員工離開了電廠。由於該電廠仍然運作，電廠需要在關閉前 3 年保留大部分員工。因此，Oyster Creek 創造了人力留用規劃，該規劃向駐留在該電廠的員工提供以下資料：

- 一年的遣散費
- 為 47 至 54 歲的僱員提早退休的“橋樑”
- 為 55 歲及以上的僱員提供退休金
- 職業諮詢和加強教育計畫

這個方案證明在人力留用方面非常成功。

### 3.1.2.4 管制文件送審策略

在除役規劃過程中進行的主要活動之一是準備管制文件送審。Oyster Creek 的管制文件送審準備策略在除役計畫中包括以下目標：  
[60]

- 公開，誠實地與 NRC 和其他監管機構進行溝通。與 NRC 合作關於執照申請的方法和時間表。每季更新 NRC 的管制文件送審狀態，所以 NRC 可以預期管制文件送審情形，並可以反饋提供及早及時的指導。



- 使用集成團隊方法來開發主要的管制文件送審情形，確保許多管制文件送審是一致的。
- 安排管制文件送審以盡可能地早運用 DTF。
- 儘早開始處理需要 NRC 批准的管制文件，計畫在關閉前三個月進行所有管制文件送審，計畫和程序實施變更的要求應與 NRC 審查並行發展。
- 要求從管制文件送審中獲得最大的協助，目的是在允許修改程序、計畫和步驟的管理靈活性，快速改變除役條件。
- 除了 NRC 要求的管制文件送審，還有其他不被要求的送審應準備提交文件，允許在除役期間豁免不適用的規定。這些文件應包括以下內容：[60]
  - EP 豁免申請/PDEP
  - 安全計畫豁免請求/燃料移除安全計畫
  - 燃料移除品質保證計畫
  - 燃料移除運轉員的重新認證和人員配置
  - 核保險豁免
  - DSAR
- 根據批准的品質檢查計畫、執行，並保留證明這些變化並沒有減少緊急計畫有效性的分析，最大限度地減少 NRC 的反饋步驟

改變 EP。

- 在 Oyster Creek 除役計畫期間準備了以下管制文件送審：[60]
- 永久停止運轉的認證
- PSDAR
- 專屬現場 DCE
- 永久移除燃料的認證
- 未經授權的許可證和 TS
- EP 豁免請求
- PDEP
- 安全計畫豁免請求
- 燃料移除安全計畫
- 燃料移除品質保證計畫
- 燃料移除運轉員認證和人員配置
- 核能保險豁免
- DSAR

雖然這些文件是在電廠運轉結束前提交的，但執行這些文件設定為永久停機後 30 天或所有燃料發生永久性地從反應器中移出，兩者以較晚者為準。在此之後，該電廠將逐步實施上述提交的豁免。這將允許管理階層除役進展順利時，靈活地修改程序、計畫和程序書並減

少除役人員；所以提交這些文件是預計在關閉後幾乎立即提供重大的監管救濟。

### 3.1.2.5 除役工程工作

在預計運轉結束日期前的 2.5 年左右，第 3.1.2.3.1 節討論的四名除役規劃小組工程師被分配了以下任務（借助於外部承包商）：

- 為所需的除役工程製定除役項目計畫活動
- 確定哪些電廠系統需要修改才能支持除役活動，以及這些修改的範圍
- 開發支持系統設計和監管所需的設計基礎分析送審

完成建立工程除役設計基礎的分析總結如表 3-13。大多數這些分析是在預計永久停機日期 1-2 年前完成的，確保有足夠的時間進行設計和修改需要的電廠系統來支持這些設計基礎分析。

在預計關閉日期前約 1.7 年，另有 12 名工程師從第 3.1.2.3.1 節討論的除役計畫小組分配了以下任務：

- 制定詳細計畫，以實施上述討論原始工程組標識的所需設計變更
- 確定永久停機後何時不再需要電廠設備，並根據這些電廠設備

停機日期製定時間表。

該組的主要工作產出是概念設計文件，與用於正常電廠運轉期間支持電廠修改的文件相似。這些文件提供了設計標準、系統佈局以及運轉電廠系統的連接。除役計畫修改的系統總結在表 3-14 中。這些修改計畫在永久性關機的前 15 個月內完成。大多數修改工作計畫在永久停機之後約 30 天開始。但是，一些修改工作計畫在稍後實施除役過程更佳，可以避免需要的系統除役後要求較低而造成過度設計的狀況。例如，SFP 冷卻系統是除役計畫稍後實施，以利用過燃料衰變熱量減少。[60]

表 3-13 設計基準分析與除役使用比較表[60]

Analysis	Usage
Neutron Activation	Establish basis for cost estimate, RPV disposition options
Accident Analysis	Basis for public health and safety during decommissioning; decommissioning systems design, Zr fire considerations
Reactor Pressure Vessel Removal and Shipment Feasibility	Major engineering challenge requiring long lead time. Needed to establish decommissioning schedule, evaluate cost-effective alternatives, and fuel-storage options
RPV Chemical Decontamination	Basis for personnel dose reduction; emerging technology evaluation
Site-Specific Cost Estimate	Basis for revenue collections, top-level selection of decommissioning alternatives and overall decommissioning planning.
Personnel Dose Estimate	Basis for personnel health and safety during decommissioning; decommissioning systems design
Dismantlement Sequence	Basis for most effectively conducting decommissioning activities
Work Process and Procedure Redesign	Develop cost-effective work processes, eliminate unnecessary procedures, develop new procedures for decommissioning activities
Plant Modifications Scope	Defines scope of decommissioning-specific engineered systems and plant modifications

表 3-14 除役及設計準則的工程系統總結表[60]

Engineered System	Design Criteria
Electrical Power	New system reduces personnel electrical hazards by eliminating need to identify and terminate leads of existing system prior to dismantlement activities
	Reduced decommissioning loads allow reduction in site power requirements
	Reduced credible accident spectrum allows reduction in redundancy and other "safety grade" characteristics
Radwaste Processing	New system allows dismantlement of operating plant systems which may include extensive piping and support systems
	New system designed to be dismantled
Spent Fuel Pool Cooling	New system allows dismantlement of operating plant systems which may include extensive piping and support systems
	New system sized to reduced heat loads.
	New system can be localized to fuel pool area
Heating, Ventilation, and Air Conditioning (HVAC)	New or modified systems designed to support dismantlement activities.
	Potential for localizing key components to fuel pool area to supply accident mitigation requirements
Fire Protection	Modifications consistent with dismantlement activities (e.g., industrial safety requirements may predominate)
Radiation and Environmental Monitoring	Modifications consistent with dismantlement activities (e.g., changing radiological control envelope)
Plant "Monitoring" Station	Monitoring station replaces control room of operating plant due to reduced operator action requirements after shutdown
	Monitoring station may be collocated with security station

### 3.1.2.6 電廠程序修訂

在 1997 年，約有 1500 個程序書用於操作 Oyster Creek。除役期間維護所有這些程序書將是不必要而又昂貴的；因此，在預計永久停機前約 12 個月，啟動了一個工作項目來確定不必要的程序書、確定新程序書的範圍、確定更改過程的效果和定義影響大量程序更改的機制。這個項目被分配到電廠評審組主席作為額外的職責；但是，這個項目由於該電廠潛在銷售給 AmerGen，該項工作在啟動後不久就被終止。

### 3.1.2.7 低階廢料管理

Oyster Creek 在除役期間制定了低階廢料（LLW）管理計畫規劃階段，該計畫的目標是確保所有 LLW 產生的處置安全，依成本效益地按計畫進行，並完全符合現場許可證、程序、政策和適用所有的、地方的、州和聯邦的法規。發展 LLW 管理計畫始於 1997 年底，其中包括電廠歷史數據和電廠落成情形。這項工作用於支持開發現場輻射特性調查和 DCE。收集的數據包括廢料類型，數量，重量和現場廢料物流歷史數據。該數據用於製定 LLW 管理計畫，LLW 的主要管理計畫包括以下內容：[60]

- 化學除污

- 替代液體廢料處理
- LLW 處置能力喪失
- GTCC / 高度輻射污染硬體設備的現場存儲能力
- LLW 管理經紀人
- 放射性/混合廢棄物最小化
- 混合廢棄物識別計畫
- 大型部件拆卸
- 廢棄物追蹤

這些主題的計畫在 EPRI 1000093 [60] 中有更詳細的討論。

### 3.1.2.8 用過燃料管理

在除役計畫工作時，SFP 的能力並不是預計的足夠大以支持全部核心燃料卸載。該廠的 SFP 容量為 2645 套組件，但是預計在永久停機之日將有 2980 套組件。因此，電廠向 NRC 提交了執照修改申請，將 SFP 容量提高了 390 套組件（通過安裝附加的存儲機架）。該許可修正案 2000 年 9 月獲得 NRC 的批准[61]。Oyster Creek 評估了幾種用過燃料儲存選項，包括現場臨時濕式儲存，現場臨時乾式儲存和非現場臨時乾式儲存。然而由於該電廠銷售給 AmerGen，在用過燃料

管理計畫完成之前停止了除役計畫的工作。2002年，該廠隨後建成在現場乾式儲存設施（ISFSI）以支持除役計畫的營運。

### 3.1.2.9 廠址歷史調查與輻射特性調查

在除役規劃過程中，電廠整合了電廠一生中發生的放射性和危險物質污染和溢出的所有歷史資料，調查電廠現場範圍以確定熱點，以及其他電廠現場放射性調查資料進入HSA。使用HSA的資料來創建電廠的現場概念區域模型，這些模型被用於開發現場輻射特性調查計畫。

現場輻射特性調查工作分為三個階段：

- 永久停機前的工作
- 永久停機後立即的工作
- 除役過程中的工作

考慮到以下因素，將現場輻射特性調查工作分配給每個階段：

- 電廠運轉對測量的影響（較高的背景輻射水平）
- 電廠的安全運轉
- 電廠關閉後短半衰期放射性核種衰減
- 改變放射性條件的除污技術



- 僅在執行了某些 D&D 活動之後才能進入的區域

### 3.1.2.10 溝通計畫

Oyster Creek 建立了溝通計畫：[60]

- 增加公眾對除役計畫的理解，盡量減少關注而是獲益支持。
- 增加員工對除役計畫的了解，以使公司目標獲得積極性的支持。
- 為除役項目計畫提供溝通，支持勞動力過渡到除役機構。

為了製定這個計畫，Oyster Creek：

- 確定除役會帶來的潛在關鍵問題
- 根據關鍵問題，開發了關鍵資料列表，將使用全部關鍵資料與各種民眾溝通
- 確定主要接受溝通民眾群體

### 3.1.2.11 除役計畫成本評估

1997 年至 1999 年期間發生的除役計畫成本費用如下表 3-15 所示，這些資金的來源是未知的，但預期的 DTF 資金來源是用過的。應該注意的是，總體除役計畫成本，推算到 2012 年美元，都在可能用於除役計畫的資金範圍之內（3%的通用 DTF 金額，見第 2.2 節）。

表 3-15 除役計畫成本費用[60]

Year	Cost
1997	\$ 306,000
1998	\$ 1,226,000
1999	\$ 4,461,000
Sub-Total	\$ 5,993,000
Total Contractor Costs	\$ 1,587,000
Total	\$ 7,580,000

### 3.1.2.12 經驗學習

從 Oyster Creek 除役計畫經驗中吸取的學習在 EPRI 1000093 [60] 分享給 Oyster Creek 人員。這些經驗轉說明於以下小節。

#### 3.1.2.12.1 除役計畫

在 Oyster 的除役計畫階段，與管理有關的經驗學習如下：

- 除役計畫應在最終設備關閉前開始。有了關停前的除役計畫到位，有相當機會節省了整體可觀的除役成本。這對於已經被收購的電廠來說尤其重要，因為轉讓給買方的除役基金是作為典型銷售協議的固定一部分基金。因此，請願國家監管機構領到額外的資金來支付意外的除役費用，將不是新買主的一個選擇。

- 兩到三年是一個令人滿意的時期，可以準備過渡到電廠除役模式。對於第一階段調度模型，選擇 30 個月理想的規劃時間來準備必要的項目計畫、策略、技術、工程任務和管制文件送審。
- 應建立專門的人員來管理和執行除役工作規劃活動。最初在 Oyster Creek，組織了一個 8-10 人單獨的小組向工程副總匯報。單獨的小組保證除役不干擾電廠組織內安全可靠的優先事項操作。隨著規劃過程的進行，除役人員將電廠人員保留在規劃活動中，並酌情獲得了營運部門的意見，沒有與電廠的優先事項相衝突。
- 對於 Oyster Creek，承諾使用內部人員進行除役計畫，為員工提供潛在的長期職業機會，這使 GPU 可以維持所需的人員來支持繼續經營電廠的選擇。
- 準備除役時需要重點關注“人事議題”，當公佈最終關閉計畫時，人員的消逝將隨著員工開始在其他地方尋求長期機會而急劇增加。如果離開了人員過多，將電廠運轉到所需關機日期的能力可能會有危險。保留員工運轉到關機日期的關鍵是人員保留計畫，理想的情況下，該程序需要在關閉通知日期或不久之後到位。在 Oyster Creek 這項公告是在一九九七年四月提出的，而人員保留計畫於七月推出。在此期間，約有 70 名員工離職。

人員保留計畫的實行後，人員的消逝恢復正常，在整個規劃期間維持較低的狀態。

- 需要從經營電廠轉移到除役模式，過渡期間及早的規劃很重要。要取得成功，需要與運轉週期相對比，建立除役活動所需技能和文化改變的重大轉變。
- 停止運轉大型商業反應器是一個長期的過程，6-10 年的活動。因為有可能會影響時間表，做好準備的應變計畫應該是規劃過程的一部分。這是特別有必要的，因為 LLRW 設施關閉，用過燃料處置和條件等情況，這原先在成本估計中沒有考慮。

#### 3.1.2.12.2 執照部分

與 Oyster Creek 的除役執照提交有關的經驗學習如下：

- 一些除役執照仍然可以直接提交，並對其他部門影響最小；儘管這些需要通過執照許可和其他部門的準備時間。PSDAR、永久停止運轉認證、永久移除燃料、CFH 計畫、保險豁免和 EP 豁免請求/PDEP 屬於此類別。永久停機前 8 至 12 個月足以準備這些文件。
- PDTS、DSAR、燃料移除品質保證計畫、EP 豁免申請/PDEP 和保安計畫豁免要求/燃料移除保安計畫，應該在啟動主要除役活

動或電廠修改以前完成最終草案。這些文件是除役修改的先決條件，例如：這些的管制文件送審準備應在最終關閉前 30 個月開始，目標應該是在修改工作開始時準備好了“最終草案”。

- 經常與聯邦和州的監管機構溝通，有效保持與聯邦和州的監管機構建立工作關係。
  - 在最後關機時制定提交確保除役執照基礎準備到位的時間表。
  - 要求從監管要求中獲得最大的救濟，這可允許管理者在除役情形快速變化的過程中靈活地修改方案、計畫和程序。
  - 在可能的程度上，對執照中提出的行動進行風險評估送審。
  - 整合發展主要送審提交方式，以確保各種送審提交計畫一致。
- 未經授權的執照和 TS、EP 豁免請求/PDTS、保安計畫豁免申請/燃料移除保安計畫、保險豁免和 DSAR 必須在假設和實施日期方面進行協調。
- 利用最近的除役經驗（例如，JoséCabrera，Maine Yankee，Big Rock Point，Trojan，Yankee Rowe，Millstone 1 和 Connecticut Yankee）。

### 3.1.2.12.3 工程部分

與 Oyster Creek 的除役計畫進行一部分工程活動相關的經驗學習如下：

- 設計基礎支持除役（例如中子活化分析，事故分析，LLW 規劃等）可以用一個小組有效地完成，由競標者選定的承包商補充人員。
- 可以有效地進行電廠修復的概念設計，以支持除役由內部人員完成，通常分配開發運轉週期修改。這個修改組的人員可以在最後的填換燃料大修之後，完成最終關閉設計工作（假設為期兩年的運轉週期）。
- 在關機前執行重新設計工程流程對除役工程活動沒有影響，新進程在支持停止運轉前工程必要的時間內不適用，管理層在關機前應選擇不使用“雙重”進程。

### 3.1.2.12.4 廠址限制解除

在 Oyster Creek 的除役計畫階段觀察到與廠址限制解除有關的經驗學習如下：

- 需要 HSA 來識別設施周圍的放射性和工業污染物。運轉期間，應持續進行 HSA，以及 10 CFR 50.75 (g) 要求的溢出記錄。

然而，如果不能完全到位，HSA 應該在規劃的早期就開始進行。

- 在進行調查設計之前，可以通過進行 HSA 最大限度地利用現有數據來優化現場輻射特性調查計畫。另外，某些地區應採用範圍界定調查，結果可能獲得額外需要的資訊。
- 使用現場建築物和結構下方潛在的環境資訊，如水文地質、地層學和建築施工歷史，評估廠址限制解除的情形。

#### **3.1.2.12.5 用過燃料部分**

在 Oyster Creek 的除役計畫階段觀察到與用過燃料有關的經驗學習如下：

- 評估與起重機容量和地板載荷有關的乾燥桶問題。雙重目的供應商提供各種設計和重量，實用程序必須比較經濟地提升起重機的起重能力與使用輕量級的木桶。
- 早期選址和社區認證至關重要，沒有當地社區的支持，轉運燃料將會有延誤。

#### **3.1.2.12.6 溝通部分**

在 Oyster Creek 的除役計畫階段的溝通相關經驗學習如下：

- 如果運轉中尚未到位，應設立公民工作隊。雖然當地市民可能對運轉電廠感到舒適，但除役則是不熟悉的項目，將代表當地社區的主要關切，包括：影響當地企業、增加卡車運輸量、從電廠發放大量物料，應設立公民工作小組通知公民，並允許公民為規劃過程提供意見。



### 3.1.3 Oyster Creek 電廠經驗(2011-2015)

如前一節所述，Oyster Creek 最初計畫 2000 年永久性地實施停止運轉，但於 2000 年向 AmerGen 售出電廠，除役計畫被停止，電廠繼續正常運轉。

2009 年，該廠由 Exelon 購買。2011 年，Exelon 向 NRC 通報了 Oyster Creek 將在 2019 年 12 月 31 日之前永久停機。2015 年 6 月，規劃形成一支隊伍向除役過渡。在這個時候，有限的資訊可用於除役計畫進度，包括：先前第 3.1.2 節討論的規劃工作程度得到了利用。但是，目前過渡到除役的計畫如圖 3-6 所示[62，63]

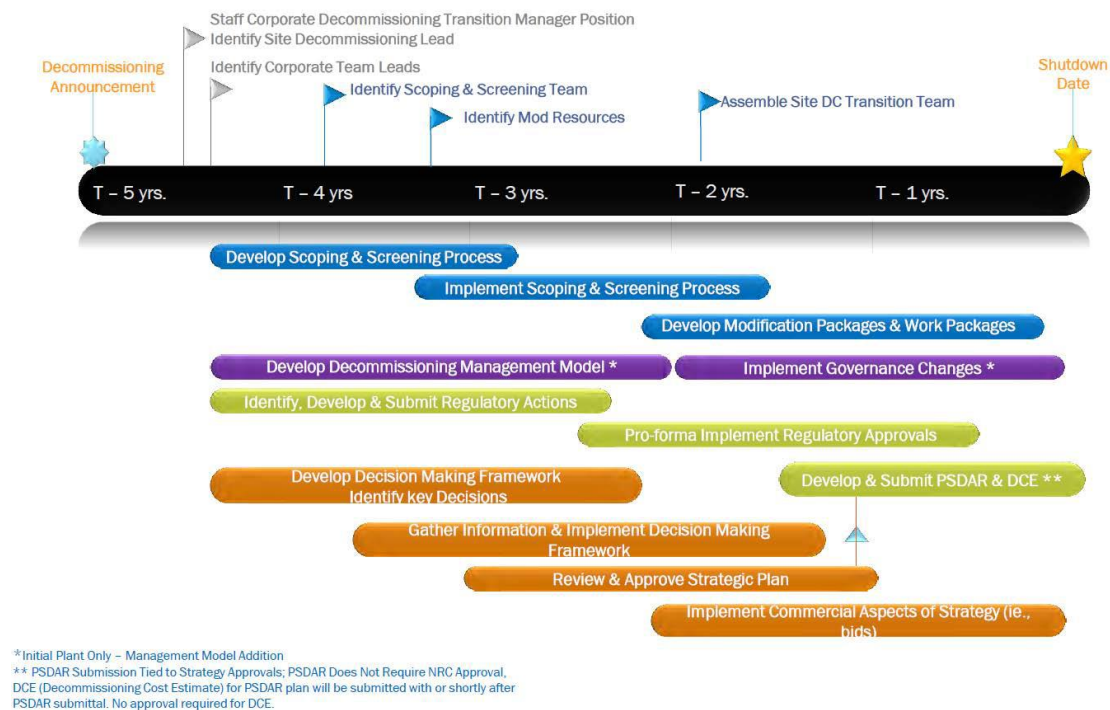


圖 3-6 美國 Oyster Creek 目前過渡階段的時程規劃[62]

### 3.1.4 Maine Yankee 電廠經驗

緬因州洋基核電廠是緬因州的三迴路 CE PWR，1972 年 12 月 28 日開始運轉[64]。該電廠的額定功率為 860 百萬瓦，達到終身容量因子~70%[65]。1997 年 8 月，由於經濟原因，該廠非計畫性的永久停機。[66]

緬因州洋基除役期間的關鍵事件時間表如表 3-16 和圖 3-7 所示，如表和圖所示，電廠系統沒有從 1999 年 6 月主動開始拆除，而是在永久停機後約 1.8 年，以下將介紹在主要電廠系統進行拆除之前（意即：從運轉到除役的過渡期間）的主要除役活動。

表 3-16 Maine Yankee 主要電廠過渡階段到除役的時程與主要活動表[66]

Period	Date(s)	Key Event
Operation	Dec-72	Commercial Operation
	Aug-97	Ended Operations
Transition Period	Aug-97	Shutdown Announcement/Defueled Certification to NRC
	Aug-97	PSDAR Submitted to NRC
	Oct-97	Initial Characterization Surveys (ICS) begins
	Oct-97	Permanently Defueled Technical Specifications Submitted
	Jan-98	QA Program Changes Submitted
	Feb-98	DSAR Submitted
	Mar-98	RCS Decontamination
	Mar-98	Asbestos Removal
	Mar-98	Permanently Defueled Technical Specifications Approved
	May-98	SFPI Completed
	Sep-98	SFPI Fan Modifications Completed
	Oct-98	Transition to New Control Room Completed
	Oct-98	All Mechanical Systems Abandoned
	Nov-98	Submittal of Site-Specific DCE and PSDAR update
	Dec-98	Plant Achieves "Cold and Dark" Status
	Mar-99	Hot Spot Reduction Begins
Decom. Period	Jun-99	First RCP Removed
	Jan-00	LTP, Rev. 0 Submitted to NRC
	Apr-00	Pressurizer Removed
	Jul-00	ISFSI Construction Permit Received
	Sep-00	ISFSI Construction Begins
	Nov-00	RVI Segmentation Begins
	Jun-01	LTP, Rev. 1 Submitted to NRC
	Aug-01	LTP, Rev. 2 Submitted to NRC
	Aug-02	Beginning of Spent Fuel Transfer to ISFSI
	Oct-02	License Termination Plan, Revision 3 Submitted
	May-03	RPV Shipped to Bamwell
	Feb-04	Spent Fuel Transfer to ISFSI Complete
	Sep-04	Explosive demolition of containment shell

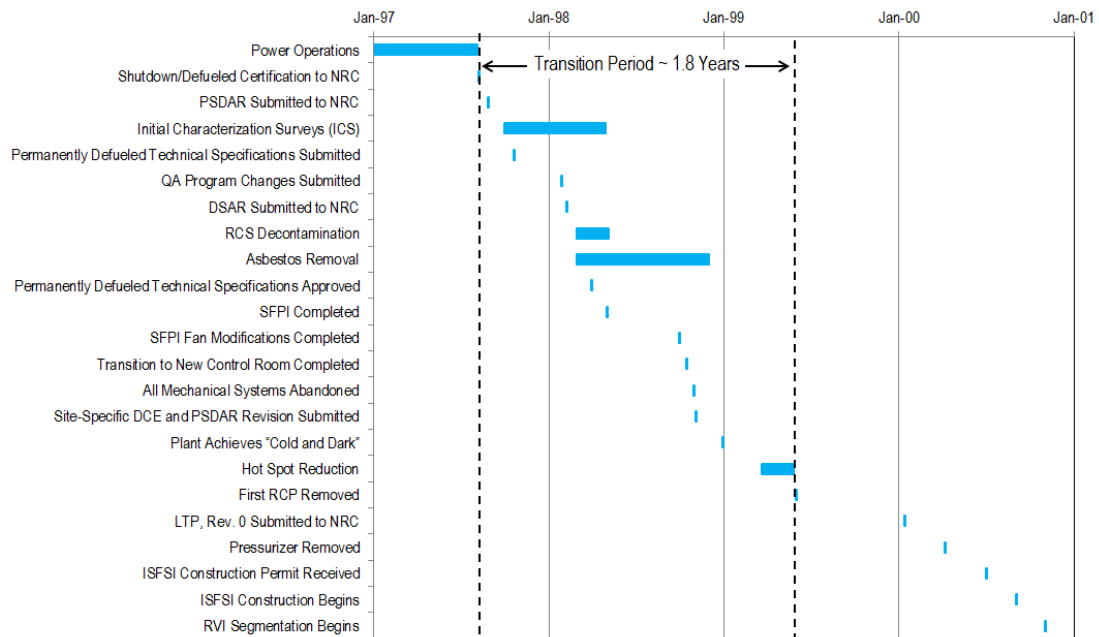


圖 3-7 Maine Yankee 過渡階段到除役的時程規劃

### 3.1.4.1 永久停機前除役規劃

從 1996 年開始，該電廠開始考慮該電廠可能不遠的將來永久停機。因此，電廠開始工作，以支持過渡到除役。這些預備停機規劃工作總結如下：[66]

- 進行了除役選項（DECON 或 SAFSTOR）評估
- 審查了以前完成的 DCE
- 初步評估是否執行 DOC 的使用
- 執行除役期間所需的利益攸關方互動的初步評估

- 準備好永久停止運轉和永久移除燃料的認證
- PSDAR 起草
- 工作已經開始完成了幾項監管豁免請求。這些豁免要求包括降低 EP 要求、降低保險要求及 TS 的變化。

這項工作預計將縮短除役過渡期的期限，預計降低除役成本。特別是要完成監管部門批准的工作，監管豁免請求預計會降低成本，這些文件允許減員和其他節約成本的措施。

#### **3.1.4.2 管制文件的送審**

根據 10 CFR50.82 (a)(1)(i) 的要求，在決定永久停機電廠後，該廠提交了永久停止運轉和永久燃料移除認證到 NRC。在過渡期間附加提交的管制文件包括：[66]

- PSDAR
- PDTS
- DSAR
- 更新品質保證計畫
- 專屬現場的 DCE
- PSDAR，修訂版 1

如第 2.7 節所述，一些管制文件送審的批准要求明顯地在 2001 年 9 月 11 日以後發生了變化。因此，緬因州洋基管制文件的送審，可能不會直接適用於未來的除役電廠。

### 3.1.4.3 人力資源管理

緬因州洋基除役的人員配置目標如表 3-17 所示，這些人員配置目標是在除役過程的早期開發的，不包括 DOC 或分包人員，這些人員配置目標不清楚是否包括保安人員。

表 3-17 Maine Yankee 除役的人員配置目標[66]

Time Period	Staffing Target
Staff During Normal Operation	600
Permanent Shutdown (Aug. 1997)	
End of 1997	300
End of 1998	135
End of 1998 Through Completion of Fuel Transfer	85

在緬因州洋基在整個除役過程和過渡到除役的期間，該廠正在建立良好的人力資源管理與溝通。為工作人員在不確定除役的情況下提供安慰，該廠建立了遣散費和提前退休金程序。該計畫一般與新英格蘭當時的其他計畫相當，緬因州洋基還制定了保留關鍵員工的保留計

畫。這個方案的僱員數量在整個除役期間增加，主要是因為員工人數減少，每個員工的保留變得更加重要，而且因為在除役期間需要的關鍵專業知識改變。

#### 3.1.4.3.1 除役營運承包廠

永久停機後，緬因州洋基決定使用 DOC 完成除役。緬因州洋基在 1988 年 4 月發出了一項提案，並在 2000 年 8 月選出了一份 DOC。在 2000 年中，緬因州洋基終止了與 DOC 的合同，電廠本身管理其餘的除役工作。更多緬因州洋基除役 DOC 的經驗可在 EPRI 1011734 [66] 中獲得。

#### 3.1.4.4 RCS 全系統化學除污

在緬因州洋基除役過渡期間進行的主要活動之一，將對 RCS 和其他幾個系統進行全面的系統化學除污。除污應用在 EPRI Report TR-112092 [67]，有關除污應用的主要知識如下：

- 選擇 EPRI DFD 過程進行除污。這個除污過程細節可在 EPRI 報告 TR-112352 [68]和 TR-106386 [69] 中獲得。
- 除污在兩個獨立的應用程序中進行，包括：淨化部分的 RCS、化學和體積控制系統（CVCS）、餘熱移除系統（RHRS）和排

水系統。內置的反應爐壓力容器（RPV）和大多數 SG 管的表面沒有包括在除污範圍。

- 應用申請的期限，包括安置活動，但不是動態活動，是~67 天。化學應用本身的持續時間約為 19.5 天。
- 達到的平均除污因子（DF）為~31.5，估計人員劑量歸因於除污應用的除役過程中，節省~150 人-rem（1.5 人-Sv）。
- 在除污時，設備的可操作性無法保證。因此，在除污應用中沒有使用現有的設備。相反，所有設備都由供應商提供。這可能會增加成本導致了這個過程中的問題。具體來說，承包商供應的泵可以達到的流量太低，這導致較低的除污效果。直至實現淨化目標，必須進行額外的除污循環，這增加了過程的持續時間，要求的化學試劑和產生的廢物。

#### 3.1.4.5 廠址歷史調查與輻射特性調查

在過渡期間開發了一個 HSA，以確定電廠污染其程度和性質。在早期進行這項評估是非常重要的，並幫助確定某些方面是否應進行除污。獲得 HSA 所需的方法和 HSA 的主要結果在 EPRI 1009410 [47] 中有詳細描述。



最初的輻射特性調查工作始於 1997 年 10 月，並於 1998 年 4 月完成，依 MARSSIM [70]的指導原則進行了初步輻射特性調查工作。

#### 3.1.4.6 電廠解除能源、電力、壓力系統的狀態建立

建立“冷和黑”以及“酷與暗”的狀況是指斷電，減壓和排放洩除電廠除役不再需要的所有系統。這些活動是在緬因州洋基的過渡期進行，為支持建立“冷和黑”條件而開展的其他活動包括：

- 用過燃料廠房升級為 SFPI。該項目將在下一節討論。
- 成立了一個系統評估和重新分類小組，以評估哪些 SSCs 在除役期間需要。每個 SSC 被歸類為“可用”或“準備好”或“被放棄”。這種重新分類工作確定了哪些系統必須重新復電。
- 建造了一個新的較小的控制室。這個較小的控制室允許運轉員專注於較少的運轉系統數量，並有助於斷電拆除電廠運轉期間使用的控制室。過渡到新控制室涉及：
  - 將除役期間所需的所有電廠警報重新安置到新的控制室
  - 將所有火災探測、抑制控制和指標重新定位到新的控制室
  - 將現場氣象塔的數據重新輸送到新的控制室
- 與建立“冷和黑”條件有關的其他子項目包括：

- 改變機械設施，例如保健物理（HP）檢查站並重新配置放射性控制區域通風，廠房和排水渠，現場井和飲用水。
- 去除不需要的一次性產品，排放電廠系統，關閉電廠蓄水池和水源的重新定向
- 搬遷人員設施
- 減少電廠的可燃物和對消防計畫的修改，有助於消防水系統的排放

### **3.1.4.7 用過燃料管理**

#### **3.1.4.7.1 中期用過燃料貯存**

在永久停機時，緬因州洋基在電廠現場沒有 ISFSI。直至確定如何儲存用過燃料，並確定最終的儲存庫，該電廠進行乾濕儲存的經濟研究。研究顯示，從長遠來看，用過燃料轉移進入乾燥儲存將節省成本。因此，該電廠選擇建造 ISFSI 並將用過燃料轉移到 ISFSI。ISFSI 的建設和許可代表了一個重要任務。如表 3-16 所示，ISFSI 尚未完成並獲得許可，2002 年燃料轉移到 ISFSI，直到 2004 年初，約 5 年和 7 年後才完成永久停機

### 3.1.4.7.2 用過燃料廠房改善

為了方便除役作業，而用過燃料仍在 SFP 廠內，將 SFP 和支持系統升級為 SFPI。這個過程涉及到從其他電廠系統中將 SFP 分離出來，並確保 SFPI 具有自給自足的冷卻和清理系統，以及獨立的監控、控制和電力。緬因州洋基的升級系統包括兩個獨立的水池冷卻迴路，然後又由風扇冷卻。使用一年之後，這些風扇應周邊社區的要求被更安靜的風扇所取代。清潔系統包括兩台撇渣器和一台淨化泵。另外，安裝了監測水池溫度、高度和硼濃度及溫度的儀器。

關於緬因州洋基燃料廠房改造的補充資料，總結如下 EPRI 10003424 [71]，用過燃料池冷卻和清理系統 - 除役電廠經驗[66]

### 3.1.4.8 民眾溝通

緬因州洋基在除役期間成立了社區諮詢小組 (CAP)。該 CAP 為社區提供了一個論壇，表達了對社區的關注和電廠活動的教育。第一次 CAP 會議僅在宣布決定永久停機電廠兩週之後舉行。緬因州洋基除役項目 CAP 會議的頻率整個總結如下：[66,72]

- 1997 年 8 月 - 1999 年：每個月
- 1999 - 2002 年：每六週
- 2002 年以後：每季

關於緬因州洋基 CAP 的其他資訊可在 EPRI 1011734 [66] 中找到。

### 3.1.4.9 其他除役過渡活動

下面總結了在緬因州洋基過渡期進行的其他活動：[66]

- 減少石棉：在緬因州洋基除役過渡期，大約有 80,000 ft<sup>3</sup> 的石棉被清除，如表 3-16 和圖 3-7 所示，在過渡期完成除去石棉，這是一個大型項目，利用超過 12 個分包商達 145 人，需要大約 20 萬個工時完成項目。
- 熱點減少：熱點減少包括事先識別和工程進行時去除組件或部件的高劑量率。像全系統化學除污，在除役期間儘早進行熱點除污是有益的，以最大限度地減少後期除役活動的劑量。確定了熱點，並且在可能的情況下在除污應用後的過渡期間被除污。估計該計畫項目成功減少了總劑量大約 150 人-rem (1.5 人-Sv)。

### 3.1.4.10 經驗學習

緬因州洋基人員從緬因州洋基除役過渡經驗中吸取的經驗學習學習分享在 EPRI 1011734 [66]。這些經驗學習學習轉載於以下小節。

### 3.1.4.10.1 管理/除役計畫

在緬因州洋基和除役計畫與管理相關的經驗學習如下：[66]

- 為工作項目選擇一個管理小組，其中包含初始化除役計畫的所有規定，作為一個大體上共同合作的團隊，是至關重要的組織。
- 重要的是讓所有部門參與，即使不明顯的問題出現在他們的區域。這是因為在除役過程中並不總是明顯的，看似無關的任務/決定可能會影響其他部門，也因為那些與這些問題不直接相關的人，可能會提出了獨一無二更好的解決方案。
- 隨著時間的推移，一個小型的管理團隊收集了在他們的直接管理區域之外關於各領域的充分知識，他們的見解往往具有使工作活動添加更高階品質保證的效果。
- 選擇人員留在除役工作項目時，重要的是保留專業知識和施工經驗，以及管理人員的運作經驗。為了支持下一個建議，獲取具有建築和/或拆除經驗的人員也很重要。
- 一個關鍵的早期過渡活動是將現場心態轉向除役而不再是運轉操作。

### 3.1.4.10.2 電廠解除能源、電力、壓力系統的狀態建立

下面列出了與緬因州洋基的建立寒冷和黑暗條件有關的經驗學習：[66]

- 冷凝使主要輔助廠房樓層滑溜 - 需要安裝走道墊。
- 特別注意執行“橙色計畫”[使用明亮的橙色條紋佈線以識別哪些電力佈線已通電]。對細節缺乏關注可能導致：線、管道或支持介質被意外切割。
- 確保線路中的低點充分排水，一旦設備減少或消除了熱量，排水不足可能導致由於夾帶水冷凍而導致斷裂的管路或閥門。
- 對工作項目進行獨立審查，以避免非“冷和黑”的建築物缺少電源。

### 3.1.4.10.3 全系統化學除污

無法保證緬因州洋基全系統化學除污時，電廠設備的可操作性。因此，沒有使用現有的電廠設備應用除污。相反，所有設備都由供應商提供，這可能增加成本，並在過程中產生問題。具體來說，承包商可以提供的供水泵流量太低，導致更低除污效果。如果可行，在全系統化學除污時使用電廠設備可能是有益的 [67]

#### 3.1.4.10.4 用過燃料貯存

這個緬因州洋基經驗顯示，非常希望關機前有一個運行 ISFSI。花費了大量時間和法律行動來許可該設施，並進行改變以滿足公眾減少噪音的要求。另外，一些用過燃料已經損壞，因此在將其放入 DSC 之前，還要考慮其他因素。如果一個除役廠有任何燃料破損的歷史，應對其在關機前進行存儲技術的評估與建議。[66]

### 3.1.5 Connecticut Yankee 電廠經驗(Haddam Neck)

Connecticut Yankee (又名 Haddam Neck) 是西屋在 Haddam 的四迴路 PWR，Connecticut 州於 1968 年開始商業營運。1996 年 12 月，該廠經過 28 年的運轉後被永久停機。該廠被評為 619 百萬瓦和達到終身容量係數~70%，不計畫永久停機。然而在 1996 年的夏天，該廠大修正常填換燃料，在大修停電期間，電廠管理由於經濟考慮，因此而決定了該電廠永久停機。所以在電廠永久停機之前已經進行有限除役計畫。

在永久停機之前進行的工作總結如下：[73]

- 在電廠運行期間採用 DECON 選項的 DCE 已經準備好並定期更新。然而，成本估算只是基於標準電廠設計的一個預算，並沒有反映康乃迪克州的洋基系統。
- 根據 10CFR 50.75 (g) 的要求，可能會影響電廠內和周圍的污染（例如洩漏物等）傳播的電廠事件總結整理表已由電廠維護。但是，由電廠維護的文件不包含完成廠址歷史調查所有必需的資訊。因此，需要作出大量的工作，來準備除役初期的歷史現場評估（見 3.1.5.4 節）。

康乃迪克洋基除役期間的關鍵事件時間表列於表 3-18 和圖 3-8。

如表和圖所示，永久停機後約 3 年，從 1999 年秋天開始主動拆除電



廠系統。在康乃迪克州揚基進行電廠系統專業拆除活動前的除役活動

(例如，在從運轉操作到除役的過渡期間) 在以下各節。

表 3-18 康乃迪克洋基除役期間的關鍵事件時間表[47, 73, 74, 75]

Period	Date(s)	Key Event
Operation	Jul. 22, 1996	Last Day of Power Operations
	Nov. 15, 1996	Defueling Complete
	Dec. 04, 1996	Decision to Permanently Cease Operations
Transition Period	Dec. 05, 1996	Shutdown Announcement/Defueled Certification to NRC
	Jan. 1997 - Jul. 1998	Initial Decommissioning Planning/Site Scoping Survey
	May. 1997 - Jul. 1998	Improved Health Physics Program Development
	Aug. 1997	PSDAR Submitted
	Fall 1997	Decommissioning Public Meeting
	Fall 1997 - Fall 1999	Initial Site Characterization and Historical Site Assessment
	1998 - 1999	Bulk Asbestos Insulation Removal
	Jan. 1998	DSAR Submitted
	May. 1998 - Sept. 1998	Full System Chemical Decontamination
	Jun. 1998	Operating License Amended to Reflect Permanent Shutdown
	1998	Fuel Building Upgrades Completed
	Apr. 1999 - Jul. 2003	Subcontract to Decommissioning Operations Contractor
	Oct. 1999	Operating License Amended to Reflect Decommissioning
Decom. Period	Fall 1999	Steam Generator & Pressurizer Removals
	Mar. 2000 - Aug. 2002	Reactor Pressure Vessel Internal Segmentation Project
	Jul. 2000	License Termination Plan Submitted
	Nov. 2000	Site Characterization Report Submitted to NRC
	Nov. 2003	License Termination Plan Approved
	Jul. 2003 - Jan. 2004	Reactor Pressure Vessel Package Preparation and Shipment
	Apr. 2004 - Mar. 2005	Transfer Fuel and GTCC to ISFSI Pad
	Sept. 2004 - July 2006	Major Building Demolition
	Dec. 2005	Subsurface Soil Remediation Complete
	Dec. 2005 - Jun. 2007	18 Month Groundwater Monitoring Period for NRC
Mar. 2007	Final Status Survey/Physical Work Complete	
Nov. 2007	NRC License Terminated for All Non-ISFSI Areas	

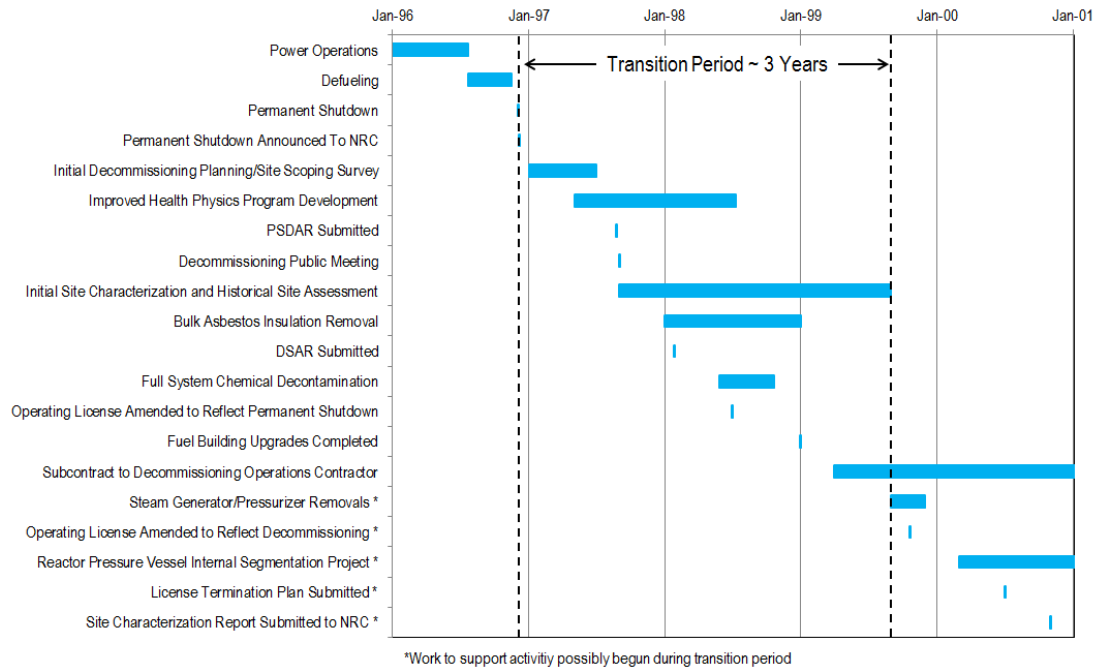


圖 3-8 康乃迪克洋基主要電廠過渡階段到拆除的主要除役活動時程  
 規劃

### 3.1.5.1 管制文件的送審

根據 10CFR50.82 (a) (1) (i) 的要求，在決定永久停機電廠後，該電廠通知了 NRC 其永久停止營運的意圖，反應器完全停機，並燃料永久性地從反應器中移出。接下來，電廠開始準備 PSDAR。因為沒有計畫永久停機，可能需要大量工作完成 PSDAR，包括以下內容：  
 [73]

- 審查現有的電廠計畫，以評估其適用於除役的情況
- 對除役業務重要的系統進行審查和重新分類
- 修訂程序和執照基礎文件，以反映電廠的停止營運和永久停機

## 配置

- 檢查電廠系統和結構的大小和數量，以支持廢棄物計算
- 進行範圍放射性測定以確定電廠系統和結構以及現場土壤污染範圍體積的放射性狀態
- 準備除污工作及拆除活動詳細的（逐區）的分解結構
- 根據分解結構工作準備劑量估算
- 確定是否應進行化學除污

在進行決定除役與發行 PSDAR 之間的八個月期間，上述資訊的編制是一項重大任務。發布 PSDAR 後，在電廠附近與 NRC 的公開會議進行討論和傳達與除役有關的資訊。

在過渡期間完成的額外監管工作，包括更新電廠 FSAR 和經營執照以反映除役，並對其他文件的修訂反映出永久性的燃料移除狀態（PDEP、安全計畫、品質保證計畫和運轉員培訓計畫）。如表 3-18 和圖 3-8 所示，DSAR 和兩個更新經營執照已提交給 NRC，以允許過渡期間拆除電廠系統。另外，在過渡期間開始工作支持提交 LTP 和現場特性報告。

如第 2.7 節所述，一些管制文件送審的批准要求明顯地在 2001 年 9 月 11 日之後發生了變化，因此，康乃迪克州的洋基經驗與管制文件送審可能不直接適用於未來的除役電廠。

### 3.1.5.2 人力資源管理

處理永久停機電廠之後的首要任務之一是設立除役機構。1996 年 12 月，電廠宣布了將建立除役機構，康乃迪克洋基的員工也可以申請該組織內的職位。此外，電廠宣布還有其他的另一個核電廠 (Millstone) 的就業機會。

該電廠最初是自我管理該電廠的除役。最初的除役機構包括現有的康乃迪克洋基員工、經驗豐富的除役經理和從過去已除役的電廠工程師。

此外，聘請除役承包商提供勞動者實際服務除役活動，然而 1998 年，電廠改變了作法，僱用了一個 DOC 管理所有電廠的除役完成。這種安排一直持續到 2003 年年中，康乃迪克洋基再次決定自行管理其餘的除役工作。[73]

### 3.1.5.3 RCS 全系統化學除污

在準備 PSDAR 期間，評估除役人員的總輻射曝露量，並確定 RCS 完整的系統化學除污和其他幾種支持系統的淨化，具體而言將導致顯著的劑量節省，未經淨化的人員總輻射曝露量估計為 2,041 人-rem (20.4 人-Sv)，淨化污染物估計為 1,006 人-rem (10.1 人-Sv)。因此，

除污被確定為顯著降低個人曝露的主動措施。此外，由於沒有除污曝露估算比美國 NRC GEIS [76]的除役曝露估算高（1,215 人-rem），該廠將不得不準備一個具體的電廠環境影響報告書（EIS）。如果沒有進行除污，將需要大量的工程努力才能發展一個電廠特定的 EIS。

在任何除役活動可以開始之前，需要等待美國 NRC 電廠特定 EIS 的審查和批准。

有關除污淨化應用的主要資訊如下：

- 西門子（現為 AREVA）HP /CORD UV 被選為除役除污過程，關於這種除污淨化過程的細節可在 EPRI 報告 TR-112352 [68]中找到。
- 淨化系統包括 RCS、CVCS、RHRS 和 RCS 填充排水系統，RPV 的內表面和大約 85-90%的 SG 管沒有包括在除污過程中。
- 除承包商提供的設備之外，還使用了幾個電廠系統除污淨化應用，包括一台 RHRS 泵，加壓加熱器和電廠脫鹽劑
- 申請的期限，包括所有的安置和撤除活動，約為 154 天。化學應用本身的持續時間約為 9 天（不包括涉及電廠設備延遲的問題）。
- 由於除污而實現的平均 DF 為~15.9。估計由於除污淨化造成的除役過程中的人員劑量節省是~1200 人-rem（12.0 人-Sv）。

從與除役過渡相關除污應用中學到的經驗總結如下：[67,73]

- 在淨化過程中，RHRS 泵和加壓器加熱器表現非常好，應減少承包商申請提供的設備。但是，有使用電廠去礦物質的問題（除污溶液的洩漏）。這些問題是歸因於在停止運轉後和除污應用之前的系統惡化。如果在淨化過程中使用電廠系統，這些系統的維護應該在永久停機後繼續運行，而這些系統應在除污應用前進行檢查。淨化期間使用電廠設備與承包商設備的優點，更詳細地描述在 EPRI 報告 TR-112092 [67]。
- 理想情況下，淨化計畫應在永久停機之前開始，在永久停機後儘快消除污染。這個優點會：
  - 在此除污應用期間將減少需使用的電廠設備的維護/檢查
  - 確保知識淵博的工作人員在應用期間規劃和現場支持可用
  - 最大限度地減少淨化造成的劑量在 EPRI 報告 TR-112092 [67] 中更詳細地描述了除污應用。

#### 3.1.5.4 廠址歷史調查

開發了 HSA 來確定電廠污染的程度和性質。在除役過程中儘早進行這種評估調查，以直接進行特性調查並幫助確定如何在某些方面進行除污是很重要的。該初步特性調查工作始於 1997 年秋季，並於 1999 年秋季完成。最初的特性調查是按照 MARSSIM [70] 的指導原則

進行的。HSA 發展努力大約花費四個人年來完成。對於 HSA 獲取所需輸入的方法，以及 HSA 的主要結果在 EPRI 1009410 [47] 中有詳細描述。

### **3.1.5.5 電廠解除能源、電力、壓力系統的狀態建立**

建立“酷與暗”的狀況是指斷電，減壓和排放洩除電廠除役不再需要的所有系統。然後，暫時的電力來源用於重新提供所需的電廠系統。這些活動是在康乃迪克洋基過渡期間進行的。以前除役場地的經驗，建立了“酷與暗”的條件表示所有電廠系統的立即關閉可能會導致問題。例如：所有電廠系統的關閉導致在不同電廠的圍阻體內冷凝，導致不安全的工作條件。為了減少這種潛在的問題，康乃迪克洋基重新啟動了除役所需的某些系統。這包括重新啟動 HVAC 系統。為這些系統供電，一個新的電源被帶到電廠。使用明亮的橙色條紋佈線來幫助識別哪些電力佈線被通電。

### **3.1.5.6 用過燃料管理**

#### **3.1.5.6.1 中期用過燃料貯存**

在永久停機時，康乃迪克洋基在電廠現場沒有 ISFSI。直至確定如何儲存用過燃料，並確定最終的儲存庫，該電廠進行了乾濕儲存的經

濟研究。研究顯示乾燥儲存將會長期降低成本。因此，在永久停機後，電廠開始規劃建立 ISFSI。這是一項重要任務。如表 3-18 所示，ISFSI 直到 2004 年 4 月沒有完成並獲得許可，燃料直到 2005 年 3 月沒有完成轉移到 ISFSI，分別約永久停機後 7.5 和 9.5 年。這個拖延的關鍵原因之一是從哈達姆鎮上獲得建築許可證的困難很大。

ISFSI 建設/許可的延遲有很大的影響，大大影響了除役時程和除役費用。因此，在除役期間，應盡可能早地啟動 ISFSI 的設計、許可和許可轉換過程（優選在永久停機之前）。

#### **3.1.5.6.2 用過燃料廠房改善**

康乃迪克洋基的用過燃料廠房與反應堆廠房直接相鄰。支持 SFP 操作的幾個系統位於其他廠房，包括：圍阻體、主要輔助廠房、離子交換樓和控制樓。

這些系統包括用於冷卻用水、液體排放廢棄物處理和供電系統。因此，沒有修改這些系統，在其他電廠的這些系統附近可以進行有限除役活動，和/或執行除役活動時，這些系統附近的建築物將需要非常仔細確保燃料持續安全儲存。由於用過燃料在乾燥桶儲存前約 5 年必須存放在 SFP，直到用過燃料轉移到 ISFSI 之後主要拆除活動的延遲將顯著延遲除役。因此，對燃料廠房和 SFP 支持系統進行了幾項修



改，設施和系統便可以進入獨立設施（即 SFPI）。這些修改包括以下內容：[73]

- 安裝用於冷卻 SFP 的氣冷極限散熱器系統
- 安裝 SFP 清理離子交換器
- 安裝緊急柴油發電機
- 對通風輻射監測系統進行修改
- 修補補水供應系統
- 為燃料廠房使用了新的設備資質和質量計畫建造。該程序要求設備進行評估功能是否足夠，但允許設備由無核 QA 廠商建造。

上述修改於 1998 年完成。有關這些在美國康乃迪克洋基燃料廠房分離 SFP 的修改摘錄補充於 EPRI 10003424 資料 [71]：

用過燃料池冷卻和清理系統 - 除役電廠的經驗。

ISFSI 建設完成後，需要對 SFP 大樓進行了額外的修改，方便將用過燃料轉移到 ISFSI。這些額外的修改包括：[73]

- 拆除某些牆壁，以便進入儲存桶焊接平台
- 升級，證明使起重機單一故障

### 3.1.5.7 主要除役活動準備

有限的資料可用於過渡期間進行的工作，以便以後支持除役活動進行。但是，根據表 3-18 和圖 3-8 所示的時間軸，而進行這項工作是為了支持 SG 和調壓槽的移除以及反應器內部組件的分割。

### 3.1.5.8 其他除役過渡活動

下面總結了在康乃迪克洋基過渡期間進行的其他活動：[73]

- 保健物理改進計畫：由於在永久停機後短期內發生的污染事件，NRC 將康乃迪克洋基放在確認行動之下，這封信要求康乃迪克州楊克在重大拆遷活動前改善他們的保健物理課程。保健物理的程序隨後在  $\alpha$  污染檢測和監測、內部曝露的評估和工作放射防治領域的控制方面得到改善。此外，與這些方案改進同時，該方案也被修改為更直接適用於除役活動。改善保健物理計畫的努力是重要的，並且改進的方案在除役和成功控制的活動中被確定為有益的，使得在此除役期間沒有發生重大的保健物理相關事件。
- 去除石棉：在此康涅狄格洋基除役期間，約有 500,000 磅的石棉被清除。這個清除活動極大一部分發生在過渡期。除役早期進行石棉清除是有益的，因為：(1) 除去石棉通常需要使用外殼，(2) 從組件/系統去除石棉往往不能同時進行主動拆除該組件/系統，

以及(3)在石棉絕緣物清除以後，也清理了日後除去系統的路徑。

- 減少熱點：減少熱點包括識別和隨後的去除組件或部分組件的高劑量率。像全系統化學除污，在除役期間儘早進行減少熱點是有益的，從最後的除役活動中最大限度地節省劑量。確定了熱點並且在可能的情況下，在應用除污後的過渡期間被去除。然而，許多熱點位於保持反應器壓力邊界所需的組件/系統中。這些熱點直到其他很多部分組件已被拆除才能被去除，包括反應器內部組件。
- 溝通：康乃迪克洋基讓公眾了解除役活動的進度，該電廠創建了一個名為除役活動社區的小組委員會。這個小組由當地的團體，反核團體，當地民選官員等公眾人士代表組成。康乃迪克洋基定期與這個小組舉行會議公開除役進度，並提供除役討論論壇。這個組與緬因州洋基 CAP 非常相似，在 EPRI1011734 [66]中詳細討論。

### 3.1.5.9 經驗學習

由康乃迪克洋基人員從康乃迪克洋基除役過渡經驗中學到的經驗，是在 EPRI 1013511 [73]中共享。下面列出了這些經驗學習：

- 除役預案（永久停機前）：

- 許多除役電廠的提前實際永久停機規劃活動都可以很好地進行。高層次的策略在除役的可能性正在進行時，應開始考慮除役。
- 維持一個綜合的歷史廠址評估（10 CRF 50.75 (g)）檔案，包含：運行期間的污染事件，這將有助於規劃預定除役。
- 一旦永久停機計畫正在進行時，詳細的規劃、工程和早期項目規範，應在永久停機約 1 年前開始。
- 對重大除役項目進行高層次策略規劃反應器內部/血管分割和全系統除污。這將避免在除役開始時，推遲開始除役活動。
- 永久停機後的過渡活動：
  - 與核電廠有關的人力資源問題需要在決定永久停機後立即處理，這將有助於避免可能導致的人員錯誤和傷害分心的工人。
  - 需要製定一個計畫來保留機構的關鍵員工，在除役期間擁有需要的電廠知識。另外，除役機構需要引進除役人員經驗。
  - 某些關鍵文件需要在過渡期間進行準備，包含：PSDAR。
  - 過渡期是早期可完成除役項目的最有效時間，如：消除石棉和全系統化學除污。如果還沒有準備好，那麼在這個時候為設施準備 HSA 是至關重要的。

- 建議在最後一次關機時不久之後進行化學除污，維護計畫在設備上繼續遵循使用，並且經驗豐富的運營人員現場仍在場內，這個提早應用也最大限度地提高了化學除污的效益。
- 污染電廠的  $\alpha$  放射性核種與  $\beta$  和  $\gamma$  放射性核種的比例，大大增加在除役期間控制曝露的複雜性和成本。

## 3.2 電廠過渡階段到遲延拆除階段的經驗

### 3.2.1 Vermont Yankee 電廠經驗

佛蒙特洋基核電站是 620 百萬瓦，4 迴路型 BWR 開始商業化運營於 1972 年 3 月。2013 年 8 月由於經濟原因，電廠決定將會在 2014 年第四季度永久停機。該廠 2014 年 12 月 29 日永久停機。因此，該廠有約 16 個月的預先通知永久停機（約一個週期的通知），並可以開始規劃除役過渡。預計永久停機的提前通知大大降低了除役過渡成本和過渡期的持續時間。

2014 年 12 月，電廠向美國 NRC 提交了 PSDAR，表示他們打算在開始重大拆除活動之前，將電廠置向 SAFSTOR 大約 50 年 [77]。本文件顯示置向 SAFSTOR（帶有濕燃料儲存）的過渡計畫在 2016 年 4 月底前完成，這將對應過渡期只有 1.3 年。

關於迄今為止佛蒙特洋基從正常運作到過渡 SAFSTOR 活動的可用資訊，總結在以下小節中。一般來說，以下小節將含括 2015 年 12 月之前公開的資訊。

#### 3.2.1.1 永久停機前除役規劃

佛蒙特洋基是一家商業電廠，宣布停止運轉，同時仍在運營。當決定永久停機時，DTF 不再收到利率付款人捐款。因此，謹慎地管理

信託基金的使用與良好的規劃和執行對佛蒙特洋基非常重要。為此，除役計畫是在停止運轉日期前 16 個月啟動，以充分利用豁免監管承諾，經常需要 NRC 批准管制文件的送審，驅動了大部分除役計畫早期關鍵路徑里程碑。

現場許可證的基礎幾乎每個方面都受到除役過程的影響。在 16 個月的除役計畫期間，重點領域包括：緊急情況計畫、技術規範、NRC 命令、更新的最終安全分析報告、技術要求手冊、品質保證計畫手冊、10 CFR 72.212 報告、監管承諾、豁免監管要求、提供財務方式、除役期間的保證和輻射燃料管理計畫。[11]除役計畫階段的主要策略和活動包括但不是限於以下內容：[11]

- 建立一個獨立的計畫組織，專注於除役計畫，以確保現場操作人員仍然專注於電廠運營
- 制定除役項目手冊和除役項目計畫
- 準備和提交送審監管機構的管制文件並與監管機構聯繫加快關閉後減少運行要求
- 進行工程分析，以及時送審管制文件和修改電廠用於 SAFSTOR 配置
- 定義 SAFSTOR 的電廠配置和更改設計基準
- 對 SSCs 進行重新分類，制定放棄計畫關閉後執行的時間表

- 制定程序和程序書更改
- 制定變更管理和過渡計畫
- 準備 HSA（放射性和非放射性）
- 制定能夠減少人員配置的修改，認識到人員配置是一項許可證  
終止費用的重大工作貢獻者
- 制定特定場地的除役成本估算
- 制定許可證基礎文件的變更
- 制定優化的用過燃料管理計畫
- 與員工和利益相關者建立溝通
- 交叉訓練員工，並與議價單位取得協議，以實現最大的靈活性
- 優化燃料移除計畫
- 與同儕除役電廠和 NEI 建立聯盟，以應對電廠和工業通用除役  
問題
- 對其他關閉電廠進行基準測試
- 實施員工保留計畫，以確保合格人員可以繼續安全操作直到關  
機，然後支持 SAFSTOR 的轉換和準備
- 制定預先規劃和關閉後過渡活動的綜合時間表
- 在上一個運營週期內實施成本削減



### 3.2.1.2 管制文件的送審

如前所述，永久停機電廠的決定約為在永久停機之前的 16 個月。在此期間許多監管文件準備並提交給 NRC。提交這些文件的順序和批准如表 3-19 所示。一般來說，有關這些監管文件的提交送審都會在 NRC ADAMS 數據庫中公開提供。預計審查這些提交的管制文件，包括 NRC RAI，對 RAI 的回應和 NRC 的批准協助在美國其他電廠準備這些文件。因此，NRC ADAMS 數據庫這些文件的登錄號匯總在表 3-20 中。

以下小節更詳細地討論了這些監管提交中的幾個重要項目。此外，大多數這些監管提交已在第 2 章節中進行了討論（一般地）。

表 3-19 佛蒙特洋基管制文件的送審順序和核准情形

Regulatory Submittals	Date Submitted	Date Approved
Certification of Permanent Shutdown	Sep-13	N/A
Security Exemption - Suspension of Security during an Emergency or Severe Weather <sup>b</sup>	Oct-13	Feb-15
Request for Approval of CFH Training Program	Oct-13	Oct-14
TS Amendment Request - Admin Controls Section	Oct-13	Dec-14
TS Amendment - Remove Certain Engineered Safeguard Features during Fuel Movement	Nov-13	Feb-15
Rescission of Order EA-13-109	Nov-13	Apr-14
Relaxation of Order EA-02-026 Part B.1.a - UHS Ops Training and Rescission of Order EA-06-137	Dec-13	Dec-14
Emergency Plan Exemption Request	Mar-14	Dec-15
Permanently Shutdown EP	Mar-14	Feb-15
TS Amendment - PDT S	Mar-14	Oct-15
On-site Insurance Exemption Request	Apr-14	
Off-site Insurance Exemption Request	Apr-14	
Permanently Defueled EP	Jun-14	Dec-15
Rescission of Order EA-12-049	Aug-14	Mar-15
Rescission of Order EA-12-051	Aug-14	Mar-15
Vermont Yankee Quality Assurance Program Manual	Oct-14	N/A
PSDAR	Dec-14	N/A
Site-Specific DCE		
IFMP	Dec-14	Oct-15
Request to Cancel Lines of Credit	Dec-14	Apr-15
Request to Cancel Parental Company Agreement	Dec-14	Apr-15
<b>Permanent Shutdown: Dec-14</b>		
Certification of Permanent Removal of Fuel	Jan-15	N/A
Trust Fund Access Exemption Request	Jan-15	Jun-15
Security Plan Revision	Apr-15	
Records Retention Requirement Exemption	Feb-15	Dec-15

a) Grey cells denote unknown information or approvals that have not yet occurred; N/A = Not Applicable

b) As discussed in Section 3.7.5, this exemption request may not longer be needed.

表 3-20 佛蒙特洋基管制文件的 NRC ADAMS 資料庫

Regulatory Submittals	Submittal	RAI Responses	Approval
Certification of Permanent Shutdown	ML13273A204	None	N/A
Security Exemption - Suspension of Security during an Emergency or Severe Weather b	ML13317A077	None	ML14266A387
Request for Approval of CFH Training Program	ML13325B015	ML141838258	ML14162A209
TS Amendment Request - Admin Controls Section	ML13316A004	ML14119A099, ML14202A206, & ML14342B003	ML14217A072
TS Amendment - Remove Certain Engineered Safeguard Features during Fuel Movement	ML13323A518	ML14163A008, ML14224A012, & ML14288A317	ML14304A588
Rescission of Order EA-13-109	ML13330A861	ML14063A427	ML14055A323
Relaxation of Order EA-02-026 Part B.1.a - UHS Ops Training and Rescission of Order EA-06-137	ML13365A007	None	ML14227A912
Emergency Plan Exemption Request	ML14080A141	ML14246A176 & ML14297A159	ML15180A054
Permanently Shutdown EP	ML14085A257	ML14149A048 & ML14231A019	ML14346A065
TS Amendment - PDTS	ML14091A291	ML14119A101, ML14163A009, ML14168A282, ML14231A017, & ML15127A171	ML15117A551
On-site Insurance Exemption Request	ML14111A401		
Off-site Insurance Exemption Request	ML14111A400	ML15329A167	
Permanently Defueled EP	ML14168A302	ML14300A014, ML15062A122, ML15173A100, & ML15201A157	ML15233A166
Rescission of Order EA-12-049	ML14246A205	None	ML14321A685
Rescission of Order EA-12-051	ML14246A187	None	ML14321A696
Vermont Yankee Quality Assurance Program Manual	ML14308A078	None	N/A
PSDAR	ML14357A110	N/A	
Site-Specific DCE			
IFMP	ML14358A251	None	ML15274A379
Request to Cancel Lines of Credit	ML14365A041	None	ML15097A361
Request to Cancel Parental Company Agreement	ML14358A252	None	ML15107A074
<i>Date of Permanent Shutdown</i>			
Certification of Permanent Removal of Fuel	ML15013A426	None	N/A
Trust Fund Access Exemption Request	ML15013A171	None	ML15128A219
Security Plan Revision	Not Publically Available		
Records Retention Requirement Exemption	ML15069A439		

a) Grey cells denote unknown information or approvals that have not yet occurred; N/A = Not Applicable

### 3.2.1.2.1 永久停止運轉及燃料移除文件

如表 3-19 所示，永久停機認證 2013 年於 9 月份提交，永久停機之前約 15 個月。在這個時候，永久停機確切的日期未知。因此，在本文件中，該電廠表示該電廠將在 2014 年第四季度永久停止運轉。2015 年 1 月，該廠提交了永久停機認證的更新，並提交了永久移除燃料認證。該文件澄清說明，該電廠是 2014 年 12 月 29 日永久停機的。

### 3.2.1.2.2 運轉技術規範修訂

佛蒙特洋基已經提交了許多電廠 TS 修改要求反映永久停機狀態。

下面總結了這些許可修改請求：

- 2013 年 10 月，電廠向行政管理部門提交了一份小幅修訂 TS。擬議的修改反映了新的人員配置和培訓要求，將在除役期間在電廠實施。這些變化包括消除執照人員持續不斷工作的要求。進一步，這些變化將 CFH 的使用納入 TS。TS 修訂於 2014 年 12 月獲得了 NRC 批准。
- 2013 年 11 月，電廠對 TS 進行了修訂，以消除某些輻射燃料運送過程中需要安全特徵的工程設計。建議更改處理時，會消除充分衰減的輻射燃料或燃料桶二級圍阻的可操作性要求。TS 修

訂在 2015 年 2 月由 NRC 批准。

- 為了支持這個 TS 變化，該電廠包括對放射性劑量的分析，FHA 的後果顯示：在 13 天的用過燃料衰變後，EAB、低人口區和控制室的劑量將限制在適用範圍內。

- 2014 年 3 月，該電廠將 PDTS 提交給 NRC。PDTS 是一個廣泛修訂的 TS，反映了電廠的永久停機狀態。由於大多數 TS 不適用在永久停機後，大多數 TS 完全從 PDTS 中移除。TS 部分的總結被刪除，保留的 TS 部分在表 3-21 內。2005 年 10 月，NRC 批准了 TS。

- 為了支持佛蒙特洋基 PDTS 中提出的變更，包括：評估顯示在永久停機狀態下唯一適用的 DBA 是 FHA。這個評估參考上述分析（在燃料衰變 13 天后，在 EAB，低人口區域和控制室的 FHA 輻射劑量將在適用範圍內）。FHA 在分析活動進行期間和之後，假設沒有使用任何 SSCs 進行事故減輕。

表 3-21 佛蒙特洋基電廠永久停機後移除及保留的 TS 部分摘錄[78]

TS Sections Removed	TS Sections Retained in Some Capacity
1.1 – Fuel Cladding Integrity	1.0 – Definitions
1.2 – Reactor Coolant System	3.0 – Limiting Condition for Operation and Surveillance Requirement (SR) Applicability
3.1 – Reactor Protection System	3.8 – Radioactive Effluents
3.2 – Protective Instrument Systems	3.12 – Refueling and Spent Fuel Handling
3.3 – Control Rod System	5.0 – Design Features
3.4 – Reactor Standby Liquid Control System	6.0 – Administrative Controls
3.5 – Core and Containment Cooling Systems	
3.6 – Reactor Coolant System	
3.7 – Station Containment Systems	
3.9 – (Deleted in Previous TS Admendment)	
3.10 – Auxiliary Electrical Power Systems	
3.11 – Reactor Fuel Assemblies	
3.13 – (Deleted in Previous TS Admendment)	
6.1 – Responsibility	
6.2 – Organization	
6.3 – Action to be Taken if a Safety Limit is Exceeded	
6.4 – Procedures	
6.5 – High Radiation Area	
6.6 – Reporting Requirements	
6.7 – Programs and Manuals	

### 3.2.1.2.3 緊急計畫豁免

最初，佛蒙特洋基計畫在永久性關閉之後使用 10 CFR 50.54 (q) 中概述的過程減少值班和人力資源管理人員。但是，基於 NRC 與 Kewaunee，CR3 和 SONGS 之間在這一過程中的相互監管作用，NRC 認為，永久停機設施的員工人數減少在 50.54 (q) 過程中顯而易見進行了不適當的評估（例如：見 3.1.1.1.3 和 3.2.2.1.3 節）。

因此，佛蒙特洋基不是使用 50.54 (q) 過程改變 EP，在 2014 年 3 月（約永久性關掉 9 個月前）提送許可證修改要求更改 EP。許可證修改要求更改了應急計畫，以反映永久停機和燃料移除狀況，並反映在這種狀態可能發生事故數量減少的事實。擬議的修改消除了不需要

在 SFP 中安全儲存用過燃料的值班職位，而且刪除不能有效應對可信事故的 ERO 職位。這個許可證的修改要求是由 NRC 於 2015 年 2 月批准。因此，佛蒙特州洋基能夠減少現場 ERO 人員配置約 50%[11]。

如第 2.7.1 節所述，美國電廠可以申請進一步的 EP 豁免（即超出那些在通過許可修正案永久停機之後可能被允許的上述要求），進一步降低了所有耗費後的緊急計畫要求 SFP 中的燃料已經充分衰變。佛蒙特洋基 2014 年 3 月申請豁免，2014 年 6 月申請 PDEP 批准（兩份文件提交在 2014 年 12 月永久停機之前幾個月）。兩個文件都是由 NRC 於 2015 年 12 月批准。佛蒙特洋基 PDEP 要求豁免保持正式的非現場放射性 EPs 並減少現場緊急情況規劃要求。參考文獻[79]中提供了豁免的完整列表，它可以在 NRC ADAMS 網站(ML15180A054)上公開發布。

作為 EP 豁免申請的輸入，佛蒙特洋基在 2.7.1 節描述準備了特定於現場的分析。這些廠址特定的分析包括對 DBA 的分析，假定繼續適用於永久關停和被處罰的電廠，還包括評估超出 DBA 的放射性後果。在分析準備時考慮適用的唯一 DBA 是 FHA。

佛蒙特洋基分析顯示，DBA 和超臨界流體的放射性後果，經過 1.3 年的用過燃料衰變（預計發生的時間 2016 年 4 月[79]），DBA 將是可以接受的。如上所述，EP 豁免請求和 PDEP 已獲得批准，因此，由

於 EP 免除要求和 PDEP 在用過燃料衰變日期前批准的界碑，電廠將能夠實施 PDEP。相比之下，還有一些除役電廠在 NRC 批准的用過燃料衰減界碑之後不得不等待額外的時間，這增加了除役成本。

#### **3.2.1.2.4 廠址特定品質保證計畫指引手冊**

在佛蒙特洋基正常運行期間，佛蒙特洋基堅持 Entergy 品質保證程序手冊。所有運營的 Entergy 核電廠都使用了此品質保證計畫。因此，為了方便將來修改佛蒙特洋基的品質保證計畫反映除役狀態，佛蒙特洋基在 2014 年 10 月提交了新的佛蒙特洋基具體的品質保證計畫。新計畫包含所有與 Entergy 品質保證計畫手冊相同的要求/承諾，但改變了行政、參考和組織位置的描述來反映佛蒙特洋基的具體資訊。由於擬議的修訂不包括削減監管承諾，NRC 審查和批准文件不是必需的。

UFSAR 和 10 CFR 72.212 評估報告都已更新，以反映新的 QAPM。這些文件於 2014 年 3 月提交給 NRC，並於 2015 年 2 月獲得了 NRC 批准。

#### **3.2.1.2.5 除役信託基金的豁免**

2015 年 1 月，佛蒙特州揚基申請豁免：



- 允許使用 DTF 資金用於用過燃料管理活動
- 消除電廠必須提前 30 天書面通知 NRC，要求從 DTF 用過燃料管理活動中提取資金

這些豁免在第 2.7.4 節中有更詳細的討論，這些豁免 2015 年 6 月 [80] 被授予。

2014 年 9 月，佛蒙特州揚基申請許可證修改，刪除幾個有關操作 DTF 的許可條件。運營許可證條件要求電廠任何活動（正常行政活動除外）[81] 在向 DTF 提款前提前 30 天向 NRC 發出書面通知。但佛蒙特州提出請願干預執行這項許可證修正案[82]，並在 2015 年 9 月，佛蒙特州洋基撤回許可修正案[83]。因此，佛蒙特州洋基目前被允許使用 DTF 的資金進行許可證終止並用過燃料管理活動。但是，電廠任何活動（正常行政活動除外）在從 DTF 提出資金之前必須提前 30 天，向 NRC 提供書面通知。

自佛蒙特州請願以來，佛蒙特州揚基也向佛蒙特州通知有關 DTF 的任何新的許可修改申請，承諾提供書面材料提交給美國 NRC [82]。

### 3.2.1.3 電廠解除能源、電力、壓力系統的狀態建立

在 3.1.1.2 節提供了通常需要建立冷和暗條件活動的討論。截至 2015 年 11 月，佛蒙特州洋基正在進行建立冷和暗條件的活動。目前，

已經排出了 50 個系統中的 24 個，另有 11 個系統計畫 2015 年底排水 [82]。PSDAR 表示建立冷和暗條件的活動到 2016 年 4 月底完成 [77]。

不同於在其他幾個電廠建立冷和暗條件的活動，一個暫時的電源將不會在電廠休眠期安裝來重新啟動所需的電廠系統，相反的，這些電廠系統將由一個非現場供電來源，現場備用柴油發電機額定功率為 200 kW [85]。在 SAFSTOR 期間結束，準備電廠拆除活動時，現場將安裝臨時電源。

#### **3.2.1.4 用過燃料管理**

在佛蒙特洋基永久停機時，該廠 SFP 中有 2,996 個用過燃料的組件和 884 用過燃料組件在 ISFSI 中。雖然電廠現場有一個 ISFSI，現有的 ISFSI 沒有容納所有在 SFP 中用過燃料的能力。

因此，電廠計畫在現有的 ISFSI 附近建立擴展 ISFSI。然而，在永久停機時，柴油發電機位於現有 ISFSI 的附近，並沒有足夠的空間來擴展 ISFSI。所以這個柴油發電機被拆除為 ISFSI 的擴張騰出空間。到 2016 年初，電廠就設計/建造/允許擴建 ISFSI，並獲得新的更大容量的柴油發電機來取代舊柴油發電機。這個更大容量的柴油發電機將被評為達到 200 kW，並將在 SAFSTOR 期間為現場提供備用電源 [85,86]

佛蒙特洋基進行成本效益分析，以確定是否應升級 SFP 對 SFPI 進行評估，並確定將 SFP 升級到 SFPI 成本並不有利。[11]

假設及時收到所需的國家監管部門的批准，ISFSI 的擴張估計將在 2017 年完成。預計 2020 中期將完成燃料轉移到 ISFSI。燃料轉運完成後，SFP 及其支援系統將被排出並斷電。[11，77]

### **3.2.1.5 廠址評估研究**

2014 年 10 月，佛蒙特洋基完成了廠址評估研究。這個文件是準備在 2013 年 12 月履行對佛蒙特州的承諾，旨在全面總結廠址當前的環境和放射性條件，並記錄終止電廠許可證的計畫，管理用過燃料和修復現場，包括廠址除役的費用和進度。這個文件包括放射性 HSA 和非放射性 HSA。[88]

### **3.2.1.6 拆除活動**

截至 2015 年 5 月，電廠已拆除 7 座結構。拆除這些結構是改善安全計畫。此外，還已經有一個臨時垃圾儲存墊拆除。[89]

### 3.2.1.7 人力資源管理

在永久停機時，佛蒙特洋基擁有約 609 名員工。之後該電廠將永久停機，該電廠對所有留在電廠的員工提供保留獎金。此外，向職工提供招聘會、失業研討會、關於退休和職業建設的講習班。

在佛蒙特洋基除役過程中預計的人員需求總結如圖 3-9 所示。2015 年 1 月，該電廠的員工人數從 528 人減少到 343 人。在離開現場的 185 名員工中，有 67 人轉移到不同的 Entergy 設施。所有這些 185 員工[90，91]都提供了保留、遣散和調職的安排。

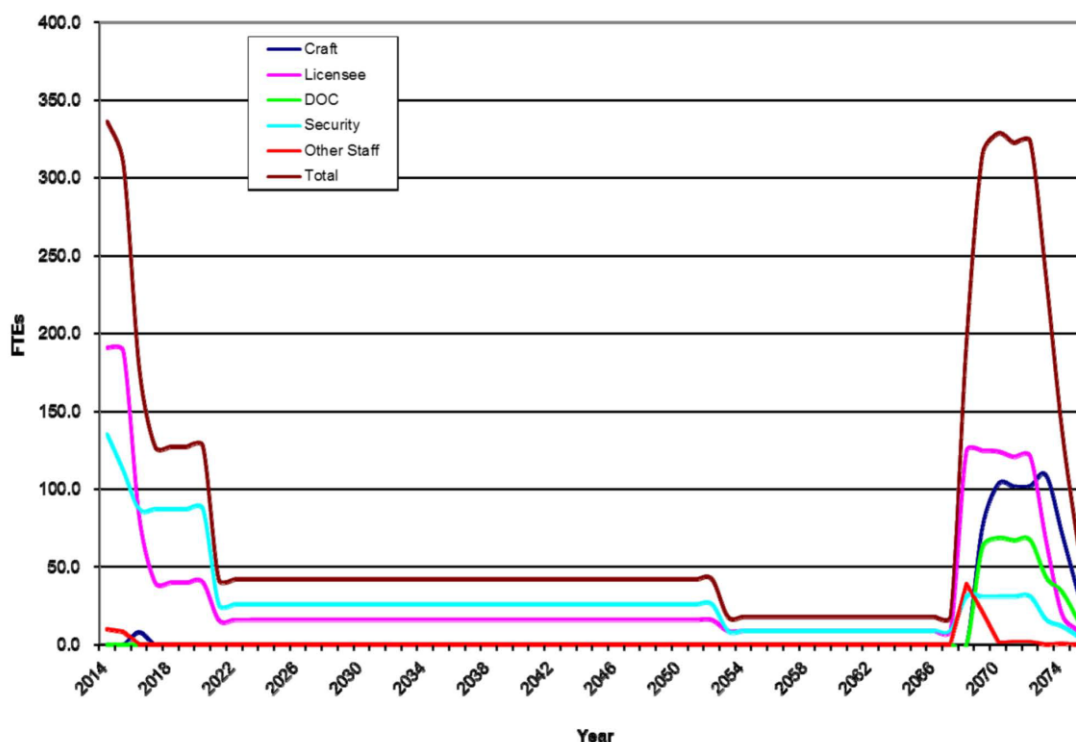


圖 3-9 佛蒙特洋基除役過程中預計的人員需求總結(縱軸單位以 FTEs，Full Time Equivalentents 表示)[77]

### 3.2.1.8 民眾溝通

佛蒙特州洋基成立了核除役社區顧問小組 (NDCAP) 了解除役活動的進展情況。NDCAP 由該國 19 名成員組成，其中包括：佛蒙特州長任命的 6 名公民成員，參議院臨時議員和眾議院議長。NDCAP 至少每年四次會議。NDCAP 的所有會議都在當地電視台播出。該 NDCAP 的主要職責是：[92]

- 向佛蒙特州官員通報有關佛蒙特洋基除役事宜的建議。這些職責包括向州長總督以及大會的能源委員會提交年度書面報告。
- 收到 DTF 報告（以及其他與除役或在 VYNPS 恢復現場相關的資金）和佛蒙特洋基除役計畫
- 提供一個論壇，接受佛蒙特洋基除役的公眾意見並鼓勵社區參與。

除了形成 NDCAP，佛蒙特洋基也創建了一個網站 (<http://vydecommissioning.com/>) 為佛蒙特洋基介紹除役過程。

一起在網站上發佈 NDCAP 會議的介紹與其他除役資訊。

佛蒙特洋基還創建了一個每月半小時的電視節目，討論佛蒙特洋基各方面的除役介紹（“SAFSTOR Matters” ,<http://www.brattleborotv.org/safstor-matters>）。這個電視節目播放在當地的電視上。

### 3.2.1.9 濕式用過燃料貯存

早期休眠期間所需的活動，而用過燃料儲存在燃料池中，將與乾燃料或無燃料儲存期間所需的活動大不相同。此期間的早期活動將包括 SFP 及其相關系統運作和維護，ISFSI 的擴展和用過燃料轉移到 ISFSI。

如前所述，假設及時收到所需的國家監管部門批准，ISFSI 的擴張估計將在 2017 年完成。預計將在 2020 年中期完成向 ISFSI 轉移燃料。燃料轉運完成後，SFP 和相關的支持系統將被斷電，燃料轉移和長期休眠[11，77]

### 3.2.1.10 經驗學習

佛蒙特州揚克過渡到 SAFSTOR 目前有限的經驗學習。預計在未來幾年（即向 SAFSTOR 過渡之後）完成，將會提供有關此主題的其他資訊。佛蒙特洋基過渡到 SAFSTOR 從中吸取經驗如下：

- 永久停機佛蒙特洋基的決定是在實際停止運轉日期 16 個月前完成的。在這 16 個月內，許多監管提交準備並提交給 NRC。提前提交這些文件有望大大減少了向 SAFSTOR 過渡的持續時間（採用濕式貯存）。PSDAR 中的時間表表示從永久停機到

SAFSTOR 狀態只需約 16 個月。此外，這些文件的提前提交有助於最大限度地減少實施成本節約措施的時間（例如，實施減少 EP 要求）。

### 3.2.2 Kewaunee 電廠經驗

Kewaunee 電廠是一個 2 迴路 Westinghouse PWR，於 1974 年 6 月開始商業運作，該電廠的額定功率為 590 MWe。於 2012 年 10 月決定永久停機電廠，該廠於 2013 年 5 月永久停止運轉。因此，通知永久停機前該電廠大約有 7 個月可以開始規劃除役過渡。這個永久停機的提前通知預計將大大降低除役過渡成本和過渡持續時間。

2013 年 2 月（永久停機前三個月），Kewaunee 提交了 PSDAR 到美國 NRC，表示他們在開展大型拆遷活動前 50 年[93] 打算將該電廠選擇 SAFSTOR。過渡到 SAFSTOR（濕式貯存）計畫在 2014 年 11 月底前完成，對應到 1.6 年的過渡期。

以下小節總結了 Kewaunee 關於迄今為止從正常運作過渡到 SAFSTOR 活動的可用資訊。一般來說，以下分節涵蓋了截至 2015 年 12 月的公開資訊。

#### 3.2.2.1 管制文件的送審

如前所述，永久停機電廠的決定約為在永久停機之前的 7 個月。在此期間準備許多監管文件並提交給 NRC。提交這些文件的順序和批准如表 3-22 所示。一般來說，有關這些監管的提交文件在 NRC ADAMS 資料庫中公開提供。預計審查這些文件，包括 NRC RAI，對



RAI 的回應和 NRC 的批准，協助在美國其他電廠準備這些文件。因此，NRC ADAMS 數據庫表 3-23 總合整理了這些文件的登錄號。

以下小節更詳細地討論了這些監管提交中的幾個重要項目。此外，大多數這些監管提交在第 2 章節中進行了討論（一般地）。

表 3-22 Kewaunee 管制文件的送審順序和核准情形

Regulatory Submittals	Date Submitted	Date Approved
Certification of Permanent Shutdown	Nov-12 / Feb-13	N/A
PSDAR	Feb-13	N/A
Site-Specific DCE	Feb-13	
IFMP	Feb-13	
Trust Fund Access Exemption Request	Apr-13	Apr-14
License Amendment to delete License Renewal Conditions	Apr-13	Jul-14
<b>Permanent Shutdown: May-13</b>		
Certification of Permanent Removal of Fuel	May-13	N/A
TS Amendment - PDT S	May-13	Jul-14 (Fuel Handling TS Only) Feb-2015 (Additional TS)
Security Exemption - Suspension of Security during an Emergency or Severe Weather <sup>b</sup>	Jun-13	Jul-14
Request for Approval of CFH Training Program	Jun-13	May-14
Security Changes made per 10 CFR 50.54(p)(2) - Changes to Security Plan, Training & Qualification Plan, and SGI Contingency	Jun-13	
Security Exemption - "CAS and SAS Continuous Communications with the Control Room	Jun-13	Dec-14
Relaxation of Order EA-02-026 Part B.1.a - UHS Ops Training	Jun-13	Jul-14
Emergency Plan Exemption Request	Jul-13	Oct-14
Rescission of Order EA-12-049	Aug-13	Jun-14
Rescission of Order EA-12-051	Aug-13	Jun-14
Order EA-07-195 Supplemental Response - ISFSI	Oct-13	
Permanently Defueled EP	Jan-14	Oct-14
On-site Insurance Exemption Request	Mar-14	Apr-15
Off-site Insurance Exemption Request		Mar-15
PSDAR, Rev. 1	Apr-14	N/A
IFMP, Rev. 1	Apr-14	
USAR Revised	Nov-14	
Revise Parent Company Guarantee	Jan-15	Dec-15
TS Amendment - Permanent Removal of Fuel from SFP	Sep-15	
ISFSI Only EP	Sep-15	
Security Plan and Cyber Security Exemptions	Oct-15	

a) Grey cells denote unknown information or approvals that have not yet occurred; N/A = Not Applicable

b) As discussed in Section 3.7.5, this exemption request may not longer be needed.

表 3-23 Kewaunee 送審管制文件的 NRC ADAMS 資料庫

Regulatory Submittals	Submittal	RAI Responses	Approval
Certification of Permanent Shutdown	ML12312A018 & ML13058A065	N/A	
PSDAR	ML13063A248		
Site-Specific DCE	ML13063A248		
IFMP	ML13059A028		
Trust Fund Access Exemption Request	ML13098A031	ML13312A916	ML14115A098
License Amendment to delete License Renewal Conditions	ML13113A368	ML13294A028, ML13254A186, & ML14079A507	ML14008A297
<i>Permanent Shutdown</i>			
Certification of Permanent Removal of Fuel	ML13135A209	N/A	
T S Amendment - PDT S	ML13156A037	ML13277A359, ML13294A091, ML13308A326, ML14084A384, ML14126A005, ML13312A920, ML14009A393	ML14111A234 & ML14237A045
Security Exemption - Suspension of Security during an Emergency or Severe Weather b	ML13161A168	-	ML14176A980
Request for Approval of CFH Training Program	ML13176A117	ML13263A186 & ML13309A750	ML14104A046
Security Changes made per 10 CFR 50.54(p)(2) - Changes to Security Plan, Training & Qualification Plan, and SGI Contingency	ML13171A023	ML13277A015, ML13311A048, & ML13326B016	
Security Exemption - "CAS and SAS Continuous Communications with the Control Room	ML13165A343	None	ML14217A228
Relaxation of Order EA-02-026 Part B.1.a - UHS Ops Training	ML13171A025	None	ML14154A406
Emergency Plan Exemption Request	ML13221A182	ML13351A040 & ML14016A078	ML14261A223
Rescission of Order EA-12-049	ML13242A019	None	ML14059A411
Rescission of Order EA-12-051	ML13242A018	None	ML14066A204
Order EA-07-195 Supplemental Response - ISFSI	ML13298A021		
Permanently Defueled EP	ML14029A053	ML14178A167 & ML14255A004	ML14279A482
On-site Insurance Exemption Request	ML14090A111	None	ML15033A245
Off-site Insurance Exemption Request		None	ML15026A522
PSDAR, Rev. 1	ML14118A382	N/A	
IFMP, Rev. 1	ML14119A120		
USAR Revised	ML14339A626		
Revise Parent Company Guarantee	ML15034A312	None	ML15344A503
T S Amendment - Permanent Removal of Fuel from SFP	ML15261A236		
ISFSI Only EP	ML15261A238		
Security Plan and Cyber Security Exemptions	ML15294A072		

a) Grey cells denote unknown information or approvals that have not yet occurred; N/A = Not Applicable

### 3.2.2.1.1 永久停止運轉

2012 年 11 月提交永久停機認證，在永久停機之前約 6 個月。在這個時候，永久停機的確切日期是未知。因此，在本文件中，電廠表示計畫永久停機在 2013 年第二季度。然後，在 2013 年 2 月，電廠提交了更新認證，澄清該電廠將在 2013 年 5 月 7 日永久停機。

### 3.2.2.1.2 運轉技術規範修訂

Kewaunee 已經提交了許多許可修改請求來修改電廠 TS 來反映永久停機狀態如下：

- 在永久停機之前，Kewaunee 已經申請並獲得了許可證延長擴展經營 20 年（即將許可證從 40 年延長至 60 年）。電廠是計畫於 2013 年 12 月進入延長擴展運營期，在此日期之前永久停機，因此電廠從未進入延長擴展期操作。作為許可證擴展過程的一部分，一些額外的許可條件加入 Kewaunee 營業執照。因此，2013 年 4 月，大約一個月前電廠永久停止運轉，Kewaunee 提交了許可證修改要求刪除這些額外的許可條件，因為電廠永遠不會進入擴展經營期。2014 年 7 月，美國 NRC 批准了這項許可修正案。
- 2013 年 5 月，該電廠將 PDTS 提交給 NRC。PDTS 是一個廣泛修訂的 TS 反映了電廠的永久停機狀態。由於大多數 TS 在永久

停機後不適用，大多數 TS 完全從 PDTS 中移除。TS 部分的總結被刪除，TS 部分保留在表 3-24 內。

- NRC 在 2014 年 7 月部分批准了 PDTS，然後在 2015 年 2 月批准了 PDTS 剩餘部分。NRC 根據電廠要求批准了 PDTS 兩部分。在部分批准中，NRC 允許刪除不再適用於用過燃料行動的 TS。該電廠早些時候要求批准這一部分，而不完全批准 PDTS，因為在預期批准日期之前該電廠計畫燃料開始轉移 ISFSI

- 所有用過燃料從 SFP 轉移到 ISFSI 預計將在 2016 年最後完成，該電廠於 2015 年 9 月申請修訂 TS 以反映這一情況。TS 總結部分刪除和 TS 部分保留在某種能力當燃料完全移動到 ISFSI，如表 3-25 所示。

- 應該注意的是，根據這個時間表，將在永久停機之日起 3 年零 7 個月完成將所有用過燃料轉移到 ISFSI。

表 3-24 Kewaunee 電廠除役後移除與保留的 TS 部分對照表[94]

TS Sections Removed	TS Sections Retained in Some Capacity
2.0 – Safety Limits	1.0 – Use and Application
3.1 – Reactivity Control Systems	3.0 - Limiting Condition for Operation (LCO) Applicability
3.2 – Power Distribution Limits	3.0 - Surveillance Requirement (SR) Applicability
3.3 – Instrumentation	3.7.13 – Fuel Storage Pool Water Level
3.4 – Reactor Coolant System	3.7.14 – Fuel Storage Pool Boron Concentration
3.5 – Emergency Core Cooling Systems (ECCS)	3.7.15 – Spent Fuel Assembly Storage
3.6 – Containment Systems	4.1 – Site
3.7 – Plant Systems (3.7.1 through 3.7.12 and 3.7.16)	4.3 – Fuel Storage
3.8 – Electrical Power Systems	5.0 – Administrative Controls
3.9 – Refueling Operations	
4.2 – Reactor Core	

表 3-25 Kewaunee 電廠除役後燃料完全移動到 ISFSI 保留的 TS 部分對照表[95]

TS Sections Removed	TS Sections Retained in Some Capacity
1.0 – Use and Application	4.1 – Site
3.0 - Limiting Condition for Operation (LCO) Applicability	4.3 – Fuel Storage
3.0 - Surveillance Requirement (SR) Applicability	5.7 – High Radiation Area
3.7.13 – Fuel Storage Pool Water Level	
3.7.14 – Fuel Storage Pool Boron Concentration	
3.7.15 – Spent Fuel Assembly Storage	
5.1 – Responsibility	
5.2 – Organization	
5.3 – Unit Staff Qualifications	
5.4 – Procedures	
5.5 – Programs and Manuals	
5.6 – Reporting Requirements	

### 3.2.2.1.3 緊急計畫豁免

Kewaunee 在永久停機後，使用 10 CFR 50.54 (q) (3) 中概述的過程修改了 EP。這些變化是為了反映永久停機和燃料移除狀況並反映在這種狀況下可能發生的事故數量減少的事實。修改後的 EP 減少現場所需 ERO 人員數量，Kewaunee 減少了現場相應的員工數量，這些變化是在沒有 NRC 批准的情況下實施的，因為 Kewaunee 的 10 CFR 50.54 (q) (3) 分析發現，EP 的變化並不代表有效性的降低。然而，NRC 發現根據 10 CFR 50.54 (q) (3) Kewaunee 進行的分析有缺陷。具體來說，Kewaunee 的分析是基於對電廠設計和操作所做的改變（即由於永久停機而導致的電廠配置變化）在 10 CFR 50.59 的授權下實

施。然而，10 CFR 50.59 改變過程實際上並沒有修改批准後緊急計畫的執照基礎（即，NRC 最近批准的緊急計畫“記錄”）。因此，這些電廠的設計和運行變化在 10 CFR 50.54(q)(3) 分析中不應該被考慮。NRC 表示，如果基於 10 CFR 50.54 (q) (3) 分析在批准的應急計畫的許可基礎上（不反映永久停機條件），Kewaunee 會發現擬議的 EP 變化代表有效性降低。因此，NRC 表示需要 NRC 批准實施 EP 變更。此外，根據 10 CFR 50.54 (q) 許可證修改請求（基於 10 CFR 50.90）將需要實施這種變化。[11，96]

如第 2.7.1 節所述，美國電廠可以申請額外的 EP 豁免（即上述那些在通過許可修正案永久停機之後可能被允許的請求），進一步減少所有花費後的應急規劃，要求 SFP 中的燃料已經充分衰變。Kewaunee 於 2013 年 7 月申請豁免，於 2014 年 1 月申請 PDEP 批准。這兩份文件在 2014 年 10 月底均經 NRC 批准，PDEP 免除了 Kewaunee 的要求，以保持正式的場外異地放射性 EPs，並減少現場應急規劃要求。完整的參考文獻列表[97]中提供了 EP 豁免，該文件可在 NRC ADAMS 網站上公開發布（ML14261A223）。

作為對 EP 免除要求的輸入，Kewaunee 準備了第 2.7.1 節專屬現場的場地特定分析。這些專屬現場特定的分析包括對假定保留的 DBA 的分析，適用於永久停機和燃料移除狀態的電廠，也包括評估



超出 DBA 的放射性後果。唯一的 DBA 考慮適用的是 FHA。在 EP 豁免提交時，主要電廠系統已被排空、通氣和放射性分析。放射性分析顯示電廠系統中沒有液體或氣體，不含有可能挑戰放射性釋放後適用的非現場劑量限值。因此，放射性廢物意外釋放液體或廢氣不被認為是適用的事故。

Kewaunee 對超出 DBA 的分析顯示，這些的放射性後果在預計 2014 年 10 月 30 日用過燃料衰變大約為 1.5 年後，事故將是可以接受的。如上所述，EP 豁免請求和 PDEP 由 NRC 於 2014 年 10 月底批准。因此，由於 EP 豁免請求和 PDEP 在與用過燃料衰變里程碑的日期同時被批准，可以在用過燃料衰減的里程碑之後實施 PDEP。相反，其他一些除役電廠不得不等待額外的時間，在用過燃料衰減的里程碑之後 NRC 才批准，這增加了除役成本[97，98]

#### **3.2.2.1.4 保安計畫變更**

2013 年底，Kewaunee 要求為 10 CFR 73.55 向某些電廠的安全/保障措施申請豁免。一般來說，因為 1954 年“原子能法”第 147 條禁止公開披露保安資訊，所以沒有豁免要求的任何資訊可以公開發布。

2015 年 10 月，Kewaunee 要求批准一項新的安全計畫可以反映從 SFP 中清除所有用過燃料。實際上這個新的安全計畫提前從 SFP 中清

除了所有的用過燃料（預計 2016 年底將由 SFP 完成）提交。如上所述，關於這個新計畫的資訊不是公開的。然而，眾所周知，這一新計畫將會消除網絡安全的要求。[99]

### **3.2.2.2 電廠解除能源、電力、壓力系統的狀態建立**

在 3.1.1.2 節提供了通常需要建立冷靜和昏暗條件活動的討論。最新版本的 Kewaunee PSDAR（2014 年 4 月）顯示這個任務計畫在 2014 年底之前完成[100]。

### **3.2.2.3 用過燃料管理**

在 Kewaunee 永久停機時，該廠 SFP 有 1,079 個用過燃料組件和 256 個燃料組件在 ISFSI 中。該廠現場有一個 ISFSI 擴大以適應存儲 SFP 中的所有用過燃料。最新版本的 PSDAR（日期：2014 年 4 月）顯示，向 ISFSI 的用過燃料轉運計畫 2016 年 12 月完成。[100，101，102]

### **3.2.2.4 防火計畫變更**

2014 年，Kewaunee 從一個現場消防隊過渡（通常有五人，有時候被稱為“結構性消防隊”）的“初期”消防隊（IFB）。IFB 包括一個作為事故指揮官的電廠高級操作員和安全部門的兩名指定成員（或

其他合格人員)。在除役期間，IFB 的成員履行正常的工作職責，直到收到火災報警器，並承擔責任改變為消防響應角色。初期的火災響應包括評估報警、用滅火器滅火或小手線滅小火（手動軟管用於施用滅火劑的系統），場外消防和救援資源將被稱為具有超過初期階段的火災響應能力。

為了支持從現場消防隊減少到 IFB，Kewaunee 與當地 Kewaunee 市的消防部門達成協議。作為本協議的一部分，Kewaunee 同意向當地消防部門提供專門的快速反應車輛促進對 Kewaunee 事件的更快反應，而不是使用傳統的消防設備方式來實現。

從現場消防隊到 IFB 的變更，需經 10 CFR 50.48 (f) 的允許，電廠已經提交了 10 CFR 50.82 (a) (1) 所要求的認證。為了證明這一變化，電廠通常必須從其電源塊中除去足夠量的可燃材料和液體。[11，103，104]

### **3.2.2.5 人力資源變更**

從 2015 年 1 月永久停機之日起，Kewaunee 的員工變動總結如圖 3-10 所示。雖然在參考文獻[105]中沒有直接說明，相信該圖所示的人員數目包括安全人員。



圖 3-10 美國 Kewaunee 電廠除役後執照終止預估需求人員的變動總結[105]

### 3.2.2.6 計畫性過渡活動

根據最新版本的 PSDAR（2014 年 4 月）的時間表，過渡到 SAFSTOR 與乾式燃料儲存預計將在 2017 年中完成。計畫活動在此過渡期結束之前發生（或開始）包括：[100]

- 完成用過燃料轉移到 ISFSI
- 排出 SFP 液體並處理 SFP 中的液體廢物
- 這些系統的沖洗和排水由於 SFP 關閉而變得非常重要
- 從 SFP 中去除和處理廢樹脂和過濾介質
- 休眠期的電廠站點保護

### 3.2.2.7 經驗學習

目前可從 Kewaunee 過渡到 SAFSTOR 的經驗學習吸取有限的資訊。預計在未來幾年將會提供有關此主題的其他資訊(即向 SAFSTOR 完成過渡之後)。已知從 Kewaunee 過渡到 SAFSTOR 的學習課程總結如下：

- 永久停機 Kewaunee 的決定是在實際永久停機日期的 7 個月之前完成的，在這 7 個月內，有幾項監管提交準備並提交給 NRC。提前準備和提交這些文件預計將減少向 SAFSTOR 過渡的時間（採用濕式儲存）。
- 此外，提前提交這些文件有助於最大限度地縮短節省成本措施的實施期限（例如減少實施的 EP 要求）。
  - 決定永久停機後，電廠提交了根據 10CFR50.82 (a)(1)(i) 的要求，在 30 天內永久停機的認證。

在這個時候，永久停機的確切日期是未知的。因此，電廠表示將在 2013 年第二季度及以後永久停機提交了具有確切日期認證的更新版本。在這種情況下，推薦其他電廠採用這一策略。

- 在正常的電廠運轉期間，電廠在任何時候需要有一定數量的持照資深運轉員和持照運轉員（根據 10CFR 50.54 (m)）。Kewaunee 申請豁免此要求。但是，對此豁免請求的回應，美國 NRC 表示 10

CFR 50.54 (m) 屬於持照運轉員不適用於永久停機電廠，不需要任何豁免來消除對工作人員的要求。本主題將在 2.7.5 節進一步討論。

- 在整個過渡和除役過程中，其他電廠現場的經驗應該是基準。電廠人員應該去其他永久停機電廠正在除役的過程中獲得經驗學習。此外，提交給 NRC 應從 ADAMS 網站下載。[105]
- 許多年前除役的電廠向 NRC 提交的文件可能不會符合“今天的標準”。因此，很難將這些提交作為優先使用。除役電廠應優先審查美國最近關閉電廠的提交文件[105]
- 永久停機後減少電廠人員對應急計畫和響應要求能力的影響最大 [105]
- Kewaunee 決定不事先停用 NRC 批准的應急響應數據系統 (ERDS)，10 CFR50 附錄 E 第 VI.2 段，被 NRC 挑戰。這個在參考文獻[107]中得到了核安和事件響應 (NSIR) 的解決，其中 NSIR 澄清，永久停機設施有權未經 NRC 批准退出 ERDS。[11]
- Kewaunee 被允許通過 10 CFR50.54 (q) 未經 NRC 批准更改應急計畫的程度由 NRC 提出質疑。NRC 的立場就是這樣需要對“應急計畫”的變更進行評估，而降低效率性，與 NRC 最近批准的“緊急計畫記錄”進行比較。NRC 最近批准的“緊急計畫記錄”

可能不會已經考慮到由於永久停機而導致的電廠配置的永久變化（因為最近批准的 EP 很可能在永久停機之前提交）。此外，對電廠設計和操作的變化根據 10 CFR 50.59 授予的權力實施不會反映在應急計畫“的記錄。”因此，應急計畫的變更“記錄”來反映永久停機配置將降低效能。因此，需要許可證修改請求（低於 10 CFR 50.90）來實施更改應急計畫。

- 例如，Kewaunee 從 ERO 中消除了某些職位和設備，被認為不再適用於永久停機的應急計畫電廠條件（例如核心熱流工程師，圍阻體輻射監測器）。

但由於這些職位和設備存在於“應急計畫記錄”中，NRC 工作人員認為，消除這種做法是降低效能性。

- 根據這種經驗，永久停機電廠應提交許可證修改要求，NRC 實現永久停機後的首次 EP 減排（如佛蒙特洋基所做；見第 3.2.1.2.3 節）。[11]

- Kewaunee 發現，通過仔細審查乾燥桶供應商的技術規格和安全分析報告，他們依靠用過燃料池某些條件下的（事故，負荷下降等）設施持續可用性。但是，Kewaunee 已經提交了技術規範修正案要求，其中包含核燃料的規定不得存放在用過燃料池設備（僅限 ISFSI EP）中。所以這個乾燥桶供應商的技術規格和安全分析

報告中的規定有問題。 Kewaunee 乾燥桶使用來自兩個不同供應商的設計，許可證文件包含這些規定。兩家廠商都提交了自己向 NRC 修改要求，修改其許可證基礎，一旦所有燃料已經過渡到 ISFSI，就建議持證人員消除依靠在用過燃料池的乾燥儲存。[11]



### 3.2.3 Crystal River3 電廠經驗

Crystal River 3 核電廠 (CR3) 是一個 2 迴路 Babcock 和 Wilcox 的 PWR 在 1977 年 3 月商業運行。電廠生命週期的平均一代約為 860 百萬瓦。該廠與四個燃煤發電廠共同設立。電廠 2013 年 2 月決定被永久停機。在決定永久停機的時候由於三個案例，該廠自 2009 年 9 月 SG 更換期間/之後發生的遏制分層以來一直關閉。因此，基本上決定永久停機電廠和實際永久停機之間沒有時間差別。在永久停機時，所有用過燃料已被儲存在 SFP 3-4 年 (即最熱的用過燃料已經衰變 3-4 年) [108, 110, 111]

2013 年 12 月，CR3 將 PSDAR 提交給美國 NRC，表示他們打算在開始重大拆除活動之前將電廠放置在 SAFSTOR 大約 50 年 [112]。計畫 2015 年 7 月完成向 SAFSTOR (含濕式儲存) 的過渡，相當於 2.4 年的過渡期。

關於迄今為止 Crystal River 3 從正常運作過渡到 SAFSTOR 活動的可用資訊總結在以下小節中。一般來說，以下小節將覆蓋在 2015 年 12 月之前公開的資訊。

### 3.2.3.1 管制文件的送審

在永久停機後，電廠現場開始準備監管提交以從運營過渡到除役。提交這些文件的順序和批准如表 3-26 所示。一般來說，有關這些監管文件的提交在 NRC ADAMS 數據庫中公開提供。預計審查這些提交的管制文件，包括 NRC RAI，對 RAI 的響應和 NRC 批准，將協助其他美國電廠準備這些文件。因此，表 3-27 總結了這些 NRC ADAMS 文件的數據庫登錄號。

以下小節更詳細地討論了這些監管提交中的幾個重要項目。此外，大多數這些監管提交已在第 2 章節中進行了討論（一般地）。

表 3-26 Crystal River 3 管制文件的送審順序和批准情形

Regulatory Submittals	Date Submitted	Date Approved
Certifications of Permanent Shutdown and Defueling	Feb-13	N/A
Request for Approval of CFH Training Program	Apr-13	Jun-14
T/S Amendment - Admin Controls Section	Apr-13	Jul-14
Rescission of Order EA-12-049	May-13	Aug-13
Rescission of Order EA-12-051	May-13	Aug-13
Security and Safeguards Plan Revision	Jun-13	N/A
Security Exemption - Suspension of Security during an Emergency or Severe Weather <sup>b</sup>	Jul-13	Dec-14
EP Exemption Request & Permanently Defueled EP	Sep-13 / Aug-14	Mar-15
T/S Amendment - PDTS	Oct-13	Sep-15
PSDAR	Dec-13	Mar-15 <sup>c</sup>
Site-Specific DCE	Dec-13	Dec-14
IFMP	Dec-13	Dec-14
Off-site Insurance Exemption Request	Feb-14 / May-14	Apr-15
Trust Fund Access Exemption Request	Mar-14	Jan-15
Security and Safeguards Plan Revision	Sep-14	Aug-15
T/S Amendment - Admin Controls Section	May-15	Nov-15
Permanently Defueled EP - Rev. 2	Aug-15	

a) Grey cells denote unknown information; TBD = To Be Determined, N/A = Not Applicable

b) As discussed in Section 3.7.5, this exemption request may not longer be needed.

c) As noted in Section 2, the PSDAR does not have to be approved by the NRC.

表 3-27 Crystal River 3 送審管制文件的 NRC ADAMS 資料庫

Regulatory Submittals	Submittal	RAI Responses	Approval
Certifications of Permanent Shutdown and Defueling	ML13056A005	N/A	N/A
Request for Approval of CFH Training Program	ML13130A125	ML13225A495 & ML14042A044	ML14155A181
TS Amendment - Admin Controls Section	ML13128A286	ML13255A056 & ML14064A343	ML14097A145
Rescission of Order EA-12-049	ML13144A080	None	ML13212A366
Rescission of Order EA-12-051	ML13144A080	None	ML13203A161
Security and Safeguards Plan Revision	ML13177A005		
Security Exemption - Suspension of Security during an Emergency or Severe Weather b	ML 13204A397	None	ML14176B078
EP Exemption Request & Permanently Defueled EP	ML13274A584 & ML14251A237	ML14098A072 & ML14139A006	ML15058A906
TS Amendment - PDTs	ML13316C083	ML14139A006, ML14178B284, & ML15076A035,	ML15224B286
PSDAR	ML13340A009	ML14178B285	ML14321A751
Site-Specific DCE	ML13343A178	None	ML14344A408
IFMP	ML13340A008	None	ML14344A408
Off-site Insurance Exemption Request	ML14063A502 & ML14139A007	None	ML14183B338
Trust Fund Access Exemption Request	ML14098A037	None	ML14247A545
Security and Safeguards Plan Revision	ML14262A067	ML15076A031	ML15224A539
TS Amendment - Admin Controls Section	ML15134A160	None	ML15261A452
Permanently Defueled EP - Rev. 2	ML15246A231	ML13204A397	

a) Grey cells denote unknown information; TBD = To Be Determined, N/A = Not Applicable

### 3.2.3.1.1 運轉技術規範修訂

CR3 已經提交了許多許可修改請求來修改電廠 TS，反映永久停機狀態如下：

- 2013 年 4 月，電廠向行政管理部門提交了一個小幅修訂 TS。擬議的修改反映了新的人員配置和培訓要求將在除役期間在電廠實施。這些變化包括消除有執照運轉員持續不斷的要求。進一步，這些變化將 CFH 的使用納入 TS。此外，此修訂刪除了“爆炸性氣體和儲罐放射性監測計畫”。支持消除這個方案，CR3 包括承諾在實施修訂 TS 之前，從放射性廢物儲存系統氣體衰變罐釋放

所有的氣體。 TS 修訂版於 2014 年 7 月獲得 NRC 批准。

- 2013 年 10 月，電廠向 NRC 提交了 PDTS。 PDTS 是廣泛的修改 TS 以反映電廠的永久停機狀態。由於大多數 TS 永久停機後不適用，因此大多數 TS 完全從 PDTS 中移除。一個刪除的 TS 部分摘要和以某種方式保留的 TS 部分是如表 3-28 所示。2005 年 9 月，NRC 批准了 TS。

表 3-28 Crystal River 3 管制文件保留的 TS 部分[113]

TS Sections Removed	TS Sections Retained in Some Capacity
2.0 – Safety Limits	1.0 – Use and Application
3.1 – Reactivity Control Systems	3.0 – Limiting Condition for Operation (LCO) Applicability
3.2 – Power Distribution Limits	3.0 – Surveillance Requirement (SR) Applicability
3.3 – Instrumentation	3.7.13 – Fuel Storage Pool Water Level
3.4 – Reactor Coolant System	3.7.14 – Fuel Storage Pool Boron Concentration
3.5 – Emergency Core Cooling Systems (ECCS)	3.7.15 – Spent Fuel Assembly Storage
3.6 – Containment Systems	4.0 – Design Features
3.7 – Plant Systems (3.7.1 - 3.7.12 and 3.7.16 - 3.7.19)	5.0 – Administrative Controls
3.8 – Electrical Power Systems	
3.9 – Refueling Operations	

### 3.2.3.1.2 緊急計畫豁免

如第 2.7.1 節所述，由於電廠的永久停機狀態，美國電廠可以申請 EP（應急計畫）豁免限制要求。CR3 申請免除某些應急規劃要求併申請 PDEP 的批准，這兩份文件都是由 NRC 於 2015 年 3 月批准，免除 CR3 的要求，以維持正式的異地放射性 EPs 並減少現場應急規劃要求。參考文獻[114]可獲得授予的 EP 豁免的完整列表，其在 NRC ADAMS 網站（ML15058A906）上公開提供。

作為 EP 免除要求的輸入資料，CR3 準備了第 2.7.1 節所提專屬現場的分析。這些專屬現場特定的分析包括對假定保留的 DBA 的分析適用於永久關停和滅火狀態的電廠，也包括評估超出 DBA 的放射性後果。唯一考慮適用的 DBA 是 FHA 或放射性廢棄物處理事故。如前所述，在永久停機的時間，所有用過燃料已經儲存在 SFP 中 3-4 年。

因此，CR3 分析顯示放射性物質不需要進一步的用過燃料衰減，DBA 和 DBA 之外的後果是可以接受的。然而，如上所述，EP 豁免申請和 PDEP 未經 NRC 批准，直至 2015 年 3 月為止。因此，該電廠不得不在用過燃料衰變里程碑 8 之後再等待 2.1 年，預計 PDEP 將有更高的提高除役成本[111，114]，因突顯出了計畫外停役的潛在排程/經濟影響，以及早期規劃準備除役活動的潛在價值（即使在運行沒有立即關閉計畫的電廠）。

### 3.2.3.2 電廠解除能源、電力、壓力系統的狀態建立

CR3 PSDAR 表示以下活動計畫建立“酷和暗”電廠條件：[112]

- 從服務中刪除不再需要支持現場操作的系統保養
- 處理不需要支持的水源，過濾器 and 處理介質休眠操作
- 重新配置通風，消防，電力，照明等電廠系統，需要支持長期存儲和定期的電廠監控和維護
- 清潔鬆動或固定的表面污染物，以方便未來建築物的通道和電廠保養

### 3.2.3.3 用過燃料管理

在 CR3 永久停機時，該廠有 1,243 個用過燃料組件和 76 個新鮮燃料組件在 SFP，並且沒有現場的 ISFSI。76 個新鮮燃料組件已經裝載到反應器中進行新的循環，但該循環從未開始和從來沒有達到臨界。因此，76 個新鮮燃料組件不被認為是照射的被出售[115]。該電廠計畫在現場建造和轉移用過燃料到 ISFSI。

提交給 NRC 的最近文件（2015 年 11 月）顯示轉讓用過燃料到 ISFSI 預計將在 2018 年之前完成[116]。

為了促進 SAFSTOR 運營在電廠系統平衡期間的濕式儲存期間，開始 SFP 和支持系統計畫與電廠的剩餘部分隔絕。CR3 PSDAR 表示 SFP 修改將包括設計和安裝新的 SFP 冷卻系統，其中將包括空氣冷卻熱交換器在控制複雜的屋頂上。[117]

關於 CR3 用過燃料管理的其他已知資訊總結如下：[108]

- 2014 年 10 月，合同被授予 ISFSI 和裝貨營運。
- 截至 2015 年 6 月，燃料處理起重機的更換正在進行中。
- 截至 2015 年 6 月，正在進行燃料淹沒/檢查

### 3.2.3.4 防火計畫變更

在除役過渡期間，CR3 從現場消防隊過渡（通常是五人；有時稱為“結構性”消防隊）到“初期”消防隊（IFB）[109]。IFB 由三名沒有分發應急工作職責的人員組成。在除役期間，IFB 的成員履行正常的電廠任務，直到收到火警，其職責變為消防響應角色。雖然在參考文獻[109]中沒有直接註明，與其他 IFB 類似，火災如果在初期階段被發現，預計只有 IFB 企圖撲滅火災。如果超過了初期階段發現火災，異地來源將提供火災響應支持。

從現場消防隊到 IFB 的變更，需經 10 CFR 50.48 (f) 的允許，電廠已經提交了 10 CFR 50.82 (a)(1) 所要求的認證許可。為了證明這一變化可以進行，電廠通常必須從電源區塊除去足夠量的可燃材料和液體[11,109]

### 3.2.3.5 人力資源變更

在電廠永久停機之前，CR3 擁有約 600 名員工。永久停機之後公告，員工：

- 在現場停留，填補除役過渡組織的臨時職位，
- 移動到公司內的另一個職位（例如，到另一個杜克電廠現場），或



- 離開公司獲得遣散費。

電廠管理人員分別會見了員工，了解員工的職業生涯並儘力滿足員工的偏好。電廠也提供個人和團體諮詢，與特定公司工作組舉辦內部招聘會，並聘請了一名現場招聘人員幫助員工。[118]

截至 2015 年 1 月，約有 150 名原 CR3 員工留在現場，並加入除役過渡組織，約 280 名 CR3 員工被調動到其他公司內部的職位（例如杜克公司的其他電廠），以及約 160 名員工離職公司被提供遣散費。2015 年 7 月，CR3 轉為“SAFSTOR I”組織約 75 名員工。SAFSTOR I 組織將一直保持燃料轉移到 ISFSI 到位。請注意，這些數目不包括安全人員或承包商。[115，118]

### 3.2.3.6 其他完成的活動

CR3 PSDAR 表示 2015 年 7 月預定將完成以下附加活動：[112]

- 建立一個組織結構，以支持除役計畫和演進應急規劃和現場安全要求
- 對電廠進行臨時輻射測量，如果適用將張貼警告標誌並建立訪問要求
- 標誌和/或封鎖高污染/高輻射區域
- 根據需要重新配置安全邊界和監控系統

### 3.2.3.7 計畫性過渡活動

完成向 SAFSTOR 過渡剩餘的活動（具有乾燥燃料儲存）包括：

- 完成對 ISFSI 的燃料轉移
- 重新配置安全邊界和監視系統（燃料轉移到 ISFSI 完成後）  
[115]
- 排出 SFP 並處理 SFP 中的液體廢物
- 這些系統的沖洗和排水由於 SFP 關閉而變得非常重要
- 從 SFP 中去除和處理廢樹脂和過濾介質
- 安全場所休眠期

### 3.2.3.8 經驗學習

目前，CR3 從除役過渡到 SAFSTOR 所得的經驗學習仍為有限，預計在未來幾年（即向 SAFSTOR 過渡完成之後），將會提供有關此主題的其他資訊。

### 3.2.4 Zion Units 1 and 2 電廠經驗

錫安核電站 1 號和 2 號機組是西屋設計 4 迴路 PWR，評估為 1040 百萬瓦。錫安 1 號和 2 號機組於 1973 年 12 月和 1974 年 9 月分別開始商業運行，由於經濟考慮兩個單位 1998 年 2 月永久停機[119]。在永久停機後，該廠址選擇採用將電廠置於 SAFSTOR。最初，計畫在 2013 - 2015 年之前留在 SAFSTOR，以允許 DTF 積累足夠的資金支持除役[119]。根據電廠現場特定 DCE [11, 120]的預測，2000 年 7 月完成過渡到 SAFSTOR (用濕儲存)。以下小節將電廠從正常電力運行轉向 SAFSTOR 工作開展。

2010 年，Exelon 將電廠許可證轉讓給 Energy Solutions 的子公司 Zion Solutions 除役。根據這項協議，Zion Solutions 承接了該電廠的所有權，完成所有除役活動，並將電廠許可證退回到 Exelon 完成除役 (ISFSI 的除役除外)。Zion Solutions 進行電廠除役工作超出本報告的範圍。

不過，值得注意的是，Zion Solutions 已選擇及時停止該電廠。另外 Exelon 計畫使用 DOC 進行主要的除役活動，這影響了其中 Exelon 完成的除役過渡工作[121, 122]

#### 3.2.4.1 管制文件的送審

根據 10CFR50.82 (a)(1)(i) 的要求，在決定永久停機電廠後，電廠提交了永久停機的認證，清除燃料到 NRC。這些認證分別。於 1998 年 2 月和 3 月提交，隨後，2000 年 2 月，電廠提交了 PSDAR [119]。SAFSTOR 過渡期間額外提交的監管文件包括：[121，123]

- 電廠特定 DCE
- DSAR
- IFMP
- PDEP
- 移出燃料物理安全計畫
- PDTS
- CFH 培訓計畫
- 保險豁免
- 按比例退還每年的反應器費用

如第 2.7 節所述，一些監管提交的批准要求在 2001 年 9 月 11 日以後發生了顯著地變化。因此，錫安的經驗與監管提交可能不直接適用於未來的除役電廠。

#### 3.2.4.2 用過燃料管理

在永久停機和整個 SAFSTOR 期間，用過燃料儲存在 SFP。為了確保 SFP 及相關冷卻系統（SFP 中用過燃料的安全儲存，SFP 淨化和

用過燃料處理) 被修改為獨立於其他現有電廠系統。換句話說, SFP 和支持系統被修改為 SFPI。SFPI (在 PSDAR 中稱為用過燃料核島 (SFNI)) 1999 年底已完成[119]。關於 SFPI 的可用資訊總結如下:  
[71]

- 預先存在的 SFP 冷卻迴路與預先存在的 SFP 熱交換器一起使用。然而, 建造了兩台新的機械通風冷卻塔迴路供應獨立冷卻水源到熱交換器。現有的 SFP 冷卻迴路和熱交換器已經位於 SFP 大樓內。
- 在 SAFSTOR 的整個 SAFSTOR 期間, 將先前存在的脫鹽劑用於 SFP 淨化期。
- SFPI 包括備用柴油發電機。  
在 SAFSTOR 期間沒有建立 ISFSI。

### 3.2.4.3 廠址歷史調查

開發了 HSA 來確定電廠污染的程度和性質。這個很重要的是在除役過程中儘早進行此項評估調查, 並幫助確定某些組件和電廠位置應如何作為除役的一部分進行淨化/補救。HSA 於 1999 年八月完成, 為了獲得 HSA 所需的資訊, 該廠進行了大約 300 次採訪電廠人員並

審查了大約 29000 個電廠記錄。一些電廠人員進行了詳細訪談（約 2 小時）與離開廠址電廠人員進行短暫訪談（約 10 分鐘）。[47，124]

有關獲取 HSA 和主要所需輸入的方法的更多資訊在 EPRI 1009410 [47]中詳細描述了 HSA 的結果。

#### 3.2.4.4 其他過渡活動

為使錫安從正常運作轉為 SAFSTOR 進行的電廠活動總結如下：  
[121,123]

- 冷靜和昏暗：不需要支持除役操作的系統排水，斷電，固定和隔離。
- 除污：進行一些有限的除污活動來限制 SAFSTOR 期間的輻射風險。
- 保護廠址：不需要日常訪問的區域被鎖定和保護。放射性和/或污染區域得到保護。必要時加入屏蔽減少電廠人員的輻射照射。
- 輻射調查：進行輻射調查，並發布適當警告標誌。
- 工程修改：渦輪發電機轉換為同步冷凝器。同步電容器為伊利諾伊州東北部提供電網穩定性[125]。
- 修訂電廠計畫和程序：電廠修訂電廠計畫和必要時程序要與燃

料清理和永久停機的組態一致。

- 與社區溝通：永久停機後，成立社區諮詢小組（CAP），向公眾通報錫安除役事宜。進一步與地方政府機構舉行會議[123]。
- 人力資源管理：在永久停機之前，錫安僱傭了約 800 名員工。為工作人員提供了廣泛的服務，以協助職業生涯轉型[123]。參考文獻[126]表明，電廠計畫在永久停機後的前 3-6 個月內減少現場人員 150-200 配備。這 150-200 名員工將在現場工作，直到完成向 SAFSTOR 的過渡，此時現場將進一步減少員工人數。

#### 3.2.4.5 經驗學習

目前無法從錫安取得向 SAFSTOR 過渡的經驗學習。

### 3.3 過渡期間活動總結

在美國電廠過渡期間進行的活動如下：

- 準備管制文件的送審
  - 永久停止運營的認證
  - 永久清除燃料的認證
  - PSDAR
  - IFMP
  - 廠址特定的 DCE

- PSEP
- EP 豁免申請/ PDEP
- 嚴峻氣候/緊急安全豁免請求（請注意，此豁免可能不需要，如第 2.7.5 節所述）
- 安全和網絡安全豁免請求/清除燃料的安全計畫
- 現場和非現場保險豁免請求
- DTF 豁免請求
- PDTS（以及可能的其他 TS 修訂）
- DSAR
- 除役品質保證計畫
- CFH 培訓計畫/操作員重新鑑定和人員配置計畫
- 僅限 ISFSI 的 EP，安全計畫等
- 修訂電廠程序/程序
- NRC 批准後，實施新電廠計畫/程序和 DSAR / PDTS
- 完成 HSA
- 初始廠址特性調查
- 實施涼爽和昏暗的條件
  - 電廠系統停電，沖洗和排水
  - 刪除運營和遺留廢物



- 為除役活動提供臨時設備安裝臨時電源給除役所需的電力系統
- 用過燃料管理
  - ISFSI 的設計，建造和許可
  - 用過燃料桶的採購
  - 將用過燃料轉移到 ISFSI
- 修改燃料廠房建築以支持臨時濕式儲存
  - 將 SFP 升級到 SFPI
  - 升級燃料和燃料桶搬運起重機是單一故障證明
- 搬遷控制室
- 升級電廠鐵路，以便拆除大量的除役廢物
- 全系統化學除污
- 熱點去除
- 去除絕緣石棉等（即無石棉）去除有害的物質
- 符合 10 CFR 50.48 (f) 消防隊所需的易燃材料清除和減少
- 制定通信計畫
  - 建立地方社區和政府參與的 CAP
  - 與監管機構建立良好的工作關係
- 過渡到除役機構和人員配置

- 與員工進行早期和徹底的溝通
- 建立員工保留計畫
- 遷離工作人員到其他經營廠址（如有可能）
- 職業管理與退休講習班
- 再培訓
- 改變現場員工的文化/使命
- 諮詢行業專家，審查過去的經驗
  - 保留具有實際除役主題經驗專家的支持
  - 參觀除役場所，並從中吸取經驗
  - 審查關於 ADAMS 數據庫和行業參考管制文件的送審
  - 參與在實用程序之間便利交換除役/過渡資訊的論壇
- 規劃重大的除役工程挑戰（特別是如果不會使用 DOC）
  - RVI 分割
  - 主要部件拆卸和/或分段

確定哪些 DTF 資金里程碑將為這些活動提供資金取決於一些電廠特異性因素。然而，這些活動的典型時間與 DTF 重疊，在第 2.2 節中討論的資金里程碑中，圖 6-1 至圖 6-4 為各種除役場景（計畫/計畫外，DECOM / SAFSTOR 等）是在過渡轉換提出的時間表。

## 第四章 國際間電廠除役過渡期間的管制

本章摘錄國際間相關電廠除役過渡期間的管制，章節內容如下：

- 4.1 節介紹德國的電廠過渡期間的管制規範
- 4.2 節介紹法國的電廠過渡期間的管制規範
- 4.3 節介紹西班牙的電廠過渡期間的管制規範
- 4.4 節介紹瑞士的電廠過渡期間的管制規範

### 4.1 德國

#### 4.1.1 現行管制法規

德國主管除役的法規為原子能法，在電廠永久停機後，所有法規及要求，除了發電部分，皆仍適用於該電廠。必且法規說明正常運轉的執照，仍應用於除役期間，因運轉執照並未包含除役工作，因此在電廠永久停機後，主要的除役活動需取得除役執照後，方可進行。故在德國，電廠永久停機將進入”後運轉階段”(即過渡階段)，直到自聯邦政府的取得除役執照，則將進入除役階段。[127，128]

在後運轉階段，主管機關仍將依照正常運轉的狀態下進行監督，這些活動包括：

- (1) 燃料移出爐心

- (2) 類似美國的 ISFSI，將燃料移制場內的貯存場暫存，該貯存場需另外取得核准執照
- (3) 放射性物質使用及廢料處理
- (4) 全廠設施及系統除污，包含全系統化學除污
- (5) 系統及組件取樣
- (6) 非輻射相關建築的拆除(辦公室、停車場...)
- (7) 廠址特性調查

電廠於過渡階段仍須遵照轉中電廠進行維護工作，但可針對不使用的系統或組件，提出申請脫離管制要求。[127]

核能執照程序法令(AtVfV)中有定義如何獲得除役執照的流程。  
[130]其聯邦環境部門規定中的 3.3 節除役導則(自然保護及核能安全)有列出除役申請文件，內容包括以下 9 項：

- (1) 電廠歷史及設施說明
- (2) 除役策略(立即拆除或遲延拆除)
- (3) 除役拆除及除污計畫及技術說明
- (4) 為除役目的而改善的新系統
- (5) 環境影廠評估
- (6) 放射性存量評估

- (7) 人員組織及除役技術資格認定
- (8) 輻射防護措施
- (9) 品質管制

圖 4-1 為德國除役執照審核流程概覽，主管單位為聯邦政府，過程將諮詢顧問單位進行審查，以符合環境及人員的安全。

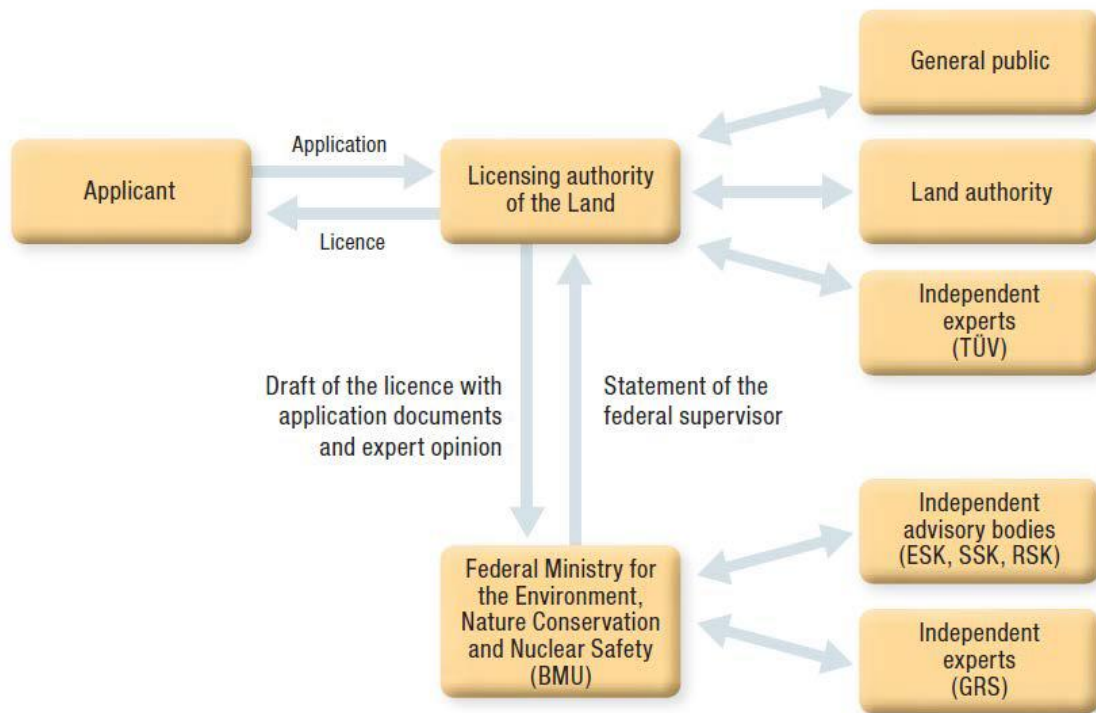


圖 4-1 德國除役執照審核流程概覽[128]

德國的電廠允許提出部分除役申請，執行特定建物的拆除，拆除過程可分為 4 個階段，可以分別單獨申請。圖 4-2 為德國除役計畫性

除役的主要流程概覽，曾應用於 Stade 及 Obrigheim 電廠除役。詳細資訊可參考本報告 5.1 節。

依據近來 8 個非計畫性除役電廠，除役執照申請時間約花 1-2 年，執照審核約 3-5 年，故非計畫性除役的過渡階段總共為期約 4-7 年。為縮短這個期間，及早於永久停機前提出除役執照申請，將可有效達成此目的。如 Stade 電廠永久停機前 2.4 年即提出第一除役執照申請，故其過渡階段縮短至僅約 1.8 年。[131、132]

除役策略可以是立即拆除、遲延拆除或兩者的結合。如大型組件在場內不做切割，而是移到場外處理廠進行切割與處理。但德國不執行現地固封 EMTOMB 的策略。

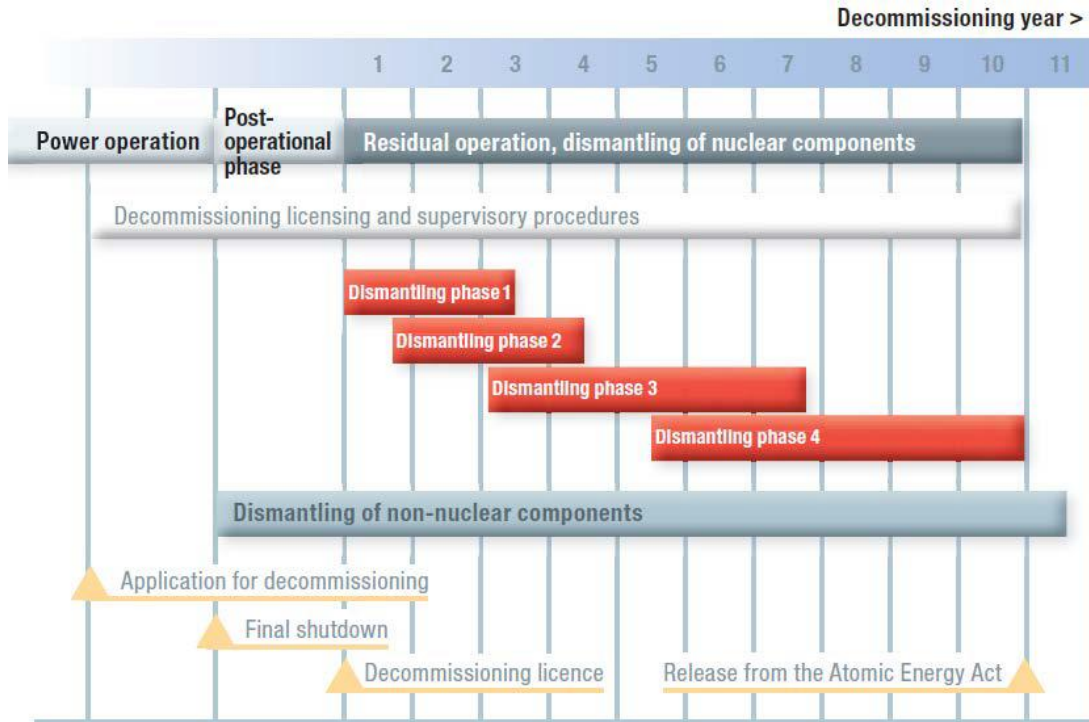


圖 4-2 德國除役流程概覽[128]

#### 4.1.2 審理中的管制法規/或現有管制法規之可能變更

目前不可得知。

### 4.2 法國

#### 4.2.1 現行管制法規

法國的除役管制法規主要如下：

- Act No. 2006-686 (TSN Act) – The “Transparency and Security in the Nuclear Field” Act of June 13, 2006, available in English at <http://www.french-nuclearsafety.fr/References/Regulations/Act-No.-2006-686-of-13-June-2006>, and
- Programme Act No. 2006-739 (Waste Act) – The Planning Act on the Sustainable Management of Radioactive Materials of June 28,

2006, available in English at <http://www.french-nuclear-safety.fr/References/Regulations/Programme-Act-No.-2006-739-of-28-june-2006>.

- Decree 2007-1557 of November 2, 2007, relating to basic nuclear installations and control innuclear safety, transport of radioactive substances, <http://www.french-nuclearsafety.fr/References/Regulations/Decree-No-2007-1557-of-2-November-2007>.

法國的除役管制類似其他歐洲國家的除役，需證明技術與財務，足以完成除役工作，但與其他國家最大的不同是其不核發分階段執照，管制單位只核發單一除役執照[134]。根據2007年11月2日命令1557，電廠需於預見永久停機前3年，向法國ASN(French Nuclear Safety Authority)提出除役申請文件，內容包括以下3項：

- (1) 說明永久停機準備工作
- (2) 標明除役重要系統與組件
- (3) 廢料移除路徑

電廠需於預見永久停機前1年，提出的除役申請文件，內容包括以下7項：

- (1) 永久停機設施說明
- (2) 更新的除役計畫
- (3) 環境影響評估
- (4) 初期安全分析報告



(5) 風險分析

(6) 監測與維護的方法

(7) 完成拆除後，場址的使用限制

以上文件，電廠需於公眾質詢審核期間，系統化的送出審核。ASN 在除役活動開始前，必須完成審核，未限制核准時間，但以 Chooz A 為例，2004 年 11 月 30 日申請除役，於 2006 年 8 月完成公眾質詢，2007 年 9 月 29 日獲得除役核准，過程約需 3 年。

獲得除役執照前，可以允許移除放射性異體及廢料。用過燃料係移送至 La Hague 再處理廠進行燃料再處理。除役的拆除耗費時程不定，以 Chooz A 為例，自 1991 年永久停機，1995 年 12 月燃料移送、1999 年電廠拆除排放水環道、汽輪機廠房設備[137]，EDF 預估在移除燃料、排放水環道後，約有 99.9%放射性物質已被移除。

拆除策略的採取(立即或遲延拆除)可以據電廠情形決定[135]。EDF 目前有 9 個電廠均採立即拆除方式進行除役。

另外，與其他歐洲國家不同，法國沒有可忽略的放射性廢棄物。

表 4-1 依活度強度，摘要列出法國核廢料分級及管理策略：[135]

表 4-1 法國核廢料分級及管理策略[135, 138]

分 活度	半衰期區		
	非常短半衰期 ( $<100$ 天)	短半衰期( $<31$ 年)	長半衰期( $>31$ 年)
非常低階(約 1~100 Bq/g)	以輻射衰變方 式就地管理	CIRES	
低階(約 0.1~100 kBq/g)		CSA	
中階(約 0.1~1 MBq/g)			在監測之下進 行廢料管理 (CIGEO)
高階(大於 1 MBq/g)		在監測之下進行廢料管理 (CIGEO 深處地質貯存倉庫處 理)	

在除役經費部分，EDF 將負責所有法國的核能電廠除役，每 3 年將重新評估除役基金，預估目前的第一代的 9 個電廠，除役經費約為 20 億歐元，其餘的 59 個運轉中電廠，現有的(2013 年止)基金約為 90 億歐元。[140]

## 4.2.2 審理中的管制法規/或現有管制法規之可能變更

目前不可得知。

## 4.3 西班牙

### 4.3.1 現行管制法規

西班牙的除役管制法規主要如下：

- Royal Decree 1836/1999, dated December 3, 1999 (as amended)
- Royal Decree 1349/2003, dated October 31, 2003
- Article 38 bis of the Nuclear Energy Act (added by Law 11/2009, dated October 26, 2009)
- Royal Decree 104/2014, dated February 21, 2014 (replaces Royal Decree 1349/2003)

在西班牙，除役主要由政府機關負責，其中包含放射性廢料及用過燃料項目。廢料管制機構 ENRESA 將主管此工作。電廠的運轉執照將先轉給 ENRESA，待除役工作完成後再轉讓回原電廠業主。

在執照轉讓給 ENRESA 前，原業主需先獲得除役許可，獲得許可的同時，執照及做轉讓，通常原業主將自 SPF 移除用過燃料，但若有完善的用過燃料管理計畫並經電廠能源機構核准，在用過燃料放置於 SPF 中的情況下，仍可進行除役工作。

為申請拆除許可，ENRESA 需提出拆除計畫送審制西班牙安全機關 CSN(Consejo de Seguridad Nuclear)及環境機構加以審核，電廠需修

改 FSAR 及 TS 以反映永久停機狀態(類似美國送審 DSAR，PDTS)，費料管理計畫則送至安全管制機關審核。當修改 FSAR 及 TS 獲核准後，則可在獲得拆除執照前執行相關文件中所提到的活動。

#### 4.3.2 審理中的管制法規/或現有管制法規之可能變更

目前不可得知。

### 4.4 瑞士

#### 4.4.1 現行管制法規

瑞士的除役管制法規主要如下：

- Articles 26 to 29 of the Nuclear Energy Act dated 21 March 2003 (732.1) [144]
- Articles 41, 42 and 45 to 49 of the Nuclear Energy Ordinance dated 10 December 2004(732.11) [145]

2014 年，瑞士主管核能機關，聯邦核能安全監督委員會(ENSI)，公布 ENSI-G17 導則，供作除役管制依據。其法規與法國德國的相近，永久停機後，瑞士電廠仍具備運轉執照，但不能大幅移除運轉執照的相關設備，實際的除役必須經管制單位討論協商後方可進行(參考 5.4.1)。[146]

在過渡階段，以下文件需送至管制單位審核：

- (1) 過渡階段將執行的工作，包括工作時程說明

- (2) 更新的安全分析報告
- (3) 燃料貯存，貯存櫃箱的採購與運送說明
- (4) 說明放射性及非放射性廢料管理
- (5) 除役期間人力資源員安排，包括組織及行動計畫

經過管制單位審核後，電廠正常運轉執照可以終止。為進行除役，

以下文件需要按順序提出申請，相關文件與德國類似：

- (1) 除役工作摘要說明，包括流程圖
- (2) 除役程序、資源、設計規劃
- (3) 更新的安全分析報告
- (4) 除役期間需要維持的必要基礎設施
- (5) 工作監督程序
- (6) 應計算材料的量測程序
- (7) 放射性存量管理
- (8) 詳細的輻射防護計畫
- (9) 人員組織及除役技術資格認定

除役計畫的執行需在永久停機後兩年內提出，雖然管制法規沒有明定。除非有特別說明，每一階段需 ENSI 核准之後方可執行。其內容應具有以下元件：[143]

- (1) 不同階段的變動比較、除役開始結束時程，包括改變選擇的原因
- (2) 除役個階段基金的需要說明，包括放射性設施安裝、解體、除污、拆除、建物破壞
- (3) 說明放射性及非放射性廢料管理、分離程序
- (4) 人員輻射防護，放射性物質外釋環境的措施
- (5) 保安措施
- (6) 事故分析
- (7) 人員組織、分工及權責
- (8) 品質管理計畫
- (9) 環境影響評估
- (10) 經費摘錄整理

此外，詳細內容還可參考導則ENSI-G17。[143]

#### 4.4.2 其他除役法規

瑞士的正常運轉電廠規定需要有除役計畫，並且每 10 年將進行資料更新。故除役計畫將定期受到審核，其內容主要如下：

- (1) 除役改變的選擇與動機
- (2) 運轉措施及設施變更，以利後續拆除程序進行

- (3) 說明現有需要的安全相關系統及設施組件安裝
- (4) 為拆除或廢料管理的附加設備或系統的一般說明
- (5) 一般安全評估
- (6) 保安措施
- (7) 人員組織及除役技術資格認定、技術及財務資源
- (8) 人力組織因子的建立觀念
- (9) 放射性廢棄物及一般外釋材料數量，亦包含廢料處理觀念
- (10) 貯存櫃箱、燃料的採購與運送觀念
- (11) 同廠址機組的關聯性說明
- (12) 國際或本國的除役評估經驗報告

#### **4.4.3 審理中的管制法規/或現有管制法規之可能變更**

目前不可得知。2019 年瑞士將有預訂第一部永久停機機組，預期屆時將有相關法規的變更。

## 第五章 國際間電廠除役過渡期的經驗

本章摘錄國際間相關電廠除役過渡期至除役的經驗，章節內容如下：

- 5.1 節介紹德國的電廠過渡期間的經驗
- 5.2 節介紹法國的電廠過渡期間的經驗
- 5.3 節介紹西班牙的電廠過渡期間的經驗
- 5.4 節介紹瑞士的電廠過渡期間的經驗

### 5.1 德國

如第 4.1 節所述，在永久停機後，德國電廠進入“營運後階段”（即過渡階段），尚待允許主要的除役活動。這個過渡階段一直持續到電廠申請並從聯邦政府當局獲得除役執照。在營運後階段，正常的電廠營運執照仍然有效，因此德國電廠可能仍然在進行正常的營運活動。

這些活動包括：[127，129]

- (1) 從反應器中移出核燃料
- (2) 將核燃料裝載到儲存容器，並移出在現場臨時儲存設施中（類似於美國電廠的 ISFSI） - 但是，請注意，現場乾式臨時儲存設施的操作不包括在正常的電廠營運執照內，現場乾式臨時儲存設施必須是單獨許可。



- (3) 利用放射性物質和處理運轉廢棄物
- (4) 設施和系統的除污，包括全面的系統化學除污
- (5) 系統和組件的採樣
- (6) 拆除非核設施（如辦公樓，停車場等）

在營運後階段，電廠也必須保持設備和系統的正常運轉，如營運執照中規定的（例如：運轉後階段也需要如同正常停機大修時，保持設備和系統的正常運轉）。但是，電廠可能會申請不再需要的活動（例如：減少維持某些系統可用性的要求，減少必要的檢查等）。[127]

表 5-1 提供了德國永久停機電廠的總結。下面兩個小節總結了 Stade 和 Obrigheim 可用的過渡期營運經驗。如表 5-1 所示，這兩家電廠是德國唯一在過去 10 年內完全經過過渡期的電廠。

第 5.1.3 節提供了 2011 年至 2015 年期間德國電廠停工可用的過渡期營運經驗。

### **5.1.1 Stade**

施塔德核電廠是德國西門子 4 迴路壓水式反應器，額定功率 630 MWe，在 1972 年進行商業運轉。2003 年 11 月該電廠被永久停機，表 5-2 列出了施塔德主要除役事件的時間表。此外，圖 5-1 展示了施塔德 2012 年除役的情形，如表 5-2 所示，電廠永久停機的決定大約在永久停機前三年（即永久停機是經過規劃）。電廠決定永久停機後，

電廠開始規劃除役事宜，大約一年之後申請了第一個永久停機除役執照，在永久停機 2.4 年前。由於這個早期的除役執照申請，在施塔德的過渡時期持續了大約 1.8 年。這個過渡時期的持續時間比在奧布里格海姆過渡期短，預計也將比 2011 年八家電廠停機過渡時期的持續時間短得多。拆除活動的範圍在第一個除役執照（和另外三個除役執照）中包含總結在表 5-3 中。

關於過渡期間進行具體活動的信息非常有限，施塔德在過渡階段期間進行的一項重大活動是一個完整的系統除污。下面總結了全系統化學除污的詳細信息：[152]

- (1) 2003 年，Stade 在電廠舉辦了一個除污除污研討會。在這個研討會上，電廠評估當時可用的除污除污技術，西門子（現在 AREVA）選擇 HP / CORD D UV 技術進行除污。
- (2) 整個系統的除污除污工程包括三個階段：一個可行性研究、程序的開發和現場應用。
- (3) 需要除污的系統包括 RCS（包括 RPV 和 SG）、CVCS 和 RHRS。
- (4) 由於電廠系統的可用性，最小的供應商設備是必需的，除污主

要是用電廠設備進行的。

除了除污的規劃和執行之外，預計還有一些第 5.1 節列出的一般活動是在過渡期間進行的。此外，基於在授予 Stade 第二個除役執照的日期（見表 5-2），預計在過渡期間準備第二個除役執照的申請。

### 5.1.2 Obrigheim

奧布里格海姆核電站是德國西門子 2 迴路壓水式反應器，額定功率為 357 MWe，於 1968 年開始商業營運，2005 年 5 月，該廠被永久停機。表 5-4 顯示了在奧布里格海姆舉行的已知重大除役事件總結，如表 5-4 所示：永久停機是經過規劃。因此，除役計畫可以在電廠關閉之前開始，在永久停機前約 0.4 年提交了除役執照第一次申請。

第一個除役執照所涵蓋的活動範圍（以及另外三個除役執照）總結在表 5-3，在奧布里格海姆過渡期間歷時約 3.3 年。

參考文獻[155]指出在 Obrigheim 過渡期進行了以下活動：

- (1) 編制第一份除役執照申請所需的所有文件，提交第一個執照申請
- (2) 用過燃料被轉移到外部的濕式儲存
- (3) 電廠系統被沖洗和排乾
- (4) 消除運轉廢棄物
- (5) 進行全系統化學除污

- (6) 關閉不必要的系統
- (7) 支持努力減少維護和運轉測試
- (8) 庫存整理
- (9) 系統、部件和區域的放射性分類
- (10) 在除役期間使用的幾個電廠系統進行了升級，其中包括排氣監測系統、排氣過濾系統和廠房起重機。
- (11) 準備廢棄物儲存和運輸物流
- (12) 努力完成第二個除役執照

沒有關於奧布里格海姆在過渡期間進行的活動進一步細節可用。

### 5.1.3 其他近期停機的電廠(2011-2015)

2011 年至 2015 年期間德國電廠關閉的已知過渡期活動總結如下：

[153]

- 如表 5-1 所示，所有八家德國電廠永久停機，已經提交了他們的第一個除役許可申請。八個中的七個電廠在永久停機後的 0.7-1.7 年之間，提交了此執照許可申請。

一家電廠在永久停機的 3 年後提交了第一份除役許可申請，Grafenrheinsfeld 和 Gundremmingen B 都在永久停機之前提交了第一份停止執照申請，這預期可減少過渡期的時間。

Neckarwestheim 1，Phillipsburg 1 和 Unterweser 已經執行完整的系統除污。 Biblis A 開始了一個完整的系統除污，但是由於一次冷卻水泵的一些發現被中止。

- 有關這些完整系統除污應用的更多信息，請參閱參考文獻[156]，[157]和[158]。

- Isar 1，Biblis A 和 B，Unterweser 和 Brunsbüttel 都舉行了範圍界定會議，作為環境影響評估內容。
- Phillipsburg 1 適用於修改 SFP 的冷卻和緊急電源設施。
- Unterweser 應用於能夠構建一個低階和中階放射性廢棄物臨時存儲的儲存設施。

表 5-1 德國永久停機之核電廠[147~151]

Plant Name	Reactor Type	Rated Power (MWe)	Criticality	Shutdown	1st Decom. License Application	Decom. Started / 1st License Granted
Lingen	BWR	268	Jan-68	Jan-77		Nov-85/Mar-88
Gundremmingen-A	BWR	250	Aug-66	Jan-77		May-83
MZFR	PHWR	57	Sep-65	May-84		Nov-87
Mülheim-Kärlich	PWR	1302	Mar-86	Sep-88		Jul-04
THTR-300	HTGR	308	Sep-83	Sep-88		Oct-93/Oct-98
AVR Juelich	HTGR	15	Aug-66	Dec-88		Mar-94
Greifswald-5	WER	440	Mar-89	Nov-89		Jun-95
Greifswald-2	WER	440	Dec-74	Feb-90		Jun-95
Greifswald-3	WER	440	Oct-77	Feb-90		Jun-95
Rheinsberg	WER	70	Mar-66	Jun-90		Apr-95
Greifswald-4	WER	440	Jul-79	Jun-90		Jun-95
Greifswald-1	WER	440	Dec-73	Dec-90		Jun-95
KNK	FBR	21	Oct-77	Aug-91		Aug-93
Würgassen	BWR	670	Oct-71	Aug-94		Apr-97
Stade	PWR	672	Jan-72	Nov-03	Jul-01	Sep-05
Obrigheim	PWR	357	Sep-68	May-05	Dec-04	Aug-08
Neckarwestheim-1	PWR	840	May-76	Aug-11	Apr-13	
Philippsburg-1	BWR	926	Mar-79	Aug-11	Apr-13	
Isar-1	BWR	912	Nov-77	Aug-11	May-12	2018
Biblis-A	PWR	1,225	Jul-74	Aug-11	Aug-12	
Biblis-B	PWR	1,300	Mar-76	Aug-11	Aug-12	
Unterweser	PWR	1,410	Sep-78	Aug-11	May-12	2018
Brunsbüttel	BWR	806	Jun-76	Aug-11	Nov-12	
Krümmel	BWR	1,402	Sep-83	Aug-11	Aug-15	
Grafenrheinfeld	PWR	1,345	Dec-81	Jun-15	Mar-14	
Gundremmingen B	BWR	1,344	Mar-84	Dec-17	Dec-14	

a) Grey cells deonte unknown information. Information in italics is projected.

表 5-2 德國 Stade 核電廠的主要除役階段及重要事件[132, 153]

Period	Date	Event
Operation	Jan-72	First Criticality
	Fall 2000	Decision to Permanently shutdown
	Jul-01	Application for 1st Decommissioning License
Transition Phase	Nov-03	Permanent Shutdown of the Plant
	2004/2005	Full System Chemical Decontamination
	2004 - 2008	Applications for 2nd through 4th Decommissioning Licenses
Decom. Phase	Sep-05	1st Decommissioning License Granted
	Feb-06	2nd Decommissioning License Granted
	Summer 2007	Commissioning of Radwaste Storage Facility
	Feb-11	4th Decommissioning License Granted

表 5-3 德國 Stade 及 Obrigheim 核電廠的主要除役拆除活動內容[148, 149, 155]

Decom. Phase	Stade	Obrigheim
1	Secondary System Components (Steam and FW Systems, Turbine and Generator, etc.) In-Containment Support Systems (Control Rod Assembly, Pressurized Water Tanks, Flood Tanks, Materials Air Lock and Air Recirc Unit, etc.)	Secondary System Components (Steam and FW Systems, Turbine and Generator, etc)
2	Major Primary System Components (SGs, RCS Piping, Pressurizer, and RCPs.)	Major Primary System Components (SGs, RCS Piping, RCPs, and Pressurizer) In-Containment Support Systems and Auxiliary Systems
3	Reactor Pressure Vessel, Internals, and Shielding	Reactor Pressure Vessel, Internals, and Shielding
4	Remaining In-Containment Systems (e.g., Ventilation Systems, Water Purification System, Fuel Transfer Platform, Polar Crane)	Remaining In-Containment Systems (e.g., Electrical Systems, Ventilation Systems, Building Cranes, etc.)

表 5-4 德國 Obrigheim 核電廠的主要除役階段及重要事件[155]

Period	Date	Event
Operation	Sep-68	First Criticality
	2004	Decision to Permanently shutdown
	Dec-04	Application for 1st Decommissioning License
Post-Operational	May-05	Permanent Shutdown of the Plant
	Q1, 2007	Full System Chemical Decontamination
Decom. Phase	Aug-08	1st Decommissioning License Granted
	Dec-08	Application for 2nd Decommissioning License
	Mar-10	Application for 3rd Decommissioning License
	Sep-11	2nd Decommissioning License Granted
	Apr-13	3rd Decommissioning License Granted
	TBD	Application for 4th Decommissioning License
	TBD	4th Decommissioning License Granted

表 5-5 法國核電廠除役概況[159]

Project	Reactor Size/Type	Authorization/Safety Case File Issued	Final Shutdown	Public Inquiry Period Complete	Decommissioning Decree Issued
Creys Malville	1240 MW Fast Breeder	May-2003	1997	Apr-2004	Mar-2006
Brennilis	70 MW Heavy Water	July-2008	1985	Oct-2009	Jul-2011
Chooz A	300 MW PWR	Nov-2004	1991	Aug-2006	Sept-2007
Bugey 1	540 MW Gas Graphite	Sept-2005	1994	Aug-2006	Nov-2008
St. Laurent A1 and A2	480 MW (A1) and 515 MW (A2) Gas Graphite	Oct-2006	1990 (A1) and 1992 (A2)	Jan-2007	May-2010
Chinon A3	480 MW Gas Graphite	Sept-2006	1990	Mar-2007	May-2010
Chinon A1 and A2 [Note 1]	70 MW (A1) and 200 MW (A2) Gas Graphite	/	1973 (A1) and 1985 (A2)	/	/



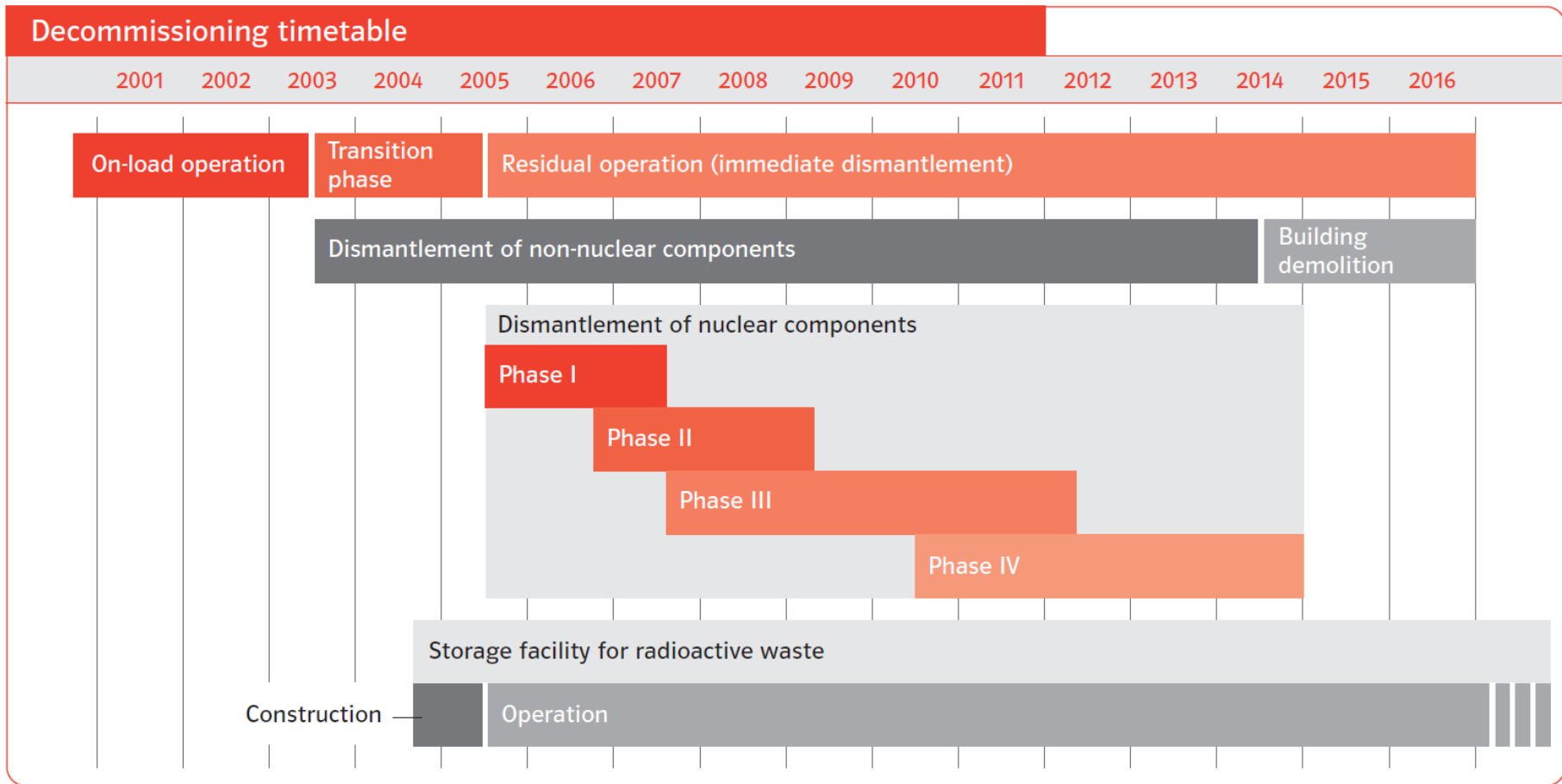


圖 5-1 德國 Stade 電廠除役時程[154]

## 5.2 法國

如第 4.2 節所述，法國核電廠必須在最終關閉的預計日期前 3 年，向法國核安全局（ASN）提交除役計畫，並依 2007 年 11 月 2 日第 1557 號法令，在最終預定日期的 1 年前提交除役申請/安全檔案。這些文件是有系統的經過公眾審查和詢問期，然後 ASN 必須在除役活動之前交付可以開始除役法令（執照）。該法國的過渡時期被認為是最終關閉和由 ASN 頒發除役令（執照）之間的時期。在此期間，法國電廠可按照電廠經營執照的規定撤離放射性流體和廢棄物。在法國，這包括去除用過燃料，運到集中燃料再處理設施。

如表 5-5 所示，截至 2016 年初，法國有 9 座反應器正在除役，包含：

- 1 PWR（Chooz A）
- 1 個重水堆（Brennilis）
- 6 座氣冷石墨反應器（Chinon A1，A2 和 A3，St. Laurent A1 和 A2 和 Bugey 1）
- 1 個快滋生反應器（Creys-Malville）

所有這些反應器的最後關閉發生在第 1557 號法令頒布之前，因此，這些反應器在最終關閉後提交除役申請/安全檔案進入了遲延拆除的時期。因此，在這種情況下這些電廠中，過渡期的時間被視為提

交申請/安全檔案以及從 ASN 收到除役令之間（約 3 年的時間，目前正在法國除役的 9 座反應器見表 5-5）。

法國電力公司目前的策略是立即拆除這 9 座反應器，從 Brennilis，Creys-Malville，Chooz A 和 Bugey 1 開始，從 Bugey 1 學到的經驗，然後應用在剩餘的氣冷石墨反應器除役的過程中（希農 A1，A2 和 A3 以及聖洛朗 A1 和 A2）。同樣地，Chooz A 會吸取經驗學習，隨後通知 EDF 在當前運轉的壓水式反應器機組內的除役活動，達到其經營生命的盡頭。

在 Chooz A 的經驗，這份報告是法國第一個將要除役的壓水式反應器，Chooz A 的可用過渡期操作經驗在以下分節中討論。

### **5.2.1 Chooz**

Chooz A 是一個 4 迴路，305 MW 的壓水式反應器，這是在法國第一個建造和運轉的壓水式反應器。該電廠的設計獨特之處在於它被建在兩個洞穴中，被挖掘到一座山丘中以容納反應器和核輔助部件和結構。位於山頂的核廠房（洞穴上方~200 米處）包含有緊急爐心冷卻系統和通風管道。一個包含核能系統和通風管道的陡峭隧道連接這些廠房與洞穴。該電廠還包括一個特定的系統來收集潛在污染的山泉水[160]，該廠最後在 1991 年關閉。

Chooz A 的過渡期也有點獨特，在營運期間，該電廠由法國電力公司和 SENA(一家比利時公司)共同擁有。在最終關閉的時候關停，除役責任轉交給了法國電力公司，並採取推遲拆遷策略。但是，在 2001 年，法國電力公司的策略已經改變成立即拆除和加速除役計畫，安全封閉期減少到只有幾年。在 2004 年，法國電力公司提交了所需的申請/安全文件，在 Chooz A 進行拆除，並在 2007 年由 ASN 頒發除役令/執照。

就本報告而言，Chooz A 的過渡期被視為 1991 年最終停工和 2007 年收到除役令/執照之間的時間。

在此期間完成的活動摘要如下[137，140，159，160，161]：

- (1) 1991 年 - 電廠最終關閉;將除役責任自 SENA 轉移給法國電力公司，當時採用了遲延拆除策略。
- (2) 1995 年 12 月 - 所有的燃料已經從現場移走並運往當時 Cogema (現在的 AREVA) 在 La Hague 的燃料再處理設施。
- (3) 1999 年 - 所有的迴路已經排乾，工業廢棄物被清除，汽機廠房設備拆除。EDF 估計燃料移走並迴路的排水，消除了電廠 99.9% 的放射性。
- (4) 1999 - 2004 年 - 拆除山頂建築物、行政大樓和汽機廠房。
- (5) 2001 年 - 法國電力公司的策略從遲延拆除演變為立即拆除，加

速除役計畫，安全封閉時間減少到只有幾年。

(6) 2001 年 - 成立拆除和環境工程中心 (CIDEN)，重點在電力後端營運 (除役/拆除) 和環境安全。

(7) 2004 年 - 提交了除役申請/安全文件，包括除役計畫和安全報告 [160]。這些文件包括對法國電力公司反應器壓力容器 (RPV) 最初的描述和反應器內部構件 (RVI) 拆解策略，這預計將成為整體拆解工作的重要組成部分。因此，法國電力公司承諾在籌備期間作出重大努力，審查國際 RPV/RVI 經驗並與國際專家交流信息。

這些活動的總結如下：

- 在提出申請之前，EDF 提供其最初 RPV/RVI 分割計畫，將由 EWN 進行審查。EWN 是一家德國公司，負責 Greifswald 和 Rheinsberg 核電廠的除役工作，並且已經分割了一個 RPV 而測試了各種切割方法 (例如，機械，熱，磨料水射流等)。

此外，在 2006 年秋季，法國電力公司與美國 Maine Yankee，SONGS1 和 Trojan 除役專家舉行了研討會，以及參與的美國公司 WMG Inc. 提供了幾個以前的美國 RPV 拆除經驗。

- 法國電力公司還與德國 Obrigheim 核電廠 EnBW 公司交換了信息，EDF (EnBW 的大股東) 曾經考慮過發行 Chooz A 和 Obrigheim 的 RPV/RVI 分割合同。最終，對這兩個項目的要求彼此相差甚

遠，而僅有一個安排將不是有利的。儘管如此，EDF 和 EnBW 仍在繼續交換供應商提出相關的技術解決方案。

- 總體而言，上述提到與美國和德國進行實體信息交流，在協助 EDF 開發和優化 RPV/RVI 分割方面是有益的策略。但是，由於 RPV/RPI 分割優化，很大程度上是由可用的廢棄物容器類型和處理低階和中階廢棄物的規格所驅動的。因此，法國電力公司認為在美國和德國使用的具體做法並不一定是在法國使用的最佳選擇。例如：

o 美國的磨料水射流切割經驗是非常積極的，因為這個過程是有效的，並有一個有效的方式來處理二次廢棄物(石榴石)的產生。但是，這種方法在法國不是首選，因為二次廢棄物由於其活度而必須在混凝土容器中進行調節。

o 同樣，在德國，RPV/RPI 必須分成相對較小的部分，因為只有一種容器類型可用於處理這種材料（容量為 500 升的 MOSAIK 型容器）。這些的能力由於可能需要額外的鉛，集裝箱內部屏蔽可能會受到進一步的限制，以確保容器的劑量率低於允許值。

在法國，部分 RPV/RPI 可以使用較大的容器，主要用於處理活性較低的物質。因此，部分 RPV/RVI 分割成更大的塊可能是可行的（甚至更具成本效益）。

- (1) 2005-2009 - 拆除易燃材料（拆除服務通道）和通道擴大工作。拆解、清理和拆除山坡上的核建築物，更衣室的翻新，服務隧道設施的拆除（包括隧道連接洞穴底部和山上的設施）都發生在 2008 年之前。
- (2) 2006 年 - 公眾查詢期結束。
- (3) 2007-2008 - 服務升級（通風，廢棄物管理設施等）。
- (4) 2007 年 9 月 - 由 ASN 頒發的除役令/執照，授權電廠拆除。
- (5) 在 ASN 發布除役令/執照後，儘管這些活動不是上述定義的過渡期的一部分，但這些活動總結如下，以提供更多 Chooz A 的主要除役活動和考慮的完整面貌[137，140,159,160,161]：
- (6) 2008-2012 - 拆除核輔助洞穴。
- (7) 2010-2016 - 洞穴內的所有設備將被拆除，設備除外需要收集、監測和釋放通過山坡滲透的排水。完成的重大活動（或在此期間內完成）包括：
  - 拆除反應器和輔助洞穴中的電化學設備。
  - 蒸汽產生器，調壓槽，RCS 管道和 RCP 的化學除污，以減少從 LL 廢棄物到 VLL 廢棄物的分類（從 2011 年 11 月到 2013 年 3 月已完成） [162,163]。

- 蒸汽產生器在除污後被一整體地移除，其中一個並儲存在 CIRES VLL 廢棄物倉庫中，而不是勞動密集型的切割，便於在較高級別的廢棄物處理設施（完整）[163]。
- 反應器壓力容器(RPV)和反應器容器內部應在水下拆除(進行中)。

(8) 2010 年 1 月 - RPV 拆解開始。關鍵細節總結如下[164]：

- RPV / RVI 拆解合同是在一個財團授予西屋公司與法國 Nuvia。
- RPV/RVI 的水下分割將使用各種工具（例如帶鋸，盤鋸，剪切工具等）通過機械切割進行。機械切割被選中的原因如下：(1) 幾乎不產生二次廢棄物，(2)

在切割過程中的可見度是好的（即，可以忽略的微粒量，切割時產生的切屑落到池底，容易收集），(3) 不產生可能造成空氣污染的氣體，(4) 技術安全可靠，(5) 可用於切割所有 RPV 尺寸、材料和厚度。1999 年以來，西屋公司成功使用機械切割將 BWR 福爾馬克 1 號、2 號和 3 號，奧斯卡港 1 號、2 號和 3 號以及奧爾基洛托 1 號和 2 號 RVI 分段。最近（2010 年 - 2013 年），Westinghouse 在 Zorita（也被稱為 José Cabrera，在西班牙壓水式反應器）完成了 RVI 分割。

- RPV / RVI 分割過程進行了優化，以從較少度活化的組件分離出高度活化組件，並符合廢棄物容器類型和在法國的規格。



- 在 RPV/RVI 分割期間產生的短半衰期 LL 和 VLL 廢棄物將被運送到第 4.2.1 節中描述的安德拉設施。長半衰期的 LL 和 IL 廢棄物將是運送到 EDF 臨時儲存設施 (ICEDA)，直到 Andra 長期儲存這些廢棄物類型的設施可用 (見第 4.2.1 節)。

- 截至 2016 年初，RPV/RVI 分割設備全尺寸合格模型和現場工作 (水下 RPV/RPI 分割) 正在進行中。切割順序如下：(1) 上部內部，(2) 運轉廢棄物，(3) 低部內部，和 (4) 隔絕 RPV。

(9) 2010 年底 - ASN 初級迴路除役授權[159]。

(10) 2013 年底 - 兩個 SG 裝運到 CIRES VLL 廢棄物倉庫;兩個 SG 和調壓槽等待 Andra [159]的貨運授權。從這時起，剩下的兩個 SG 已經運往 CIRES VLL 廢棄物倉庫[163]。

(11) 2016 年 - 預計將開始混凝土除污和場地修復[140]。

拆解作業結束後，電廠將繼續受到多年監控。將收集並測試洞穴內部的水，直到放射性水平 (特別是由於氫的存在而引起的) 減少到足以使排放沒有需要進一步測試。一旦達到這些水平，最後仍然在核輔助洞穴和廢棄物處理設施的組成部分將被拆除。然後一部分建築物的外部平台將被除污和拆除，並且該地點將完全被清除再生。預計到 2020 - 2025 年，除役行動將完成。一旦電廠已經完全拆除，地下結構將全部機電部件清空及其土木建築結構將被除污。該將部分洞穴的填

滿，以避免山坡沉降的風險，而建築物位於平台以外的廠址將被拆除。

在除役完成後，電廠將被降級，該廠址將繼續為法國電力公司的財產。

## 5.3 西班牙

### 5.3.1 José Cabrera

José Cabrera 核電廠（也稱為 Zorita）是西班牙的 1 迴路西屋壓水式反應器，於 1968 年開始商業運轉，該電廠的額定功率為 160 兆瓦。

2006 年 4 月，電廠永久停機，如第 4.3 節所述，在西班牙的核電廠永久停機後，電廠執照被轉交給 ENRESA 負責除役，此執照轉讓發生在 2010 年 2 月。但是，一些除役過渡工作，其中包括 2006/2007 一個完整的系統化學除污（見第 5.3.1.1 節）是在 ENRESA 負責除役的這一日期之前，根據合同進行的實用運轉程序。

重大除役活動（即拆除受輻射污染的系統）開始於 2011 年第四季；因此，José Cabrera 過渡時期的時間大約是 5.5 年。這一時期已知的除役過渡工作總結如下：[165，166]

- (1) 進行完整的系統化學除污。有關除污的應用程序信息在 5.3.1.1 節中提供。
- (2) 準備許可文件和環境影響聲明。
- (3) 規劃主要的除役活動。

- (4) 電廠特性工作支持除役[167]。
- (5) 建立一個 ISFSI 並將用過燃料轉移給 ISFSI [167]，用過燃料轉移到 ISFSI 在 2009 年完成[165]。
- (6) 2010 年，電廠開展了在電廠建立冷和暗條件的活動。這包括電廠系統的排水和斷電、處理有害物質以及減少火災負荷。更詳細地說，這包括修改電廠電氣系統、修改一些機械、通風和防火系統 [166,168]。
- (7) 汽機大樓被改造成放射性調節和儲存設施，該改建後的建築物更名為輔助除役廠房。工作進行到轉換汽機大樓的建築物總結如下：  
[166,168,169]
- 所有的渦輪汽機組件和系統都被移除。
  - 混凝土結構被修改，以創造新的牆壁
  - 安裝了新的通風和過濾系統(符合 ISO 的設計標準 17873:2004)
  - 安裝了新的防火系統（符合 NRC RG 1.191 的設計標準）
  - 電氣系統被重新連接
  - 安裝了新設備，以方便切割、除污、調理和處理臨時存儲活動。
- (8) 傳統電廠區域（即非輻射區域）的一些建築物被拆除，這包括：  
拆解冷卻塔和緊急柴油發電機組變壓器。

### 5.3.1.1 全系統化學除污

JoséCabrera 在過渡階段進行的一項重大活動是全面開展 RCS 和支持系統的系統化學除污工作。化學除污申請於 2006 年和 2007 年進行，除污申請在 EPRI 1019230 [165] 中詳細描述。關於除污的關鍵應用程序信息提供如下：

- (1) 除污工程於 2006 年 1 月開始規劃，在 2006 年 11 月除污申請日期大約 10 個月之前。
- (2) 西屋 NITROX 和 EPRI DFD 技能過程被選中除污，這兩個過程被串聯應用，這些細節可見 EPRI 報告 TR-112352 [68]、TR-106386 [69] 和 1019230 [165]。
- (3) 化學除污系統包括 RCS（包括反應器、內部和 SG）、RHRS 和 CVCS。
- (4) 主要是電廠提供設備和服務（如空氣、水和人員支持）在除污應用程序中使用。唯一由承包商提供的設備是去礦物質、化學注入罐和水盾。
- (5) DF 取值範圍從 7.8 到 50.2，預期的人員劑量節省，歸因於除役過程的除污申請約為 272 人-rem（2.7 人-Sv）。
- (6) 在化學除污過程中，在電廠系統輔助設備中達到比所需水平要低的 DF。據信這是由於從反應器容器和內部結構中除去高沉積物

而造成的，以及一些高活性沉積物沉積在電廠系統輔助設備中。為了獲得更高的 DF，還有兩個額外的化學除污階段要進行，EPRI 1019230 提供了關於這種經驗的更多詳細信息[165]。從這個經驗中得到的主要經驗學習是，電廠必須仔細考慮是否將反應器容器和內部結構包括在完整的系統化學除污中。

(7) JoséCabrera 全系統化學除污的額外經驗學習可在 EPRI 1019230 [165]中獲得。

## 5.4 瑞士

### 5.4.1 Muhleberg

Mühleberg 核電廠是瑞士 GE BWR 的一個額定功率為 373 MWe 的電廠，1972 年商業運作[170]。2019 年電廠計畫永久停機，將成為瑞士第一個永久停機的商業核電廠。Mühleberg 已經開始計畫除役，並向瑞士監管機構提出了一個的除役方法，截至 2016 年初，這一計畫正在審查中。

擬議的除役過渡方式，包括最初的計畫，除役活動簡要總結如下：

[146，171]

- (1) 該廠目前正在製定除役管理系統規劃人力資源管理。
- (2) 將安裝新的 SFP 支持設備，以確保 SFP 獨立於其他電廠系統

設備。這個新設備將在正常運行期間開始安裝，在運營後階段完成。這是一個值得注意的計畫功能設備：在 SFP 和通道之間額外安裝一個鎖，以確保 SFP 中的水與反應器中的水保持隔離。

(3) 永久停機後，電廠將進入運行後階段。電廠計畫該階段持續約 1 年（即：電廠計畫在永久性關機之後一年，接受第一次除役的執照）。將要進行的活動在運行後階段總結如下：

- 反應器的燃料移出
- 全系統化學除污
- 對 SFP 的修改（如上所述）
- 建立物流和除污中心（使用汽機大樓計畫）
- 安裝所需的更換系統

(4) 電廠計畫首次除役階段持續四年左右，在這階段期間，所有用過燃料將被轉移出 SFP。什麼時候所有用過燃料已經轉移到 SFP，這個階段計畫就結束。在這個階段，電廠將開始活躍電廠系統的拆除，下一步除役階段將繼續電廠系統的拆除。

- 除役計畫的一個顯著方面是該電廠計畫啟動反應器壓力容器和內部組件以及生物屏蔽組件拆除之後，已經實施上面討論 SFP 的修改，但在所有的用過燃料已經被轉出了 SFP 之前。

## 第六章 除役過渡期間導則

本章列出世界各國在核電廠除役方面，過渡階段到除役相關的導則。乃基於其管制要求及過渡階段的經驗，整理節錄在不同除役策略下的相關情節，這些導則包括以下除役情節：

1. 計畫性停機過渡至立即拆除(DECON)
2. 計畫性停機過渡至遲延拆除(SAFSTOR)
3. 非計畫性停機過渡至立即拆除(DECON)
4. 非計畫性停機過渡至遲延拆除(SAFSTOR)

再則，本導則主要應用於目前正在運轉而近期不預訂永久停機的電廠，以協助將意外永久停機電廠的成本與衝擊減至最少。

另外，本導則預期可應用於美國或非美國的電廠，但應用時，需符合各國的特定管制法規。故本章導則適用於美國電廠。

本章其餘章節內容摘要如下：

- 6.1 將說明計畫性停機過渡至立即拆除(DECON)的導則>3 年的先期資訊
- 6.2 將說明計畫性停機過渡至遲延拆除(SAFSTOR)的導則>3 年的先期資訊

- 6.3 將說明非計畫性停機過渡至立即拆除(DECOR)的導則(無先期資訊)
- 6.4 將說明非計畫性停機過渡至遲延拆除(SAFSTOR)的導則(無先期資訊)
- 6.5 將說明目前正在運轉而近期不預訂永久停機的電廠，以協助將意外永久停機電廠的成本與衝擊減至最少
- 6.6 將摘要說明 EPRI 目前適用參考的除役導則文件

本章將以 2013、2014 年永久停機的 4 個美國電廠為例，這些機組為 SONGS 2 及 3 號機、Vermont Yankee、Kewaunee、Crystal River 3 為範例，說明過渡轉型的經驗。

## 6.1 計畫性停機過渡至立即拆除的導則

圖 6-1 為依據美國計畫性採立即拆除策略的除役電廠經驗，由運轉到除役的過渡階段簡易計畫圖，其次序及時間安排，可做電廠除役之過渡期間的作業參考。若其他國家進行電廠除役時，可根據國家的法規制定不同的作業流程與方式。圖 6-2~6-4 分別為計畫性採遲延拆除策略、非計畫性採立即拆除策略、非計畫性採立即遲延策略的簡易計畫圖，可供除役參考。圖中關鍵參數、內容及假設的主要原則包括：



- (1) 相關活動時間的選擇，係採最小化電廠費用、過渡期間、信託基金的原則來決定。
- (2) 核准時間係為 NRC 審核表 6-1 中 5 部機組的平均時間。
- (3) 送審時間係為一般準備文件的預估時間，非真正的預備時間。
- (4) 審核至少需要 3 個月。
- (5) 一般來說，用過核燃料衰變時間約為 3-5 年，故圖 6-1 是假設衰變時間為 5 年。
- (6) 用過核燃料衰變至緊急應變措施允許減少的時間約為 15-16 月。

以下除役過渡階段導則可應用至美國及國際的電廠。

表 6-1 美國五座核能機組(SONGS 2&3、Kewaunee、Crystal River 3、Vermont Yankee)除役 NRC 審查及核准所需時程

Regulatory Submittal	SONGS	Kewaunee	Crystal River 3	Vermont Yankee	Average (Months)
CFH Training Program	11.0	15.9	14.5	11.0	13
TS Amendment - Admin Controls Section	7.0		16.8	13.7	12
Trust Fund Access Exemption Request	15.1	14.5	6.7	5.3	10
PSEP				10.4	10
EP Exemption Request / PDEP	15.1	15.9	18.9	20.9	18
TS Amendment - PDTS	10.3	13.0	22.2	18.3	16
IFMP	9.3		14.8	9.5	11
Decommissioning Quality Assurance Plan	10.6				11
Cyber Security Plan Revision	10.6				11
Rescission of Order EA-12-049		9.6	3.5	6.1	7
Rescission of Order EA-12-051	9.0	9.6	3.5	6.1	7
Rescission of Order EA-13-109				4.7	5
Relaxation of Order EA-02-026 Part B.1.a - UHS Ops Training		13.4		11.8	13
Amendment to delete License Renewal Conditions		20.2			20
Security Exemption - Suspension of Security during an Emergency or Severe Weather <sup>a</sup>		11.0	18.9	15.4	15
On-site Insurance Exemption Request		11.9			12
Off-site Insurance Exemption Request		11.9	10.0		11
TS Amendment - Remove Certain Engineered Safeguard Features during Fuel Movement		12.3		15.0	14
Request to Cancel Lines of Credit				3.9	4
Request to Cancel Parental Company Agreement		10.5		4.0	7
Records Retention Requirement Exemption				10.6	11

a) As discussed in Section 3.7.5, this exemption request may not longer be needed.

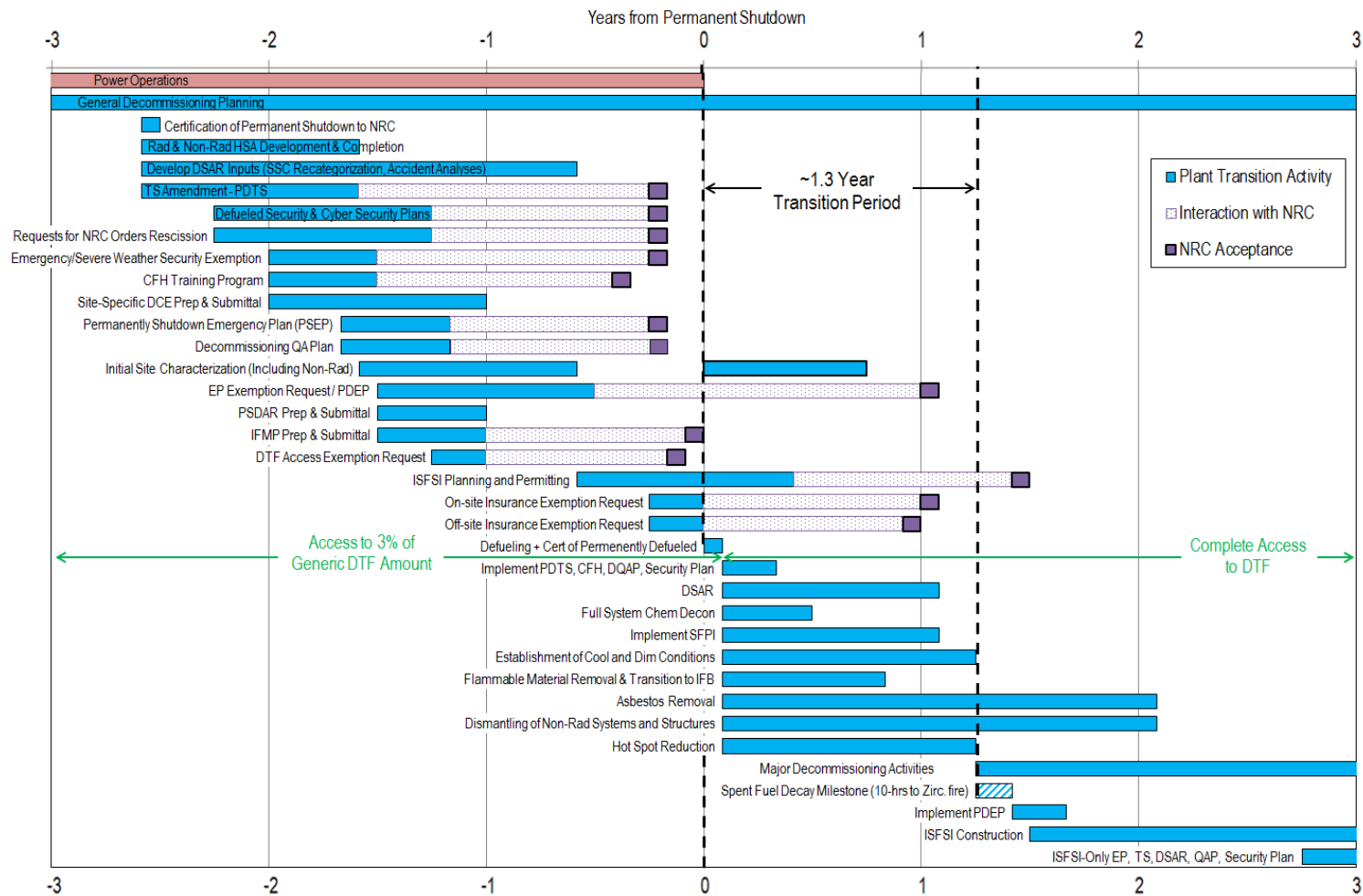


圖 6-1 美國核電廠由運轉到除役的過渡階段簡易計畫圖(計畫性停機，立即拆除策略)

## 6.1.1 一般性除役計畫

### 6.1.1.1 美國的電廠

在美國，最少於計畫永久停機前 3 年，需準備管制文件，提出給 NRC 進行審核。IAEA、NEI、NRC 網站有許多公開的相關除役經驗資料，可供下載。實際範例可由 NRC 網站獲得(agencywide documents access and management system, ADAMS)，另外也可參考本手冊表 3-4、3-20、3-23、及 3-27。

6.5.1 節有除役前的規劃導則。在完成初期除役規劃後，將進入除役過渡階段，有些活動將可進行。另外，人力安置及植物轉換規劃亦為重要項目。Oyster Creek 經驗指出，在第一年除役計畫期間，僅 8-10 位工作人員即足夠執行相關工作。

一些建議參考資料可參閱 EPRI 1003025，Decommissioning Pre-Planning Manual。[172]

### 6.1.1.2 國際的電廠

對於國際其他國家電廠，其除役計畫導則類似美國，主要差異在過渡階段的管制規範不同。這些差異造成的主要可能的影響討論如下：

- (1) 國際其他國家電廠在永久停機後，仍可在運轉執照下進行一些活動。通常這些活動是在過渡期間進行，如核燃料管理、運

轉廢料、除污、廠址特性工作、拆除非核能設施等。因此建議國際的電廠參照美國，在永久停機前 1-3 年，即納入這些活動的管制。

- (2) 德國申請除役執照的管制作法，將使除役執照申請於永久停機前約 4-7 年，即應提出申請。
- (3) 除役執照的申請使管制單位亦需提供除役計畫導則，使計畫準備與審核有所依循。
- (4) 有的國家規定，SFP 需變更為 SFPI(用過燃料 Island)方允許進行拆除工作，但 SFP 更改為 SFPI 的做法，可能並無效益。

## 6.1.2 管制文件的送審

### 6.1.2.1 美國的電廠

在美國，於永久停機前，需準備管制文件，並提出給 NRC 審核。以節省經費與過渡階段的時間。二章曾提到相關送審的管制文件，其準備導則也已說明其中，以下列出相關的章節。實際範例可由 NRC 網站獲得 (agencywide documents access and management system, ADAMS)，另外也可參考本手冊表 3-4、3-20、3-23、及 3-27。

- (1) 永久停止運轉證明：可參考 2.3 節的說明。
- (2) 燃料永久移除證明：可參考 2.3 節的說明。

- (3) 停機後除役活動報告(PSDAR)：可參考 2.4 節的說明。
- (4) 照射過燃料管理計畫(IFMP)：可參考 2.7.6 節的說明。
- (5) 除役費用評估(DCEs)：可參考 2.5 節說明。
- (6) 除役信託基金(DTF)豁免申請：可參考 2.7.4 的說明。
- (7) 燃料永久移除技術規範(PDTS)：可參考 2.6 的說明。
- (8) 燃料移除安全分析報告(DSAR)：可參考 2.6 的說明。
- (9) 永久停機緊急計畫(PSEP)：可參考 2.7.1 節說明。
- (10) 緊急計畫(EP)豁免申請/永久移除燃料緊急計畫(PDEP)：可參考 2.7.1 節說明。
- (11) 場內及場外核能保險豁免豁免申請：可參考 2.7.3 節說明。
- (12) 保安及聯網保安豁免申請：可參考 2.7.2 節說明。
- (13) 除役品質保證計畫：可參考 2.7.7 節說明。
- (14) 運轉員再訓練及職業課程/認證的燃料管理者(CFH)訓練課程：可參考 2.7.5 節說明。
- (15) 嚴峻氣候/緊急保安豁免申請：可參考 2.7.5 節說明。
- (16) 正常運轉文件或相似文件的修訂與撤回：當以知將永久停機時，所有提送 NRC 審核的執照修訂文件要求將可撤回。

### 6.1.2.2 國際的電廠

6.1.2.1 節所提到的導則，可根據各國法規，作適當修改並應用到國際的電廠除役。文件送審的適當時間以及審查所需時間，端與除役的進行與基金的充足與否有關。

### 6.1.3 溝通

有效溝通可加強除役工作的進行。除役溝通計畫主要目的如下：

- (1) 增加與地方社區溝通，讓其了解除役計畫並獲得支持。
- (2) 與管制員建立工作關係。
- (3) 增加員工對除役計畫的了解，獲得實質行動支持，達成除役目標。
- (4) 獲得不同團體對除役計畫的支持。

過渡階段的有效溝通摘錄如下：

- (1) 建立社區諮詢平台：對象成員可包括社區住戶，民意代表，專家學者。定期召開溝通會議，以增加與地方社區溝通，讓其了解除役計畫並獲得支持。若有必要，會亦可於地方電視台作公開轉播。
- (2) 建立網路平台：可提供除役資訊、問題溝通、環境影響等資訊。網站平台並可設計雙向問題溝通功能。

(3) 另外，一些專題資訊亦可以於網站上提供資訊，包括：ISFSI 蓋造、最終執照終止及執照終止管制流程、EP 要求的減少、除役信託基金豁免、保險豁免。

#### **6.1.4 人力資源管理**

除役的人員配置需做分配規劃，甚至考量 DOC 或分包人員的雇用。保安人員、輻射防護人員的安排上亦需要加以規劃。工作人員的遣散或提前退休金程序，均應擬訂計畫，以增進除役的順利進行與完成。

#### **6.1.5 廠址歷史調查(HSA)與輻射特性調查**

廠址歷史調查與輻射特性調查主要可參考 EPRI 1009410 [47], *Capturing Historical Knowledge for Decommissioning of Nuclear Power Plants: Summary of Historical Site Assessments at Eight Decommissioning Plants*。本報告 6.5 及第三章也有提及。劑量模式的假設可參考文獻 [70]。已過除役經驗顯示，HSA 執行太慢將明顯增加除役經費並延遲工作完成[172]，故建議同步執行非輻射及輻射的 HSA，以提昇除役效益。



### **6.1.6 全系統化學除污**

全系統化學除污可有效降低工作人員的除役劑量[76]，相關資訊可參考 EPRI reports, including TR-112352 [68], TR-106386 [67], TR-106386 [69], 1019230 [165], and 3002000555 [174]。全系統化學除污可在永久停機後即可進行。

### **6.1.7 電廠解除能源、電力、壓力系統的狀態建立**

本階段主要工作包括：預先建立除役暫時能源、電力、壓力系統；移除所有運轉廢料；控制室遷移；通風系統修改以控制放射性物質。建議在永久停機後 1-2 年前即可進行狀態建立的工作。

### **6.1.8 易燃物的移除及消防隊的轉換過渡**

在提出永久停機及燃料移除證明後，場內消防隊可依 10 CFR50.48(f)轉換過渡至暫時消防隊 IFB，因此也建議電廠在永久停機後，於短時間內，大量移出易燃物及液體[11]。初期火災 IFB 可進行滅火行動，其餘的火災則需要地方消防隊支援。

## 6.1.9 用過燃料管理

### 6.1.9.1 ISFSI 蓋造

美國及許多其他國家，並沒有最終用過燃料貯存設施或再處理場，通常將用過燃料移置 ISFSI 作乾式貯存。電廠需於除役計畫最初階段，即評估是否蓋造 ISFSI。當電廠用過燃料移置乾式貯存設施後，即可進行拆除作業。燃料越早移到 ISFSI，將可有效減少除役經費，故儘可能及早進行 ISFSI 的規劃。

ISFSI 設計、執照審核、及核准過程需注意的時間原則：(1)最近一批退出的用過燃料，需 5 年的衰變時間；(2)建造約需 2 年；(3)用過燃料移置 ISFSI 作業時間約需 1.5 年。

### 6.1.9.2 燃料廠房改善

為進行除役，有些電廠將 SFP 升級為獨立於電廠的 SFPI。燃料廠房的改善以隔離 SFP 的經驗可參考第三章以及報告 EPRI 10003424 [71], *Spent Fuel Pool Cooling and Cleanup Systems –Experience at Decommissioning Plants.*[71]。但是此改善是否具有效益，尚有疑問。因此建議需要經過審慎評估再執行之。

### **6.1.10 熱點的移除/減少**

熱點的移除/減少包括標出熱點的移除/減少，可有效降低除役工作者接受到的輻射劑量，此工作也包含組件中的熱點，因此工作可能遲延至以下工作完成後方才進行：

- (1) 全系統化學除污。
- (2) 電廠解除能源、電力、壓力系統的狀態。
- (3) SFPI 完成/燃料移至 SFPI。

故在(1)、(2)階段完成後，建議同步進行熱點的移除/減少工作。

### **6.1.11 石綿絕熱材料的移除**

因需要大量人力，並需要隔離石綿移除區域，此工作儘可能提早進行。建議於永久停機後即開始進行[29]。

### **6.1.12 拆除/釋放非輻射污染系統及建築**

電廠可考慮拆除/釋放非輻射污染系統及建築，以減少因拆除過程遭輻射污染的機會[175]。拆除時機與 6.1.11 類似。

### **6.1.13 其他過渡活動**

電廠其他過渡活動摘錄於下：

- (1) 燃料廠房及起重設備升級並通過失效驗證。

- (2) 電廠軌道或其他運送系統需升級以利除役大型物件的移除。
- (3) 程序書、計畫..等必要文件修改及說明。
- (4) 現場文件管制維護，以確保圖面及技術規範資料可應用於除役工作上。
- (5) 美國電廠需要預備 LTP，以及於除役期間其他要求的管制送審文件。

## 6.2 計畫性停機過渡至遲延拆除的導則

圖 6-2 為依據美國計畫性採遲延拆除策略的除役電廠經驗，由運轉到除役的過渡階段簡易計畫圖，其次序及時間安排，可做電廠除役之過渡期間的作業參考。有些適用性注意事項可參考 6.1 節的說明。若其他國家進行電廠除役時，可根據國家的法規制定不同的作業流程與方式。

主要除役建議活動與 6.1 節的立即拆除策略相同。其餘的關鍵導則主要包括：

- (1) 一般除役計畫：大至與 6.1 節的立即拆除策略相同。但遲延拆除在過渡階段完成後，有一段不執行除役活動的時間，通常是幾年，相對於立即拆除除役工作量將大幅減少。若於此階段及早作物件移除工作，對於除役工作將有所助益。[175]

- (2) 管制文件送審及除役執照的申請：可參考 6.1.2、6.1.1.2 節的說明。但可考慮是否需要準備 QA 計畫。Vermont Yankee、Kewaune、Crystal River 3 並未準備此文件。
- (3) 用過核燃料島 SFPI：可參考 6.1.9.2 節的說明。此措施不一定對除役工作有助益。僅 Crystal River 3 有建立 SFPI 的規劃。
- (4) 人力資源管理：可參考 6.1.4 節的說明。此策略在此部分挑戰大於立即拆除的方式。
- (5) 除污及熱點的移除/減少：可參考 6.1.6 及 6.1.10 節的說明。
- (6) 電廠解除能源、電力、壓力系統的狀態建立：可參考 6.1.7 節的說明。但在遲延拆除期間，不需要另建立新電力系統，可使用場外電力系統及場內備用電源。在 SAFSTOR 末期，可於場址建立暫時性電源。Vermont Yankee 係採取此策略。
- (7) 石綿絕熱材料的移除：可參考 6.1.11 節的說明。因拆除時較無輻射物質，對工作人員相對比較簡單。
- (8) 拆除/釋放非輻射污染系統及建築：可參考 6.1.12 節的說明。在 SAFSTOR 期間，及早拆除非輻射污染系統及建築可減少監測要求。因不牽涉輻射線問題，在 SAFSTOR 後再進行此拆除並無助益。

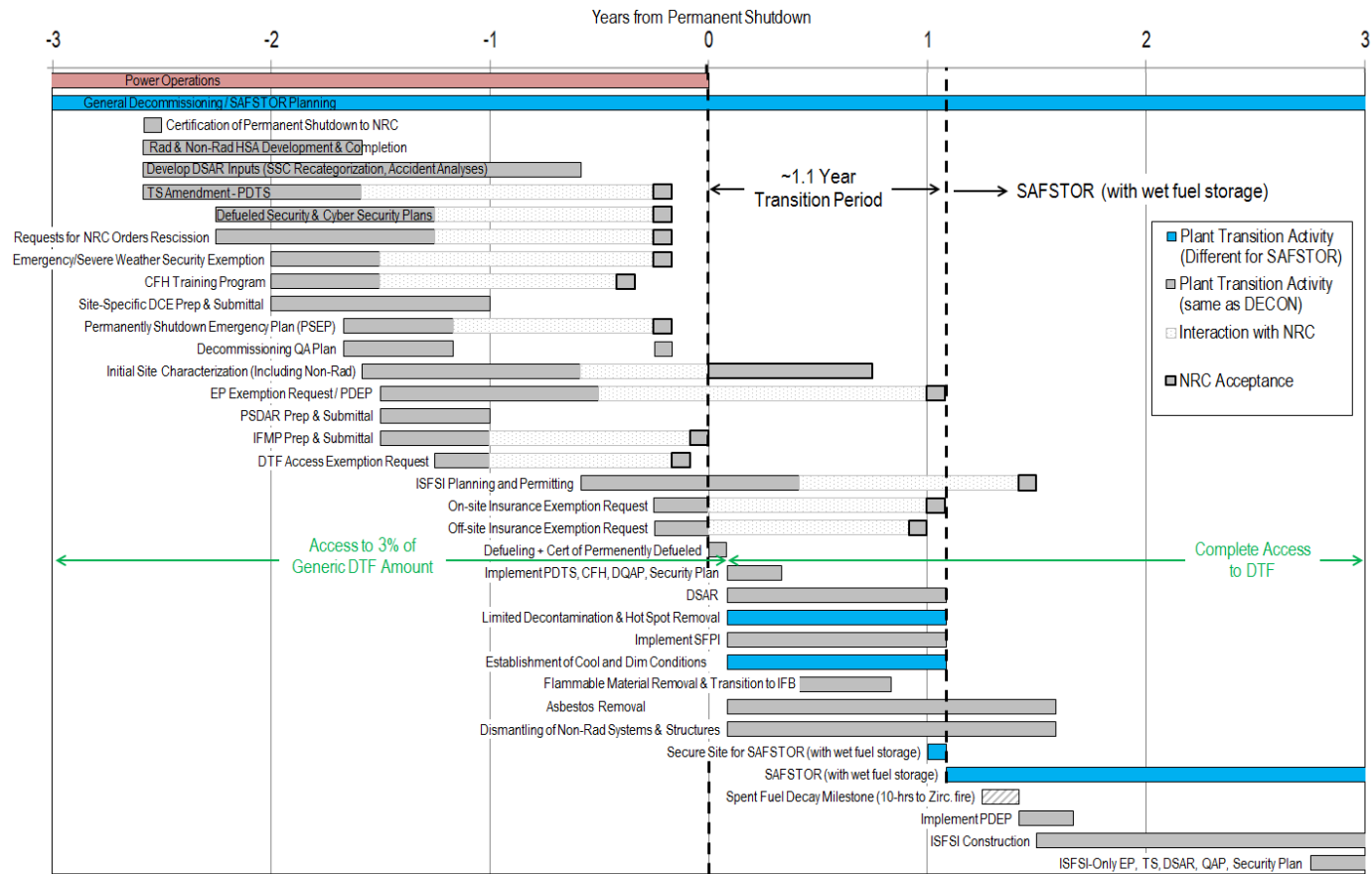


圖 6-2 美國核電廠由運轉到除役的過渡階段簡易計畫圖(計畫性停機，遲延拆除策略)

### 6.3 非計畫性停機過渡至立即拆除的導則

圖 6-3 依據美國非計畫性採立即拆除策略的除役電廠經驗，由運轉到除役的過渡階段簡易計畫圖，其次序及時間安排，係參考 2013、2014 年，美國的 5 座核能機組(SONGS 2&3、Kewaunee、Crystal River 3、Vermont Yankee)除役經驗，可做電廠除役之過渡期間的作業參考。有些適用性注意事項可參考 6.1 節的說明。若其他國家進行電廠除役時，可根據國家的法規制定不同的作業流程與方式。

主要除役建議活動與 6.1 節的立即拆除策略相同。其餘的關鍵導則主要包括：

- (1) 一般除役計畫：大至與 6.1 節的立即拆除策略計畫相同。但非計畫性拆除在停機後，其計畫執行時程較緊迫，初期相對於計畫性除役的同步執行工作量，將大幅增加。故除役初期的準備計畫，對於除役經費的減少，將有明顯助益。
- (2) 管制文件的送審：可參考 6.1.2 及 6.1.1.2 節的說明。但兩者送審時間點有很大不同。非計畫性的文件，需要儘快送審，以節省除役成本。因此與 NRC 的聯繫溝通管道必須順暢良好，以減少審核時間。實際範例可由 NRC 網站獲得(agencywide documents access and management system, ADAMS)，另外也可參考本手冊表 3-4、3-20、3-23、及 3-27。關於技術規範部分，

建議分成兩部分送審，一部分為修改的 TS，儘快在永久停機後即提出，以修改管制要求反映現行人員已轉為 CFH 而非具資格的運轉員；另一部分為除役過渡期間，將 TS 修改以進入 PDTS 狀態。另外，電廠亦需考慮修改部分大型文件，如 FSAR，以利 NRC 的管制審核。

- (3) 全系統化學除污：可參考 6.1.6 節的說明。與計畫性停機比較，主要差異在於其系統除污將延遲至永久停止運轉後 1-2 年方才進行。
- (4) 人力資源管理：可參考 6.1.4 及 6.5 節的說明。



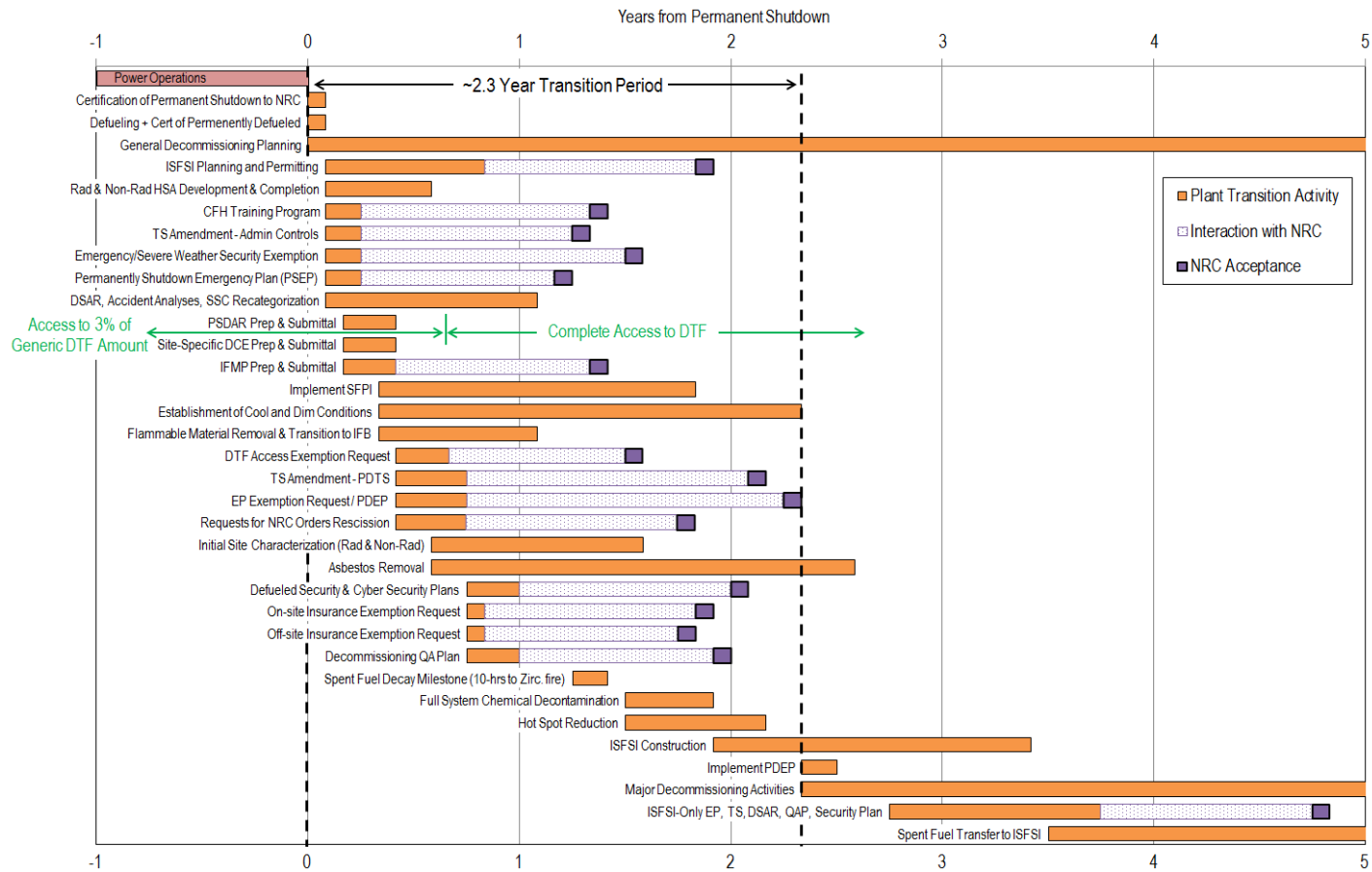


圖 6-3 美國核電廠由運轉到除役的過渡階段簡易計畫圖(非計畫性停機，立即拆除策略)

## 6.4 非計畫性停機過渡至遲延拆除的導則

圖 6-4 依據美國非計畫性採遲延拆除策略的除役電廠經驗，由運轉到除役的過渡階段簡易計畫圖，其次序及時間安排，係參考 2013、2014 年，美國的 5 座核能機組(SONGS 2&3、Kewaunee、Crystal River 3、Vermont Yankee)除役經驗，可做電廠除役之過渡期間的作業參考。有些適用性注意事項可參考 6.1 節的說明。若其他國家進行電廠除役時，可根據國家的法規制定不同的作業流程與方式。

本導則與 6.3 節的說明有 6 項不同的地方(橘色長條表示部分)，主要差異在於遲延拆除不執行系統化學除污部分。詳細可比較圖 6-4 與 6-3 的差異。立即拆除過渡期約為 2.3 年，遲延拆除過渡期約為 1.9 年。

## 6.5 現行運轉電廠的導則

除役規劃係朝除役成本及除役時間(一般於永久停機 3 年前即著手進行)最小化方向擬定。導則可參考 6.1、6.2，一般來說，電廠難以預測多少因子是處於掌握之外的。為降低非計畫性永久停機所造成過渡期間的負面影響，目前正在運轉電廠，在 3 年之內未預期將永久停機者，將適用於以下導則。

### 6.5.1 除役前的規劃

除役前的規劃，非常重要，必須審慎為之。以下是除役前需要自我審視的關鍵除役事件/問題：[172，173]

- (1) DTF 足夠否進行立即拆除？若否，需遲延多久？需多少基金來支持除役拆除？
- (2) 策略採立即拆除或遲延拆除？若採後者，需維持多久時間方進行拆除？(通常不應預先計畫採現地固封策略)
- (3) 採何種用過核燃料處置選擇方案？
- (4) SFP 是否空間足以卸載爐心燃料？
- (5) 採何種未來廠址利用方案？
- (6) 管制員採何種場址外釋準則？地方的場址外釋準則是否較管制員的嚴格？未來廠址利用方案是否影響場址外釋準則？
- (7) 採何種廢料處置選擇方案？何種型式/包裝？
- (8) 清理/回收管制準則？
- (9) 管制員對文件的完成即處理期限與期程？
- (10) 除役期間是否需要全系統化學除污？
- (11) 電廠人員再使用的程度為何？除役先期規劃人力是否充足？

相關規劃可參考 EPRI、IAEA、NEI、NRC 網站資料。實際範例可由 NRC 網站獲得(agencywide documents access and management system, ADAMS)，另外也可參考本手冊表 3-4、3-20、3-23、及 3-27。

當以上 11 項問題已作審視，電廠應提出詳細的除役活動計畫，這些活動包括：

- (1) ISFSI 的蓋造。
- (2) 全系統化學除污。
- (3) RVI(reactor internals)分割。
- (4) 主要組件移除。
- (5) 社區參與。
- (6) 人力資源管理。

### **6.5.2 管制文件的送審**

本節相關資訊已於本報告 2 章、4 章詳細說明，內容可參閱，實際範例可由 NRC 網站 ADAMS 獲得，另外也可參考表 3-4、3-20、3-23、及 3-27 選擇所需資料。

### **6.5.3 除役管制**

本節相關資訊已於本報告 2.9 節中詳細說明，內容可參閱。

#### **6.5.4 廠址歷史調查**

本節相關資訊已於本報告 2.9 節中詳細說明，亦可參閱本報告 3 章、5 章中的電廠實例。

#### **6.5.5 ISFSI 建造**

本節相關資訊已於本報告 6.1.9.1 節中詳細說明，亦可參閱本報告 3 章、5 章中的電廠實例。

#### **6.5.6 人力資源考量**

可參考 6.1.4 以及本報告 3 章、5 章中的電廠實例。

### **6.6 附加的 EPRI 除役導則**

主要的附加 EPRI 除役導則，摘列如下

- 除役計畫：
  - EPRI 1003025, *Decommissioning Pre-Planning Manual* [172]: This document provides guidance and recommendations for decommissioning pre-planning, and is based predominantly on the decommissioning experiences at Connecticut Yankee, Oyster Creek, Maine Yankee, and Yankee Rowe.

- EPRI 103510, *Decommissioning Planning: Experiences from U.S. Utilities* [176]: This document provides guidance and recommendations for decommissioning planning, based predominantly on the Zion decommissioning experience.
- EPRI 1000093, *Preparing for Decommissioning: The Oyster Creek Experience* [60]: This document summarizes the Oyster Creek experience with pre-planning for decommissioning from 1997-2000.
- EPRI 1001238, *Plant Reconfiguration and Engineering Processes Workshop* [7]: This document provides a summary of EPRI's Plant Reconfiguration and Engineering Processes Workshop. The information presented will help utilities assess approaches to restructuring of plant engineering processes and reconfiguration management to meet individual decommissioning project needs.
- EPRI TR-109032 *Regulatory Process for Decommissioning Nuclear Power Reactors*[177]: This document provides a summary of the regulatory requirements applicable, or no longer applicable, to nuclear power plants at the time of permanent shutdown through the early decommissioning stage (as of 1998).
  
- 電廠除役經驗總結文件：
  - EPRI 1021107, *Nuclear Plant Decommissioning Lessons Learned* [178]: This report provides a condensed summary of decommissioning-related lessons learned from decommissioning projects in 1995-2010.
  - EPRI 1016773, *San Onofre Nuclear Generating Station – Unit 1 Decommissioning Experience Report: Detailed Experiences 1999–2008*

[30]: This document provides a summary of the SONGS 1 Decommissioning Experience.

– EPRI 1015121, *Rancho Seco Nuclear Generating Station Decommissioning Experience Report: Detailed Experiences 198-2007*

[29]: This document provides a summary of the Rancho Seco Decommissioning Experience.

– EPRI 1013511, *Connecticut Yankee Decommissioning Experience Report: Detailed Experiences 1996-2006* [73]: This document provides a

summary of the Connecticut Yankee Decommissioning Experience.

– EPRI 1011734, *Maine Yankee Decommissioning - Experience Report: Detailed Experiences 1997 – 2004* [66]: This document provides a

summary of the Maine Yankee Decommissioning Experience.

– EPRI TR-107917-V1 and V2, *Yankee Rowe Decommissioning Experience Record* [27, 28]: This document provides a summary of the

Yankee Rowe Decommissioning Experience.

– EPRI TR-106148, *Shoreham Decommissioning: Project Summary and Lessons Learned* [31]: This document provides a summary of the

Shoreham Decommissioning Experience.

• 美國核能法規文件送審：

– EPRI 1003426, *Summary of Utility License Termination Documents and Lessons Learned: Summary of License Termination Plan Submittals by Three Nuclear Power Plants* [19]: This report presents a comprehensive summary of the approaches used to prepare each aspect of the LTP at Maine Yankee, Connecticut Yankee, and Trojan.

– EPRI 1009411, *Decommissioning License Termination Plan Documents and Lessons Learned: Summary of LTPs for Two Reactors and Nuclear Regulatory Commission Safety Evaluation Reports for Three Nuclear Power Plant LTPs* [20]: This report presents a comprehensive summary of the approaches used to prepare each aspect of the LTP at Big Rock Point Nuclear Plant and Saxton Nuclear Experimental Corporation. Further, this report presents a summary of the NRC’s safety evaluation reports for the Maine Yankee, Connecticut Yankee, and Trojan LTPs.

- 除污：

- EPRI TR-112352, *Decontamination Handbook*, [68]: This report provides a comprehensive overview of chemical decontamination processes and application experiences through the late 1990s.

- EPRI 1019230, *José Cabrera Nuclear Power Plant Full System Chemical Decontamination Experience Report* [165]: This report presents a summary of the full system chemical decontamination application at José Cabrera.

- TR-112092, *Evaluation of the Decontamination of the Reactor Coolant Systems at Maine Yankee and Connecticut Yankee* [67]: This report presents a summary of the full system chemical decontamination applications at Maine Yankee and Connecticut Yankee.

- TR-106386, *Decontamination for Decommissioning: EPRI DFD Process* [69]: This report provides a summary of the EPRI DFD chemical decontamination process.



- 反應器圍阻體及內部組件分解切割
  - EPRI 1003029, *Decommissioning: Reactor Pressure Vessel Internals Segmentation* [179]: This report presents a summary of reactor vessel internals segmentation experiences and lessons learned from plants worldwide through about 1995.
  - EPRI 1015122, *Reactor Internals Segmentation Experience Report: Detailed Experiences 1993-2006* [180]: This report presents a summary of reactor vessel internals segmentation experiences and lessons learned from Big Rock Point, Yankee Rowe, Maine Yankee, Connecticut Yankee, SONGS 1, and Rancho Seco.
  - EPRI 1023024, *Recent United States and International Experiences in Reactor Vessel and Internals Segmentation* [181]: This report presents a summary of experiences, lessons learned, technologies applied, and plans for reactor vessel and internals segmentation in plants worldwide. This document includes a summary of information from the two documents listed above.
  
- 其他專題：
  - EPRI 10003424, *Spent Fuel Pool Cooling and Cleanup Systems – Experience at Decommissioning Plants* [71]: This report presents a summary of the fuel building modifications made during various stages of decommissioning from thirteen plants.
  - EPRI 1009410, *Capturing Historical Knowledge for Decommissioning of Nuclear Power Plants: Summary of Historical Site Assessments at Eight*

*Decommissioning Plants* [47]: This report presents a summary of the approach to obtain the required inputs for the HAS and the main results of the HSA for eight decommissioning plants.

– EPRI 3002005252, *Review of Waste Management Best Practices During Nuclear Plant Decommissioning* [182]: This report presents a summary of best practices with waste management during decommissioning.

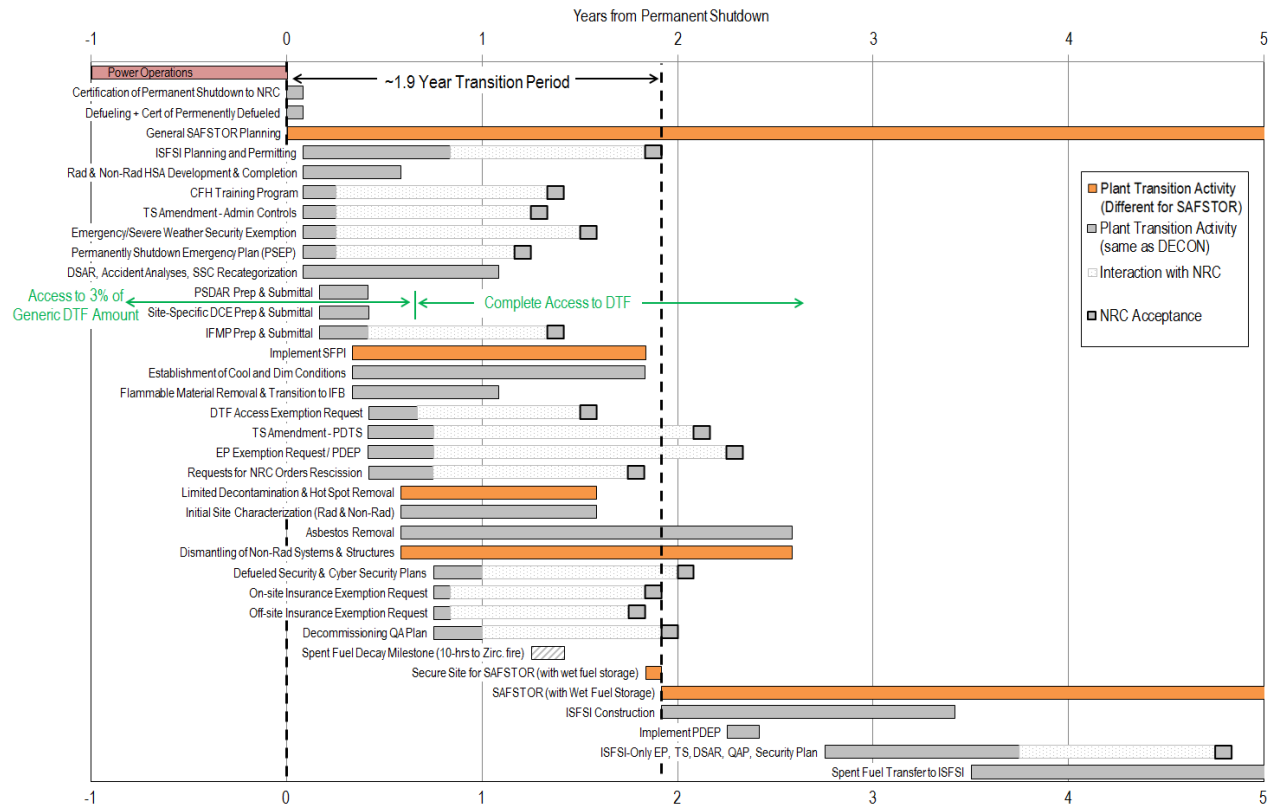


圖 6-4 美國核電廠由運轉到除役的過渡階段簡易計畫圖(計畫性停機，遲延拆除策略，橘色部分是與非計畫性停機，立即拆除策略的不同處)

## 第七章 參考文獻

1. <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/factsheets/decommissioning.html>
2. US NRC Regulatory Guide 1.184, “Decommissioning of Nuclear Power Reactors,” October 2013, Revision 1.
3. J. Gastelum and S. Short, “Report of Waste Burial Charges: Changes in Decommissioning Waste Disposal Costs at Low-Level Waste Burial Facilities,” January 2013. NUREG-1307, Rev. 15. NRC ADAMS Accession No. ML13023A030.
4. US NRC Regulatory Guide 1.202, “Standard Format and Content of Decommissioning Cost Estimates for Nuclear Power Reactors,” February 2005.
5. US NRC Regulatory Guide 1.185, “Standard Format and Content for Post-Shutdown Decommissioning Activities Report. Nuclear Regulatory Commission Office of Nuclear Regulatory Research,” June 2013, Revision 1.
6. C. Pittiglio, “Standard Review Plan for Decommissioning Cost Estimates for Nuclear Power Reactors,” December, 2004. NUREG-1713. NRC ADAMS Accession No. ML043510113.
7. *Plant Reconfiguration and Engineering Processes Workshop*, EPRI, Palo Alto, CA: 2001. 1001238.
8. B. Kahler, “Reactor Decommissioning Emergency Planning Update.” Presented at NREP in Sacramento, Ca. April 30, 2015.
9. “Emergency Planning Exemption Requests for Decommissioning Nuclear Power Plants,” May 11, 2015, NSIR/DPR-ISG-02. NRC ADAMS Accession No. ML14106A057.

10. T. Collins and G. Hubbard, “Technical Study of spent Fuel Pool Accident Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants,” January, 2001. NUREG-1738. NRC ADAMS Accession No. ML010430066.
11. R. McGrath (EPRI) Email to P. Krull (DEI), With Attachments, Dated April 8, 2016. IC-5713-00-02.
12. M. Satorius, “Security Inspections at U.S. Nuclear Regulatory Commission Decommissioning Power Reactors,” April 23, 2014. COMSECY-14-0015.
13. <http://www.regulations.gov/#!documentDetail;D=NRC-2015-0070-0001>
14. W. Zipp (Dominion), Email to P. Krull (DEI), Dated May 10, 2015. IC-5713-00-06.
15. NRC Regulatory Issue Summary 2008-26: Clarified Requirements of Title 10 of the Code of Federal Regulations (10 CFR) Section 50.54(y) When Implementing 10 CFR Section 50.54(x) to Depart From a License Condition or Technical Specification,” October 29, 2008. NRC ADAMS Accession No. ML080590124.
16. US NRC Regulatory Guide 1.179, “Standard Format and Content of License Termination Plans for Nuclear Power Reactors.,” June 2011. Revision 1.
17. C. Pittiglio, “Standard Review Plan for Evaluating Nuclear Power Reactor License Termination Plans. US Nuclear Regulatory Commission Office of Nuclear Material Safety and Safeguards,” April 2003. NUREG-1700. Revision 1.
18. D. Schmidt, K. Banovac, J. Buckley, D. Esh, R. Johnson, J. Kottan, C. McKenney, T. McLaughlin, and S. Schneider, “Consolidated

Decommissioning Guidance: Characterization, Survey, and Determination of Radiological Criteria,” September 2006. NUREG 1757, Volume 1. Revision 2.

19. *Summary of Utility License Termination Documents and Lessons Learned: Summary of License Termination Plan Submittals by Three Nuclear Power Plants*, EPRI, Palo Alto, CA: 2002. 1003426.

20. *Decommissioning License Termination Plan Documents and Lessons Learned: Summary of LTPs for Two Reactors and Nuclear Regulatory Commission Safety Evaluation Reports for Three Nuclear Power Plant LTPs*, EPRI, Palo Alto, CA: 2004. 1009411.

21. M. Satorius, “Staff Requirements – SECY-14-0118 – Request by Duke Energy Fliride, Inc., For Exemptions from Certain Emergency Planning Requirements,” December 30, 2014. SRM to SECY-14-0118. NRC ADAMS Accession No. ML14364A111.

22. M. Satorius, “Anticipated Schedule and Estimated Resources for a Power Reactor Decommissioning Rulemaking,” January 30, 2015. SECY-15-0014.

23. C. Einberg, “Advance Notice of Proposed Rulemaking: Regulatory Improvements for Decommissioning Power Reactors and Notice of Upcoming Public Meeting (STC-15-083),” December 4, 2015. NRC ADAMS Accession No. ML15296A450. STC-15-083.

24. W. Travers, “Integrated Rulemaking Plan for Nuclear Power Plant Decommissioning,” June 2000. SECY-00-145. NRC ADAMS Accession No. ML003721626.

25. M. Richter, “Nuclear Energy Industry Perspective on the Transition to Decommissioning,” *EPRI 2015 Decommissioning Workshop*, Orlando, Florida, June 2015.

26. J. Minns, M. Masnik, R. Harty, and E. Hickey, “Staff Responses to Frequently Asked Questions Concerning Decommissioning of Nuclear Power Plants,” June, 2000. NUREG- 1628. NRC ADAMS Accession No. ML003726190.

27. *Yankee Rowe Decommissioning Experience Record: Volume 1*, EPRI, Palo Alto, CA, and Duke Engineering & Services: 1997. EPRI Report TR-107917-V1.

28. *Yankee Rowe Decommissioning Experience Record: Volume 2*, EPRI, Palo Alto, CA, and Duke Engineering & Services: 1998. EPRI Report TR-107917-V2.

29. *Rancho Seco Nuclear Generating Station Decommissioning Experience Report: Detailed Experiences 198-2007*, EPRI, Palo Alto, CA: 2007. 1015121.

30. *San Onofre Nuclear Generating Station – Unit 1 Decommissioning Experience Report: Detailed Experiences 1999–2008*, EPRI, Palo Alto, CA: 2008. 1016773.

31. *Shoreham Decommissioning: Project Summary and Lessons Learned*, EPRI, Palo Alto, CA: 1996. TR-106148.

32. <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/decommissioning.html>

33. <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Nuclear-Wastes/Decommissioning-Nuclear-Facilities/#.UeQIjdLVApk>

34. <http://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=US>

35. M. Snyder (EPRI), Email to P. Krull (DEI), Dated February 18, 2016. IC-5713-00-01.
36. T. Palmisano, "Decommissioning Update," July 23, 2015. <Downloaded from [http://www.songscommunity.com/doc\\_library\\_decommissioning.asp](http://www.songscommunity.com/doc_library_decommissioning.asp)>
37. T. Palmisano, "Decommissioning Update," November 5, 2015. <Downloaded from [http://www.songscommunity.com/doc\\_library\\_decommissioning.asp](http://www.songscommunity.com/doc_library_decommissioning.asp)>
38. T. Palmisano (SCE), Letter to US NRC, "Docket Nos. 50-361 and 50-362 Amendment Applications 266 and 251 Permanently Defueled Technical Specifications San Onofre Nuclear Generating Station, Units 2 and 3," March 21, 2014. NRC ADAMS Accession No. ML14085A141.
39. T. Palmisano (SCE), Letter to US NRC, "Docket Nos. 50-361 and 50-362 Updated Final Safety Analysis Report Chapter 15 San Onofre Nuclear Generating Station, Units 2 and 3," September 17, 2014. NRC ADAMS Accession No. ML14265A144.
40. T. Palmisano (SCE), Letter to US NRC, "Docket Nos. 50-361 and 50-362 Updated Final Safety Analysis Report and Updated Fire Hazard Analysis, Revised February, 2015 San Onofre Nuclear Generating Station, Units 2 and 3," February 11, 2015. NRC ADAMS Accession No. ML15069A360.
41. T. Palmisano (SCE), Letter to US NRC, "Amendment Applications 270 and 255 Proposed Changes to Specific Regulatory Guide Commitments San Onofre Nuclear Generating Station, Units 2 and 3," August 20, 2014. NRC ADAMS Accession No. ML15236A018.



42. M. Haire, “San Onofre Nuclear Generating Station – NRC Baseline Inspection Report (05000361/2013501) and (05000362/2013501),” March 26, 2014. NRC ADAMS Accession No. ML14085A502.

43. T. Wengert (NRC), Letter to T. Palmisano (SCE), “San Onofre Nuclear Generating Station, Units 1, 2, and 3 and Independent Spent Fuel Storage Installation – Exemptions from Certain Emergency Planning Requirements and Related Safety Evaluations (TAC NOS. MF3835, MF3836, and MF3837),” June 4, 2015. NRC ADAMS Accession No. ML15082A204.

44. T. Palmisano (SCE), Letter to US NRC, “Docket Nos. 50-206, 50-361, 50-362, and 72-041, Emergency Planning Exemption Request, San Onofre Nuclear Generating Station, Units 1, 2, and 3 and Independent Spent Fuel Storage Installation,” March 31, 2014. NRC ADAMS Accession No. ML14092A332.

45. T. Palmisano (SCE), Letter to US NRC, “Docket Nos. 50-206, 50-361, 50-362, and 72-041, San Onofre Nuclear Generating Station, Units 1, 2 and 3 and Independent Spent Fuel Storage Facility,” November 13, 2014. NRC ADAMS Accession No. ML14322A157.

46. “Testimony On The Nuclear Decommissioning Of SONGS 2 & 3 Before the Public Utilities Commission of the State of California,” December 10, 2014.

47. *Capturing Historical Knowledge for Decommissioning of Nuclear Power Plants: Summary of Historical Site Assessments at Eight Decommissioning Plants*, EPRI, Palo Alto, CA: 2004. 1009410.

48. T. Palmisano (SCE), Letter to US NRC, “Docket Nos. 50-361 and 50-362, San Onofre Nuclear Generating Station, Units 2 and 3 Irradiated Fuel Management Plan,” September 23, 2014. NRC ADAMS Accession No. ML14269A032.

49. “Dry Fuel Storage Defense in Depth,” July 23, 2015. <Downloaded from [http://www.songscommunity.com/doc\\_library\\_decommissioning.asp](http://www.songscommunity.com/doc_library_decommissioning.asp)>
50. T. Palmisano, “Decommissioning Update,” April 16, 2015. <Downloaded from [http://www.songscommunity.com/doc\\_library\\_decommissioning.asp](http://www.songscommunity.com/doc_library_decommissioning.asp)>
51. “Testimony and Final Report of Southern California Edison Company Regarding 2014 Expenses for San Onofre Nuclear Generating Station (SONGS) Unit Nos. 2 & 3,” April 2015.
52. T. Palmisano (SCE), Letter to US NRC, “Docket Nos. 50-361 and 50-362, San Onofre Nuclear Generating Station, Units 2 and 3 Post-Shutdown Decommissioning Activities Report,” September 23, 2014. NRC ADAMS Accession No. ML14269A033.
53. T. Palmisano (SCE), Letter to US NRC, “Docket Nos. 50-361 and 50-362, San Onofre Nuclear Generating Station, Units 2 and 3 Site Specific Decommissioning Cost Estimate,” September 23, 2014. NRC ADAMS Accession No. ML14269A034.
54. “Response to Request for Additional Information and Supplement Regarding Permanently Defueled Emergency Plan Amendment Application Numbers 223, 267, and 252: San Onofre Nuclear Generating Station, Units 1, 2, and 3 and ISFSI,” October 21, 2014. NRC ADAMS Accession No. ML14345A338.
55. M. Shaffer, “San Onofre Nuclear Generating Station – NRC Inspection Report 050-00361/15-011; 050-00362/15-011,” December 16, 2015. NRC ADAMS Accession No. ML15350A205.

56. <http://newsroom.edison.com/releases/southern-california-edison-announces-intent-todownsize-staffing-at-san-onofre-nuclear-generating-station>
57. <http://www.powermag.com/nuclear-plant-closings-what-about-the-workers/?pagenum=3>
58. <http://www.songscommunity.com/cep.asp>
59. M. Chernoff (NRC), Letter to SCE, “San Onofre Nuclear Generating Station, Units 2 and 3 –Request for Exemption from the Requirements of 10 CFR 50.54(m) Closeout (TAC Nos. MF2795 and MF2796),” May 30, 2014. NRC ADAMS Accession No. ML14133A268.
60. *Preparing for Decommissioning: The Oyster Creek Experience*, EPRI, Palo Alto, CA and GPU Nuclear. Incorporated: 2000. 1000093.
61. H. Pastis (NRC), Letter to R. DeGregario (AmerGen), “Oyster Creek Nuclear Generating Station – Issuance of Amendment RE: Increased Spent Fuel Capacity (TAC No. MA5965),” September 15, 2000. NRC ADAMS Accession No. ML003730135.
62. C. Wilson, “Oyster Creeks Path to Decommissioning,” *EPRI International Decommissioning & Environmental Remediation Workshop*, October 2015.
63. M. Wald “Oyster Creek Reactor to Close by 2019.” New York Times. Published on December 8, 2010. Accessed on June 10, 2015.
64. *Steam Generator Reference Book, Revision 1, Volume 1*, EPRI, Palo Alto, CA: 1994. TR-103824.
65. <https://www.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=649>. Accessed November 3, 2015.

66. *Maine Yankee Decommissioning - Experience Report: Detailed Experiences 1997 - 2004*, EPRI, Palo Alto, CA: 2005. 1011734.
67. *Evaluation of the Decontamination of the Reactor Coolant Systems at Maine Yankee and Connecticut Yankee*, EPRI, Palo Alto, CA: 1999. Report TR-112092.
68. *Decontamination Handbook*, EPRI, Palo Alto, CA: July 1999. TR-112352.
69. *Decontamination for Decommissioning: EPRI DFD Process*, EPRI, Palo Alto, CA: 1996. TR-106386.
70. NUREG-1575/EPA 402-R-97-016, "Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM)," Revision 1, 2000. NRC ADAMS Accession No. ML003761445.
71. *Spent Fuel Pool Cooling and Cleanup Systems – Experience at Decommissioning Plants*, EPRI, Palo Alto, CA: 2002. 1003424.
72. C. Ferdinand, "The Maine Yankee Decommissioning Advisory Panel A Model for Public Participation in Nuclear Projects." February, 2005.
73. *Connecticut Yankee Decommissioning Experience Report: Detailed Experiences 1996-2006*, EPRI, Palo Alto, CA: 2006. 1013511.
74. Connecticut Yankee Atomic Power Company, "Connecticut Yankee Atomic Plant Site Officially Decommissioned by the Nuclear Regulatory Commission," November, 2007.  
<[http://www.connyankee.com/\\_pdf/CY\\_nrc\\_site\\_license\\_reduction\\_11\\_26\\_2007.pdf](http://www.connyankee.com/_pdf/CY_nrc_site_license_reduction_11_26_2007.pdf)>
75. "Connecticut Yankee Corrective Action Completion Fact Sheet," July 2014.

76. US NRC, “Generic Environmental Impact Statement on Decommissioning of Nuclear Facilities,” 2002. NUREG-0586, Supplement 1, Volumes 1 and 2. NRC ADAMS Accession No. ML023470304.
77. C Wamser (Entergy), Letter to US NRC, “Post Shutdown Decommissioning Activities Report,” December 19, 2014. NRC ADAMS Accession No. ML14357A110.
78. C Wamser (Entergy), Letter to US NRC, “Technical Specifications Proposed Change No. 39 - Defueled Technical Specifications and Revised License Conditions for Permanently Defueled Condition,” March 28, 2014. NRC ADAMS Accession No. ML14091A291.
79. J. Kim (NRC), Letter to Entergy, “Vermont Yankee Nuclear Power Station – Exemptions from Certain Emergency Planning Requirements and Related Safety Evaluation,” December 10, 2015. NRC ADAMS Accession No. ML15180A054.
80. J. Kim (NRC), Letter to Entergy, “Vermont Yankee Nuclear Power Station – Exemptions from the Requirements of 10 CFR Part 50, Sections 50.82(a)(i)(A) and 50.75(h)(1)(iv) (TAC No. MF5575),” June 16, 2015. NRC ADAMS Accession No. ML15128A219.
81. C Wamser (Entergy), Letter to US NRC, “Proposed Change No. 310 - Deletion of Renewed Facility Operating License Conditions Related to Decommissioning Trust Provisions,” September 4, 2014. NRC ADAMS Accession No. ML14254A405.
82. Entergy, “Nuclear Decommissioning Citizens Advisory Panel (NDCAP),” November 12, 2015.

83. C. Wamser (Entergy), Letter to US NRC, “Withdrawal of License Amendment Request,” September 22, 2015. NRC ADAMS Accession No. ML15267A074.
84. Atomic Safety and Licensing Board, “Granting Motion to Withdraw LAR, Denying Motion for Leave to File Reply, and Terminating Proceeding,” October 15, 2015. LBP-15-28. ASLBP No. 15-940-03-LA-BD01.
85. Entergy, “Certificate of Public Good (CPG) – Second ISFSI Pad & New 200 kW DG,” *Nuclear Decommissioning Citizens Advisory Panel Meeting*, May 28, 2015.
86. C. Wamser (Entergy), Letter to US NRC, “Update to Irradiated Fuel Management Program Pursuant to 10 CFR 50.54(bb),” December 19, 2014. NRC ADAMS Accession No. ML14358A251.
87. Entergy Vermont Yankee News Release, “Entergy Nuclear Vermont Yankee Announces Accelerated Start of Dry Fuel Storage Loading Campaign,” December 16, 2015.
88. “Vermont Yankee Site Assessment Study,” October, 2104. Available at <http://vydecommissioning.com/wp-content/uploads/2014/10/Final-VY-SAS.pdf>.
89. Entergy, “Nuclear Decommissioning Citizens Advisory Panel (NDCAP),” May 28, 2015.
90. Entergy Vermont Yankee News Release, “Entergy Vermont Yankee Reduces Its Workforce,” January 26, 2015.
91. Entergy, “Nuclear Decommissioning Citizens Advisory Panel (NDCAP),” January 28, 2015.

92.

<http://publicservice.vermont.gov/sites/psd/files/NDCAP%20Members%20and%20Duties.pdf>

93. D. Stoddard (Dominion), Letter to US NRC, “Dominion Energy Kewaunee, Inc., Kewaunee Power Station, Post-Shutdown Decommissioning Activities Report,” February 26, 2013. NRC ADAMS Accession No. ML13063A248.

94. E. Grecheck (Dominion), Letter to US NRC, “Dominion Energy Kewaunee, Inc., Kewaunee Power Station, License Amendment Request 256, Permanently Defueled License and Technical Specifications,” May 29, 2013. NRC ADAMS Accession No. ML13156A037.

95. G. Clark (Dominion), Letter to US NRC, “Dominion Energy Kewaunee, Inc., Kewaunee Power Station, License Amendment Request 260, Proposed Changes to License and Technical Specifications to Reflect Permanent Removal of Spent Fuel from Spent Fuel Pool,” September 14, 2015. NRC ADAMS Accession No. ML15261A236.

96. R. Orlikowski, “NRC Inspection Report No. 05000305/2013011(DNMS) – Kewaunee Power Station,” March 10, 2014. NRC ADAMS Accession No. ML14069A225.

97. T. Wengert (NRC), Letter to D. Heacock (Dominion), “Kewaunee Power Station – Exemption from Certain Emergency Planning Requirements and Related Safety Evaluation (TAC No. MF2567),” October 27, 2014. NRC ADAMS Accession No. ML14261A223.

98. A. Jordan (Dominion), Letter to US NRC, “Dominion Energy Kewaunee, Inc., Kewaunee Power Station, Request for Exemptions from Portions of 10 CFR 50.47 and 10 CFR 50, Appendix E,” July 31, 2013. NRC ADAMS Accession No. ML13221A182.

99. G. Clark (Dominion), Letter to US NRC, “Dominion Energy Kewaunee, Inc., Kewaunee Power Station, Request for Approval of the Kewaunee Power station Security Plan,” October 15, 2015. NRC ADAMS Accession No. ML15294A072.

100. M. Sartain (Dominion), Letter to US NRC, “Dominion Energy Kewaunee, Inc., Kewaunee Power Station, Revision to the Post-Shutdown Decommissioning Activities Report,” April 25, 2014. NRC ADAMS Accession No. ML14118A382.

101. D. Stoddard (Dominion), Letter to US NRC, “Dominion Energy Kewaunee, Inc., Kewaunee Power Station, Update to Irradiated Fuel Management Plan Pursuant to 10 CFR 50.54(bb),” February 26, 2013. NRC ADAMS Accession No. ML13059A028.

102. D. Sartain (Dominion), Letter to US NRC, “Dominion Energy Kewaunee, Inc., Kewaunee Power Station, Update to Irradiated Fuel Management Plan Pursuant to 10 CFR 50.54(bb),” April 25, 2014. NRC ADAMS Accession No. ML14119A120.

103. M. Sartain, “Supplement 1 and Response to Request for Additional Information Regarding License Amendment Request 257, Permanently Defueled Emergency Plan and Emergency Action Level Scheme,” June 19, 2014. NRC ADAMS Accession No. Accession No. ML14178A167.

104. R. Orlikowski, “NRC Inspection Report Nos. 05000305/2014003(DNMS) and 07200064/2014001(DNMS)- Kewaunee Power Station,” November 13, 2014. NRC ADAMS Accession No. Accession No. ML14317A656.

105. J. Gadzala, “Kewaunee Power Station Decommissioning Transition: TS EP Security,” June 2015.



106. D. Heacock (NRC), Letter to C. Gratton, “Kewaunee Power Station – Request for Exemption from the Requirements of 10 CFR 50.54(m) (TAC No. MF2743),” May 21, 2014. NRC ADAMS Accession No. Accession No. ML14127A340.

107. R. Lewis, “Emergency Response Data System at Plants that have Permanently Ceased Operations,” June 2, 2014. NRC ADAMS Accession No. Accession No. ML14099A520.

108. P. Dixon, “Crystal River Unit 3: Decommissioning Status,” June 15, 2015.

109. “Memorandum of Understanding: Crystal River Nuclear Plant 2014 Severance and MOA Changes-Part 2,” August 13, 2014.

110. J. Franke, “Crystal River Unit 3 - Certification of Permanent Cessation of Power Operations and that Fuel Has Been Permanently Removed from the Reactor,” February 20, 2013. NRC ADAMS Accession No. ML13056A005.

111. J. Elnitsky (Duke), Letter to US NRC, “Crystal River Unit 3 - License Amendment Request #315, Revision 0, Permanently PDEP and Emergency Action Level Scheme, and Request for Exemption to Certain Radiological Emergency Response Plan Requirements Defined by 10 CFR 50,” September 26, 2013. NRC ADAMS Accession No. ML13316C083.

112. J. Elnitsky (Duke), Letter to US NRC, “Crystal River Unit 3 - Post-Shutdown Decommissioning Activities Report,” December 2, 2013. NRC ADAMS Accession No. ML13340A009.

113. J. Elnitsky (Duke), Letter to US NRC, “Crystal River Unit 3 - License Amendment Request #316, Revision 0, Revise and Remove License Conditions and Revision to Improved Technical Specifications to Establish

Permanently Defueled Technical Specifications,” October 29, 2013. NRC ADAMS Accession No. ML13316C083.

114. M. Orenak (NRC), Letter to T. Hobbs (Duke), “Crystal River Unit 3 – Exemptions from Certain Emergency Planning Requirements and Related Safety Evaluations(TC No. MF2981),” March 30, 2015. NRC ADAMS Accession No. ML15058A906.

115. P. Dixon (Duke), Email to P. Tran (EPRI), Dated April 21, 2016. IC-5713-00-05.

116. R. Reising (Duke), Letter to US NRC, “Crystal River Unit 3 – Notification of Schedule Change for the Post-Shutdown Decommissioning Activities Report,” November 16, 2015. NRC ADAMS Accession No. ML15322A117.

117. T. Hobbs (Duke), Letter to US NRC, “Crystal River Unit 3 - Update to Irradiated Fuel Management Program Pursuant to 10 CFR 50.54(bb),” December 3, 2013. NRC ADAMS Accession No. ML13340A008.

118. <https://www.duke-energy.com/power-plants/nuclear/crystal-river.asp>

119. R. Krich (ComEd), Letter to US NRC, “Submittal of the Zion Nuclear Power Station, Units 1 and 2 Post-Shutdown Decommissioning Activities Report,” February 29, 2000. NRC ADAMS Accession No. ML003685888.

120. R. Krich (ComEd), Letter to US NRC, “Submittal of the Zion Nuclear Power Stationsite-Specific Decommissioning Cost Estimate,” February 14, 2000. NRC ADAMS Accession No. ML003684721.

121. P. Daly (ZionSolutions), Letter to US NRC, “Notification of ‘Amended Post-Shutdown Decommissioning Activities Report’ (PSDAR) for Zion Nuclear Power Station, Units 1 and 2 in Accordance with 10 CFR

50.82(a)(7),” March 18, 2008. NRC ADAMS Accession No. ML15188A116.

122. R. McGrath, “United States Decommissioning Projects Update,” in *Proceedings: The 11th EPRI International Decommissioning and Radioactive Waste Workshop: In collaboration with Sogin S.p.A.*, EPRI, Palo Alto, CA: 2013. 3002001797.

123. K. Ainger, “Zion Nuclear Power Station Decommissioning Overview,” in *Proceedings: 1998 EPRI/NEI Decommissioning Technology Workshop, Monterey, California, December 7-9, 1998*, EPRI, Palo Alto, CA: 1998. TE-111025.

124. R. Aker and B. Mann, “Historical Site Assessment of Zion Station – Experiences and Opportunities,” in *Proceedings: 1998 EPRI/NEI Decommissioning Technology Workshop, Monterey, California, December 7-9, 1998*, EPRI, Palo Alto, CA: 1998. TE-111025.

125. <http://www.prnewswire.com/news-releases/planned-maintenance-to-idle-zionsynchronous-condenser-and-lasalle-unit-77614357.html>

126. “ComEd Announces Permanent Shutdown of Zion Station; Unicom to Take \$515 Million Write-off,” < <http://www.prnewswire.com/news-releases/comed-announces-permanentshutdown-of-zion-station-unicom-to-take-515-million-write-off-76295962.html>>

127. “Guide to the decommissioning, the safe enclosure and the dismantling of facilities or parts thereof as defined in § 7 of the Atomic Energy Act,” BAnz, Nr. 162a; RSH 3-73, 2009.

128. T. Stahl, “Decommissioning of Nuclear Facilities,” May, 2012. GRS-S-52. ISBN 978-3-939355-47-8.

129. [http://www.bfs.de/EN/topics/ns/decommissioning/post-operational-phase/postoperational-phase\\_node.html](http://www.bfs.de/EN/topics/ns/decommissioning/post-operational-phase/postoperational-phase_node.html)
130. Ordinance on the Procedure for Licensing of Installations under § 7 of the Atomic Energy Act (Nuclear Licensing Procedure Ordinance) of 18 February 1977, as amended and promulgated on 3 February 1995 (Federal Law Gazette (BGBl.) I, page 180), last amendment by Article 4 of the Act of 9 December 2006 (Federal Law Gazette (BGBl.) I, page 2819).
131. “Nuclear facilities in Germany,” April, 2014. [http://www.bfs.de/SharedDocs/Downloads/BfS/EN/berichte/kt/Kernanlagen-Stillegung-EN.pdf?\\_\\_blob=publicationFile&v=2](http://www.bfs.de/SharedDocs/Downloads/BfS/EN/berichte/kt/Kernanlagen-Stillegung-EN.pdf?__blob=publicationFile&v=2)
132. <https://www.eon.com/en/about-us/structure/asset-finder/stade.html>
133. J. Nokhamzon, “Decommissioning in France – Policy & Strategies Lessons Learned Focus on CEA,” *Practical Workshop on Characterization and Visualization Technologies in DD&R*, December 5-9, 2011, Marcoule, France.
134. J. Grenouillet), “Decommissioning in France,” *Decommissioning of Nuclear Facilities*, April 12-13, 2013, Prague, Czech Republic.
135. Andra/ASN/CEA/IRSN Document, “Radioactive Waste Management and Decommissioning in France,” March 2013.
136. EDF Presentation, “French Regulatory Procedures for Decommissioning,” *IAEA Group Scientific Visit on Large Component Strategic Management and Size Reduction*, March 23, 2011, Chooz, France.
137. “Excavating Chooz A,” *Nuclear Engineering International*, November 2010.

138. L. Vaillant, “Decommissioning Activities in France – Some Feedback Elements,” *Decommissioning and Radioactive Waste Management Summer School*, 2012.

139. <https://www.edf.fr/groupe-edf/producteur-industriel/carte-des-implantations/centralenucleaire-du-bugey/iceda>

140. G. Laurent, “Update on EDF Decommissioning Projects,” in *Proceedings: The 11<sup>th</sup> EPRI International Decommissioning and Radioactive Waste Workshop: In collaboration with Sogin S.p.A.*, EPRI, Palo Alto, CA: 2013. 3002001797.

141.

[http://wwwpub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/CNPP2013\\_CD/countryprofiles/Spain/Spain.htm](http://wwwpub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/CNPP2013_CD/countryprofiles/Spain/Spain.htm)

142. NEA OECD, “Strategy Selection for the Decommissioning of Nuclear Facilities,” *Seminar Proceedings*, Tarragona, Spain, September 1-4, 2003.

143. “Decommissioning of Nuclear Installations: Guideline for Swiss Nuclear Installations,” April 2014. ENSI-G17/e.

144. <https://www.admin.ch/opc/en/classified-compilation/20010233/index.html>

145. <https://www.admin.ch/opc/en/classified-compilation/20042217/index.html>

146. BKW Energie AG, “Decommissioning Mühleberg NPP – Expectations and Intentions of the Operator EPRI Decommissioning” in *Proceedings: 13<sup>th</sup> EPRI International Decommissioning and Environmental Remediation Workshop in Collaboration with Electrabel-GDF Suez*, EPRI, Palo Alto, CA: 2015. 3002005176.

147. Auflistung kerntechnischer Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland, August 2015.  
<[http://www.bfs.de/SharedDocs/Downloads/BfS/DE/berichte/kt/kernanlagenstilllegung.pdf?\\_\\_blob=publicationFile&v=5](http://www.bfs.de/SharedDocs/Downloads/BfS/DE/berichte/kt/kernanlagenstilllegung.pdf?__blob=publicationFile&v=5), accessed September 16, 2015 >
148. [https://www.eon.com/content/dam/eon-content-pool/eon/company-asset-finder/assetprofiles/stade-power-plant/kernkraft-decommissioning\\_Stade\\_en.pdf](https://www.eon.com/content/dam/eon-content-pool/eon/company-asset-finder/assetprofiles/stade-power-plant/kernkraft-decommissioning_Stade_en.pdf)
149. P. Daiss, “The EnBW Strategy for Decommissioning and Dismantling of Nuclear PowerPlants,” October 2014.
150. A. Ehlert, “IEA NEA Nuclear Workshop Update of the Nuclear Energy Technology Roadmap,” 2014.
151. “Nuclear Regulatory Issues and Main Developments in Germany,” 2015.
152. C. Stiepani, "Full System Decontamination of the PWR Stade prior to Decommissioning," ISOE Symposium, Essen, Germany, March 15–17, 2006.
153. I. Bredberg, J. Hutter, K. Kuhn, K. Niedzwiedz, F. Philippczyk, J. Dose, “State and Development of Nuclear Power Utilization in the Federal Republic of Germany 2013,” November 2014. BfS-SK-24/14.
154. A. Ehlert, “Best Practice in E.ON Decommissioning Projects,” *IAEA Workshop on Planning and Licensing of Decommissioning Projects*, Karlsruhe, Germany, November, 2012.
155. H. Schmidt, “Decommissioning and Dismantling of NPP Obrigheim,” 2012.

156. C. Topf and K. Harper, “Full System Decontamination Prior to Decommissioning -Comparison of Decontaminations Performed at PWRs Unterweser & Neckarwestheim 1 and BWR ISAR 1,” *ISOE ALARA Symposium*, Ft. Lauderdale, FL, January 11-13, 2016.
157. C. Topf, L. Sempere-Belda, M. Fischer, K. Tscheschlok, C. Volkmann, “Full System Decontamination at German Nuclear Power Plant Unterweser,” *atw International Journal for Nuclear Power*, Vol. 58, Issue 4, April 2013.
158. C. Topf, L. Sempere-Belda, K. Tscheschlok, and K. Reuschle, “Aqueous, In Situ Primary Circuit Decontamination,” *Nuclear Engineering International*, May 2014.
159. G. Laurent, “EDF Nuclear Plant Under Decommissioning – Status of Activities/Program,” *Scientific Conference Uranium Graphite Reactors Decommissioning*, July 14-16, 2014, Lithuania.
160. J. Grenouillet, “International Cooperation for the Dismantling of Chooz A Reactor Pressure Vessel,” *Waste Management Symposium*, March 1-5, 2009, Phoenix, Arizona.
161. S. Lelong, “The Decommissioning of EDF Nuclear Power Plants – The Example of Chooz A,” *IAEA Group Scientific Visit on Large Component Strategic Management and Size Reduction*, March 23, 2011, Chooz, France.
162. L. Sempere-Belda, “Decontamination of the 4 Steam Generators, the Pressurizer and Loop Piping at the French NPP Chooz A,” *Information System on Occupational Exposure (ISOE)*, April 4, 2014, Bern, Switzerland.
163. L. Aitammar, “Chooz-A Steam Generators Characterization,” *Waste Management Symposium*, March 15-19, 2015, Phoenix, Arizona.

164. J. Boucau, C. Mirabella, L. Nilsson, P. Kreitmas, and E. Obert, “Chooz-A, First Pressurized Water Reactor to be Dismantles in France,” *Waste Management Symposium*, February 24-28, 2013, Phoenix, Arizona.
165. *José Cabrera Nuclear Power Plant Full System Chemical Decontamination Experience Report*, EPRI, Palo Alto, CA: 2009. 1019230.
166. M. Rodriguez, M. Ondaro, J. Borque, and N. Martin, “Decommissioning of José Cabrera NPP,” *Nuclear Engineering International*, October 2013.
167. M. Silva, “José Cabrera NPP Dismantling and Decommissioning Project,” IDN. November 2011.
168. J. Santiago, “The Decommissioning of José Cabrera Power Plant,” in *Proceedings: The 11th EPRI International Decommissioning and Radioactive Waste Workshop: In collaboration with Sogin S.p.A.*, EPRI, Palo Alto, CA: 2013. 3002001797
169. N. Martin, “Re-Conditioning of José Cabrera NPP Former Turbine Hall as a Decommissioning Auxiliary Facility,” in *Proceedings: 9th EPRI International Decommissioning and Radioactive Waste Workshop*, EPRI, Palo Alto, CA: 2011. 1024435.
170.  
[http://wwwpub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/CNPP2013\\_CD/countrypfiles/Switzerland/Switzerland.htm](http://wwwpub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/CNPP2013_CD/countrypfiles/Switzerland/Switzerland.htm)
171. A. Gunten, J. Heizinger, T. Herren, “First Decommissioning of a Commercially Operated Nuclear Power Plant in Switzerland,” *Kontec 2015: 12th International Symposium Conditioning of Radioactive Operational & Decommissioning Wastes*, March 25-27, 2015.



172. *Decommissioning Pre-Planning Manual*, EPRI, Palo Alto, CA: 2001. 1003025.
173. R. Reid, “Lessons Learned from EPRI Decommissioning Program: Pre-Planning and Early Decommissioning Tasks,” *2015 Workshop on Nuclear Power Plant Decommissioning*, March 18, 2015.
174. *Recent Chemical Decontamination Experience: 2012 Radiation Management and Source Term Technical Strategy Group Report*, EPRI, Palo Alto, CA: 2013. 3002000555.
175. R. Reid and R. McGrath, “Guidance for Decommissioning Plants Entering Safe Storage,” *Waste Management Symposium*, March 15-19, 2015, Phoenix, Arizona. WM15280.
176. *Decommissioning Planning: Experiences from U.S. Utilities*, EPRI, Palo Alto, CA: 2006. 1013510.
177. *Regulatory Process for Decommissioning Nuclear Power Reactors*, EPRI, Palo Alto, CA: 1998. TR-109032.
178. *Nuclear Plant Decommissioning Lessons Learned*, EPRI, Palo Alto, CA: 2010. 1021107.
179. *Decommissioning: Reactor Pressure Vessel Internals Segmentation*, EPRI, Palo Alto, CA: 2001. 1003029/
180. *Reactor Internals Segmentation Experience Report: Detailed Experiences 1993-2006*, EPRI, Palo Alto, CA: 2007. 1015122.
181. *Recent United States and International Experiences in Reactor Vessel and Internals Segmentation*, EPRI, Palo Alto, CA: 2011.1023024.
182. *Review a/Waste Management Best Practices During Nuclear Plant Decommissioning*, EPRI, Palo Alto, CA: 2015. 3002005252.

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

計畫名稱：

核能電廠除役作業安全審查技術研究

子項計畫五：

核電廠除役後廠址環境輻射偵測報告之

審查與驗證技術研究

計畫編號：106FCMA001

執行單位：國立清華大學

計畫主持人：裴晉哲

子項計畫五主持人：劉鴻鳴

報告作者：劉鴻鳴、陳美雪、劉文修

報告日期：中華民國 106 年 12 月

## 摘要

國內核電廠即將在近年內開始進行除役，本報告將著重於核電廠除役後廠址環境輻射偵測的部分，意即除役法規或文件中所謂的最終狀態偵檢，此階段為核電廠所有除役行動結束之後，用來評估廠址是否能以無限制使用或原先規劃用途釋出。過去相關研究以及台電除役規劃書中，在廠址釋出的最終狀態偵檢部分皆未有深入探討，本報告整理 MARSSIM 手冊有關最終狀態偵檢的部分做為技術指引，並同時以國外已除役之電廠 MAINE YANKEE 除役報告中最終狀態偵檢部分做為參考，對照該廠在分類、偵檢單元與偵檢設計上與 MARSSIM 之異同，做為未來國內電廠除役後廠址釋出之管制審查重點。

關鍵字：除役、MARSSIM、最終狀態偵檢、廠址釋出

## **ABSTRACT**

Nuclear power plants in Taiwan will act to decommission in recent years. This report focuses on the part of environmental radiation detection after decommissioning. In other words, it called the final status survey in regulations and documents of decommissioning. The action of decommissioning should be completed in the land area prior to beginning the final status survey and used to evaluate the site can be release for unrestricted use or other using way by initially planned. The past researches and post-shutdown decommissioning activities report of Taiwan power company, there were not in-depth exploration in final status survey of site release. This report summarizes the final status survey from MARSSIM used to be the technical guidelines and study the experience of final status survey with Maine Yankee's decommissioning report for reference and also compared with the similarities and differences in classification, survey unit and survey design with MARSSIM, it could be in accordance with the regulatory emphasis of the decommissioning with site release in the future.

Keyword: Decommissioning, MARSSIM, Final status survey 、 Site release

# 目錄

摘要 .....	i
ABSTRACT.....	ii
目錄 .....	iii
表目錄 .....	xiv
圖目錄 .....	xvii
第一章 前言.....	1
第二章 計畫目標與執行方法 .....	2
2.1 計畫目標 .....	2
2.2 執行方法 .....	2
第三章 MARSSIM 規範.....	4
3.1 MARSSIM 目的與範圍.....	4
3.1.1 MARSSIM 主要專有名詞.....	7
3.1.2 以偵測結果做成決策.....	11
3.2 輻射偵測與廠址調查(RSSI)流程 .....	12
3.3 證實符合以劑量或風險為基準的法規 .....	17
3.4 使用統計測試的決策 .....	18
3.4.1 小區域高活度 .....	19
3.4.2 均勻的污染分佈 .....	20

3.5 分類.....	21
3.6 偵測設計考量 .....	23
3.6.1 高活度地區的偵測設計考量 .....	23
3.6.2 均勻污染分佈的偵測設計考量 .....	24
3.7 發展整合偵測設計 .....	25
3.8 數據品質評估 .....	26
第四章 最終狀態偵檢(FSS)-MARSSIM .....	28
4.1 通則.....	28
4.2 偵測設計 .....	28
4.2.1 除役標準的應用 .....	29
4.2.2 污染物存在背景中--依統計測試決定數據點數 .....	30
4.2.3 污染物不存在背景中--依統計測試決定數據點數 .....	34
4.2.4 決定高活度小區域數據點數 .....	36
4.2.5 決定偵測位置 .....	40
4.2.6 決定調查基準 .....	45
4.3 發展整合的偵測策略 .....	48
4.3.1 建築物偵測 .....	50
4.3.2 土地偵測 .....	52
4.3.3 其它量測與取樣位置 .....	55

4.4 評估偵測結果 .....	55
4.5 文件管理 .....	56
第五章 國際間已除役電廠最終狀態偵檢經驗-MAINE YANKEE...	57
5.1 研析國際間除役後廠址環境輻射偵測之執行方式與評估方法.....	57
5.1.1 目的 .....	57
5.1.2 概述 .....	57
5.1.3 實施辦法 .....	60
5.1.4 法規要求和產業指導方針 .....	62
5.2 廠址區域分類 .....	62
5.2.1 未受影響區 .....	63
5.2.2 受影響區 .....	64
5.2.3 地下室、土地、嵌入式管道和埋地管道的初步分類	64
5.2.4 初步分類討論 .....	71
5.2.5 分類變更 .....	72
5.2.6 重新定義選定的偵檢區域邊界 .....	72
5.3 建立偵檢單元 .....	74
5.4 偵檢設計 .....	78
5.4.1 掃描測量覆蓋率 .....	78

5.4.2	決定樣本數量 .....	79
5.4.3	背景參考區域 .....	84
5.4.4	取樣網格和取樣位置 .....	85
5.4.5	偵檢包設計過程 .....	87
5.5	偵檢方法與儀器 .....	92
5.5.1	偵檢測量方法 .....	92
5.5.2	測量儀器 .....	101
5.6	調查水平和高活度地區測試 .....	117
5.6.1	調查水平 .....	117
5.6.2	調查程序 .....	117
5.6.3	高活度量測值比較 (Elevated Measurement Comparison,EMC).....	119
5.6.4	整治和重新分類 .....	121
5.6.5	重新偵檢 .....	123
5.7	數據收集和處理 .....	124
5.7.1	樣品處理和記錄保存 .....	124
5.7.2	數據管理 .....	124
5.7.3	數據驗證和有效性 .....	125
5.7.4	圖形數據審查 .....	126



5.8 數據評估與依從性 .....	127
5.8.1 統計分析的數據評估 .....	128
5.8.2 數據結論 .....	132
5.8.3 依從性 .....	133
5.9 報告格式 .....	133
5.9.1 歷史文件 .....	133
5.9.2 偵檢單元釋出記錄 .....	134
5.9.3 最終狀態偵檢報告 .....	134
5.9.4 其他報告 .....	136
5.10 FSS 品質保證計劃 (QAP) .....	136
5.10.1 專案管理與組織 .....	137
5.10.2 專案說明排程 .....	140
5.10.3 品質目標和測量標準 .....	140
5.10.4 測量/數據採集 .....	141
5.10.5 評估與監督 .....	143
5.10.6 數據驗證 .....	144
5.10.7 NRC 和狀態確認測量 .....	144
5.11 方法控制措施.....	145
5.11.1 轉移(Turnover) .....	145

5.11.2 巡檢.....	146
5.11.3 傳輸控制(Transfer of Control).....	147
5.11.4 隔離和控制措施 .....	147
5.12 MY 最終狀態偵檢附圖 .....	149
第六章 國際間已除役電廠最終狀態偵檢經驗-YANKEE ROWE..	155
6.1 參考相關文獻建議除役後廠址環境輻射偵測之驗證與輻射劑量評估作法 .....	155
6.2 範圍.....	156
6.3 FSS 流程摘要.....	156
6.4 FSS 計劃.....	159
6.4.1 數據品質目標 .....	159
6.4.2 偵檢區域和單元分類.....	163
6.4.3 參考坐標系 .....	165
6.4.4 參考區域和材料 .....	165
6.4.5 區域準備：隔離和控制 .....	167
6.4.5.1 區域準備 .....	167
6.4.5.2 最終狀態偵檢後的區域監測 .....	170
6.4.6 DCGL 的選擇 .....	171
6.4.6.1 總活度 DCGL .....	173

6.4.6.2 替代比率 DCGL .....	173
6.4.6.3 高活度量測值比較 (EMC) DCGL.....	176
6.5 最終狀態偵檢設計 .....	177
6.5.1 選擇固定測量和位置的數量 .....	180
6.5.1.1 建立可接受的決策誤差率 .....	180
6.5.1.2 確定相對位移 .....	181
6.5.1.3 選擇所需的 WRS 測量數量 .....	183
6.5.1.4 Sign 檢定選擇所需的測量數量 .....	183
6.5.1.5 評估第一級偵檢單元對附加測量的需求 .....	184
6.5.1.6 確定測量位置 .....	190
6.5.2 判斷性評估 .....	192
6.5.3 數據調查 .....	192
6.5.3.1 調查水平 .....	192
6.5.3.2 調查 .....	194
6.5.3.3 整治 .....	195
6.5.3.4 重新分類 .....	195
6.5.3.5 重新偵檢 .....	196
6.6 FSS 實施和數據收集 .....	197
6.6.1 偵檢方法 .....	198

6.6.1.1 掃描 .....	198
6.6.1.2 固定測量 .....	199
6.6.1.3 先進技術 .....	199
6.6.1.4 Bulk Spectroscopy Monitor .....	200
6.6.1.5 其他先進偵檢技術 .....	201
6.6.1.6 抽樣 .....	201
6.6.2 偵檢儀器 .....	202
6.6.2.1 儀器選擇 .....	202
6.6.2.2 校正和維護 .....	203
6.6.2.3 響應檢查 .....	204
6.6.2.4 MDC 計算 .....	205
6.6.2.4.1 固定測量的 MDC <sub>s</sub> .....	205
6.6.2.4.2 用於掃描偵檢結構表面 Beta-Gamma 的 MDC <sub>s</sub> .....	207
6.6.2.4.3 用於結構表面 Alpha 掃描偵檢的 MDC <sub>s</sub> .....	208
6.6.2.4.4 土地面積 Gamma 掃描的 MDC <sub>s</sub> .....	209
6.6.2.5 掃描熱粒子的 MDC <sub>s</sub> .....	211
6.6.2.6 典型儀器和 MDC <sub>s</sub> .....	212
6.6.3 偵檢考量 .....	213

6.6.3.1 建築物和結構的偵檢考量 .....	214
6.6.3.1.1 表面下的活度 .....	215
6.6.3.1.2 建築基礎外表面 .....	215
6.6.3.1.3 埋地管道、雨水下水道、下水道系統、管道系統和地面排水管 .....	216
6.6.3.1.4 混凝土碎片 .....	216
6.6.3.2 室外偵檢的考量 .....	217
6.6.3.2.1 表面土壤中的殘留放射性 .....	217
6.6.3.2.2 地下土壤殘留的放射性 .....	217
6.6.3.2.3 鋪設路面區域 .....	220
6.6.3.2.4 地下水 .....	220
6.6.3.2.5 沉積物 .....	221
6.7 最終狀態偵檢數據評估 .....	221
6.7.1 Wilcoxon Rank Sum Test .....	224
6.7.2 Sign 檢定 .....	225
6.7.3 高活度量測值比較 .....	227
6.7.4 歸一法則 .....	228
6.7.5 數據評估結論 .....	228
6.8 最終狀態偵檢報告 .....	229

6.9 最終狀態偵檢品質保證和品質控制偵檢 .....	231
6.9.1 介紹 .....	231
6.9.2 組織 .....	232
6.9.3 程序控制 .....	232
6.9.4 設計控制 .....	233
6.9.5 採購文件控制 .....	233
6.9.6 指示、程序和繪圖 .....	233
6.9.7 文件控制 .....	233
6.9.8 購買材料、物品和服務的控制 .....	234
6.9.9 特性程序的控制 .....	234
6.9.10 檢查 .....	234
6.9.11 測量和測試設備的控制 .....	234
6.9.12 處理、儲存和運輸 .....	234
6.9.13 不合格控制 .....	235
6.9.14 糾正措施 .....	235
6.9.15 記錄 .....	235
6.9.16 審計 .....	235
第七章 國際間除役核電廠與 MARSSIM 規範之電腦程式適用性研 析 .....	237

第八章 建立除役後廠址環境輻射偵測報告之審查重點與接受準則	
.....	240
第九章 結論與建議	243
參考資料	246

## 表目錄

表 3-1 依據最終狀態偵檢之偵檢單元分類所建議證明符合之條件..	26
表 4-1 給訂相對偏移值( $\Delta/\sigma$ )之 $P_r$ 值(汙染存在於背景中).....	33
表 4-2 選擇之 $\alpha$ 、 $\beta$ 值所代表的百分率 .....	33
表 4-3 Wilcoxon Rank Sum Test 所使用的 $N/2$ 值 .....	34
表 4-4 給定相對偏移值( $\Delta/\sigma$ )之 Sign P 值(汙染不存在於背景中)...	35
表 4-5 Sign Test 所使用的 $N$ 值 .....	36
表 4-6 室外面積因子參考範例 .....	38
表 4-7 室內面積因子參考範例 .....	38
表 4-8 最終狀態偵檢調查基準範例 .....	46
表 5-1 偵檢單元分類-建築物地下室 .....	67
表 5-2 偵檢單元分類-建築物基礎 a.....	67
表 5-3 偵檢單元分類-建築物基礎 b.....	68
表 5-4 偵檢單元分類-建築物基礎 c.....	68
表 5-5 偵檢單元分類-土地 a.....	69
表 5-6 偵檢單元分類-土地 b.....	69
表 5-7 偵檢單元分類-土地 c.....	70
表 5-8 可能透過回填結構基座而增廣的土地面積 a.....	70
表 5-9 可能透過回填結構基座而增廣的土地面積 b.....	70



表 5-10 可能透過回填結構基座而增廣的土地面積 c .....	71
表 5-11 偵檢單元分類-嵌入式和埋地式管線 .....	71
表 5-12 偵檢單元面積 .....	77
表 5-13 掃描測量覆蓋率 .....	79
表 5-14 受污染介質 $\beta$ 能量 .....	83
表 5-15 最終狀態偵檢中使用儀器 .....	104
表 5-16 限制區外的 DCGL .....	109
表 5-17 E-600 儀器之 $\beta$ - $\gamma$ 掃描 MDC .....	109
表 5-18 儀器效率 .....	113
表 5-19 測量檢測靈敏度 .....	116
表 5-20 調查水平 .....	118
表 5-21 行動水平 .....	123
表 5-22 使用 WRS 檢定時樣品測量的解釋 .....	128
表 5-23 使用 Sign 測試時樣品測量的解釋 .....	128
表 6-1 YNPS 偵檢單元表面積限制 .....	164
表 6-2 調查水平 .....	193
表 6-3 傳統掃描覆蓋率要求 .....	199
表 6-4 可用的儀器和檢測靈敏度 .....	213
表 6-5 偵檢結果初步評估（使用背景參考區） .....	223

表 6-6 偵檢結果初步評估（背景參考區域未使用） .....	223
表 7-1 國際間研發與應用的生物圈之輻射劑量及風險評估程式....	238
表 8-1 除役時程與管制規劃 .....	241

## 圖目錄

圖 4-1 隨機測量模式之範例 .....	42
圖 4-2 隨機-開始三角格點量測模式之範例.....	45
圖 5-1 受影響和不受影響區[9] .....	149
圖 5-2 第 1 級區域[9] .....	150
圖 5-3 偵檢區域[9] .....	151
圖 5-4 廠址網格[9] .....	152
圖 5-5 偵檢區域網格[9] .....	153
圖 5-6 最終狀態偵檢組織[9] .....	154
圖 6-1 FSS 組織 .....	236
圖 7-1 MARSSIM 和電腦程式於除役核電廠之應用 .....	237

## 第一章 前言

核子反應器設施之除役，其拆除後之廠址環境輻射劑量，必須符合執照終止接受標準，此除了可確保民眾在除役廠址上或附近區域活動時的健康及安全之外，也可強化拆除廠址上之土地或建物有可再被活化利用的可能性，例如：工業或農、牧等用途。為了確保核電廠除役之後，廠址環境輻射劑量可符合接受標準，通常核電廠在除役之前必須針對廠址上的土地、建物等進行特性調查與環境輻射檢測，並據此採取適當的處置措施。民國 92 年元月公布施行「核子反應器設施管制法」，其中第 21 至 28 條對核子反應器設施之除役明訂管制規定。另「核子反應器設施管制法施行細則」第 16 條至 20 條，明確規範核子反應器設施除役作業之完成期限、廠址除役後之輻射劑量規定、除役計畫變更涉及重要管制事件之範圍、有危害公眾健康與安全或環境生態之虞者之定義，以及除役後廠址環境輻射偵測報告內容應包括之事項等。民國 93 年 7 月發布施行「核子反應器設施除役許可申請審核辦法」，明訂除役許可申請應備之文件、審核程序及其他應遵行事項。由於核電廠的土地面積幅員廣闊，各式建物林立其中，想要完整且順利地進行除役廠址的特性調查及環境輻射污染檢測實屬不易。因此，針對除役廠址的特性調查與環境輻射檢測制定與管制單位對其審查與驗證技術，係為除役核電廠廠址釋出前的一項重要工作。

## 第二章 計畫目標與執行方法

### 2.1 計畫目標

本計畫將著重於輻射偵測設計與偵測方法進行深入研究，且主要參考國外已成功除役電廠之執行經驗。廠址歷史評估、界定範圍偵檢、特性調查偵檢、改善行動輔助偵檢、最終狀態偵檢及最終驗證偵檢等評估方法，提供給國內核能管制單位做為未來國內核電廠除役後廠址環境輻射偵測報告之審查與驗證之參考依據。

### 2.2 執行方法

除役工作包括將核子反應器內的用過核子燃料移出至用過核子燃料池、全系統除污與個別系統除污、將用過核子燃料自用過核子燃料池移除(移至暫貯中心或乾式貯存設施)、反應器壓力槽及大型組件拆除、切割與移除、廠區混凝土表面的除污與廠房的拆除、有害及放射性廢棄物之貯存與清運、執行廠址環境輻射偵測並完成廠址復原。根據 MARSSIM(多重機構放射性偵測與廠址調查手冊，Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual)之定義，若物質中的核種活度濃度會造成與廠址使用劑量標準相同的總有效劑量或風險值，則將該活度濃度值稱為導出濃度指引水平 DCGL。除役後廠址最終輻射偵測(即 MARSSIM 所指之「最終狀態偵測(Final Status Survey)」之規劃，係針對土地、建物等區域，依據其未來使用之目的，分別推導其 DCGL，藉此可對區域內細部的偵檢單元進行受輻射影響程度的分

級，進而有助於規劃量測位置、取樣密度等作業細節。本計畫將著重於輻射偵測設計與偵測方法進行深入研究，且參考國外已成功除役電廠之執行經驗與評估方法，提供給國內核能管制單位做為未來國內核電廠除役後廠址環境輻射偵測報告之審查與驗證之參考依據。以下為主要執行之工作項目：

1. 研析國際間除役後廠址環境輻射偵測之執行方式與評估方法。
2. 參考相關文獻建議除役後廠址環境輻射偵測之驗證與輻射劑量評估作法。
3. 建立除役後廠址環境輻射偵測報告之審查重點與接受準則。

## 第三章 MARSSIM 規範

### 3.1 MARSSIM 目的與範圍

放射性廢棄物的產生、處理、使用與貯存，均可能造成廠址的放射性污染，在美國含有放射性污染之廠址包括面積涵蓋數平方公里的聯邦武器製造設施，到小型醫院的核子醫藥部門都有。而台灣可能有的放射性污染廠址主要為核能電廠、原能會之核能研究所，以及涉及到放射性物質之使用與教學之學校、醫院或是研究機構等等。業主必須檢視場址有無污染，若有則必須清除，以決定廠址未來將採限制用途之外釋或無條件使用。在美國由環保署(EPA)、核管會(NRC)、能源部(DOE)，負責廠址清潔後的釋出審查，並在聯邦機構，如能源部(DOE)、國防部(DOD) 的管制下執行，某些州政府也負起類似廠址的管制責任。而在我國則由原能會擔負審查與管制之責任。

多重機構放射性偵測與廠址調查手冊(MARSSIM)為美國環保署、核管會、能源部所共同提出針對潛在放射性污染廠址之釋出的一个國家性共同解決方案，規劃執行潛在污染廠址的放射性偵測與調查作業來達到廠址釋出的目的。該解決方案同時兼顧了科學上的嚴謹與彈性，足以應用到各樣不同清潔狀況的廠址。MARSSIM 標題用到"偵測"，是因其提供"偵測"之計畫與執行所需資訊；另也用到"廠址調查"，是因 MARSSIM 中提及的流程，允許業主首先執行可能與放射性污染有關之蒐集數據或資訊之廠址調查活動。而改善之後的除役活動須向負責管制的聯邦或州政府機構提出證明，證

實清潔計畫是成功的，並達到外釋清潔標準。在 MARSSIM 中，這種證明訂名為"最終狀態偵檢" (Final Status Survey, FSS)，MARSSIM 協助廠址人員執行或評估該證明。證明符合法規的偵測活動，包含三個彼此相關連的部分：

1. 轉換：將清潔/外釋標準(如 mSv/y、mrem/y、特定風險)，轉換為相關連之導出污染物濃度水平(如土壤中 Bq/kg 或 pCi/g)，而該水平是以環境路徑模擬計算而得。在 MARSSIM 中是以導出濃度指引水平 (Derived Concentration Guideline Level, DCGL)，作為一評估水平值。
2. 量測：應用合適的現場或實驗室量測技術得到殘存放射性污染水平與分佈的科學上完整、可辯護的特定廠址數據，也包含背景放射性的水平與分佈。
3. 決策：應用統計決策法則，在可接受的不準度下決定取樣中獲取的數據是否足以支持廠址符合外釋標準的評估結果。

上述第 1 項轉換之工作由 RESRAD 程式執行。RESRAD (RESidual RADioactive) 是美國能源部、核管會及其它聯邦機構所使用，用來將輻射以劑量表示的清潔標準轉換為廠址特定 DCGL 值之要求。因此廠界民眾劑量之法規限值雖相同，在不同廠址條件之下，各個廠址內造成相同劑量法規限值的 DCGL 值卻不一定相同，並且各放射性核種均有其各自的 DCGL 值。



以 RESRAD 計算出 DCGL，再透過 MARSSIM 概念之執行，完整完成最終狀態偵檢(FSS)以達到廠址無條件或限制性釋出之目的。

而 MARSSIM 則提供完整的指引，特別針對 2、3 項—於表土及建築物的污染上。該指引描述以效能為基準(Performance-based)的解決方案來證明符合以劑量或風險為基準的法規。該方案包含確定數據品質需求之流程及執行偵測時之限制，數據品質需求即為數據品質目標(DQOs)，包含對數據特定用途的效能衡量與目標。

MARSSIM 提供廠址表土及建築物表面放射性污染物符合法規的計畫、執行、評估與決策的方法，MARSSIM 描述下列一般可接受的解決方法：

1. 廠址表土及建築物表面污染的範圍界定、特性調查、改善、最終狀態偵檢(FSS)的計畫與設計。
2. 廠址歷史評估(Historical Site Assessment, HSA)。
3. 數據蒐集與分析的品保/品管。
4. 執行偵測。現場及實驗室的方法、儀器與放射性實驗室的界面。
5. 統計假設測試及統計數據的解讀。
6. 文件化。

### 3.1.1 MARSSIM 主要專有名詞

- 輻射劑量(Radiation Dose)定義為來自體外輻射劑量的有效劑量(EDE)及來自體內輻射的約定有效劑量(CEDE)。而總體劑量(Total Dose)即為 EDE 與 CEDE 之和，稱為總有效劑量(TEDE)。
- 外釋標準(Release Criterion)是一個以劑量(毫西弗/年或毫侖目/年)或風險(致癌率或致死率)表達的法規限值，有時用外釋限值(Release Limit)或清潔標準(Cleanup Standard)來表示外釋標準。一般來說典型的外釋標準是依據 TEDE 訂定而出。CEDE、致癌風險(罹病率)或癌症致死風險(死亡率)，一般皆無法直接量測。
- 曝露途徑模型(Exposure Pathway Modelling)是用來計算能達到外釋標準之劑量(TEDE 或 CEDE)或特定風險值的特定核種預估濃度或特定核種表面區域濃度。MARSSIM 定義此濃度值定名為導出濃度指引水平(DCGL)。曝露途徑模型分析各種曝露途徑和情節，以便轉換劑量或風險限值成為濃度。

DCGL 值可取自權責管制機構以假設模型輸入參數計算所得之數值，使用者也可選擇以自身廠址特定參數計算所得 DCGL。一般而言 DCGL 的單位與執行證明合乎法規要求的量測所得之單位（如 Bq/kg 或 pCi/g, Bq/m<sup>2</sup> 或 dpm/100cm<sup>2</sup>）是相同的，方便比較偵測結果與 DCGL 值。

而 DCGL 值的推導過程並非 MARSSIM 手冊所討論的範圍，但須瞭解推導理論基礎的假設，推導假設必須與證明符合法規的偵測計畫假設一致，用來轉換劑量或風險限值成為特定介質濃度的一個最重要假設，就是污染區域的模型假設。其它考量包含取樣深度、成份、模型參數與曝露情節。MARSSIM 在污染區域上定義出兩種潛在的 DCGL 值：

1. 若殘存污染均勻分佈在廣大區域上，MARSSIM 取全部區域的平均值；而  $DCGL_w$  值（統計測試所得到的 DCGL）的推導則是基於廣大區域的平均濃度。
  2. 若殘存污染在廣大區域上出現小區域的高活度，該區域小於兩個量測點之間的區域，MARSSIM 考慮採用個別量測的結果；而  $DCGL_{EMC}$  值（用於量測值升高比較的 DCGL）則單獨推導自這些小區域，並採用不同於廣大區域的曝露假設。
- 調查基準 (Investigation Level) 是以釋出標準為基準的特定放射性核種水平，若超出該值，則應採取進一步調查或改善措施。在除役早期階段，調查基準可用來確定需進一步調查的區域，同時在證明符合法規要求階段可做為篩選工具，用來確定廠址所有區域是否存在潛在問題。DCGL 值就是一個特定的調查基準值。

- 行動水平 (action level) 為決策者據以自數個行動方案選擇一個的數值，這可能是法規管限制值標準(如飲用水的最大污染水平)，以劑量或風險為基準的濃度水平(如 DCGL)，或一個以參考區為基準的標準。
- 單一法則 (混合物法則)( unity rule) 為當可自背景中分辨出濃度的核種超過一種，無法進行單一濃度比較時所採用的法則。此時，核種混合物將與單一法則產生的預設濃度比較，其值來自 1)混合物中每個核種濃度的比例，2)該核種濃度的合宜預設值。混合物中所有核種的比例總和不能大於 1。
- 廠址(Site)是指任何裝置、設施、或任何實質上分開的一塊土地、任何建築物、結構或其中某部分，成為偵測與調查的考慮對象。區域(Area)是一般通用術語，指廠址的一小部分或整個廠址。
- 偵檢單元(survey unit)是指包含結構物或指定尺寸形狀的土地區域，可做個別的決策，以訂出該區域是否超過釋出標準。決策是最終狀態偵檢(FSS)定出的結果，該偵測指在輻射偵測與廠址調查(RSSI)流程中用以證明廠址污染是否符合法規或標準的偵測。偵檢單元的尺寸、形狀之決定是基於以下幾個因素，如污染的潛在性、污染預期的分佈、廠址上任何實質的邊界(如建築物、圍籬、土壤型式、地表水體)等。

在 MARSSIM 中的量測包含：1) 以偵測儀器來決定取自評估介質的樣本內或樣本表面的放射性含量或水平。2) 藉由實際的量測所得到的數量。所謂的直接量測是將偵測儀器靠近偵測介質，並自偵測儀器讀數中直接推論放射性水平。掃描也是一種量測技術，指以等速移動可攜式輻射偵測儀器在受測區域表面上方，以半定量式地量測高活度區域。取樣(Sampling)是一種蒐集部分環境介質的流程，可做為區域存留介質的代表。分析蒐集的介質，用以確定污染物及濃度。樣本(Sample)也可指從群體中取出一組來做個別量測，以得著整體群組的特性。樣本的第二個定義主要用在統計討論上。

- 背景參考區域(Background reference area)是執行代表性參考量測的地理區域，為與偵檢單元的量測值做比較。背景參考區域定義為與偵檢單元具有同樣的物理、化學、輻射與生物特性的區域，以及可供調查卻未被廠址活動所污染的未受影響區域。
- 計畫偵測內容、執行偵測計畫以及決策前評估偵測結果的流程，稱為數據生命週期(Data Life Cycle, DLC)。偵測計畫使用數據品質目標(DQO)流程來保證偵測結果具足夠品質與數量供決策使用。品質保證與品質管制(QA/QC)程序在執行偵測計畫階段實施，以蒐集必要資訊來評估偵測結果。數據品質評估(DQA)是一套評估偵測結果、決定數據品質滿足偵測目標，並解釋偵測結果以做成決策的流程。

建立一個系統性流程及品質架構，對所蒐集用以支持決策的數據品質與數量提供足夠的信心；而用以支持決策的數據，背後應有計畫性的文件，記錄品質保證與品質管制程序如何應用，以獲取真正需要與預期的型式與品質之結果。各有許多名詞描述各種計畫性文件，其中有部分只記錄偵測設計流程的一小部分。MARSSIM 使用品質保證專案計畫 (Quality Assurance Project Plan, QAPP)來描述單一文件如何包含偵測設計的所有元素。

### 3.1.2 以偵測結果做成決策

證明符合法規標準，只是個單純的決策，決定偵檢單元是否符合外釋標準。對大部分的廠址而言，該決策來自一次或多次的偵測結果，當偵測結果用來支持該決策時，決策者須保證這些數據具充足的信心足以支持該決策。一般而言，數據經過評估後決策者將做下正確的決定，但是因偵測結果之不確定性無法避免，偵測結果所支持的決策發生錯誤的可能性也就無法避免。因此採取積極行動控管偵測結果的不確定性，以做出可辯護的良好決策益形重要。積極行動包括訂出適宜的偵測計畫，以控管不確定性的各種已知因素；在偵測計畫執行階段適當地應用品質管制程序，以檢驗並控制錯誤來源；在使用偵測數據以支持決策前，小心分析不確定性。這些行動描述了在每種偵測形式中的數據處理流程，並結合於數據生命週期(DLC)中。

### 3.2 輻射偵測與廠址調查(RSSI)流程

輻射偵測與廠址調查(RSSI)流程是一系列的偵測，用以證實廠址放射性污染物符合以劑量或風險為基準的法規標準。RSSI 流程中有六個主要步驟：

1. 廠址身份確定。
2. 廠址歷史評估(Historical Site Assessment, HSA)。
3. 範圍界定偵測(Scoping Survey)。
4. 特性偵測(Characterization Survey)。
5. 改善行動輔助偵測(Remedial Action Support Survey)。
6. 最終狀態偵檢(Final Status Survey, FSS)。

廠址歷史評估(HSA)的主要目的是蒐集廠址及其周遭環境的現存資訊。HSA 主要目標為：

1. 確認潛在污染源。
2. 決定廠址是否對人類健康及環境造成威脅。
3. 從未受影響區中將受影響區分別出來。
4. 提供範圍界定偵測及特性偵測所需之設計資訊。
5. 提供可能之污染遷移評估。

6. 確定與正在執行調查的廠址有關之額外潛在放射性廠址。

HSA 通常包含三個階段：候選廠址的確認、設施或廠址的先期調查、廠址訪查或檢視。HSA 報告即是對於在 HSA 期間所收集到的資料，進行評估之作業。

若 HSA 蒐集的數據顯示某個區域受影響，則可執行範圍界定偵測。範圍界定偵測基於有限的量測提供特定廠址資訊。範圍界定偵測的主要目標為：

1. 執行先期災害與風險評估。
2. 將所有或部分廠址分類為第 3 級區域。
3. 評估偵測計畫能否最適切地使用於特性調查或最終狀態偵檢(FSS)中。
4. 若需要，則提供特性偵測設計所需資訊。

範圍界定偵測在 HSA 完成後執行，包含針對 HSA 數據的判斷及現場的量測，若 HSA 結果顯示一個區域為第 3 級(區域分類法見 MARSSIM 文獻 NUREG-1575, Rev.1, 第 2.2 節)，範圍界定偵測後該區並未發現污染物，則該區域可被分類為第 3 級，並執行第 3 級的 FSS。若範圍界定偵測找出污染位置，則該區域可考慮分類為第 1 級(或第 2 級)，並執行特性調查偵測，並且應蒐集足夠資訊，以識別出必須立即進行輻射關注的區域。



基於 HSA 及範圍界定偵測，若一區域可分類為 FSS 的第 1 或第 2 級，那麼執行特性調查偵測即為必要的。特性調查偵測的主要目標為：

1. 決定污染的性質與程度。
2. 蒐集數據以協助評估改善方案與技術。
3. 評估偵測計畫能否調校完整，以供 FSS 使用。
4. 提供 FSS 設計所需資訊。

分類 (Classification) 是透過根據輻射特性，描述某地區輻射水平的過程。輻射偵檢單元分類的重要性是決定是否需執行最終狀態輻射偵檢作業與設計與發展偵檢方式。在 MARSSIM 過程中，可先完成初步地區輻射水平分類，此一分類對於規劃未來的輻射偵檢很有用。不可能具有殘餘污染潛力的地區，可分類為「未受影響區」(Non-impacted Area)，這些地區在除役早期便已被確認沒有來自廠址操作的放射性影響。有一些可能有殘餘污染潛力的地區，被歸類為「受影響區」(Impacted Area)。受影響區可再進一步區分為三大類：第 1 級地區：現在或是曾經進行改善行動的地區，其放射污染潛力 (依廠址操作歷史紀錄) 或者已知污染值 (依先前的放射性輻射偵檢結果) 高於 DCGL 之區域。第 1 級地區的例子有：(1) 場址地區先前曾進行改善行動者；(2) 已知有滲漏或溢出情形發生的地區；(3) 早前用於廢棄物掩埋或處置的場址；(4) 廢棄物儲存的場址；與 (5) 含有不連續

的固體塊狀物質其上有污染物與高比活度區域。第 2 級地區：現在或是曾經列於優先改善的地區，具有放射污染潛力（依廠址操作歷史紀錄）或者已知有污染（依先前的放射性輻射偵檢結果）但並未超過  $DCGL_w$  值。為了確認等級由第 1 級 改變為第 2 級，應有實際的量測數據，提供高可信度證明，即不存在任何一個數據超出  $DCGL_w$  值。欲決定可重新歸類為第 2 級的地區，應依據特定廠址的特性做適當的考量。依據最終狀態輻射偵檢可歸類為第 2 級地區的有：(1) 放射性物質以非密封形式出現的地區；(2) 有潛在污染物遷移的路徑；(3) 排放點的下風地區；(4) 易吸附放射性浮塵的建築物或房間上方的牆壁和天花板；(5) 處理低濃度放射性物質的地區；(6) 從前污染管制地區的周邊地區。第 3 級地區：依據場址操作歷史與先前的放射性輻射偵檢結果，不預期含有任何殘餘放射活性，或者殘餘放射活性遠低於  $DCGL_w$  值的地區。包括第 1 級與第 2 級地區周圍的緩衝地帶，或受放射性核種污染的可能性很低但無充份的資訊來證明其為“未受輻射影響區”。

特性調查偵測是這些輻射偵測方法當中，執行最為廣泛及產生最多數據的偵測，包含準備參考座標、系統化和專業判斷的量測，以及各種不同介質的偵測(如表土、建築物內部與外部的表面)。哪些環境介質需要偵測，透過 RSSI 流程，不同廠址有不同決策。

若一區域經特性調查偵測後，確定污染超過 DCGL 值，則須準備除污計畫。當執行改善時，改善行動輔助偵測即須進行，並同步引導執行中的清除作業。改善行動輔助偵測執行目標為：

1. 支持改善行動。
2. 決定廠址或偵檢單元何時適合進行 FSS。
3. 提供最新特定廠址參數估計，以供 FSS 之計畫使用。

決定改善後的偵檢單元是否適合 FSS，是 RSSI 流程中極重要的一個步驟。此外，改善行動會改變偵檢單元的污染分佈，而對大部分的偵檢單元而言，在最終狀態計畫階段所使用的特定廠址參數(如放射性核種濃度的變化，小區域高活度的可能性)須在改善後重新建立。在改善行動輔助偵測計畫階段，就應考慮如何取得這些重要參數的更新值。

最後狀態偵測(FSS)的目的是為證明廠址符合外釋法規標準，是 MARSSIM 的主要焦點。其主要目標如下：

1. 選擇/驗證偵檢單元的分類。
2. 證明每個偵檢單元其殘存放射性的潛在劑量或風險在外釋標準以下。
3. 證明每個偵檢單元其小區域高活度的潛在劑量或風險在外釋標準以下。

FSS 提供數據，以證明所有的輻射參數滿足所定的導則數值與條件。而雖然在討論 FSS 時，似乎只是廠址調查過程中的某一階段，但事實並非如

此；在 RSSI 流程中其它偵測所建立的數據一如範圍界定、特性調查、及改善行動輔助偵測，只要品質足夠，均可提供有價值資訊以供 FSS 之計畫使用。

廠址的污染定位與污染程度的特性描述上，專業判斷與判斷後的特定取樣很重要。然而，MARSSIM 的重心放在 FSS 的規劃上，採用更系統化的方法來進行取樣。系統性的取樣是依循統計測試的原理，使取樣具有代表性。

負責的主管機關經常需要確認廠址的輻射水平是否可接受而外釋，確認的動作是由主管機關或由公正第三者來完成。確認與證實過程中所需進行的大部分工作，在於審查與評估輻射偵測活動的文件與數據。評估過程中可能包含廠址的訪查，了解輻射偵測的量測程序或樣品的實驗室分析方法。所以，每一種類型的輻射偵測在規劃階段，須說明其確認與證實的方法。某些情況下，改善行動後的取樣與分析可由其他公正的團體執行。輻射偵測結果的審查，包含查證資料品質目標是否達成，審查證明符合標準的分析數據，與查證作出廠址免除管制決定的統計測試結果。在整個 RSSI 過程中，進行數據確認與證實工作是一項不間斷的過程。

### **3.3 證實符合以劑量或風險為基準的法規**

MARSSIM 提供一套程序，來證明符合以劑量或風險為基準之法規標準，RSSI 流程提供在計畫與執行輻射偵測時的彈性，可以依據個別廠址的特性

作考量。採用以劑量或風險為基準的法規，通常容許使用者針對放射性核種與各個廠址的差異性作考量。

FSS 的設計就是要證明廠址能符合外釋標準。在 RSSI 作業流程，初期的偵測（如範圍與特性偵測）是為了提供 FSS 規劃時所需的決策與假設而執行的。為了讓偵測設計有最大的彈性，MARSSIM 使用 RSSI 程序作為設計偵測的導則。使用者可利用現有少數的設計資源，來制定出可接受的偵測設計。

### 3.4 使用統計測試的決策

證實符合標準的目的，是為廠址並未超過外釋標準一事上，提供某種程度的信心，但任何決策均無法證明其具有 100% 的信心水平，因為數據總包含著一些不確定性。統計方法的使用，可以針對特定廠址未超過外釋標準的可能性，做出機率上的定量估算。統計方法也可以指明做出錯誤決策之機率，並以科學上明確的方法從一組量測數據外推至整個廠址。在執行統計測試之前，應清楚陳述無效假設。在 MARSSIM 中無效假設的定義是：“偵檢單元的殘餘放射性超過外釋標準”。該敘述直接陳明管制者對證實符合標準議題上所關注的內容，並把證實廠址符合標準的責任重擔放在廠址所有人或負責團體的身上。一個受到輻射影響的廠址，預期有區域被污染，所以無效假設的陳述對於這些廠址而言是合理的。

執行統計測試所需資訊內容，是依發展測試時所設定的假設前提的內容而決定，在 MARSSIM 中建議使用無參數統計測試 (Nonparametric Statistical Test)，因為此一測試僅需要較少的數據來證實這些假設。MARSSIM 中所描述的測試方法比其它的統計測試方法更易瞭解與執行。

廠址的情況也可能影響統計測試的選擇，特別是殘餘放射性濃度的分佈情形，如：污染是否均勻地分佈、是否有小區域的高活度、殘餘放射性是在表面、介質體內或次表面。為了證明 RSSI 作業流程可適用於放射性廠址，MARSSIM 僅提出表面土壤與建築物表面做 FSS 以證實符合標準，因為土壤與建築物表面最常發生放射性污染。

### 3.4.1 小區域高活度

雖然 DCGL 值的推導不在 MARSSIM 範圍之內，但制訂 DCGL 使用的曝露途徑模式(exposure pathway models)，係假設污染相對均勻的分佈。當然這是理想情況，高活度的小區域，更是許多廠址所關注的。

MARSSIM 利用與調查基準值(investigation level)的簡單比較，來說明所關注的高活度小區域。高活度量測值比較 (EMC) 是個保守的方法，其中每筆量測值都必須低於行動水平。此一比較的調查基準值稱為  $DCGL_{EMC}$ ，係  $DCGL_w$  為適用於高活度小區域所作的調整數值。此一面積因子的修正理由合宜，因其曝露假設 (如曝露時間與持續時間) 和開發  $DCGL_w$  所使用的假設相同。

如在一被隔離地區發現有殘留高活度且分佈均勻，可採用“單一法則 (unity rule)”來計算，以確保總劑量或風險值可符合外釋標準。如果出現一個以上高活度的小區域，應該分別計算每一地區劑量或風險。當選用“單一法則”時，如有可用的曝露途徑模式，就能計算真實殘留活度造成的劑量或風險。一般只有第 1 級偵檢單元才做此考慮，第 2 級或第 3 級偵檢單元中比較不會出現高活度地區。

### 3.4.2 均勻的污染分佈

推導 DCGL 之初，假設污染均勻分佈，但實際上量測會有變數，主要是污染在空間中隨機分布的特性，及量測過程中的不確定性造成。從這樣的分佈中求得的量測算數平均值，可以作為代表證實符合標準的關注參數。

WRS (Wilcoxon Rank Sum) 統計測試法，應用於偵檢單元核種濃度與天然背景核種濃度之比較上；當所關注的核種並未在背景中出現時，則建議採用 Sign Test 統計測試法。

WRS 與 Sign Test 統計測試是用來決定整個偵檢單元均勻分佈的殘留活度是否超過  $DCGL_w$ ，這些方法是依量測值的大小依序排列，其結果一般是以中數值 (median) 表示。當基本量測值大小分佈很對稱時，平均值會等於中數值。當分佈不對稱時，中數值近似於平均值。許多的研究顯示，中數值是一個比較合理的數值。然而，量測值的分佈偏向右邊，則平均值一般會大於中數值。在某些嚴重的狀況下，平均值可能會超過  $DCGL_w$ ，而中數值不

會，因此 MARSSIM 建議在解釋這些數據前，先將偵檢單元的平均值和  $DCGL_w$  比較。

WRS 測試是雙樣品測試法 (Two-Sample Test)，係將偵檢單元的量測結果值與參考地區的量測值比較。這個測試的執行，首先將  $DCGL_w$  值加入每一參考地區的量測值之中。再將偵檢單元數據與修正後的參考地區數據列表，並按值的大小依序排列，如果參考地區量測值明顯高於偵檢單元的量測值，表示偵檢單元符合外釋標準。Sign Test 測試是單樣品測試法 (One-Sample Test)，係將偵檢單元的量測值與  $DCGL_w$  比較。此方法首先以  $DCGL_w$  值減去偵檢單元的量測值，再以結果分佈的中間數是否大於 0 來作測試，如果大於 0，則表示偵檢單元符合外釋標準。

### 3.5 分類

偵檢單元的輻射等級劃分，對於偵測設計而言極為重要，因為這會影響輻射偵測的工作量。最初以 HSA 的結果將地區初步分類為受影響或未受影響區。未受影響區沒有存在殘餘污染的合理可能性，不需要進一步地證實，即可符合外釋標準。當規劃 FSS 時，受影響地區可進一步地再劃分成數個偵檢單元，如果偵檢單元分類不正確，則做錯誤決策的可能性會增加。為此緣故，所有受影響區的輻射水平一開始都假設為第 1 級，第 1 級地區需要花費較大心力，因為已知存在高於  $DCGL_w$  的污染或未知其濃度的污染。



若資訊顯示出潛在或已知污染低於  $DCGL_w$ ，該地區或偵檢單元即可重新分類為第 2 級或第 3 級。

欲證實符合外釋標準，至少需要部份的數據。可獲得的數據越多，越能增加地區輻射等級分類的信心。對於受影響區，最初的假設是欠缺所需要的數據，故假設為第 1 級分類。這和無效假設的陳述相符，即偵檢單元已受污染，對管制者而言這是最有效的方案。

並非一個地區的所有可收集到的數據都被應用到證實符合的目的上，但若沒有使用適當的程序或設計，所收集數據的統計測試結果，可能僅有些許或毫無價值。MARSSIM 用現有存在的數據做定性評估，比較不會漏失可能有價值的數據。未受影響區代表證實符合所需的數據可從現有來源獲得，因此不必考慮統計測試。第 2 級或第 3 級表示該偵檢單元某些敘述潛在污染的數據可以取得。數據蒐集建議將修正為已存在數據的說明，而統計測試是針對 FSS 階段所蒐集的數據作測試。

總之保守的假設將地區輻射分類為第 1 級，只適用於受影響的廠址。HSA 的結果為依現有的數據與專業的判斷，將廠址初步分為受影響或未受影響區兩類。

## 3.6 偵測設計考量

### 3.6.1 高活度地區的偵測設計考量

掃描偵測一般用於識別高活度小區域，該區域的大小在偵測設計時會影響  $DCGL_{EMC}$  值，這也就決定了掃描技術偵測這些區域的能力。大區域的  $DCGL_{EMC}$  較小，比小區域更難量測。

100 % 掃描意味著掃描偵檢單元的全部表面。100 % 掃描對偵檢單元內所有高活度地區都被偵測出來一事上，提供較高的信心水平。第 2 級或第 3 級區內有高活度地區的可能性很小，100 % 範圍掃描並非必要。掃描偵測的範圍大小，可藉現有數據所提供的信心水平來判定，如果證明高活度地區並不存在的信心水平很高，10 % 掃描範圍即可達偵測的目標。如果現有數據不足或信心很低，執行掃描範圍的面積可以調整為 10 % 到 100 %。為盡量降低決策失誤，掃描完整的偵檢單元將比事後才在偵測流程中發現高活度地區的處理費用便宜。因為偵檢單元錯誤的分類，事後被發現為高活度地區，必須執行額外的偵測作業。

另一項掃描偵測的考量是位置的選擇。當少於 100 % 範圍執行掃描偵測時，須決定偵檢單元那些位置要做掃描。若偵檢單元的大部份地區要做掃描 (>50 %) 偵測，可沿著偵檢單元橫斷面的對稱部份執行，若僅做小區域掃描偵測，可依專業的判斷選擇較適宜且針對最可能存在高活度的位置執行 (如排水溝、導管、管路、渠道)。一個有效的掃描偵測作業的設計，可依

據專業判斷，將偵檢單元的一部份做 100 % 範圍掃描，其餘部分執行較少的範圍掃描（如 20 %~50 %）。

### 3.6.2 均勻污染分佈的偵測設計考量

污染均勻分佈的地區其偵測設計的考量，是以輻射等級與統計測試的需求為主。再者，第 1 級偵檢單元，其偵測設計的建議是要能夠減少決策錯誤，第 2 級與第 3 級偵測設計的建議是依據現有數據與其信心水平做考量。首先應確認偵檢單元，此項工作在早期輻射偵測過程（如範圍偵測）或晚期（特性或 FSS）就應完成。但無論如何都必須在執行 FSS 之前完成偵檢單元的確認。早點完成確認有助於 RSSI 過程中輻射偵測的計畫與執行，晚點確認可預防決策錯誤與其後偵檢單元重新分類所產生的問題，例如單一偵檢單元的分類與用於推導  $DCGL_w$  的模式假設均須重新計算。

使用統計測試來證實符合的另一個考量是量測數量。第 4.2 節描述估計量測數量的計算方法，這些計算方法，利用規劃階段或先期輻射偵測所得的數據（如範圍、特性、改善行動輔助偵測）。

計算量測數量所需資訊為：(1) Type I ( $\alpha$ ) 或 Type II ( $\beta$ ) 統計類型的決策錯誤機率的可接受值；(2) 偵檢單元 ( $\sigma_s$ ) 與參考地區 ( $\sigma_r$ ) 的量測變異性的估算；(3) 偏移值 ( $\Delta$ )。

MARSSIM 建議應決定屬於該特定廠址的上述每一個參數值。為協助使用者選擇該特定廠址的決策錯誤率與偏移值 ( $\Delta$ )，MARSSIM 建議為該特

定廠址的偵測設計，任意選擇一個初值，此初值可為  $DCGL_w$  的 0.5 倍，當作灰色地區的下限 (LBGR)，並參考第 4.2 節所述，調整初值，以使相對偏移 ( $\Delta/\sigma$ ) 值介於 1~3 之間。對決策錯誤率來說，調整此值，目的在降低決策錯誤的風險，同時獲得合理可行的量測數量。循環使用不同的決策錯誤率來計算不同的量測數量，直到獲得最理想適切的偵測設計。

為了確保統計測試能達到預期的目的並考量量測值的不確定度，MARSSIM 建議使用第 4.2.2 與 4.2.3 節中所提到的公式來計算量測數量並再增加 20% 的數量。量測若缺乏足夠的數量，可能導致無法達到 DQO，並增大 Type II 決策錯誤值，使原本低於外釋標準的偵檢單元無法證實符合。

若偵檢單元經確認且已計算出量測數量，則必須選擇量測地點。統計測試假設偵檢單元內可隨機任意地點執行量測。隨機的偵測設計僅使用於第 3 級偵檢單元，第 1 級與第 2 級偵檢單元使用系統化的格子區之隨機量測起點。

### 3.7 發展整合偵測設計

為了說明推導  $DCGL_w$  與出現高活度小區域真正可能性所使用的假設，整合偵測設計應考量所有設計因素。整合偵測設計應包括對高活度區域的掃描偵測與污染均勻分佈地區的隨意量測。表 3-1 說明依輻射等級分類，FSS 欲符合標準所建議之偵測設計。

偵檢單元分類		統計測試	高量測值比較 (EMC)	取樣/ 直接量測	掃瞄
受影響區	第 1 級	是	是	系統性	100%面積
	第 2 級	是	是	系統性	10-100%系統性
	第 3 級	是	是	隨機	專業判斷
不受影響區		否	否	否	不需要

表 3-1 依據最終狀態偵檢之偵檢單元分類所建議證明符合之條件

### 3.8 數據品質評估

數據品質評估(DQA)是一種科學和統計的評估，目的在於決定數據是否為正確的類型、品質及數量，足夠支持設計用途。DQA 有助於完成資料生命週期的數據評估，以決定計畫目標是否達成。在 DQA 評估期間的努力應該與偵測設計等級漸進發展過程(the graded approach)一致，亦即兩者應等同看待、齊頭並進而無偏頗。DQA 過程中有五個步驟：

1. 審查 DQOs 與偵測設計。
2. 實施初步數據的審查。
3. 選擇統計測試。
4. 證實統計測試的假設。
5. 從數據獲得結論。

DQA 評估的第一步驟是審查 DQO 產生的結果，以確保它們仍適用。例如，假若數據顯示該偵檢單元誤將第 1 級分類為第 3 級的話，則原來之 DQOs 應重建為正確的分類。應審查取樣設計與數據蒐集文件是否與

DQOs 一致，例如，應審查是否在正確的位置上取了適當的樣品數，及是否以合適靈敏度之量測系統執行分析。

判斷取樣設計是否恰當，為決策過程的重要步驟，特別是在殘存放射性水平接近 DCGL<sub>w</sub> 值時。另外應注意的是當數據分析之後，樣品數據變異性 ( $\sigma$ ) 的估計，也即是樣本標準差 (s) 及實際有效的量測數量將會得知。若是在資料不充分的情況下，則實際上已符合外釋標準的偵檢單元，將有較高的機率被錯認為並沒有符合外釋標準。

## 第四章 最終狀態偵檢(FSS)-MARSSIM

### 4.1 通則

執行 FSS 作業的目的在證實每一偵檢單元之殘留放射性可滿足相關外釋標準，如廠址未來不受限制使用或設定限制條件下的使用方式。偵測結果必須證實所有輻射參數不超過所定的 DCGL 值，因此 FSS 有更多的指引導則。偵檢單元是依統計測試來證實 FSS 符合要求的基本元素。本章節所定規之文件為不同單位及法規管制機構提供一個一致的解決方法，因此不同廠址或設施之間的偵測結果可以相互比較。

### 4.2 偵測設計

程序開始須先建立 DQO 流程，其次在 DQO 基礎下了解廠址放射性，決定達到外釋標準所需量測與取樣點之數量與位置，最後是選擇合適的偵測技術。規劃 FSS 作業，事先應與主管機關討論確認或驗證偵測相關事宜。確認偵測(confirmatory survey)（也稱為獨立的驗證偵測，independent verification survey）可由主管機關或獨立的第三者執行（主管機關授權之單位）藉由實際的現場量測或取樣來提供數據，以證明 FSS 的數據有根據。確認偵測的另一個目的為針對偵測程序及結果進行通盤檢視，以發現 FSS 偵測文件的缺失。獨立的驗證偵測作業通常侷限在所選的位置做點的查核，並將結果與 FSS 比較，以及針對驗證偵測與 FSS 的結果，進行獨立統計評估。

#### 4.2.1 除役標準的應用

DQO 作業流程中，偵測目標與假設前提應清楚陳述。FSS 的目標係證明殘留放射性水平可達到外釋標準，為證明符合目標，首先假設殘留放射性污染超過外釋標準之無效假設  $H_0$ (Null Hypothesis)，以及殘留放射性污染符合外釋標準的替代假設  $H_a$ (Alternative hypothesis)。

評估 FSS 資料可用兩種統計測試法，污染物存在背景中用 WRS (Wilcoxon Rank Sum) 法，污染物不存在背景中用 Sign Test 法。決定測試方法所需資料之前，應先建立 TYPE I 決策錯誤( $\alpha$ )與 TYPE II 決策錯誤( $\beta$ )的可接受機率(acceptable probability)。可接受決策誤差率(acceptable decision error rates)為殘留放射性之函數，可在偵測計畫階段以 DQO 流程來決定。

DQO 流程的最後步驟為選擇可以滿足 DQO 的最適當設計。對某些廠址或偵檢單元，本節所提供的指引可能導致偵測作業的設計無法以現有的資源來達成，在此情形下，規劃小組須放寬原文附錄 D 中建立偵測設計的幾項限制條件。本章節對於偵測設計的限制範例包括：

- 增加決定錯誤率，不忘記考慮做錯誤決策的風險。
- 降低灰色區域下界 (LBGR) 以增加灰色地帶的寬度。
- 改變邊界：改變或刪減需要做不同決定的偵檢單元數量以降低量測成本。



#### 4.2.2 污染物存在背景中--依統計測試決定數據點數

污染物存在於背景中時，應以 WRS 測試法來進行參考區與偵檢單元量測值的比較，並且所有偵檢單元均應執行。另外每一量測值應與高活度量測比較值（Elevated Measurement Comparison-EMC）做比較，以確保量測結果不會超過所訂定的調查基準。若在改善行動輔助偵測時，任何量測值超過調查基準，不管 WRS 試驗的結果如何，至少局部區域須加做調查措施。

當殘留放射性均勻分佈在偵檢單元上，用 WRS 統計測試法最有效，可偵測是否有放射性活度超過  $DCGL_w$ ，此法的優點為不需事先假設資料是常態或對數常態分佈。WRS 法也可在背景參考區與偵檢單元內量測數據小於最低可測活度（MDA）時使用。一般而言，有 40 % 量測結果小於 MDA，尚可採用 WRS 法評估。量測結果小於 MDA 可以不必記錄 MDA 值，但若量測結果大於 MDA，則實際量測值與其不確定度均應記錄。

本節介紹數個統計上的參數與名詞，可用來決定此種非變數測試方法所需之資料點數，並舉例說明統計概念的應用。

(1) 計算相對偏移：

DQO 作業流程選擇灰色區域下界（Lower Bound Gray Region - LBGR）與目標值  $\alpha$ 、 $\beta$ 。灰色區的寬度等於  $(DCGL - LBGR)$  稱為偏移參數  $\Delta$ ，此值為 WRS 統計測試重要參數。相較於  $\Delta$  的絕對值，相對偏移  $\Delta/\sigma$  更

為重要。 $\sigma$  為量測值的標準偏差， $\sigma$  的意義包括量測值在實際空間的變化度與量測系統的精確度， $\Delta/\sigma$  表示量測系統不確定度的解析度。偏移 ( $\Delta = DCGL_w - LBGR$ ) 與污染物量測值的標準偏差 ( $\sigma_r$  與  $\sigma_s$ ) 用以計算相對偏移  $\Delta/\sigma$ 。標準偏差值可從以前的偵測資料 (如範圍、特性、改善或非改善性行動輔助偵測之結果資料) 取得。如無法取得  $\sigma$  值，則必須：1) 執行初步量測 (大約 5 到 20 點) 以估計分佈狀態；或 2) 依據現有廠址瞭解程度做合理估計。如採用第 1 種方式，用來估計  $\sigma$  值的範圍、特性偵測數據與初步量測，應該使用相同的量測技術，這技術也將應用到 FSS。當初步量測數據無法取得時，根據經驗，合理的假設變異數約 30%。

偵檢單元的  $\sigma$  估計值，可能係依據偵檢單元內收集的資料，或是來自廠址內一更大範圍區域所收集的資料。偵檢單元的大小在 FSS 規劃階段才會定案，這表示初期偵測的個別量測值，要指明它代表哪一個特定的偵檢單元，有時是有困難的。對許多廠址最實際的解決方法是針對每一輻射等級區 (第 1 級，第 2 級，第 3 級) 的內外偵檢單元來估計其  $\sigma$  值。其結果為所有戶外第 3 級偵檢單元使用相同的  $\sigma$  值，所有戶外第 2 級偵檢單元使用第二個  $\sigma$  值，以及所有戶外第 1 級偵檢單元用第三個  $\sigma$  值。假如在同一區域分級內有多種不同型態的表面，則需要估算不同的  $\sigma$  值。例如，第 2 級水泥地板與第 2 級磚牆各有不同的  $\sigma$  值，或是第 3 級未鋪石子的停車場與第 3 級草坪各有不同的  $\sigma$  值。

如果 $\sigma$ 值被低估，表示資料點數太少，以致於無法得到想要的測試動力水平（power level），建議要重新偵測；如果相反地 $\sigma$ 值被高估，表示測定的資料點數可能太多了。相對偏移值（ $\Delta/\sigma$ ）小於 1 表示需要較多的量測值才能證實符合偵測目標。當 $\sigma$ 變小時，資料點數會相對增加。量測的資料點增加， $\Delta$ 值就會變小。因為 DCGL 值是固定的，因此 LBGR 也會對量測點數多寡有重大影響。當背景參考區域的標準偏差（ $\sigma_r$ ）與偵檢單元標準偏差（ $\sigma_s$ ）不同時，應該取較大的 $\sigma$ 值來計算相對偏移  $\Delta/\sigma$ 。

## (2)決定 $P_r$ 值：

當偵檢單元偵測結果中數值等於 LBGR 且高於背景值時，偵檢單元的隨機量測值大於背景參考區隨機量測值且小於  $DCGL_w$  之機率定義為  $P_r$ 。 $P_r$ 用於式 4-1 來決定執行偵測所需的量測數。表 4-1 列出  $\Delta/\sigma$  值與相對應的  $P_r$  值。計算  $P_r$  值的方法可參考 NUREG-1505。如實際相對偏移值未列在表 4-1，一般取較低值。如  $\Delta/\sigma = 1.67$  未出現在表 4-1， $P_r$  值可取  $\Delta/\sigma = 1.6$  的對應值 0.871014。

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

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

表 4-1 給訂相對偏移值( $\Delta/\sigma$ )之  $P_r$  值(汙染存在於背景中)

(3)確定決定誤差百分率：

測試程序下一步驟是確定分別代表決定誤差  $\alpha$ 、 $\beta$  之百分率  $Z_{1-\alpha}$  與  $Z_{1-\beta}$

(參考表 4-2)， $Z_{1-\alpha}$  與  $Z_{1-\beta}$  為標準統計值。

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

表 4-2 選擇之  $\alpha$ 、 $\beta$  值所代表的百分率

(4)計算 WRS 統計測試之資料點數  $N$ ：

$$N = \frac{(Z_{1-\alpha} + Z_{1-\beta})^2}{3(P_r - 0.5)^2} \quad (4-1)$$

用公式 4-1 計算出偵測所須資料點數，但有時要考慮遺失或不能用的資料，故應多取 20% 較為保險。 $N$  是對每一偵檢單元與背景參考地區兩者所

需的點數。故  $N$  可分成偵檢單元點數  $n$  及背景參考區點數  $m$ ， $n+m=N$ 。

最簡單方式就是選  $n=m=N/2$ 。從表 4-3 亦可查出 WRS 測試所需量測點數。由表 4-3 依據所選定的  $\alpha$ 、 $\beta$  及  $\Delta/\sigma$  值可決定每一偵檢單元與背景參考區所需之量測點數。

$\Delta/\sigma$	$\alpha=0.01$					$\alpha=0.025$					$\alpha=0.05$					$\alpha=0.10$					$\alpha=0.25$									
	$\beta$					$\beta$					$\beta$					$\beta$					$\beta$									
	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25
0.1	5452	4627	3972	3278	2268	4627	3870	3273	2646	1748	3972	3273	2726	2157	1355	3278	2646	2157	1655	964	2268	1748	1355	964	459	459	459	459	459	
0.2	1370	1163	998	824	570	1163	973	823	665	440	998	823	685	542	341	824	665	542	416	243	570	440	341	243	116	116	116	116	116	
0.3	614	521	448	370	256	521	436	369	298	197	448	369	307	243	153	370	298	243	187	109	256	197	153	109	52	52	52	52	52	
0.4	350	297	255	211	146	297	248	210	170	112	255	210	175	139	87	211	170	139	106	62	146	112	87	62	30	30	30	30	30	
0.5	227	193	166	137	95	193	162	137	111	73	166	137	114	90	57	137	111	90	69	41	95	73	57	41	20	20	20	20	20	
0.6	161	137	117	97	67	137	114	97	78	52	117	97	81	64	40	97	78	64	49	29	67	52	40	29	14	14	14	14	14	
0.7	121	103	88	73	51	103	86	73	59	39	88	73	61	48	30	73	59	48	37	22	51	39	30	22	11	11	11	11	11	
0.8	95	81	69	57	40	81	68	57	46	31	69	57	48	38	24	57	46	38	29	17	40	31	24	17	8	8	8	8	8	
0.9	77	66	56	47	32	66	55	46	38	25	56	46	39	31	20	47	38	31	24	14	32	25	20	14	7	7	7	7	7	
1.0	64	55	47	39	27	55	46	39	32	21	47	39	32	26	16	39	32	26	20	12	27	21	16	12	6	6	6	6	6	
1.1	55	47	40	33	23	47	39	33	27	18	40	33	28	22	14	33	27	22	17	10	23	18	14	10	5	5	5	5	5	
1.2	48	41	35	29	20	41	34	29	24	16	35	29	24	19	12	29	24	19	15	9	20	16	12	9	4	4	4	4	4	
1.3	43	36	31	26	18	36	30	26	21	14	31	26	22	17	11	26	21	17	13	8	18	14	11	8	4	4	4	4	4	
1.4	38	32	28	23	16	32	27	23	19	13	28	23	19	15	10	23	19	15	12	7	16	13	10	7	4	4	4	4	4	
1.5	35	30	25	21	15	30	25	21	17	11	25	21	18	14	9	21	17	14	11	7	15	11	9	7	3	3	3	3	3	
1.6	32	27	23	19	14	27	23	19	16	11	23	19	16	13	8	19	16	13	10	6	14	11	8	6	3	3	3	3	3	
1.7	30	25	22	18	13	25	21	18	15	10	22	18	15	12	8	18	15	12	9	6	13	10	8	6	3	3	3	3	3	
1.8	28	24	20	17	12	24	20	17	14	9	20	17	14	11	7	17	14	11	9	5	12	9	7	5	3	3	3	3	3	
1.9	26	22	19	16	11	22	19	16	13	9	19	16	13	11	7	16	13	11	8	5	11	9	7	5	3	3	3	3	3	
2.0	25	21	18	15	11	21	18	15	12	8	18	15	13	10	7	15	12	10	8	5	11	8	7	5	3	3	3	3	3	
2.25	22	19	16	14	10	19	16	14	11	8	16	14	11	9	6	14	11	9	7	4	10	8	6	4	2	2	2	2	2	
2.5	21	18	15	13	9	18	15	13	10	7	15	13	11	9	6	13	10	9	7	4	9	7	6	4	2	2	2	2	2	
2.75	20	17	15	12	9	17	14	12	10	7	15	12	10	8	5	12	10	8	6	4	9	7	5	4	2	2	2	2	2	
3.0	19	16	14	12	8	16	14	12	10	6	14	12	10	8	5	12	10	8	6	4	8	6	5	4	2	2	2	2	2	
3.5	18	16	13	11	8	16	13	11	9	6	13	11	9	8	5	11	9	8	6	4	8	6	5	4	2	2	2	2	2	
4.0	18	15	13	11	8	15	13	11	9	6	13	11	9	7	5	11	9	7	6	4	8	6	5	4	2	2	2	2	2	

表 4-3 Wilcoxon Rank Sum Test 所使用的  $N/2$  值

#### 4.2.3 污染物不存在背景中--依統計測試決定數據點數

當污染物不存在於背景環境中或微量存在於背景環境中遠小於 DCGL 時，不須要有背景參考區的資料。換言之污染物活度值直接與 DCGL 值比較，量測方法大多與第 4.2.2 節類似，但是在統計測試上有些微不同，須採用單樣品 Sign 測試法，不能用雙樣品 WRS 測試法。

(1) 計算相對偏移：

決定資料點數，要先計算相對偏移  $\Delta/\sigma = (DCGL-LBGR) / \sigma_s$ 。  $\sigma_s$  值可從以往偵測結果或採用合理估計值。 $\Delta/\sigma_s$  值小於 1 表示需要大量的量測資料才能證實符合統計上精確度的要求。

(2)決定 Sign P 值：

此值為一估計的機率值，表示當偵檢單元量測數值等於 LBGR 值時，從偵檢單元隨機量測結果小於 DCGL 的機率。Sign P 值可用來計算欲符合 DQO 所需最少的資料點數。Sign P 值列於表 4-4，決定誤差百分率同表 4-2。

$\Delta/\sigma$	Sign p	$\Delta/\sigma$	Sign p
0.1	0.539828	1.2	0.884930
0.2	0.579260	1.3	0.903199
0.3	0.617911	1.4	0.919243
0.4	0.655422	1.5	0.933193
0.5	0.691462	1.6	0.945201
0.6	0.725747	1.7	0.955435
0.7	0.758036	1.8	0.964070
0.8	0.788145	1.9	0.971284
0.9	0.815940	2.0	0.977250
1.0	0.841345	2.5	0.993790
1.1	0.864334	3.0	0.998650

If  $\Delta/\sigma > 3.0$ , use Sign p = 1.000000

表 4-4 給定相對偏移值( $\Delta/\sigma$ )之 Sign P 值(汙染不存在於背景中)

計算 Sign P 值測試所需的資料點數 N，可用下列公式：

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

最後 N 再加取 20% 數量，以防遺失或無效的數據。另外也可從表 4-5 中  $\alpha$ 、 $\beta$  與  $\Delta/\sigma$  找出 N 值，但此值不再加取 20%，因已將遺失或數據無效等因素考慮進去。

$\Delta/\sigma$	$\alpha=0.01$					$\alpha=0.025$					$\alpha=0.05$					$\alpha=0.10$					$\alpha=0.25$									
	$\beta$					$\beta$					$\beta$					$\beta$					$\beta$									
	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25	0.01	0.025	0.05	0.10	0.25
0.1	4095	3476	2984	2463	1704	3476	2907	2459	1989	1313	2984	2459	2048	1620	1018	2463	1989	1620	1244	725	1704	1313	1018	725	345	345	258	184	88	88
0.2	1035	879	754	623	431	879	735	622	503	333	754	622	518	410	258	623	503	410	315	184	431	333	258	184	88	88	68	48	23	23
0.3	468	398	341	282	195	398	333	281	227	150	341	281	234	185	117	282	227	185	143	83	195	150	117	83	40	40	33	23	11	11
0.4	270	230	197	162	113	230	1921	162	131	87	197	162	136	107	68	162	131	107	82	48	113	87	68	48	23	23	18	11	5	5
0.5	178	152	130	107	75	152	126	107	87	58	130	107	89	71	45	107	87	71	54	33	75	58	45	33	16	16	12	6	3	3
0.6	129	110	94	77	54	110	92	77	63	42	94	77	65	52	33	77	63	52	40	23	54	42	33	23	11	11	8	4	2	2
0.7	99	83	72	59	41	83	70	59	48	33	72	59	50	40	26	59	48	40	30	18	41	33	26	18	9	9	7	4	2	2
0.8	80	68	58	48	34	68	57	48	39	26	58	48	40	32	21	48	39	32	24	15	34	26	21	15	8	8	6	3	3	3
0.9	66	57	48	40	28	57	47	40	33	22	48	40	34	27	17	40	33	27	21	12	28	22	17	12	6	6	5	2	2	2
1.0	57	48	41	34	24	48	40	34	28	18	41	34	29	23	15	34	28	23	18	11	24	18	15	11	5	5	4	2	2	2
1.1	50	42	36	30	21	42	35	30	24	17	36	30	26	21	14	30	24	21	16	10	21	17	14	10	5	5	4	2	2	2
1.2	45	38	33	27	20	38	32	27	22	15	33	27	23	18	12	27	22	18	15	9	20	15	12	9	5	5	4	2	2	2
1.3	41	35	30	26	17	35	29	24	21	14	30	24	21	17	11	26	21	17	14	8	17	14	11	8	4	4	3	2	2	2
1.4	38	33	28	23	16	33	27	23	18	12	28	23	20	16	10	23	18	16	12	8	16	12	10	8	4	4	3	2	2	2
1.5	35	30	27	22	15	30	26	22	17	12	27	22	18	15	10	22	17	15	11	8	15	12	10	8	4	4	3	2	2	2
1.6	34	29	24	21	15	29	24	21	17	11	24	21	17	14	9	21	17	14	11	6	15	11	9	6	4	4	3	2	2	2
1.7	33	28	24	20	14	28	23	20	16	11	24	20	17	14	9	20	16	14	10	6	14	11	9	6	4	4	3	2	2	2
1.8	32	27	23	20	14	27	22	20	16	11	23	20	16	12	9	20	16	12	10	6	14	11	9	6	4	4	3	2	2	2
1.9	30	26	22	18	14	26	22	18	15	10	22	18	16	12	9	18	15	12	10	6	14	10	9	6	4	4	3	2	2	2
2.0	29	26	22	18	12	26	21	18	15	10	22	18	15	12	8	18	15	12	10	6	12	10	8	6	3	3	2	2	2	2
2.5	28	23	21	17	12	23	20	17	14	10	21	17	15	11	8	17	14	11	9	5	12	10	8	5	3	3	2	2	2	2
3.0	27	23	20	17	12	23	20	17	14	9	20	17	14	11	8	17	14	11	9	5	12	9	8	5	3	3	2	2	2	2

表 4-5 Sign Test 所使用的 N 值

#### 4.2.4 決定高活度小區域數據點數

上述之統計測試在於評估污染大約均勻分佈的偵檢單元區域內的殘留放射性是否超過  $DCGL_W$ 。此外必須保證在執行 FSS 時，可能高於  $DCGL_{EMC}$  之小區域中的高活度均能被偵測出來。

上述章節所介紹的統計測試方法，可能無法成功的偵測出高活度的小區域。因此有系統的量測與取樣分析，並配合表面掃描，則可充分保證高活度小區域可以符合外釋標準或  $DCGL_{EMC}$ 。此步驟可應用於所有放射性核種（不管是否存在於背景中），並使用於第 1 級偵檢單元。

欲決定所需偵測資料點數可參考第 4.2.2 或第 4.2.3 節（依據污染物是否存在於背景中）。偵測點數決定後再隨機選定一個起點，定位後建立有系統的偵測模式。有系統的取樣格子可以是三角形或方形，三角形格子模式較能有效找出小區域高活度的位置。原文附錄 D 中討論三角形與方形格子模式找出高活度位置的效率。

計算出的偵測位置數(n)，用於決定系統取樣模式的柵格間距(L)。由偵測位置所圍出三角柵格的面積  $A = 0.866 \times L^2$ ；而正方形柵格面積  $A = L^2$ 。

決定  $DCGL_{EMC}$  的方法就是用面積修正因子改變  $DCGL_w$  值，此法以不同面積的修正因子，來改變劑量或風險度。面積因子就是一個數值，藉此小區域高活度的濃度超過  $DCGL_w$  值，但卻能維持符合外釋標準。

表 4-6 與表 4-7 係用不同輻射曝露途徑產生之面積因數。利用 RESRAD 5.6 程式所計算出的室外面積因子列於表 4-6，所有曝露途徑均以核種活度 37 Bq/kg (1 pCi/g) 來做計算。RESRAD 5.6 程式污染面積預設值為 10,000  $m^2$ ，除非改變為其它面積（例如 1、3、10、30、100、300、1,000 或 3,000  $m^2$ ）否則預設值將不會改變。RESRAD 以單位濃度的劑量或風險來計算不同面積的面積因子。假如以分佈在 10,000  $m^2$  的  $DCGL$  殘留活度乘上面積因子，就等於所求出的活度分佈在特定小面積上的劑量。由 RESRAD-BUILD 1.5 程式利用類似的方式所計算出的室內面積因子列於表 8，所有



曝露途徑均以核種活度 37 Bq/kg (1 pCi/g) 來做計算。RESRAD-BUILD 1.5 程式污染面積預設值為 36 m<sup>2</sup>，其它相對的面積為 1、4、9、16 或 25 m<sup>2</sup>。假設有 10% 可移除污染，且預設值不做更動。以 RESRAD 來計算面積因子僅供參考，MARSSIM 的使用者應使用主管機關可接受的技術導則來決定面積因子。

Nuclide	Area Factor								
	1 m <sup>2</sup>	3 m <sup>2</sup>	10 m <sup>2</sup>	30 m <sup>2</sup>	100 m <sup>2</sup>	300 m <sup>2</sup>	1000 m <sup>2</sup>	3000 m <sup>2</sup>	10000 m <sup>2</sup>
Am-241	208.7	139.7	96.3	44.2	13.4	4.4	1.3	1.0	1.0
Co-60	9.8	4.4	2.1	1.5	1.2	1.1	1.1	1.0	1.0
Cs-137	11.0	5.0	2.4	1.7	1.4	1.3	1.1	1.1	1.0
Ni-63	1175.2	463.7	154.8	54.2	16.6	5.6	1.7	1.5	1.0
Ra-226	54.8	21.3	7.8	3.2	1.1	1.1	1.0	1.0	1.0
Th-232	12.5	6.2	3.2	2.3	1.8	1.5	1.1	1.0	1.0
U-238	30.6	18.3	11.1	8.4	6.7	4.4	1.3	1.0	1.0

表 4-6 室外面積因子參考範例

Nuclide	Area Factor					
	1 m <sup>2</sup>	4 m <sup>2</sup>	9 m <sup>2</sup>	16 m <sup>2</sup>	25 m <sup>2</sup>	36 m <sup>2</sup>
Am-241	36.0	9.0	4.0	2.2	1.4	1.0
Co-60	9.2	3.1	1.9	1.4	1.2	1.0
Cs-137	9.4	3.2	1.9	1.4	1.2	1.0
Ni-63	36.0	9.0	4.0	2.3	1.4	1.0
Ra-226	18.1	5.5	2.9	1.9	1.3	1.0
Th-232	36.0	9.0	4.0	2.2	1.4	1.0
U-238	35.7	9.0	4.0	2.2	1.4	1.0

表 4-7 室內面積因子參考範例

為偵測出偵檢單元內高活度區域，對掃描作業所使用儀器之最低可測活度 (MDA) 亦有要求。掃描方法的可接受最低可測活度 (Scan MDC) 的計算公式如下：

$$\text{Scan MDC (required)} = (DCGL_W) \times (\text{Area Factor}) \quad (4-3)$$

接著決定所使用儀器的實際掃描技術 MDC 值。將所選擇掃描技術的實際 MDC 值與要求的掃描 MDC 值做比較，如果實際掃描 MDA 值小於要求的掃描 MDC 值，則對於評估小區域高活度區不需再增加取樣點；換言之，掃描技術展現適當的靈敏度可偵測出小區域高活度區。假如實際掃描 MDA 值大於要求的掃描 MDC 值（即掃描靈敏度不足以偵測出高活度小區域），則必須計算相對於實際掃描 MDC 值的面積因子：

$$\text{Area Factor} = \frac{\text{scan MDC (actual)}}{DCGL} \quad (4-4)$$

由上式所求出相對於此面積因子的高活度區面積大小（m<sup>2</sup>）與表 4-6 及表 4-7 相近。評估小區域高活度的資料點數可以偵檢單元面積除以主管機關可接受的高活度面積。例如，高活度區域面積為 100 m<sup>2</sup>，而偵檢單元面積為 2,000 m<sup>2</sup>，則偵測位置數為 20。所計算出的偵測點位置數量（n<sub>EA</sub>）被用來決定系統格子模式的修正間隔（L）。系統格子模式的間隔（L）（當由高活度面積來決定時）的計算公式如下：

$$L = \sqrt{\frac{A}{0.866 n_{EA}}} \text{ for a triangular grid} \quad (4-5)$$

$$L = \sqrt{\frac{A}{n_{EA}}} \text{ for a square grid} \quad (4-6)$$

上式中 A 為偵檢單元面積。通常柵格間距會調整為最接近的距離，以方便在區內進行偵測。

假如用來確認高活度區域 ( $n_{EA}$ ) 所需要的數據點數大於公式 4-1 算出的  $N/2$  值或公式 4-2 算出的  $N$  值，則用公式 4-5 或 4-6 計算  $L$  值， $L$  並用以決定量測點位置。假如  $n_{EA}$  值小於  $N/2$  或  $N$  值，則用公式 4-7 或 4-8 計算  $L$  值。統計測試採用較大的資料點數。假如有一適當的曝露途徑模式可以應用，實際殘留活度分佈的劑量或風險也可以被計算出。此種考量通常僅適用於第 1 級偵檢單元，因為第 2、3 級偵檢單元內不應存在高活度區。

當掃描技術的偵測低限值大於  $DCGL_{EMC}$  值時，要符合統計測試的量測數值會變成不合理的高，此情形應重新執行偵測目標的評估與考量。考量的內容包括：偵測設計與量測方法、曝露途徑評估模式的假設與決定  $DCGL$  值所採用的參數、HAS 結論中有關射源項與放射性核種的分佈、範圍與特性偵測的結果等。

#### 4.2.5 決定偵測位置

準備偵檢單元位置比例縮圖，並在圖上建立參考座標系統或格子系統，任何偵測位置均能在圖上以一組座標來標示，而偵檢單元的尺寸大小則可以用最大長度  $X$  及最大寬度  $Y$  來表示。確認與記錄每一特定的偵測位置對於 FSS 確保量測的再現性而言是非常重要的。

若以相同的  $\alpha$ 、 $\beta$  與  $\Delta/\sigma$  值代入公式 4-1 或 4-2，計算出的量測點數與偵檢單元輻射等級無關，則第 1 級、第 2 級與第 3 級偵檢單元內均執行

相同的量測點數。然而這是一個最佳的案例情節，其指出在定義偵測作業規模時，確認偵檢單元適當性(例如偵檢單元的大小及輻射分類等)的重要性。量測間隔會受到量測數量的影響，與輻射等級無關。然而量測間隔也受到偵檢單元面積、污染物活度的變動與導出 DCGL 模式介面的影響。

### **土地區域：**

在第 3 級偵檢單元與參考區進行量測與取樣應採用隨機的方式，其位置以亂數表示(2 個數字，代表與 X 軸及 Y 軸的距離)。亂數可用計算機或電腦來產生，或是查閱數學表格來獲得。需要有充足的數據組數以確保足夠的偵檢單元之偵測位置總數。每一組亂數均被乘以適當的偵檢單元尺寸，以提供相對於偵檢單元參考座標原點的座標。以此方式確認的座標，若不是座落在偵檢單元內或因場址條件而無法執行偵測時，則以相同的方式決定出其他偵測點來取代。圖 4-1 為隨機取樣模式的範例。在此範例中，利用依據統計測試的合宜公式(用公式 4-1 與 4-2)確定出 8 個資料點，這些點的位置是使用原文附錄 I 之表 I.6 的亂數表所決定出的。

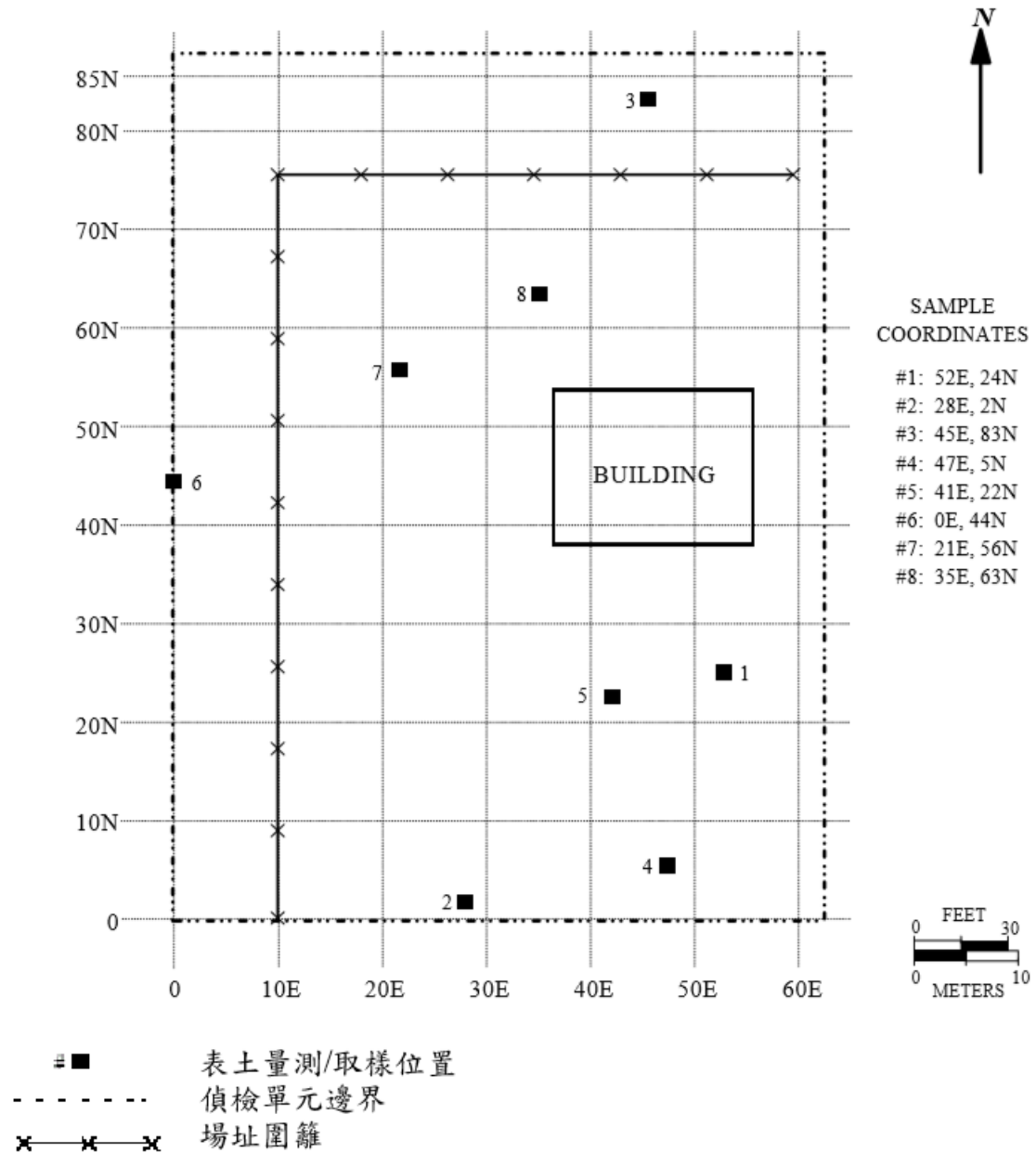


圖 4-1 隨機測量模式之範例

第 2 級偵檢單元的偵測採隨機起點系統模式 (Random-Start Systematic Pattern)，依據統計測試所計算出的偵測位置數  $n$ ，被用來決定系統模式的量測點間隔  $L$ ：

$$L = \sqrt{\frac{A}{0.866 n}} \text{ for a triangular grid} \quad (4-7)$$

$$L = \sqrt{\frac{A}{n}} \text{ for a square grid} \quad (4-8)$$

A 為偵檢單元面積；當算出 L 值後，如前所述，隨機選取一座標位置做為偵測模式開始位置。由隨機起點座標開始，延 X 軸方向每隔 L 定出一排位置。

對方形格子模式上下兩排之間距均為 L，對三角形格子，上下兩排之間距為  $L \times 0.866$ 。沿著第二列的偵測點為第一列 X 座標二點之間的中點。重複此步驟確認偵測位置模式分佈於受影響偵檢單元。如標示點落在偵檢單元外或無法取樣的位置，則應使用上述的隨機程序來選取其它的點，直到選取所有想要的取樣點總數。

此一偵測模式的範例如圖 4-2 所示。在此範例中，統計測試估計要有 20 個樣品 ( $\alpha = 0.01$ 、 $\beta = 0.05$ 、 $\Delta/\sigma > 3.0$ )。隨機起點座標為 (27E, 53N)，偵測區面積  $5,100 \text{ m}^2$ ，格子間距利用公式 4-7 來計算：

$$L = \sqrt{\frac{5100 \text{ m}^2}{0.866 \times 20}} = 17 \text{ m}$$

沿著 X 軸由起點每二點之間隔為 17 m，第二列與第一列相距  $0.866 \times L$ ，或 15 m。此一隨機起點三角取樣程序共定出 21 個所需的取樣點位置數，其中有一個位在建築物內而無法取樣。

對於第 1 級偵檢單元，可將 4.2.4 節所決定大小尺寸的系統模式套用於偵檢單元上。如上述的第 2 級偵檢單元的方式，隨機選擇此模式的起點位

置。除了估算的取樣點數不同之外，第 1 級偵檢單元採用與上述第 2 級偵檢單元相同的步驟。

### **結構物表面：**

為了確認偵測位置，對一特定偵檢單元的所有結構物表面也可包含於一參考格子系統。然後使用如上所述土地的類似方法，標示出所有地區分類的偵測位置。除了標示偵測位置供統計評估與高活度量測值比較之外，也可由不尋常的發現、相對於污染區的位置、殘留活度的高可能性及一般性的補充資料等所做判斷的取樣位置來得到所要的資料。依據專業判斷所選擇的資料點不包含在做為統計評估之隨機啟點(random-start)三角格子的資料點中，而是個別的與 DCGL 及其條件做比較，這是因為專業判斷下的量測位置違反統計測試理論中無偏差量測的假設。

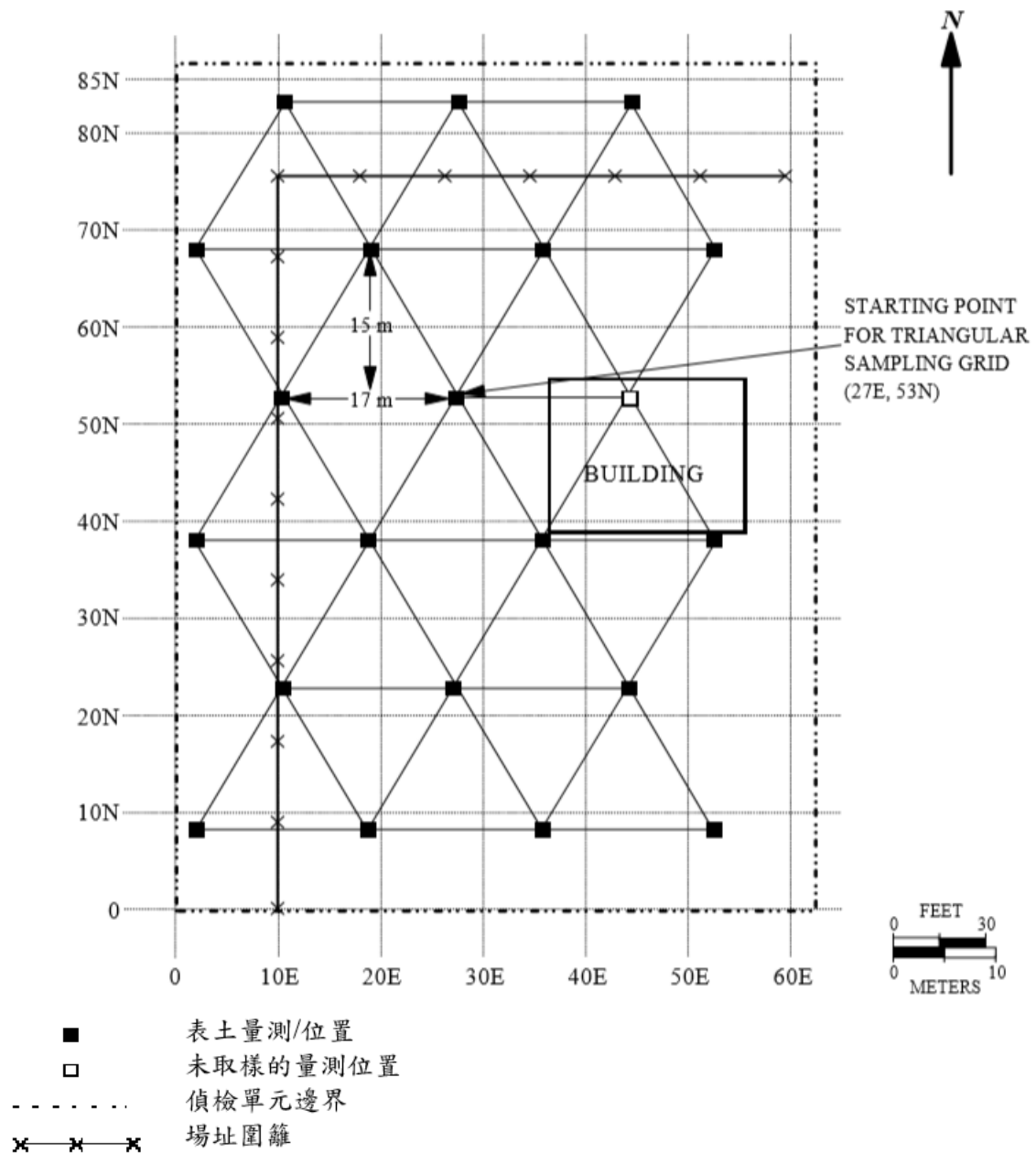


圖 4-2 隨機-開始三角格點量測模式之範例

#### 4.2.6 決定調查基準

調查基準為特定放射性核種的輻射管制值，為是否須採取額外調查行動的指標。調查基準也是品質管制查核項目，可決定整個量測過程是否在管制



下進行。例如當量測值超過調查基準時，即表示偵檢單元的輻射分類不當或表示儀器失效。

當發現超過調查基準時，首先應確認原始的量測/樣品分析是否確實超過特定的調查值，需要採取進一步的量測，以決定殘留高活度的面積與活度所造成的輻射劑量與風險是否符合外釋標準。依據調查行動的結果，偵檢單元可能需要重新分類輻射等級、執行改善措施或再偵測。表 4-8 提供如何制訂調查基準的範例。

偵檢區 輻射等級	量測值	採取措施
第 1 級	大於 $DCGL_{EMC}$ 或 大於 $DCGL_W$ 且大於 1 統計參數基準 值	標示直接量測或樣品分析結果
第 1 級	大於 $DCGL_{EMC}$	標示掃瞄量測結果
第 2 級	大於 $DCGL_W$	標示直接量測或樣品分析結果
第 2 級	大於 $DCGL_W$ 或 MDC	標示掃瞄量測結果
第 3 級	大於 $DCGL_W$ 的分數	標示直接量測或樣品分析結果
第 3 級	大於 $DCGL_W$ 或 MDC	標示掃瞄量測結果

表 4-8 最終狀態偵檢調查基準範例

當用統計學基準參數(如標準偏差)決定調查基準時，應考慮偵測目的、放射性核種分佈與了解相關的型態(如常態、對數常態或非變數)、敘述因子(descriptors)(如標準偏差、平均值、中數值)、數據母群(population)

結構(是否有次群組(sub-groups)存在?)及其它先前的偵測與歷史資料。例如某一調查基準值採用平均值+3s, s 為偵檢單元的標準差, 假設為常態分佈。假如發現獨立的較高活度來源為偵測的主要目標, 則可能需要使用一較高的調查基準值。在執行最後偵測時, 偵檢單元應先做定義, 偵檢單元內放射性核種活度的平均值、變異數與標準偏差的估算值均須獲得。

第 1 級的偵檢單元, 量測值高於  $DCGL_W$  是可預期的。然而某一個別的量測位置其量測值高於  $DCGL_W$ , 且遠高於其它個別的量測值, 被視為不尋常; 因此任何一個個別的量測值如高於  $DCGL_W$  且高於統計學基準參數值, 均應做進一步調查。任何從個別的位置或掃描所得到的量測結果, 如高於  $DCGL_{EMC}$  應做標示以做進一步調查。

第 2 級或第 3 級地區, 預期量測值不應高於  $DCGL$ , 也不存在高活度區域。這些地區任何個別位置的量測值若超過  $DCGL$ , 均應標記做進一步調查。因為在第 2 級及第 3 級偵檢單元的偵測設計, 並未考量  $EMC$  的存在, 所以掃描儀器的  $MDC$  有可能會超過  $DCGL_W$ 。在這種情況下, 於掃描過程中發現有殘留放射性存在的地區均應做進一步調查。

第 2 級與第 3 級地區, 若採用  $DCGL_{EMC}$  做調查基準而不採用較保守的標準, 其原因應該在相關偵測規劃文件中說明。同樣地, 當由 HSA 或其它高活度地區偵測結果可能產生較大不確定度時, 掃描作業的  $DQA$  可保證

得到較保守的標示。在某些情況下，如不依表 4-8 之調查基準來執行，則可能需要事先徵得廠址主管機關的同意，使用特定廠址的調查基準。

由於在第 3 級地區有殘留放射性的機率很低，因此應小心謹慎地調查任何超過即使是 DCGL 幾分之一的量測值。此時調查基準應該依據廠址特性、放射性核種及選擇的量測與掃描方法來做決定。在資料生命週期 (Data Life Cycle) 的偵測設計階段，調查基準應使用 DQO 作業流程來做設定。在某些情況下，使用者對第 2 級與甚至是第 1 級地區也可採用此種程序。

### 4.3 發展整合的偵測策略

偵測設計的最後步驟就是依先前決定的量測點數與量測距離，整合所需之偵測技術。並依導則來訂定執行偵測的整體策略。對第 3 級偵檢單元而言，隨機量測模式可確保量測的獨立性與輔助統計測試的假設。由於第 2 級偵檢單元發現小區域高活度的機率增加，因此須使用系統格子法。此法可使決策者依據量測位置之間的面積，做出有關高活度區域面積大小的決論。隨機起點格子座標為取得統計測試量測位置的合宜方法。第 1 級偵檢單元中存在有小區域高活度區域的最高可能性，故須調整量測位置之間的面積，以確保使用的掃描技術可以偵測到這些區域。

掃描偵測的目標之一就是可以確認出偵檢單元內超過調查基準的位置。這些位置要做標記與接受額外的調查，以決定污染的放射性核種濃度、面積與污染程度。

針對第 1 級地區，掃描偵測的設計在於可以偵測出無法用系統格子模式量測到的高活度小區域，因此量測位置與數量，可能需要依據掃描技術的靈敏度來作調整，而此為建議 100 % 掃描偵測的原因。100 % 涵蓋範圍的意義就是掃描儀器的場址視野要能涵蓋全部偵檢單元的表面區域。假設掃描儀器的場址視野為 2 公尺寬，偵測儀器可以沿著 2 公尺間隔移動，以提供 100 % 的涵蓋範圍；假如偵測器的場址視野為 5 公分寬，其平行移動路線的間隔距離就是 5 公分。

掃描偵測也是第 2 級偵檢單元用來發現使用系統格子模式量測也無法被偵測到的高活度區域。然而量測位置不需要依據掃描技術的靈敏度作調整，並且只執行部份偵檢單元的掃描。對殘留放射性接近於解除管制標準的第 2 級偵檢單元，其偵測規模要更大；但對於接近背景掃描的偵檢單元，僅需執行較小部分的掃描即可。第 2 級偵檢單元有高活度地區的機率比第 1 級偵檢單元小，但偵檢單元的某些部份也可能會有比其他區域更高的機率。判斷性掃描偵測著重在有最高機率存在高活度的區域。假如全部偵檢單元含有高活度的機率相等，或是判斷性掃描無法涵蓋至少 10 % 的面積，則可沿著各偵檢單元橫切面做系統性掃描或隨機選取格子區做掃描偵測。

第 3 級區域的輻射水平有高活度的機率最小，因此掃描偵測建議可依專業性判斷針對最有可能受到污染的地區來執行（如角落、溝渠、排水管等）。此項建議通常由具有輻射偵測經驗的保健物理專業人員所提供。此法提供

一可信賴的量測品質，保證經由隨機量測過程未遺漏可能之高活度區域，或是對該區域的輻射分級無誤。

第 2 級與第 3 級地區所用掃描技術的靈敏度不能專用於第 1 級地區的量測。掃描技術應依據偵測目標做最合適的選擇。建築物表面通常進行阿伐、貝他與加馬放射性核種掃描，而對土地偵測區進行阿伐或低能量 (<100 keV) 貝他核種掃描，通常不認為是有效的，因為有衰減與介質干擾的問題。如果可以合理期待發現任何殘留的放射性，就可謹慎的來執行判斷性掃描偵測。

如使用的掃描裝備與方法可以提供與直接量測（如偵測極限、量測的位置、結果之記錄與文件化的能力）相同的資料品質，則掃描也可用以取代直接量測。至少估算用於統計測試位置數的偵測結果要能夠文件化。相同的邏輯也可用於以直接量測取代取樣分析。除此之外，某些直接量測系統也可提供掃描的資料。

如前所述，決定調查基準並用於指出何時可能需要進行額外的調查行動，或何時量測程序開始失控。所有調查結果，包括掃描偵測出可能高活度區域的結果，均應記載在 FSS 報告中。

#### **4.3.1 建築物偵測**

##### **第 1 級輻射地區：**

針對可能的放射性核種污染，執行 100 % 建築物表面掃描偵測。對於可區別高於背景輻射的直接輻射位置須予確認與評估，而這些位置的原始與

後續的直接量測及取樣分析結果須紀錄並納入 FSS 報告中。在掃描確認的位置及預先決定的位置，須執行總污染量與可移除污染量的量測。在有加馬射線核種存在時，可用現場加馬能譜分析法來確認特定放射性核種是否存在，或證明是否符合外釋標準。

第 1 級地區的直接量測或取樣分析調查基準必須針對單一量測值達到或超過  $DCGL_W$  的狀況建立必要的行動。因為第 1 級地區的量測結果高於  $DCGL_W$  是可預期的，因此必須建立額外的調查基準，來確認遠高於其它量測值的個別量測結果。任何一個別的量測結果高於  $DCGL_W$ ，且高於平均值以上三倍標準差(s)，都要做進一步的調查，而任何一種量測結果(直接量測、取樣分析或掃描)超過  $DCGL_{EMC}$  也應標記做進一步調查。調查的結果與任何改善措施的結果均應納入 FSS 報告中。額外的資料依需要收集，最後完成資料的評估。

## **第 2 級輻射地區：**

結構物表面須執行面積 10~100% 的表面掃描，而通常上方牆壁表面與天花板須接受面積 10~50% 的表面掃描。掃描偵測結果高於調查基準的位置要標示與調查。如調查證實存在高活度小區域，所有或部分偵檢單元應重新歸類為第 1 級輻射地區，並據以重新設計偵檢單元的偵測策略。

第 2 級地區的調查基準必須針對個別量測值達到或超過  $DCGL_W$  的狀況建立必要的行動。調查結果及重新分類全部或部分偵檢單元為第 1 級地區

的基準均應納入 FSS 報告中。在有加馬射線核種存在時，可用現場加馬能譜分析法來確認特定放射性核種是否存在，或證明是否符合外釋標準。額外的資料依需要收集，最後完成資料的評估。

### **第 3 級輻射地區：**

第 3 級地區的表面應該針對所有可能來自污染核種的輻射進行掃描。MARSSIM 建議要掃描表面區域。掃描偵測結果要確認與評估超過調查基準的位置。在掃描確認的位置及依據 4.2.5 節隨機選取的位置執行總污染量與可移除污染量的量測。如果污染的驗證發現該區域的分類不正確，則應執行第 3 級分類的再評估；如果恰當的話，全部或部分偵檢單元應被以第 1 級或第 2 級地區來進行重新偵測。在某些情況下，調查方式包括於第 3 級地區內的每一個建築物的一些位置使用現場加馬能譜分析方法。因為第 3 級地區，殘留放射性的機率很小，故對於每一個超過甚至為  $DCGL_w$  分數的量測值均須進行謹慎的調查。調查基準應依廠址、放射性核種、量測與掃描方法來做選擇，並在規劃偵測計畫時用 DQO 作業流程來決定調查基準。

調查行動的量測結果如確定超過調查基準時，偵檢單元的一部份或全部區域的輻射等級應重新歸類為第 1 級或第 2 級。

### **4.3.2 土地偵測**

#### **第 1 級地區：**

如同建築物表面，第 1 級地區的土地偵測建議執行面積 100 % 掃描。對於掃描偵測結果高於調查基準的位置要予以確認及評估。這些位置的原始與後續的直接量測與取樣分析結果要予以紀錄。在掃描確認及先前已決定的位置採取土壤樣品。在有加馬射線核種污染時，可用現場加馬能譜分析法來確認特定放射性核種是否存在，或證明是否符合外釋標準。

第 1 級地區的直接量測或取樣分析調查基準必須針對單一量測值達到或超過  $DCGL_W$  的狀況建立必要的行動。因為第 1 級地區的量測結果高於  $DCGL_W$  是可預期的，因此必須建立額外的調查基準，來確認遠高於其它量測值的個別量測結果。任何一個別的量測結果高於  $DCGL_W$ ，且高於平均值以上三倍標準差(s)，都要做進一步的調查，而任何一種量測結果(直接量測、取樣分析或掃描)超過  $DCGL_{EMC}$ ，也應標記做進一步調查。調查的結果與任何改善措施的結果，均應納入 FSS 報告中。額外的資料依需要收集，最後完成資料的評估。

## **第 2 級地區：**

開闢的土地表面須執行面積 10~100 % 的表面掃描。直接輻射高於掃描偵測調查基準的位置要予以確認與調查。如調查證實存在小區域高活度，所有或部分偵檢單元應重新歸類為第 1 級，並據以重新設計偵檢單元的偵測策略。



如未發現有小區域活度高於 DCGL，則僅在先前決定的位置執行直接量測或土壤取樣。在有加馬射線核種污染時，可用現場加馬能譜分析法來確認特定放射性核種是否存在，或證明是否符合外釋標準。必要時可收集額外的資料，並進行最終完整的資料評估。第 2 級地區應該建立調查基準，來針對個別量測值接近但低於 DCGL<sub>w</sub> 的位置進行調查。調查結果及重新分類全部或部分偵檢單元為第 1 級地區的基準均應納入 FSS 報告中。

### **第 3 級地區：**

第 3 級地區可執行均勻性輻射掃描，或是根據專業判斷與偵測目標，針對最有可能殘留污染的地區執行掃描，某些情況下結合上述的方法可能較為適當。掃描偵測結果超過調查基準的位置要標示，如果確定污染的放射性核種不存在於背景中，則必須執行污染分類的重新評估。

第 3 級區應建立調查基準，以確認可指出存在有殘留高活度地區。超過調查基準的掃描偵測位置應標示做進一步調查，調查結果及重新分類全部或部分偵檢單元為第 1 級或第 2 級地區的基準，均應納入 FSS 報告中。相關資料要與事前建立的標準作比較，假如需要額外的資料，則這些資料應收集與評估以做為完整資料的一部份。假如污染物在 DCGL 的程度而可以現場量測技術來偵測，則土壤取樣可隨機選取位置，此方法可用以取代或輔助取樣與實驗室分析的方法。對有加馬射線核種的區域，應做輻射曝露率量測

與/或現場加馬能譜分析。偵測結果必須測試是否符合 DCGL，如有需要可再收集額外的資料並進行測試。

### 4.3.3 其它量測與取樣位置

除了建築物與土地表面外，許多地點也需要做量測與取樣，如裝備、傢具、建築物固定物、排水管、通風管與管路等。許多這些項目或地方的內外表面可能殘留放射性核種，因此也許需要做次表面的量測與取樣。執行或評估這些型式的偵測導則不在 MARSSIM 的討論範圍內。

特別情況下可能需要依靠專業判斷的取樣與量測來做評估，其所得到的偵測資料，應直接與特定狀況的 DCGL 做比較。由表面掃描確認具有高活度的地區，通常接著執行直接量測或取樣分析。這些直接量測與取樣分析並不包括在原文的非變數測試中，但仍可直接與特定狀況的 DCGL 做比較。

所有偵測作業均建議須執行品質管制量測，以及有些法規要求執行的可移除放射性的量測。這些額外的量測必須在偵測規劃時考量。

## 4.4 評估偵測結果

在偵測結果轉換成與 DCGL 相同的單位後，即開始進行與 DCGL、偵測條件及偵測目標之比較程序。首先個別量測值與樣品濃度值應與 DCGL 比較，以證明高活度小區域是否存在，並非為證明重新分類是否需要。可能需要額外的數據、改善措施與重新偵測，然後再用統計方法進行資料評估，以判斷是否超過外釋標準。假如已超過外釋標準或結果顯示需要再取更多

的資料點時，廠址管理階層與主管單位必須採取適當的後續行動。在開始偵測前，應先參考 DQO 作業流程，來擬定後續行動的執行範圍，最後將偵測結果與在計畫規劃階段所擬定的 DQO 做比較。DQO 可能需要一份可移除污染的半定量（Semi-Quantitative）擦拭評估報告。這些結果可用來滿足法規的要求或評估 ALARA 程序的有效性。

#### 4.5 文件管理

FSS 的文件應提供偵檢單元輻射狀況相對於所建立 DCGL 的完整且明確的紀錄。除此之外，並應提供足夠的資料與資訊以供未來進行獨立的數據重建與評估。雖然大部分 FSS 報告中的資訊可以從其他除役文件中取得，但實際上此份報告應係一份結合最少參考文件資訊的獨立文件。FSS 報告在發布、發行與分發前，應經獨立的審查，並須指定由能夠評估報告所有內容的人來核准。

## 第五章 國際間已除役電廠最終狀態偵檢經驗-MAINE YANKEE

### 5.1 研析國際間除役後廠址環境輻射偵測之執行方式與評估方法

#### 5.1.1 目的

最終狀態偵檢(Final Status Survey, FSS)計劃描述了最終偵檢的過程，用於證明 MY 的設備和場地符合無限制使用的放射性標準(NRC 的年度劑量限制為 25 mrem/yr 加 ALARA，加強所有途徑輻射清理標準 10 mrem/y 和針對地下水途徑輻射清理標準 4mrem/y)。

#### 5.1.2 概述

最終狀態偵檢包括剩餘的結構、土地和廠區系統，並將其判定為受污染或可能受到污染以作為發給執照依據，大部分偵檢工作將在圍阻體地下室、燃料廠房、主輔助廠房、噴灑廠房及周邊土地進行，另外用過燃料獨立貯存設施(Independent spent fuel storage installation, ISFSI)的最終狀態偵檢要在它的混凝土基礎施工前進行。最終偵檢過程中有五個主要步驟：偵檢準備、偵檢設計、數據收集、數據評估、偵檢結果的記錄。

##### a. 偵檢準備：

偵檢準備是在完成整治之後最終狀態偵檢的第一步，在需要整治的地區為了確保整治成功，須在最終偵檢前進行流動偵檢(turnover survey)，而流動偵檢可以使用與最終偵檢相同的步驟來執行，以便可以將來自流動偵檢的數據用作最終偵檢數據的一部分，為了使流動偵檢的數據可以用在最終狀

態偵檢中，必須按照執照終止計畫(License Termination Plan, LTP) 5.4 至 5.7 節的要求進行設計和收集以及 5.11 節中對地區的控制，流動偵檢結束後將可進行最終狀態偵檢。

被偵檢的區域必須是獨立和受控制的，以確保放射性物質不會因為進行中的拆除或整治活動被重新引入該區域，並維持該區域的最終配置，所有工具、設備和材料在偵檢活動中除非 FSS 總監(Superintendent)授權，否則不需要使用到的都必須移除，例行訪問、材料儲存、工人通過該地區等等事項也不被允許，但是受偵檢區域在適當的批准下，也可以被用於材料的分級以及提供設備，但必須確保以下：

1. 分級(Staging)不影響偵檢活動之進行
2. 材料和設備的外部表面並無任何污染，並卻保內部或固定的放射性物質不可能逃逸或污染周邊地區造成背景問題
3. 偵檢人員的安全不受到威脅

由 FSS 人員對該地區進行檢查，以確保工作完成並準備進行最終狀態偵檢，相關控制權由緬因州工程/建設組轉交給 FSS / 輻射防護 (Radiation Protection)組織，批准的程序提供隔離和控制措施，直到該地區被以無限制區域釋放。

**b. 偵檢設計：**

偵檢設計的過程中確定了偵檢方法和績效標準以用於進行偵檢，基準假設根據批准的程序被紀錄在偵檢包裡面，包含廠址、結構和系統(在除役後會繼續保留的嵌入式埋管或導管是主要的潛在汙染系統)會被組織到偵檢區域，並根據 LTP 第 5.2 節和表 5-1 至表 5-11 依汙染程度分為第 1 級、第 2 級、第 3 級或未受影響。

偵檢單元大小是根據 NUREG-1727 中提供之劑量評估模型的假設，掃描測量的覆蓋率則根據 LTP 5.4.1 節和表 5-13 確定，LTP 5.4.2 至 5.4.4 節建立了結構表面測量(以及結構體積樣本)和土壤樣本的數量和位置，調查水平將按照 5.6 節建立。

另外還會執行重複測量，目的是為了滿足抽樣、調查或分析活動相關的驗證、評估和控制誤差以及不確定性，整個品質控制過程在 LTP 第 5.10 節中予以描述，以保證調查數據符合準確性和可靠性要求以決定偵檢單元是否可以釋放。

#### **c. 偵檢數據收集：**

在準備完偵檢包後，就可以收集最終偵檢數據，根據偵檢包中所認可的程序和指示，讓受過培訓且合格的人員使用校準過儀器進行必要的測量。

#### **d. 偵檢數據評估：**

執行偵檢數據評估以驗證數據是否足以證明偵檢單元達到無限制的使用標準(虛無假設將被拒絕)，對數據進行統計分析並與調查水平進行比較，調查結果中偵檢單元可能需要進一步的修正、重新分類或重新偵檢，可以利用測後點圖(posting plots)與柱狀圖等呈現來自偵檢的定性資訊和驗證統計測試中的假設，如空間獨立性、對稱性、數據變異和統計檢定力，另外偵檢包中的假設和要求都被審查過，但如果有其必要性，在審查期間還可以要求提供額外的數據。

#### **e. 偵檢結果：**

偵檢結果被記錄在偵檢包中的偵檢區域裡，每個最終的偵檢包可能包含一個特定偵檢區域中數個偵檢單元的數據，所有數據都經過審查、分析和處理，並記錄在釋出記錄(Release Records)中，釋出記錄需提供必要的資訊以決定將偵檢單元釋出做為無限制使用；一份提交給 NRC 的最終偵檢報告，需要提供來自偵檢包和釋出記錄中的必要數據和分析。

### **5.1.3 實施辦法**

MY 提交給 NRC (MN99-26，日期為 8/9/99)，MY 發佈了分期釋放土地的時間表，兩個大型廠址被判定為未受影響區，NRC 以 2002 年 7 月 30 日的信件中批准了執照的修訂，將主要土地從運轉執照中移除。而受影響的廠址區域將根據本計劃進行最終狀態偵檢。

最終偵檢將分階段實施，第一階段是在 ISFSI 建設之前對 ISFSI 土地和一部份的 ISFSI 安全操作建築進行偵檢，第二階段包括：

a. 非放射性限制區土地及任何在工業區內仍然存在的非限制區 (Restricted Area,RA) 建築物

b. 非限制區土地的調查包括將保留在三英尺以下的結構混凝土

第三個也是最後一個階段包括 ISFSI 廠址以及相關的燃料移除、設施拆遷和任何必要的整治行動，調查結果需要在向 NRC 的書面報告中敘述，每份書面報告中所包含的實際結構和土地情況會依據正在進行的除役活動狀況而有所不同。

MY 預計 NRC 和緬因州健康與人類服務部(DHHS)- 衛生工程部(DHE) 兩者都會根據適用的法律和法規選擇進行驗證測量，NRC 可以根據 10 CFR 50.82(a)(11)進行驗證測量，並以 10 CFR Part 20, subpart E 所建立的除役限值，對最終輻射偵檢和相關文件結果驗證該設施和場地可以進行釋放，緬因州法律要求 MY 允許緬因州核安全檢查員進行監測，該監測包括採取放射學測量來驗證是否符合適用的州法律（包括增強狀態放射性標準），需達到增強的國家放射學標準以證明符合 10 CFR Part 20, Subpart E 的 25 mrem / yr 標準，因此 NRC 和緬因州採取的驗證測量將基於相同的 DCGL 標準，這些機構必須及時且密集地的進行溝通，以確保在 MY 實施任何不可逆轉的除



役行動之前，他們有足夠的機會進行這些驗證測量(例如用填充材料回填地下室)。

#### **5.1.4 法規要求和產業指導方針**

本執照終止計畫根據以下文件之指導方針制定：

- a. Appendix E, NUREG 1727, “Demonstrating Compliance With the Radiological Criteria for License Termination” (September 2000).
- b. NUREG-1575, “Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM)”, Revision 1 (June 2001).
- c. NUREG-1505, “A Nonparametric Statistical Methodology for the Design and Analysis of Final Status Decommissioning Surveys,” Revision 1 (June 1998 draft).
- d. NUREG-1507, “Minimum Detectable Concentrations With Typical Radiation Survey Instruments for Various Contaminants and Field Conditions” (June 1998).
- e. Regulatory Guide 1.179, “Standard Format and Content of License Termination Plans for Nuclear Power Reactors” (January 1999).
- f. NUREG-1700, “Standard Review Plan for Evaluating Nuclear Power Reactor License Termination Plans” (April 2000).
- g. NUREG-1727, “NMSS Decommissioning Standard Review Plan” (September 2000)

## **5.2 廠址區域分類**

在開始最終狀態偵檢之前，已經對該地點的輻射狀態和廠址歷史進行了徹底的調查，廠址相關特性調查的詳細方法和結果在 LTP 第 2 章中有詳細

描述，根據特性調查結果，以及 NUREG-1727 附錄 E 和 NUREG 1575 第 4.4 節的指引，對結構和田野地區進行分類；除役之後將不存在高於地平面的系統，受污染的系統作為放射性廢棄物處理，非放射性系統則作為一般廢棄物處理，做區域分類的目的是為了得以確保測量次數和掃描範圍能夠和可能殘留的污染相當，讓結果可以在無限制的使用標準之上。

最初是根據歷史資訊以及廠址特性數據來進行廠址分類，只要在最終狀態偵檢開始之前，區域的分類已有反應出在整治之前就存在的殘留放射性水平，可以使用除役所進行的營運調查數據、例行監控或是其他合適的調查數據來改變場地的初始分類，一旦偵檢單元的最終狀態偵檢開始進行，基本上任何的重新分類都需要重新設計偵檢包且被記錄下來，並使用重新設計的偵檢包開始新的測量，如果在進行最終狀態偵檢期間，相關的調查累積了足夠的證據證實偵檢單元需要重新分類，則可以在還沒完成偵檢包的情況下終止偵檢。

### 5.2.1 未受影響區

未受影響區沒有任何理由存在殘留污染，因為該區在運轉期間並沒有任何已知威脅，在廠址特性偵測中已經被規類成未受影響分類的區域，則不需要再做偵檢的動作，MY 將繼續在整個除役階段實施其放射環境監測計劃 (Radiological Environmental Monitoring Program, REMP)，REMP 計劃的重

點是從廠外以及未受影響區收集放射性數據，未受影響的區域如圖 5-1 所示。

### 5.2.2 受影響區

受影響的地區因為含有殘留的放射性，根據殘留放射性水平進一步分為第 1 級、第 2 級或第 3 級，以下提供的定義來自 NUREG-1727，E1 和 E2 頁。

第 1 級：在整治之前預計含有超過  $DCGL_w$  的殘留放射性污染物

第 2 級：在整治之前不太可能含有超過  $DCGL_w$  的殘留放射性污染物

第 3 級：具有殘留放射性污染物機率較低的區域

### 5.2.3 地下室、土地、嵌入式管道和埋地管道的初步分類

根據廠址特性偵測中超過 19,000 次的測量和廠址歷史評估的一部分資訊，對除役後保留的所有土地、地下室、結構和管道進行初步分類，最終狀態偵檢的範圍包括 Old Ferry Road 南面的土地及建築物，而北部和西部地區已被證實符合未受影響的標準，如果調查數據顯示周邊地區放射性水平顯著高於背景值，FSS 的範圍和邊界將會增加（Ferry Road 以南的第 1 類區域如圖 5-2 所示，由於特性偵檢、整治或偵檢行動的進行，可能會增再增加其他第 1 類區域）。

受影響區和未受影響區之間的主要接口是公路（Old Ferry Road）和鐵路支線，公路兩側都將接受 FSS 偵檢，如果在道路或道路兩側檢測到殘留放

射性大於 0.5 DCGL，必須進行調查以確定污染程度，並確定任何可能遷移到未受影響區的污染，受影響區的鐵路部分將被包括在最終偵檢中，如果在離開受影響區域之前的最後 100 米處檢測到殘留放射性大於 0.5 DCGL，則將進行與上述類似的調查。

偵檢區域會執行特性偵測和發佈相關報告，在大多數情況下，特性偵測期間使用的區域名稱，將繼續被沿用來劃定和分類最終偵檢的區域，這可以讓特性偵檢數據有效的被用於最終偵檢的區域分類上，以及估計樣本數的  $\sigma$  值

表 5-1 至表 5-11 列出了地下室、結構物基座、可能由基座衍生的土地面積、嵌入式管道和埋地管道的偵檢區域，有關嵌入式管道和埋地管道的更多詳細資訊請參見附件 5A，並根據 MARSSIM 最初對於偵檢單元的分類進行相關討論，主要廠址區域如圖 5-3 所示，為了操作上的效率，表中列出的每個最終偵檢區域可以再細分為多個區域，意即較小的偵檢區域可以提高數據的收集、處理和審查的效率，並有助於更順利地進行除役計劃，除非根據本 LTP 重新分類，否則所有細分的偵檢區域分類將與表 5-1 至表 5-11 所示的相同， $\sigma$  值是基於現場特性數據決定，關於在樣本數中使用的這些  $\sigma$  值，請參見 LTP 第 5.4.2 節。

有些偵檢區域因為不同等級的活度擁有多個分類層級，在 FSS 設計過程中，當這些區域已被分類成偵檢單元時，行政管理階層將確保每個偵檢單元只能有一種分類層級。

對於已被拆除結構的偵檢區域劃分，將適用於其留下的基座（如果基礎被移除）或建築物地下室，在限制區域和工業區內已移除之基座的下方土壤，將在回填之前進行最終的偵檢，並需要根據具體情況進行評估並記錄在最終偵檢中，如果在回填之前要進行最終偵檢，可以將多個結構物基座挖掘出來的土壤，將他們組合成單個偵檢區域和/或偵檢單元，意即每個偵檢單元將由一個或多個結構物基座組成，且滿足相關偵檢單元的尺寸限制(表 5-12)，並具有統一的特性，包括：

- 偵檢單元分類
- 材料形式和核種分類
- $\Sigma$  值
- 該區域歷史上的輻射影響

在工業區(IA)外的任何建築物或結構物的基座挖掘區域在回填之前可能不會被偵檢。

對於被挖掘的基座進行分類的保守方法，是將這些基座分類為比基礎混凝土表面的分級低一級，例如：如果在給定的基礎表面上確定了污染物低於

DCGL，導致混凝土表面被分為 2 級，則將基礎被移除後所殘留的土壤分為第 3 類，這麼做的意義是基於沒有外部污染的證據，再加上土壤受到污染的唯一可能途徑就是建築物的拆除，當有任何土壤或混凝土底板污染的證據，這些資訊將構成基座分類的根據，如果缺乏相關資訊，基座就會被分類為比基礎結構低一級，而當 FSS 中對於被挖掘的基座表面處理感到滿意時，如果有需要，該挖掘區域就會進行回填。

Survey Area Classification - Building Basements								
Package Number	Survey Area-Structures	Interior		Exterior		Mean Direct Beta dpm/100cm <sup>2</sup>	Maximum Direct Beta dpm/100cm <sup>2</sup>	Approx. Survey Area Size (Meters <sup>2</sup> )
		Sigma <sup>#</sup> (dpm/100 cm <sup>2</sup> )	Class	Sigma (dpm/100 cm <sup>2</sup> )	Class			
A0100	Containment-El.-2ft	6,853	1	N/A	N/A	81,976	1,970,974	4800
A0400	Fuel Bldg.	3,606	1	N/A	N/A	6,815	312,939	300
A0600	PAB-El.11ft	3,811	2,1	N/A	N/A	1,106	32,328	2200
A1700	Containment Spray Bldg.	6,132	2,1	N/A	N/A	83,249	4,968,088	1700

表 5-1 偵檢單元分類-建築物地下室

Survey Area Classification-Structural Foundation Footprints								
Package Number	Survey Area-Structures	Interior		Exterior		Mean Direct Beta dpm/100cm <sup>2</sup>	Maximum Direct Beta dpm/100cm <sup>2</sup>	Approx. Survey Area Size (Meters <sup>2</sup> )
		Sigma <sup>#</sup> (dpm/100 cm <sup>2</sup> )	Class	Sigma (dpm/100 cm <sup>2</sup> )	Class			
A0500 <sup>a</sup>	DWST (Tk-21)	760	2	N/A	N/A	438	2,659	114
A0900 <sup>a</sup>	Service Bld. Hot Side	1,456	2,1	N/A	N/A	699	18,955	885
A1100	LLWSB	3,149	3,1	86	3	852	74,216	980
A1200 <sup>a</sup>	RCA Bldg.	4,880	2,1	N/A	N/A	73,939	2,233,580	290
A1300 <sup>a</sup>	Equipment Hatch	240	2,1	N/A	N/A	28	721	91
A1400 <sup>a</sup>	Personnel Hatch	1,390	2,1	N/A	N/A	350	6,758	47
A1500 <sup>a</sup>	Mechanical Penetration	812	3,2	N/A	N/A	215	3,678	134
A1600 <sup>a</sup>	Electrical Penetration	319	3	N/A	N/A	-138	557	53
A1800 <sup>a</sup>	Aux Feed Pump Rm	247	3,2	N/A	N/A	148	1,278	279
A1900 <sup>a</sup>	HV-9 Area	510	2,1	N/A	N/A	131	2,563	186
A2100 <sup>a</sup>	RWST (Tk-4)	5,293	1	N/A	N/A	3,602	54,719	148
A2200 <sup>a</sup>	BWST	3,865	1	N/A	N/A	7,270	43,189	190
A2300 <sup>a</sup>	PWST	1,262	1	N/A	N/A	668	3,258	83
A2400 <sup>a</sup>	Test Tanks	778	1	N/A	N/A	956	4,300	180

表 5-2 偵檢單元分類-建築物基礎 a

Survey Area Classification-Structural Foundation Footprints								
Package Number	Survey Area-Structures	Interior		Exterior		Mean Direct Beta dpm/100cm <sup>2</sup>	Maximum Direct Beta dpm/100cm <sup>2</sup>	Approx. Survey Area Size (Meters <sup>2</sup> )
		Sigma <sup>g</sup> (dpm/100 cm <sup>2</sup> )	Class	Sigma (dpm/100 cm <sup>2</sup> )	Class			
A2600 <sup>a</sup>	LSA Bld Slab	TBD <sup>f</sup>	2,1	N/A	N/A			291
B0200 <sup>a</sup>	Control Rm	317	3	N/A	N/A	216	1054	334
B0400 <sup>a</sup>	Fire Pump House	317	3	N/A	N/A	10	840	104
B0500 <sup>a</sup>	Turbine Building	727	2	N/A	N/A	62	8614	3723
B0700 <sup>a</sup>	Service Bld.Cold Side	299	3,2 <sup>d</sup>	N/A	N/A	80	1622	3293
B0800 <sup>a</sup>	Fuel Oil Storage Bld.	298	3	N/A	N/A	-83	451	200
B0900 <sup>a</sup>	Diesel Generators Rooms	223	3	N/A	N/A	-177	412	Included in Turbine Bldg
B1000 <sup>a</sup>	Aux. Boiler Rm.	354	2	N/A	N/A	183	1310	Included in Turbine Bldg
B1100 <sup>a</sup>	Circ Water Pump House	319	3	N/A	N/A	-334	673	407
B1200 <sup>a</sup>	Administration Bld.	432	3	N/A	N/A	293	1628	784
B1300 <sup>a</sup>	WART Bld.	542	3	N/A	N/A	-146	1164	242
B1400 <sup>a</sup>	Information Center	313	3	N/A	N/A	295	1929	372
B1500 <sup>a</sup>	Warehouse 2	208	3	N/A	N/A	96	539	1900

表 5-3 偵檢單元分類-建築物基礎 b

Survey Area Classification-Structural Foundation Footprints								
Package Number	Survey Area-Structures	Interior		Exterior		Mean Direct Beta dpm/100cm <sup>2</sup>	Maximum Direct Beta dpm/100cm <sup>2</sup>	Approx. Survey Area Size (Meters <sup>2</sup> )
		Sigma <sup>g</sup> (dpm/100 cm <sup>2</sup> )	Class	Sigma (dpm/100 cm <sup>2</sup> )	Class			
B1600 <sup>a</sup>	Training Annex	144	3	N/A	N/A	-13	708	375
B1700 <sup>a</sup>	Staff Bld.	374	3	TBD <sup>b</sup>	3	129	952.9	1431
B1900 <sup>a</sup>	Bailey House	327	3	TBD <sup>b</sup>	3	612	6,524	195
B2000 <sup>a</sup>	Bailey Barn Slab	245	3	N/A	N/A	-97	307	332
B2400	Staff Bld.-Turbine Tunnel	381	3	N/A	N/A	19	576	116
B2500	Relay House	257	3	N/A	N/A			56
D3400	LLWSB (vent and drain)	1300	3	N/A	N/A	457	3099	N/A

表 5-4 偵檢單元分類-建築物基礎 c

Survey Area Classification-Land						
Package Number	Survey Area- Land	Sigma <sup>a</sup> (pCi/g) Cs-137	Classification	Mean Cs-137 pCi/g	Max. Cs-137 pCi/g	Approx. Survey Area Size (Meters <sup>2</sup> )
R0100	RCA yard West (Expanded to include portions of R0200, R0900 & R1000)	1.33	2,1 <sup>d</sup>	15.95	156.0	17,902
R0200	Yard East (Minus portion incorporated into R0100)	0.17	3	0.17	0.64	28,748
R0300	Roof and Yard Drains	N/A	3	0.33	0.53	Incorporated into R0100
R0400	Forebay (Expanded to include portion of R1000)	TBD <sup>e</sup>	2,1 3 dike surface soil	TBD <sup>e</sup>	TBD <sup>e</sup>	12,191
R0500	Bailey Point	0.28	3,2,1	0.36	1.09	16,046
R0600	Ball Field (Incorporated into R1800)	See R1800	See R1800	See R1800	See R1800	Incorporated into R1800
R0700	Construction Debris Landfill (Incorporated into R1800)	See R1800	See R1800	See R1800	See R1800	Incorporated into R1800

表 5-5 偵檢單元分類-土地 a

Survey Area Classification-Land						
Package Number	Survey Area- Land	Sigma <sup>a</sup> (pCi/g) Cs-137	Classification	Mean Cs-137 pCi/g	Max. Cs-137 pCi/g	Approx. Survey Area Size (Meters <sup>2</sup> )
R0800	Admin and Parking Area (Minus portion incorporated into R1800)	0.13	3	0.18	0.37	31,057
R0900	Balance of Plant Areas (Minus portion incorporated into R0100 and R1800)	0.48	3	0.49	1.5	35,975
R1000	Foxbird Island (Minus portion incorporated into R0100 and R0400)	0.23	3	0.26	0.86	56,822
R1100	Roof and Yard Drains	NA	3	0.07	0.09	Incorporated into FR 0200
R1200	LLWSB Yard (Incorporated in R1300)	See R1300	See R1300	See R1300	See R1300	Incorporated into R1300
R1300	ISFSI (Expanded to include R1200 and portion of R2100)	0.07	3,2,1	0.09	0.28	29,240
R1500	Ash Road Area	NA	NI <sup>c</sup>	0.08	0.21	NA
R1600	Area West of Bailey Cove	NA	NI <sup>c</sup>	0.46	1.43	NA
R1700	Area North of Ferry Road	NA	NI <sup>c</sup>	0.47	1.55	NA

表 5-6 偵檢單元分類-土地 b

Survey Area Classification-Land						
Package Number	Survey Area- Land	Sigma <sup>a</sup> (pCi/g) Cs-137	Classification	Mean Cs-137 pCi/g	Max. Cs-137 pCi/g	Approx. Survey Area Size (Meters <sup>2</sup> )
R1800	Bailey House Land Area	0.23	3	0.25	0.83	367,000
R2000	Diffuser	TBD <sup>e</sup>	3	0.10	0.13	TBD
R2100	Maintenance Yard (Incorporated into R1300 and R1800)	See R1300 & R1800	See R1300 & R1800	See R1300 & R1800	See R1300 & R1800	Incorporated into R1300 & R1800
R2300	SFPI Substation Slab Area (Incorporated into R0100)	See R0100	See R0100	See R0100	See R0100	Incorporated into R0100
R2900	Roads/Railroad Final Verification. <sup>h</sup>	See R1800	See R1800	See R1800	See R1800	1000m <sup>2</sup> roads 500m <sup>2</sup> railroads



表 5-7 偵檢單元分類-土地 c

Land Areas Possibly Augmented by Backfilled Structural Footprints			
Land Area Package No.	Land Area Description	Structure Package No.	Structure Area Description
R0100	RCA Yard West	A0500	DWST
		A0900	Service Bldg. Hot Side
		A1200	RCA Bldg
		A1300	Equipment Hatch
		A1400	Personnel Hatch
		A1500	Mechanical Penetration
		A1600	Electrical Penetration
		A1800	Aux Feed Pump Rm
		A1900	HV-9 Area
		A2100	RWST (Tk-4)
		A2200	BWST
		A2300	PWST
		A2400	Test Tanks
A2600	LSA Bld		

表 5-8 可能透過回填結構基座而增廣的土地面積 a

Land Areas Possibly Augmented by Backfilled Structural Footprints			
Land Area Package No.	Land Area Description	Structure Package No.	Structure Area Description
R0200	Yard East	B0200	Control Rm
		B0500	Turbine Bldg
		B0700	Service Bldg. Cold Side
		B0800	Fuel Oil Storage Bldg
		B0900	Diesel Generator Rooms
		B1000	Aux. Boiler Rm
		B1100	Circ Water Pump House
		B1200	Administrative Bld. (Front Office)
		B1300	WART Bldg
		B2100	Lube Oil Storage Rm.
		B2200	Cold Machine Shop
R0800	Admin and Parking Area	B1400	Information Center
		B1600	Training Annex
		B1700	Staff Bldg.

表 5-9 可能透過回填結構基座而增廣的土地面積 b

Land Areas Possibly Augmented by Backfilled Structural Footprints			
Land Area Package No.	Land Area Description	Structure Package No.	Structure Area Description
R0900	Balance of Plant Areas	B0400	Fire Pump House
		B2600	Warehouse 5
R1800	Bailey House Land Area	B1900	Bailey House
		B2000	Bailey Barn
R2600	Duct Banks	N/A	Underground Duct Banks

表 5-10 可能透過回填結構基座而增廣的土地面積 c

Survey Area Classification-Embedded and Buried Pipe		
Package Number	Description	Classification
C0300	Containment Spray	Class 1
C2000	Containment Foundation Drains	Class 2
D0400	Sanitary Waste <sup>(2)</sup>	Class 3
D0500	Circulating Water	Class 3
D0700	Fire Protection (Water)	Class 3
D3500	Storm Drains	Class 1/3
D3600	Roof Drains <sup>(1)</sup>	Class 1/3
D3700	Containment Building Penetrations	Class 1
D0600	Service Water	Class 1/3

表 5-11 偵檢單元分類-嵌入式和埋地式管線

#### 5.2.4 初步分類討論

在偵檢區域 D2600 的初始廠址特性偵測中 “Bailey House”(環境保護實驗系統)在水槽排水溝和存水彎中有一些較高的直接讀數，當通過  $\gamma$  光譜分析檢查這些管道時，沒有檢測到來源為廠區的放射性核種；偵檢區域 R0400 “Forebay”在初始廠址特性偵檢中受到的偵檢有限，該區域已經進行進一步特性偵檢，以支持劑量模擬、整治和 FSS 的工作；偵檢區域 D0400 “Sewage Treatment Plant” 目前被列為第 3 級分類，在廠址歷史評估中，該系統記錄了一些污染事件，然而受這些事件影響的系統和組件已經被替換，可能需要額外的特性調查以便確認該區域的分類。

分類表中不會顯示先前分類中高於水平面的結構高程，如 A0200 “Containment El. 20 ft.,” A0300 “Containment El. 46 ft.,” A0700 “PAB El. 21 ft.,” A0800 “PAB El. 36 ft.,” B0100 “Turbine Bld El. 61 ft.,” B0300 “Motor Control Center,” B0600 “Turbine Bld El. 39 ft.,” or B2300 “Cable Vault.”，這些

區域的分類已經被移除，因為他們與建築物的上部結構有關，但是這些上部結構都會被拆除且所產生的碎片是在場外被處置。

附件 5-A 中詳細討論了表 5-11 中列出的嵌入式管道和埋地管道的分類基礎。

### 5.2.5 分類變更

最初的廠址分類是根據歷史資訊以及廠址特性數據來進行，只要最終狀態偵檢開始之前，區域的分類有反應出在整治之前就存在的殘留放射性水平，可以使用除役所進行的營運偵檢數據、例行監控或是其他合適的調查數據來改變場地的初始分類，一旦偵檢單元的最終狀態偵檢開始進行，基本上任何的重新分類都需要被記錄下來，如果在進行最終狀態偵檢期間，根據 LTP 5.6 節相關的調查累積了足夠的證據證實偵檢單元需要重新分類，則可以在還沒完成偵檢包的情況下終止偵檢。

### 5.2.6 重新定義選定的偵檢區域邊界

在審查最初和持續的特性偵檢期間，有一些偵檢區域包含高活度且彼此相鄰的地區，這些偵檢區域的邊界將在最終狀態偵檢中被重新繪製，以便將活度較高的區域整合成一個偵檢區域，讓其他偵檢區域可以因為具有相同的分類層級和特性而有效率的結合，表 5-5 至表 5-7 反映了這些重新定義的邊界，下面將對此進行更詳細的描述：

#### **R0100 “RCA Yard West”-**

原屬於偵檢區域 R0200 “Yard East”, R0900 “Balance of Plant Areas”, R1000 “Foxbird Island” and R2300 “Spent Fuel Pool Island (SFPI) Substation Slab Area”的部分地區現在已經併入 R0100, 這些地區與之前的邊界線相鄰, 並有一些高活度的現象, R0200 和 R2300 相關的部分地區在硼酸儲存池 (Borated Waste Storage Tank, BWST)、主要儲水箱 (Primary Water Storage Tank, PWST) 和用過燃料池 (Spent Fuel Pool Island, SFPI) 塔附近也都有高活度的情形, R0900 和 R1000 相關的土地在 Forebay 的北端同樣也顯示出高活度的狀況, 因此對 R0100 的調整為將相鄰且具有較高活度的區域, 與有類似分類的區域合併。

#### **R0400 “Forebay” –**

原屬於偵檢區域 R1000 的 “Foxbird Island” 包括整個西岸的土地已被添加到 R0400 中, 這些區域被加入 R0400 就能夠與 forebay 相關的區域合併。

#### **R1800 “Bailey House Land Area” –**

原屬於偵檢區域 R0600 “Ball Field”(entire area), R0700 “Construction Debris Landfill”(entire area), 和原隸屬於偵檢區域偵檢區域 R0800 “Admin and Parking Area,” R0900 “Balance of Plant Areas,” and R2100 “Maintenance Yard” 的一部分地區土地已被添加到 R1800, 這些區域同樣具有相同的分類

和特性，互相合並以增加效率，任何與這些區域有關的獨特歷史或廠址特性資訊都必須保留，以支持最終狀態偵檢、判斷性掃描和任何後續的調查。

### **R1300 “Independent Spent Fuel Storage Installation” (ISFSI) –**

原屬於偵檢區域 R1200 “Low Level Waste Storage Building Yard”（整個區域）和以前隸屬於 2100 “Maintenance Yard” 的部分地區也已經被添加到 R1300 中，這些區域與 ISFSI 建設項目有關，因此互相合並以提升效率。

### **5.3 建立偵檢單元**

表 5-1 至表 5-11 中列出的每個偵檢區域可再分為多個偵檢單元，偵檢單元是具有相似特徵和污染程度的區域，且只有一種分類，所有廠址和設備都是以偵檢單元為基礎進行偵檢、評估和釋出。

#### **a. 偵檢單元尺寸**

NUREG-1727 附錄 E 提供了偵檢單元的建議尺寸，偵檢單元尺寸的決定是基於合理的取樣密度以及要與常用的劑量模型程式具有一致性，但 LTP 第 6 節中所描述的地下室填充模型，因為基本條件的不同而沒有與常用的程式一致，意即填充的地下室對比於獨立建築物或土壤污染物的情形。

對於獨立建築物，MARSSIM 依據劑量模型假設裡的使用中辦公室假設，建議在第 1 級區域中偵檢單元大小為 100 m<sup>2</sup>，輻射源在此案例中基本上就是 100 m<sup>2</sup> 地面，如果包含下半部壁面就是 180 m<sup>2</sup>；以土壤來說，對於分類為第 1 級區域的偵檢單元尺寸，建議保守的根據 2000 m<sup>2</sup> 人居農場的劑量模

型假設，在這種情形之下輻射源就是 2000 m<sup>2</sup>；對於地下室表面來說，非圍阻體地下室填充模型假設面積為 4182 m<sup>2</sup>，因此對於地下室的偵檢單元面積和輻射源就必須根據 4182 m<sup>2</sup> 的面積來假設；對於圍阻體來說，模型假設為 1130 m<sup>2</sup>，所以偵檢單元尺寸也就限制在 1130 m<sup>2</sup>。

根據 MARSSIM，對分類為一級區域的偵檢單元使用 4182 m<sup>2</sup> 的大小，可能不會是合理的取樣密度，然而 MARSSIM 並沒有提供相關敘述的解釋，且與樣本尺寸使用 DQO 和統計學方法來確定的前提不符，因此將導致難以做相關評估，為了提供取樣密度的合理解釋，將對獨立建築物和土壤偵檢的建議取樣密度進行評估。

對獨立建築物以及土壤使用建議的偵簡單元尺寸，並假設每個偵檢單元樣本數為 14 ( $\alpha=0.05$  以及相對偏移=3)，可得獨立建築物的取樣密度為 1/13 m<sup>2</sup> 以及土壤為 1/143 m<sup>2</sup>，兩者取樣密度的主要差異在於之前所敘述的劑量模型假設中的輻射源，在 MARSSIM 中兩種取樣密度都被認為是合理的，根據相同的邏輯，在一個 4182 m<sup>2</sup> 的偵檢單元就要有 1/298 m<sup>2</sup> 的取樣密度。(14/4182)

MY 建議第 1 級地下室表面使用更高的取樣密度 1/50 m<sup>2</sup>，對於第 2 級或第 3 級的地下室表面就沒有做任何限制，該值在建議的獨立建物和土壤取樣密度範圍中屬於較低端，而且和劑量模型假設一致，因此可以滿足 MARSSIM 中的合理取樣密度；在所有案例中，偵檢單元的樣本數量必須達

到或超過 MARSSIM 要求每個偵檢單元所需的最低數量，例如：如果偵檢單元尺寸為  $280 \text{ m}^2$ ，取樣密度將為  $1/20 \text{ m}^2$  以維持每個偵檢單元最少取 14 個樣本，另一方面來說，如果偵檢單元尺寸為  $1000 \text{ m}^2$ ，則將採集 20 個樣本而不是統計學上需要的 14 個樣本，以保持最小  $1/50 \text{ m}^2$  的取樣密度，除此之外，如果因為掃描偵檢最小可測活度(MDA)的關係需要進行取樣尺寸調整，將不考慮取樣密度而直接使用較高的取樣數量；非圍阻體地下室表面偵檢單元尺寸被限制在  $2000 \text{ m}^2$ ，圍阻體地下室表面的偵檢單元尺寸被限制在  $1130 \text{ m}^2$ 。

更重要的是第 1 級區域裡面對於可出入區域需進行 100 % 的掃描調查，如此一來可以提供高度的信心證明不會漏掉任何顯著的汙染，固定點測量或進行取樣都在統計分析中使用並假設為隨機分佈，對於統計分析來說， $1/50 \text{ m}^2$  的取樣密度，只要能達到或超過 MARSSIM 的最小數值則被認為已經足夠。

一個偵檢區域內特別是建築物的地下室，將基於除役的營運和進度以及區域的物理配置，來指定實際偵檢單元的面積和位置，在大多數情況下，地下室偵檢單元的大小為  $1000 \text{ m}^2$  或更小；建築物或廠址的比例尺圖和巡檢過程，都會被用來計算偵檢區域地下室或土壤的表面積。

偵檢單元尺寸與第 6 節中描述的劑量模型有關，因此獨立結構物的偵檢單元是以建築物佔用途徑情境為依據，地下室的偵檢單元則以填充途徑情境為依據，典型的建築物地下室、土壤和獨立建築物的偵檢單元尺寸列於表。

Survey Unit Areas			
Class	Suggested Survey Unit Area		
	Standing Structures	Basement Structures	Land
1	180 m <sup>2</sup> *	2000 m <sup>2</sup> **	2000 m <sup>2</sup>
2	180 to 1000 m <sup>2</sup>	2000 m <sup>2</sup> **	2000 to 10 <sup>4</sup> m <sup>2</sup>
3	No Limit	No Limit	No Limit

\*包含地板和下半部牆面

\*\*圍阻體地下室結構為 1130 m<sup>2</sup>

表 5-12 偵檢單元面積

地下室結構的偵檢單元面積如表 5-12 所示為 2000 m<sup>2</sup>，對於嵌入式管道使用同樣的尺寸也是合理的，因為嵌入式管道中殘留放射性的劑量模型與用於地下室結構污染的劑量模型相同，因此同樣面積為 2000 m<sup>2</sup> 是適當的；而埋地管道使用 2000 m<sup>2</sup> 的偵檢並不適合，事實上，全部的埋管可以基於劑量模型假設將其視為是一個偵檢單元，模型中假設所有埋管中預期殘留的放射性，從管道表面立即被去除，並混入體積為 141 m<sup>3</sup> 的土壤(相當於全部埋管的體積)，假設這 141 m<sup>3</sup> 的土壤被挖掘並均勻分佈在地表 15 公分的表層，將覆蓋面積為 940 m<sup>2</sup> 的地表，並未達到表面土壤允許的 2000 m<sup>2</sup> 限制，因此所有的埋管都可以包含在一個偵檢單元中如偵檢單元表格分類所示，埋地管道將根據物理和系統考量被分為幾個不同的偵檢單元進行偵檢



## b. 現場參考坐標系（參考網格）

參考坐標系用於受影響區，以使用來識別偵檢區域內的偵檢單元，參考坐標系基本上是參照緬因州麥卡托投影的區域所做的 X-Y 圖如圖 5-4 和圖 5-5 所示，一旦建立了參考點，網格便可以重疊平行於緯度和經度線。

## 5.4 偵檢設計

本節將描述用來決定每個偵檢單元測量或取樣的數量和位置、掃描測量的覆蓋率以及背景參考區域的測量要求所使用的方法和數據的取得，所有的設計將記錄在每個偵檢單元的偵檢包中，偵檢設計包括以下內容：

- a. 掃描偵檢覆蓋率
- b. 決定樣本數量
- c. 背景參考區域(如果有必要)
- d. 參考網格和取樣位置

LTP 5.4.5 節描述了設計、開發和審查偵檢包的過程。

### 5.4.1 掃描測量覆蓋率

掃描測量所覆蓋的區域是根據 NUREG 1727 中描述的偵檢單元分類，如所示，第 1 級的偵檢單元需要進行 100% 掃描，第 2 級的偵檢單元中較高風險之地區為重點掃描區域，如土壤、壁板和下半部牆面，第 3 級偵檢單元的掃描比例將根據 FSS 工程師的判斷在可能被污染的地區進行。

Scan Measurements			
	Class 1	Class 2 *	Class 3
Scan Coverage	100%	10-100%	1 to 10%

表 5-13 掃描測量覆蓋率

\*對於第 2 級偵檢單元，根據 MARSSIM 第 5.5.3 節其掃描覆蓋率將與有可能發現高活度或接近釋放標準的地區成正比，因此 MY 將使用在特性偵測期間收集的個體測量結果來決定掃描覆蓋率。

#### 5.4.2 決定樣本數量

NUREG-1727 中敘述了必須確保數據足以進行統計分析以確定偵檢測量數量的過程，樣本數量是基於相對偏移、Type I 或 Type II 誤差、 $\sigma$  以及用於評估數據的特定統計檢驗，如果在採納本計劃和開始進行最終調查活動之間獲得 NRC 和產業界接受則可以使用替代方案，但是任何新技術仍然必須符合本計劃的適用要求，包含校準、檢測限制、面積覆蓋率和操作員資格等。

##### a. 統計測試的採用：

偵檢數據的驗證須採用適當的統計測試，如 MARSSIM 和 NUREG-1505 第 11 章和第 12 章所述，將使用歸一法則、替代方法或兩者合併使用來實施 Sign Test 和 Wilcoxon Rank Sum (WRS) 測試，污染物不在背景中或構成

DCGL 的一小部分使用 Sign Test，如果背景是 DCGL 的重要部分，將使用 Wilcoxon Rank Sum ( WRS ) 測試。

**b. 建立決策誤差：**

由假設檢驗控制決策誤差的機率，調查結果將用於在環境的一個條件（虛無假設）和替代條件（替代假設）之間進行選擇，以 MARSSIM 情景 A 選擇的這些假設定義如下：

虛無假設 ( $H_0$ )：偵檢單元不符合釋出標準

替代假設 ( $H_a$ )：偵檢單元符合釋出標準

Type I 的決策誤差將導致釋放含有超過釋出標準殘留放射性的偵檢單元，這時候虛無假設被拒絕，將此誤差的機率命名為"，當殘留放射性低於釋放標準時，Type II 決策誤差將導致無法釋放偵檢單元，這時候虛無假設將被接受，將此誤差的機率命名為\$。

NUREG 1727 的附錄 E 建議使用的 Type I 誤差機率 (" ) 為 0.05，並指出 Type II 誤差機率 (\$) 的任何值都是可接受的，根據 NUREG 1727 的指引"將設置為 0.05，最初將根據場地特別考量選擇 0.05 的\$，在必要時可以針對\$對所需偵檢數量的變化進行修改，以避免對實際上低於釋出標準的偵檢單元做不必要的調查和整治。

**c. 相對偏移**

計算相對偏移 ( $\Delta$ ) /  $F$ ) 的時候， $\Delta$  等於  $DCGL_w$  減去灰色區域下界 (LBGR)， $\sigma$  的計算已經在第 5.2.3 節討論過並於表 5-1 至表 5-11 中提供數值，用於相對偏移計算的  $\sigma$  可以根據修復後或拆除後調查獲得的最新數據重新計算或根據適當的背景參考區域斟酌，LBGR 最初設置為  $DCGL_w$  的 0.5 倍，但為了獲得最佳值可以再做調整，通常相對偏移設定在 1 和 3 之間。

#### 灰色區域下界：

灰色區域下界 (LBGR) 是 TYPE II (\$) 誤差所適用，LBGR 的默認值最初設置為 DCGL 的 0.5 倍，如果相對位移大於 3，則 NUREG-1575 中的表 5-5 或表 5-3(本報告中表 4-5 和表 4-3)相對移位值為 3 的數據點數  $N$  通常用作最小樣本大小，使用大於 3 的相對位移需要 FSS 工程師的批准，如果最小樣本數導致取樣密度小於所需的最小密度 (第 5.3.1 節)，則樣本數量將相應增加。

#### Sigma：

$\sigma$  值最初是從特性偵測數據來計算 (從偵檢單元中測量值的標準偏差和 / 或參考區域來做估計)，這些  $\sigma$  值可用於 FSS 設計或有更多現行廠址整治經驗後之  $\sigma$  值可以使用。由於重新計算整治後的  $\sigma$  值預計會較小，所以使用特性偵測數據中的  $\sigma$  值對於決定樣本數量是保守的，表 5-1 至表 5-11 中含有兩種不同分類的偵檢單元的測量區域之  $\sigma$  值進行評估，以確保  $\sigma$  值保守

的呈現每個相關偵檢單元的污染物分佈，否則將再發展推估另一個特定 $\sigma$ 值。

使用小於 20,000 dpm / 100cm<sup>2</sup> 混凝土的 GTS 特性數據測量來計算結構表面的 $\sigma$ 值，這是 DCGL<sub>w</sub> 的初步估計，也就是說假設高於 20,000 dpm / 100 cm<sup>2</sup> 的區域必須要進行整治。如果使用較低的濃度則應降低 $\sigma$ 的估計值，這種方法應該是比較保守的，因為許多接近 DCGL<sub>w</sub> 或鄰近其他需整治區域之污染區才可能被整治，這將有助於降低高活度值的出現和 $\sigma$ 值。高於 20,000dpm / 100cm<sup>2</sup> 的特性偵測結果不會被截斷至 20,000 dpm / 100 cm<sup>2</sup>，因為經過整治後的區域將遠低於 DCGL<sub>w</sub>，土壤面積的 $\sigma$ 值使用 GTS 特性數據計算，其值大於 MDA 小於 8 pCi / g Cs-137，這樣一來將提供 8 pCi / g 或更低的 Cs-137 DCGL<sub>w</sub> 之 $\sigma$ 值保守估計。

為了證明表 5-1 至表 5-4 中所示的 $\sigma$ 值計算結果，所採取的結構表面測量的數量範圍為每個測量區域 7 到 98 個，表 5-5 至表 5-7 中所示用於計算 $\sigma$ 的土壤測量數量範圍為每個測量區域 5 到 73 個，表 5-1 至表 5-4 中計算出的結構 $\sigma$ 值代表 C-14 的 $\beta$ 能量測得的總體 $\beta$ 活度，如果存在具有比 C-14 的 $\beta$ 能量大的核種，則它們將被歸納在總測量中，表 5-14 顯示平均 $\beta$ -粒子能量 < 0.107MeV 的校準源相對於表中所示的能譜是保守的。

在表 5-5 至表 5-7 中計算的土壤 $\sigma$ 值是基於分散式的 Cs-137， $\sigma$ 值可以根據整治後或拆遷後調查獲得的數據重新計算。

在圍阻體、輻射控制區(radiologically controlled area , RCA)、燃料和噴灑建築物的部份區域會存在一些大的 $\sigma$ 值，這些區域被整治之後 $\sigma$ 值預計會大幅降低，該區域在整治或被改變後，根據 NUREG 1575 第 5.5.2.2 節所建議，新的 $\Sigma$ 值需要在測量區域中大約 5 到 20 個地點進行計算。

Contaminated Media Beta Energy (KeV)			
Nuclide	Fraction 2004	Average Beta Energy (KeV)	Average Beta Energy Contribution (KeV)
H-3	2.36E-02	5.68	0.134
Fe-55	4.81E-03	0	0
Co-57	3.06E-04	0	0
Co-60	5.84E-02	95.79	5.59
Ni-63	3.55E-01	17.13	6.08
Sr-90	2.80E-03	195.80	0.55
Cs-134	4.55E-03	156.80	0.71
Cs-137	5.50E-01	170.80	93.94
Total			107.01

表 5-14 受污染介質 $\beta$ 能量

#### d. Wilcoxon Rank Sum (WRS)檢定樣本數量

由 NUREG-1575 中的表 5-3(本報告中表 4-3)確定每個參考區域或偵檢單元獲得的數據點數 N，表中還包括建議的 20 %調整量以確保足夠的樣本數。

#### e. Sign 檢定樣本數量

由 NUREG-1575 中的表 5-5(本報告中表 4-5)確定用於 Sign 檢定的數據點數量，表中還包括建議的 20 %調整量以確保足夠的樣本數。

#### f. 高活度量測值比較 (EMC) 樣本數量調整

如果掃描 MDC 大於 DCGL<sub>w</sub>，則使用下面提供的等式計算樣本數，如果 N<sub>EMC</sub> 超過統計學上確定的樣本大小 (N)，N<sub>EMC</sub> 將取代 N：

$$N_{EMC} = \frac{A}{A_{EMC}} \quad (5-1)$$

其中 N<sub>EMC</sub> 為高活度量測值比較 (EMC) 樣本數量；A 為偵檢單元面積；A<sub>EMC</sub> 是對應於使用 MDC<sub>scan</sub> 濃度計算的面積因子的面積。

#### 5.4.3 背景參考區域

在使用 WRS 檢定時需要背景參考地區測量，並且可以在特定條件（如 NUREG 1505 第 12 章中描述的條件下）中使用背景扣除進行 Sign 檢定測試，參考區域測量將使用第 3 級最終偵檢單元所需的方法和程序進行收集，對於土壤來說，參考區域將具有與偵檢單元類型相似的土壤類型，當合理選擇具有類似土壤類型的可能參考區域時，將考慮其他物理、化學、地質和生物特性方面選擇最相似的參考區域；對於結構偵檢單元中，含有明顯不同背景值的各種材料，則是選擇具有相似材料的區域做為參考，如果含有一種最主要的材料或是材料之間背景值的變化不大，所選擇的參考區域不會導致低估偵檢單元中的殘留放射性時，僅包含單一材料的參考區域是適當的設定。

背景參考區域應具有與現場相似的物理特性（包括土壤類型和岩層），且不得受現場活動的污染，一般來說，MY 承諾在盡可能的情況下使用廠外的背景參考區域，如果使用不受污染的廠內區域，那麼 MY 將通過與廠外背景參考區域的樣本進行適當比較來驗證和證明其使用的正當性，為了處理背景問題須制定白皮書（技術基礎文件）（參考文獻 5.12.35），白皮書提供的資訊已被納入適當的 FSS 程序（參考文獻 5.12.27）。

如果遇到背景參考區域的顯著變化，將進行適當的評估以確定背景濃度，如 NUREG 1727 附錄 E 第 3.4 節所述，可以在這種情況下進行 Kruskal-Wallis 檢定，以確定潛在參考區域之間的平均背景濃度沒有顯著差異，MY 將考慮此一檢定和其他統計指引來評估背景參考區域的顯著變化。如果進行物質背景扣除則使用的  $\sigma$  值將考慮材料背景的變化。

#### **5.4.4 取樣網格和取樣位置**

取樣位置是一個包含所需的測量數量、偵檢單元分類和污染物變異性的函數。

##### **a. 取樣網格**

參考網格主要用做參考的目的並在樣本圖上進行說明，偵檢單元中參考網格線的物理標記僅在必要時進行，對於第 1 級和第 2 級偵檢單元中的取樣網格，將隨機選擇採樣起始點，取樣位置將以起點開始，在距水平和垂直方向距離為 L 的方型網格圖案上佈置，樣本和參考網格在樣本圖上進行說



明，而且可以在現場進行物理標記，對於第 3 級偵檢單元，所有的樣本地點都根據參考網格隨機選擇(如圖 5-4 和圖 5-5 所示案例)，全球定位系統(GPS)儀器可用於田野地區，以確定偵測區域內的參考或採樣網格位置，製造商的規格表示 GPS 系統的水平精度為 21 英尺到 45 英尺(6.4 公尺到 13.72 公尺)，另外使用數位相機來提供偵檢單元內偵檢位置的永久記錄，這些照片記錄將連接到地標和方向等資訊以確保其可還原性。

必須注意到 GPS 是唯一能用於定位土地測量點的方法，MY 目前正在使用基於緬因州麥卡托系統的現場參考網格以及固定參考點的距離和角度來定位測量點，如果 GPS 是用於定位測量點的唯一方法時，則所使用之 GPS 系統需更加精確。

## b. 測量位置

偵檢單元內的測量位置被清楚地識別和記錄，以便之後可再還原，實際測量位置由標記、標籤、旗幟、樁號、油漆標記、地理定位單元或攝影記錄來標標記，且利用識別碼將測量位置與特定的偵檢單元相匹配。

首先隨機選擇一個起點坐標，將第 1 級和第 2 級偵檢單元的取樣點定位在整個系統圖形或網格中，用隨機數字產生器確定方型網格圖案的起始點，網格間距 L 是偵檢單元面積的函數，如下所示(對於方型網格)：

$$L = \sqrt{\frac{A}{n}}$$

其中 A 為偵檢單元面積；n 為偵檢單元中取樣點的數量，計算出來的取樣點就位於距離隨機起點 X 和 Y 兩方向間距為 L 的地方。

第 3 級偵檢單元採用隨機測量模式，使用隨機數字產生器隨機選取取樣位置坐標，不管是使用隨機選擇或是隨機開始的系統模式下所得到的測量位置，該位置如果未落在偵檢單元或由於場地條件不能進行調查而被替換為其他測量位置，都需要經由 FSS 專家或 FSS 工程師來決定。

#### **5.4.5 偵檢包設計過程**

針對每個偵檢區域製作最終狀態偵檢包，偵檢包是用於偵檢區域最終狀態偵檢中，包含詳細的偵檢設計、偵檢實施和數據評估的文件，MY 現場和實驗室計數設備適用於 10CFR50，App. B 的要求，以及對數據或程序差異進行校正動作，使用現有的 part 50, App. B 可以為 FSS 避免制定冗餘的行動。

##### **a. 偵檢包啟動**

每個偵檢區域和偵檢包都被分配到一個獨特的識別碼，為了讓區域識別具有連續性，使用在特性偵檢期間識別測量區域使用的協議，如果偵檢邊界被修改，則可能必須使用與特性偵檢不同的識別碼。

##### **b. 回顧廠址歷史評估(HSA)、特性偵測**

經由 FSS 專家收集並回顧適用於偵檢區域的歷史數據，在偵檢設計中被用到的歷史資訊將包含在偵檢包中提交，歷史數據資料來源包括：

- (1) 廠址歷史評估
- (2) 特性偵檢（初步和持續）
- (3) 分類依據
- (4) 10 CFR 50.75(g)檔案
- (5) 營運調查記錄

#### **c. 偵檢區域巡檢**

FSS 專家進行巡檢以收集關於偵檢區域物理特性的資訊，巡檢將為這些專家提供機會以確定是否存在可能影響偵檢設計或偵檢實施的物理或安全相關的干擾，並決定執行偵檢中所需的任何支援行動，巡檢的行動必須被記錄且在偵檢包中一併提交，緊接著巡檢之後，必須準備好偵檢區域的代表性地圖。

#### **d. 偵檢設計**

偵檢設計是確定偵檢區域內每個偵檢單元所需的測量或樣本數量、類型和位置的過程，偵檢設計的各個面向都記錄在偵檢包中，偵檢單元大小和數量是根據區域分類、用於發展 DCGL 的模型假設和偵檢區域的佈局來決定，FSS 專家適當的將該地區劃分為離散的偵檢單元並依次編號，且提供每個偵檢單元的描述包括偵檢單元的大小、分類和位置，並確認在偵檢單元、偵檢測量和/或取樣方法中發現的材料類型(即土壤，混凝土等)。

FSS 工程師根據 NUREG-1575 計算每個偵檢單元所需的測量或樣本數量，還計算偵檢測量所需的調查設定值。FSS 專家根據偵檢單元的分類和 NUREG-1575 決定測量/取樣位置，並為每個偵檢單元都準備一份偵檢地圖，每個樣本和/或參考網格在地圖上重疊以提供 (x,y) 坐標系，FSS 專家隨機產生 0 和 1 之間的數字，讓它們乘以取樣網格的最大 x 和 y 軸值，這適當地提供每個取樣位置的坐標或系統網格的隨機起始位置，再將測量/取樣位置繪製在地圖上，每個測量/取樣位置都被分配一個獨特的識別碼，通過偵檢區域、偵檢單元、材料和序列號來識別測量/樣本。FSS 專家決定用於收集和分析數據的適當儀器和探測器、儀器操作模式和偵檢方法。

FSS 專家編寫了包含偵檢設計要求的書面調查說明，提供用於選擇儀器、計數次數、儀器模式、偵檢方法、所需相關文件、警示/調查設定值、警示動作、背景要求和其他適當說明的方向，說明書還會指導適當的儀器設置以確保收集的偵檢數據被保存並下載到對應的文件中，並結合偵檢說明、偵檢指導、偵檢數據表、指示所需的測量以輔助偵檢文件。

FSS 工程師審查偵檢設計和指示並對所有計算進行驗證(或請有能力的人員核實)，他們必須確保使用適當的儀器、偵檢方法和取樣位置，一旦經過批准，偵檢設計和指示將在偵檢包中提交，最後經由 FSS 主管審查偵檢方案並授權偵檢的實施。

#### **e. 偵檢區域流動偵檢**

在進行最終狀態偵檢之前，FSS 主管與相應的現場主管協調以確保除役活動、區域整治和內務管理已經完成，主管可以主導輻射防護進行偵檢以驗證該區域是否符合最終狀態偵檢的放射性標準，當滿足相關標準後，FSS 主管將指示該地區可以被列為已經準備執行最終狀態偵檢的區域，並且實施訪問控制以防止在最終狀態偵檢期間和之後對區域造成污染。

#### **f. 偵檢實施**

偵檢區域和/或位置透過網格、標記或標誌來識別，在對偵檢指示進行審查期間，FSS 主管與調查技術人員先進行預偵檢簡報，技術人員按照指示收集儀器和設備，並按照適當的程序進行偵檢，也負責記錄調查結果並維護樣本和儀器的保管，偵檢完成後，技術人員退回儀器進行下載並準備樣本進行分析，技術人員所使用的測量儀器是按照適當的程序和調查指示提供的，儀器在偵檢之前和之後都要進行性能檢查，任何來自自動紀錄的儀器數據都必須被下載而且列印出紙本，下載的複製資料、偵檢人員的數據表和樣本計數報告需被審查並包含在偵檢包中，通知 FSS 主管超過調查標準的任何數據，以便在必要時進行適當的調查偵檢和整治，所有下載的數據文件要備份到系統服務器和適當的儲存介質上，另外為最終狀態偵檢方案的實施階段製定了若干品質控制措施和特點，這些元素通常包括：

- FSS 設計與執行人員之間的實施前簡報會；
- 預執行區巡檢；

- 偵檢位置驗證；
- 每日偵檢區域背景測量；
- 調查活動前後的儀器來源檢查；
- 在峰值陷阱模式(peak trap mode)下進行偵檢，以提供任何掃描網格的最大掃描記錄。

#### **g. 數據評估**

FSS 專家審查偵檢數據、數據下載和計數報告以驗證完整性、易讀性和符合偵檢設計，根據 FSS 工程師的指示，FSS 專家執行以下操作：

1. 將數據轉換為報告使用的單位
2. 計算數據的平均值、中位數和全距
3. 審查數據中的離群值
4. 計算數據集的標準差
5. 計算每個偵檢類型的 MDC
6. 建立測後點(posting)、頻率(frequency)或分位圖(quantile plots)以利數據之視覺判讀

FSS 工程師審查和驗證統計計算、驗證數據的完整性和可用性，並確定進一步需要的數據，如果有必要時 FSS 工程師將主導調查，一旦數據被判定為有效，FSS 工程師將進行適當的統計測試，並對每個偵檢單元的放射狀態做出決定，數據評估的過程需被記錄且在偵檢包中提交。

#### **h. 品質控制(quality-control)偵檢**

完成最終狀態偵檢後，可以決定 QC 調查（重複偵檢、樣本重新記錄等）的需求，必要的時候在原始偵檢後開始 QC 偵檢包的開發和建模，將 QC 偵檢結果與原始偵檢結果進行比較，如果 QC 結果與原始偵檢不一致則進行調查，經過調查之後，FSS 工程師將決定數據的有效性。

#### **i. 釋出紀錄**

在進行數據評估後，FSS 工程師將準備發布釋出記錄，釋出記錄中包含偵檢區域、偵檢設計、偵檢單元、偵檢執行狀況和所使用的儀器，其總結了所有偵檢結果和對數據的評估，同時還必須經過 FSS 主管和專案經理的審查和批准。

### **5.5 偵檢方法與儀器**

#### **5.5.1 偵檢測量方法**

必須由適當程序進行培訓的合格人員來進行偵檢測量和樣本採集的工作，執行偵檢測量或採集樣本的技術由批准的程序中指定，最終現場偵檢測

量包括表面掃描、直接表面測量和體積材料的  $\gamma$  光譜，現場  $\gamma$  光譜或是其他並未具體描述的方法同樣也可以在最終狀態偵檢中使用，如果是這樣的話 MY 將通知並給予 NRC 30 天的時間，以審查 LTP 第 5.3.1 節所述的相關基準文件。

現場實驗室設施根據適用的程序用於  $\gamma$  光譜、液相閃爍計數和氣體比例計數器，必要時可以使用場外設施，無論使用哪些設施，分析方法都需要被有組織的建立，以用來檢測放射性水平在 DCGL 值的 10 % 至 50 % 或低於 ALARA 修復水平（如果適用）。

#### **a. 結構**

結構將接受掃描測量、直接測量，必要時將進行體積採樣。

#### 掃描偵檢

進行掃描的目的是為了定位殘留活度高於調查水平以上的小區域，對於結構使用適當的儀器（如表 5-15 中所列出）進行  $\beta$ - $\gamma$  輻射掃描，測量通常在距離表面 1cm 或更小的距離處進行，手持式儀器須以 5 cm/sec 的掃描速度執行，如果掃描速度和距離需要做調整可以按照認可的程序變動，當表面條件會導致表面與檢測器的距離增加（通常在 3 英寸以內）以及如果需要對相應的 MDC 調整靜態測量樣本大小時，可以使用碘化鈉檢測器來掃描混凝土表面；如果在已通知 NRC 30 天的情況下並經過如前所述的審查，基於技術上有其合理性，則現場  $\gamma$  光譜可以有效地取代掃描偵檢。



## 直接測量

執行直接測量是為了檢測表面活性水平，直接測量執行方式為通過將檢測器放置在待計數的表面上或非常靠近該表面來進行，並透過預定的計數時間獲取數據，表面測量通常使用一分鐘的計數時間，且往往可以提供遠低於 DCGL 的檢測水平。（計數時間可以改變，只要達到所需的檢測水平）。

## 具有活化放射性核種的混凝土

活化建築材料中的殘留放射性，透過對長混凝土芯獲取的核心切片進行  $\gamma$  光譜來保守估計，該核心切片位於由代表的混凝土體積中，平均中子通量較高的位置；該活度清單被建立為 DCGL，並使用參考資料 6.10.7 中所述的實際釋放假設來評估劑量結果，由於結果為低劑量所以沒有建立其他最終狀態偵檢的要求來測量活化的混凝土活度，然而總活化活度的測量會使用現場  $\gamma$  光譜來估計，如此一來可以在其不準度範圍內提供驗證。

## 混凝土體積測量

如果直接測量整體的效率或不準度過高，則受污染的混凝土可能有必要使用體積取樣取代直接測量。混凝土樣本將透過  $\gamma$  光譜進行分析，其結果將以下列任一來評估：

1. 計算樣本中得到的總體  $\beta$  (cpm / 100 cm<sup>2</sup>)，並將該結果直接與總體  $\beta$  DCGL 進行比較
2. 透過使用特定放射性核種的結果導出表面活度當量，並使用歸一法則確

## 定依從性(compliance)

使用歸一法則將需要使用替代計算，以計算混和物中未通過 $\gamma$ 光譜法識別的放射性核種，將使用表 2-7 或 2-8 中列出的核種混合物來完成。

透過 $\gamma$ 光譜分析的體積樣本將可以檢測出在表面下存在的放射性，這種取樣通常在整治期間除去油漆和其他表面塗層之後進行，這些數據在分析之後可以轉化為表面活度當量進行裂紋分析(crack analysis)。

## 可拆卸污染偵檢

根據目前的除役計劃，受限制區域內不會留下任何獨立建築物，在限制區域之外只有一個建築物會被留下，即電力開關場繼電器房屋(switchyard relay house) (LTP 第 3.2.4 節和第 6.9.1 節)，可拆卸污染偵檢將謹慎地選在電力開關場繼電器房屋的相關位置進行。

### **b. 土壤**

土壤將在表 5-13 中描述的掃描覆蓋率之下接受掃描偵檢，並在指定的地點採集體積樣本，表面土壤樣本通常在 0 至 15 公分的深度採取樣本，底土的受污染區域採樣可能需要超過 15 公分的深度；在偵檢設計過程中就已經要考慮地下土壤污染的可能性，且偵檢設計包中須包含對 15 公分以下土壤進行取樣的要求，相關樣本將按照批准的程序進行收集和準備。

## 掃描

開放廠區掃描的對象是  $\gamma$  放射核種， $\gamma$  放射體被用作難測核種 (Hard To Detect, HTD) 放射性核種的替代物，這種掃描通常使用碘化鈉檢測器來進行，對於如 SPA-3 檢測器，須保持在地面上幾公分內，以 0.25 米/秒的速度移動且每平方米穿越 5 次。掃描測量中被覆蓋的區域是根據第 5.4.1 節所述的偵檢單元分類所建立。

### 體積樣本

土壤材料材料都是透過  $\gamma$  光譜來分析，通常從表層（頂部 15 公分）收集約 1500 克的土壤樣本，如果懷疑污染物存在 15 公分以下，則最終偵檢將使用劈管採樣法(split spoon sampling)或其他方法進行，除非該地區已經被挖掘並整治到符合深層土壤 DCGL，如果含有地下污染的區域已經被整治過，則挖掘區域將被視為表面土壤處理。

RWST(Refueling Water Storage Tank)和燃料大樓周圍的地區是可能需要整治和地下採樣的兩個區域，地下採樣將按照 NUREG-1727 第 E18 節之 11.1 節的指導進行，使用與表面土壤相同的方法決定地下樣本的數量(根據 NUREG-1727 掃描在這裡不適用)，每往下 1 米所有樣本就要進行一次結合，並持續採集到某一深度有高度信心其更深的樣本不會有高濃度為止。表面土壤導出的面積因子可以適用於第 1 級區域的地下土壤。

樣本的製備包括除去外來材料、均質化和土壤乾化並進行分析，個別樣本使用單獨的容器，並通過分析過程追蹤每個容器並使用保管鍊(chain of custody)記錄，當適用的 FSS 品質控制程序要求則樣本將進行拆分。

### 底板土壤

拆遷期間將拆除均夷面(Grade level)基礎板，以便有機會對板下方的土壤進行採樣，拆除後遺留下來的地板或地基（小於 3 英尺以下的高度），可以根據污染潛力用劈管或核心取樣器等方式直接在板附近進行評估，評估劈管採樣法所需的因素為：

- (1) 板下土壤的存在
- (2) 識別潛在底板污染的替代方法可接受性，例如地下水採樣
- (3) 運轉歷史

### 儲存挖掘過的土壤

從第 3 級地區挖掘出來的土壤已經在現場存放了幾堆，將土壤存放成堆以備將來使用之前必須進行偵檢測量，使用相當於 FSS 的方法對約 10% 的區域進行掃描偵檢，且收集和分析土壤樣本，以確保沒有任何跡象顯示之前未檢測到的土壤污染，一旦這些測量完成，土壤將被挖掘並開始保存；MY 的土壤控制程序主要用於追蹤土壤的起源、儲存位置和最終處置位置，在將任何儲存的土壤放置在現場任何位置之前，採用 5.5.1.b 節中描述的採樣技術進一步確保土壤符合其使用區域的要求，這些儲存的土壤可以在額外的

體積取樣後用於回填土壤開挖區域，但是這些儲存的土壤不會用於 RA 地下室填充，另外將遵循以下策略：

假設使用的是 WRS 測試 Type I 誤差機率 ( $\alpha$ ) = Type II 誤差機率 ( $\beta$ ) = 0.05、相對偏移 ( $\sigma$  /  $F$ ) 值為 3、樣本數為 10，根據表 5-6 中的土壤  $\sigma$  數據) /  $F$  值很可能等於或大於 3；10000 m<sup>2</sup> 的第 3 級表土偵檢單元，體積樣本密度當量為每 1,500 m<sup>3</sup> 10 個樣本(土壤樣本為 10,000 m<sup>2</sup> × 深度 0.15 m) 或 1/150 m<sup>3</sup>。

使用 WRS 測試樣本數來決定體積採樣頻率與 NUREG-1727 附錄 E 第 11.1 節中為底土推薦的方法一致，無論土堆體積為何最少需要收集 10 個樣本，如果土堆體積超過 1500 m<sup>3</sup>，則必須收集附加的樣本使之得以保持 1/150 m<sup>3</sup> 的採樣頻率，而在採樣之前可以將來自不同區域的第 3 級土堆加以結合；土壤的來源、儲存和最終用途都將由認可的土壤控制程序控制。

第 1 級和第 2 級挖掘的土壤可以重新用於回填相同或更高層級的挖掘區域(例如第 2 級儲存的土壤可用於回填第 1 級和第 2 級挖掘區域；第 1 級儲存的土壤僅能用於回填第 1 級挖掘區域)，偵檢和採樣方案將與上述第 3 級被儲存的土壤相同或相當但是有以下例外：

1. 挖掘前表面掃描或相當的技術提供 100 % 的掃描覆蓋率
2. 土堆體積樣品密度將根據 2000 m<sup>2</sup> 的表面偵檢單元大小和  $\sigma$  /  $F$  值 0.9 計算。

因此等效體積樣品密度將為每 300 立方米 40 個樣本（2000 m<sup>2</sup> × 深度 0.15 米的土壤樣本）或每 7.5 立方米 1 個樣本。

可以適當地採用現場  $\gamma$  光譜法代替挖掘前採樣和掃描，對於從已經成功完成 FSS 的地區進行非整治目的的土壤常規挖掘，無需進一步做偵檢就可用於回填挖掘區域。

### c. 嵌入式管道和埋管

除役後唯一保留的系統就是嵌入式和埋地管道，預期保留的管道在第 2 節中有詳細描述，附件 5A 中提供了最終偵檢方法的詳細說明。

### d. 特定區域以及條件

#### 裂痕、裂縫、牆壁地板交接處和表面細孔

在不規則結構表面（例如裂痕、裂縫和孔洞）上的表面污染難以直接偵檢，在沒有整治以及並未檢測到殘留活度高於背景值的情況下，這些表面的瑕疵可以被認為具有與在相鄰表面上發現的殘留活度相同水平，可及表面與其他結構表面可以用相同的方式進行偵檢，而且不需要進行特別的校正或調整。

在已經進行整治或檢測到殘留活度高於背景值的情況下，就必須取得裂痕或裂縫內的污染物代表性樣本，或者如果適合的話可以對儀器效率進行調整，如果因為污染深度或其他幾何因素，使之無法證明儀器效率的調整是合適的，則將會需要收集體積樣品，用來決定 DCGL 的  $\beta$  放射核種，包含

在體積樣品中的總 dpm/100 cm<sup>2</sup> 將直接與混凝土總的  $\beta$  DCGL 進行比較，另外可以使用放射性核種的個別分析再加上歸一法則的應用作為替代。

透過  $\gamma$  光譜分析的體積樣品將可以檢測出表面下方是否存在放射性，這種取樣通常在整治過程中除去油漆和其他表面塗層之後進行，這些數據在分析之後可以轉化為表面活度當量進行裂紋分析。

當執行小於 100 % 區域面積掃描的時候，可及表面可以用與其他結構表面相同的方式進行偵檢，除非這些表面被包含在接受判斷性掃描的區域內。

#### 具有塗層覆蓋的表面

最終狀態偵檢將考慮具有塗層表面的影響，在未被整治的厚塗層表面覆蓋的區域不會馬上執行總測量，這些表面將作體積採樣或者在偵檢之前除去塗層；電廠啟用之前就已經有塗料的牆壁或天花板，以及不會重複暴露於會穿過塗層表面的材料者則無需特別考慮。

#### 路面覆蓋區域

停車場、道路以及其他鋪設路面區域的偵檢設計將基於土壤偵檢單元的尺寸，因為它們是戶外區域，且暴露情形與直接接受輻射的地表土壤最相似，這些區域的 DCGL 也因此將等同於埋地管道的 DCGL。由偵檢單元設計來決定掃描和靜態  $\gamma$ 、 $\beta$ - $\gamma$  偵檢，如果在鋪設路面或其他覆蓋區域可能會發生地面下污染，則將收集地面下的體積樣品，鋪設路面區域可以是單獨的偵

檢單元，也可以併入其他較大的開放偵檢單元，鋪設路面的偵檢將包含道路具有優勢通行權(right-of-ways)的區域，以檢查由於水的徑流導致的放射性遷移，優勢通行權的區域甚至可能是單獨的偵檢單元。

埋管模型是基於將表面污染物（管道內部）釋放到土壤中，鋪設路面區域的潛在劑量則是將表面污染物釋放到土壤中，所以在鋪設路面下決定埋管模型中計算的土壤濃度，是利用假設土壤表面積與體積之比高於可能發生之情形，這將導致從埋管排放污染物的土壤濃度比從鋪設表面計算來得更高，此外，埋地管道的 DCGL 受到限制，以確保所假設的土壤濃度會低於表土的 DCGL，埋地管道劑量模型中的保守假設以及最終劑量路徑的相似性，這兩者的組合將使其適用於鋪設的路面。

### 沉澱前池

沉澱前池被指定為獨立的偵檢區域，偵檢區域可分為多個偵檢單元，即拋石區域(rip-rap area)、裸露岩石底部區域(bare rock bottom area)和土壤，沉澱前池將被指定為第 1 級分類，樣本數量將與第 1 級土壤區域一致；考量到其獨特的幾何，掃描偵檢將針對該區域內的各種介質有特定的覆蓋範圍，偵檢包將詳細描述掃描偵檢的位置和覆蓋率百分比的理由。

## **5.5.2 測量儀器**

最終狀態偵檢的輻射檢測和測量儀器的選擇，是為了提供可靠的操作和足夠的靈敏度，以便在低於 DCGL 的水平下在現場檢測出可識別的放射性



核種。檢測儀器的選擇是根據現場的檢測靈敏度、操作特性和預期性能，測量儀器將在可行的情況下，使用具有條碼掃描功能的儀器來做數據的記錄。

市售的便攜式和實驗室儀器和檢測器通常用於執行三項基本偵檢測量：

1. 表面掃描
2. 直接表面污染測量
3. 土壤和其他散裝材料(如混凝土)的光譜

測量儀器計劃程序用來控制儀器的發行、使用和校準，另外由文件管理來維護測量儀器計劃的紀錄。

#### **a. 儀器選擇**

輻射檢測和測量儀器是根據待測輻射的類型和數量來選擇的，用於直接測量的儀器須有能力能夠檢測到適用的 DCGL 的 10 % ~ 50 % 間 MDC 的輻射，DCGL 的 10 % ~ 50 % 之決定僅限於行政管理階層；在第 1 級或第 2 級偵檢單元內，任何低於 DCGL 的值都是可以被接受的，小於 DCGL 50% 的 MDC 情形下，允許以 0.5 DCGL 的調查水平來檢測第 3 級偵檢單元的殘留活度，用於第 1 級區域掃描測量的儀器必須要能夠在  $DCGL_{EMC}$  處檢測到到放射性材料。

儀器的 MDC 在第 5.5.2 (d) 節中討論，公稱(nominal)MDC 值列於表 5-19，目前提出在最終狀態偵檢中使用的儀器如表 5-15 所示。MY 遵循儀器製造商的建議和/或基礎文件作為相關考慮的因素，例如溫度相依性。

隨著計劃的進行，可以發現其他測量儀器或技術如現場  $\gamma$  光譜儀或連續數據採集掃描設備，比本計劃中提出的偵檢儀器更有效，這些儀器或技術在最終偵檢方案中的可接受性將在技術基礎文件中調整，技術基礎文件將包括以下內容：

1. 描述使用該方法的條件
2. 測量方法、儀器和限值的描述
3. 該技術將合理的為偵檢單元分類提供相當的掃描覆蓋率，且當與  $DCGL_{EMC}$  相比之下掃描 MDC 已經足夠
4. 證明該方法提供所有數據等於或少於 5 % 的 Type I 誤差(錯誤的認為調檢單元為可接受)，並有足夠信心  $DCGL_{EMC}$  的限值已經足夠

#### **b. 校正與維護**

儀器和檢測器須根據現場感興趣的輻射類型和能量進行校準， $\beta$  偵檢儀器的校準源為 Tc-99、Cs-137 或 Co-60，因為平均  $\beta$  能量 (100keV) 近似於表面或現場管道 (85-94keV) 中發現的放射性核種的  $\beta$  能量， $\alpha$  校準源使用的是 Am-241 或 Th-230，因為它們具有合適的工場別  $\alpha$  放射核種(plant-specific alpha emitting nuclides)的  $\alpha$  能量； $\gamma$  閃爍檢測器使用 Cs-137 做校準，但是由於土壤表面掃描已經發現了 Co-60 污染物的分散區域，所以 Co-60 的能量響應也同時可以被決定。

Final Status Survey Instruments				
Measurement Type	Detector Type	Detector Total Area/ Density	Typical Manufacturer & Model #	Units
Surface Alpha/Beta-Gamma	Gas Flow Proportional	126 cm <sup>2</sup> 0.8 mg/ cm <sup>2</sup>	Ludlum 43-68	cpm
Surface Alpha/Beta-Gamma	Large Area Gas Flow Proportional	584 cm <sup>2</sup>  821 cm <sup>2</sup> (both 0.8 mg/cm <sup>2</sup> )	Ludlum 43-37  43-37-1	cpm
Surface Beta -Gamma	G-M	15.5 cm <sup>2</sup> 2mg/ cm <sup>2</sup>	LND, TGM Eberline SHP-360	cpm
Gamma Scan	NaI(Tl)	2"x2"	Eberline SPA-3	cpm
Liquid Beta	Scintillation	N/A	Beckman	μCi
Smear Beta-Gamma	Gas Proportional	15.5 cm <sup>2</sup> 0.8 mg/ cm <sup>2</sup>	Tennelec	dpm
Gamma Spectroscopy	HP Ge	N/A	Canberra	pCi

表 5-15 最終狀態偵檢中使用儀器

用於最終狀態偵檢的儀器將根據儀器計畫程序進行校準和維護，用於校準的放射源可追溯到國家標準與技術研究院 (NIST)，並且已經取得標準幾何以配對被計數樣品的類型；如果使用的是供應商的服務，將根據品質相關的採購要求取得，以確保相同的品質水平。

### c. 響應檢查

進行儀器響應檢查以確保正確的儀器響應和操作，現場儀器的可接受響應是在建立好的檢查源中讀取 $\pm 10\%$ 的儀器，實驗室儀器的標準將如控制圖中所述在 $\pm 3\sigma$ 內，在儀器使用之前每天都要進行響應檢查，並在使用結束時再次進行；檢查源應包含與現場測量相同的輻射類型，並保持在固定的幾何夾具中以便維持再現性，如果儀器並未通過響應檢查，則將其標記為

“不可使用”並且從可使用儀器中移除，直到問題根據適用的程序更正為止，評估最後可接受的檢查和失敗檢查之間進行的測量，以決定它們是否應保留在數據集中。

#### d. 最小可測濃度 (MDC)

決定的 MDC 是為了用於最終狀態偵檢的儀器和技術(如表 5-19),MDC 是儀器可以預期在大部分情況下能夠檢測到的放射性濃度。

##### 結構表面的靜態 MDC

對於使用常規檢測器的靜態（直接）表面測量，如表5-15中所列出，MDC 計算如下：

$$\text{MDC}_{\text{static}} = \frac{3 + 4.65\sqrt{B}}{(K)(t)}$$

其中  $\text{MDC}_{\text{static}}$  = 直接計數的最小可檢測濃度 (dpm/100 cm<sup>2</sup>),

B = 在計數間隔 t (計數) 期間的背景計數(counts),

t = 計數間隔 (對於樣品和空白樣品的成對觀察值，通常為 1 分鐘)

K = 校準常數(計數/分鐘 per dpm / 100 cm<sup>2</sup>),

K 的值包括效率的校正因子( $\epsilon_i$ 和 $\epsilon_s$ )， $\epsilon_s$ 的值取決於材料類型，另外已經對放射性核種的吸收進行了修正。

##### 田野地區和結構掃描 MDC 使用報警設定點(alarm set point)

NUREG-1507 中描述的 MDC 公式依賴於儀器的可聞響應，MY 提議使用 E-600 儀器，一種所謂的「智能儀器」，耦合到適合的探測器以用來對結

構和土壤進行掃描測量，這使得數據記錄和更客觀的掃描 MDC 評估是基於警報設定點來進行，透過模擬儀器性能表現來計算警報機率，並使用 6.8 節和 6.9 節中建立的面積因子計算出得  $DCGL_{EMC}$  進行比較，其掃描範圍與偵檢單元放射性條件和如表 5-13 中的分類相當。

使用 2 x 2 NaI 檢測器、距離土壤表面 2 英寸的距離、且以 0.25 m/s 的速度移動，用來決定報警設定點和 DQO Type I 誤差率為 0.05，另外使用加權係數為 5 的 E-600 儀器計算誤差率並確認其為可接受。在 FSS 掃描偵檢期間，程序中要求使用的加權係數為 5。

在對某個區域開始掃描偵檢之前，須決定好給定的偵檢單元或部分偵檢單元的局部區域背景值，FSS 偵檢設計人員在各區域內巡檢，確認潛在的不同背景區域或材料的數量，然後設計者就可以決定出為了建立本地背景而需要在該區域內進行的測量數量，技術人員收集所需的測量數量以及土壤樣本和現場  $\gamma$  光譜讀數，以確保背景值不受來源為廠區的放射性物質影響，平均背景值讀數可用於計算警報設定值，此過程確保具有多介質的偵檢單元，其背景特徵的適當性和應用性。

在進入偵檢單元網格開始掃描之前，技術人員需要一分鐘的時間做背景計數，以確保背景值沒有改變，如果背景值符合預期值，技術人員將開始對網格進行掃描偵檢，技術人員利用預期數值的正負 1000 cpm 之內作為驗證本地區域的背景值，如果背景超過 +/- 1000 cpm 或儀器重複警報的話，技術

人員將立即停止偵檢，並要求 FSS 工程師重新評估背景值，並根據需求調整報警設定值；藉由在 MY 技術基礎文件（參考文獻 5.12.32）中得到的轉換因子，1000 cpm 可以相當於約 2.2pCi/g，所以 MY 將為開放區域的掃描 MDC 增加 2.2 pCi / g，以便考慮到在重新調整報警設定點之前，掃描網格的背景值可能會下降達 1000 cpm 的情形。

使用具有報警設定值的 E-600 儀器的開放區域掃描 MDC 列在表 5-16 中，藉由選用列出的 MDC 以確保 Type I 誤差率小於 0.05，0.05 的 Type I 誤差率是通過將 0.025 誤差率分配到第一階掃描和 0.025 誤差率到第二階掃描來達成的

MDC 計算結果在 MY 技術基礎文件（參考文獻 5.12.32）中有所描述，MY 將 MDC 乘以 1.15 倍，是因為考量到掃描速度和檢測器距離土壤表面的距離變化可能導致的不准度。用於土壤偵檢單元的偵檢規劃中之事前(*a priori*) DCGL<sub>EMC</sub> 將根據 2 m<sup>2</sup> 土地面積相關的掃描 MDC 使用 0.025 Type I 誤差率，並以 1.15 的因子來修正可變掃描速度和距離的影響，並增加 2.2pCi / g 即 5.9pCi / g Cs-137，表 5-16 列出了 RA 外部區域的 DCGL，RA 內部區域的 DCGL 為 2.39 pCi / g Cs-137（關於 DCGL 的決定和替代的應用，請參見第 6.7.2 節）。偵檢是在峰值陷阱模式下進行的，且偵檢網格中獲得的最高值必須要被記錄下來。

對於結構使用具有報警設定點的 E-600 儀器之  $\beta$ - $\gamma$  掃描 MDC 列於表 5-17，所列出的 MDC 將確保 Type I 誤差率小於 0.05，MY 的計算結果在 MY 技術基準文件（參考文獻 5.12.32）中有所描述，用於結構偵檢單元的偵檢規劃將根據 0.5 m<sup>2</sup> 區域表面相關的掃描 MDC，即 600 c / m 背景值下 1832 dpm / 100 cm<sup>2</sup>，表 5-17 列出了 600 和 2000 c / m 背景區域的 DCGL。結構的 DCGL 為 18,000 dpm / 100 cm<sup>2</sup>（關於 DCGL 的決定和替代的應用，請參見第 6.7.2 節）。用於混凝土結構的  $\gamma$  掃描 MDC 使用了具有報警設定點功能之 E-600 儀器，相關描述採用 MY  $\gamma$  掃描技術基礎文件（參考文獻 5.12.34）的內容。

結構  $\beta$ - $\gamma$  掃描偵檢使用氣流比例檢測器(gas flow proportional detector)進行，該氣體比例檢測器以距離結構表面 1.0 cm 的距離以 5 cm/sec 移動，偵檢是在峰值陷阱模式下進行的，並記錄了偵檢網格中獲得的最高值，當表面條件會導致表面與檢測器距離的增加（通常在 3 英寸內）時，以及如果有必要對相應的 MDC 調整靜態測量樣品數時，可以使用碘化鈉檢測器進行混凝土結構  $\gamma$  掃描。

Table 5-4a Land Area Scan MDC for E-600 Instrument (Outside Restricted Area - DCGL = 4.2 pCi/g)*								
	Scan Area (m <sup>2</sup> )							
	0.5	1	2	4	6	8	16	25
Area Factor	22.3	12.0	6.8	4.1	3.2	2.8	2.0	1.7
DCGL <sub>EMC</sub>	93.7	50.4	28.6	17.2	13.4	11.8	8.4	7.1
MDC <sub>5s</sub> (pCi/g) Type I = 0.05	4.5	3.6	3.2	3.0	2.5	2.5	2.5	2.0

表 5-16 限制區外的 DCGL

Structure Beta-Gamma Scan MDC for E-600 Instrument						
	Scan Area (m <sup>2</sup> )					
	0.03	0.06	0.10	0.20	0.50	1.00
Area Factor	1667	847	500	250	100	50
MDC (with 600 c/m bkg) dpm/100 cm <sup>2</sup>	4884	3663	3053	2442	1832	1221
MDC (with 2000 c/m bkg) dpm/100 cm <sup>2</sup>	9157	6720	5490	4270	3660	3053

表 5-17 E-600 儀器之  $\beta$ - $\gamma$  掃描 MDC

**e. 檢測靈敏度**

可以用於表面污染物偵檢的一些檢測器的公稱檢測靈敏度已經被確定且列於表 5-19。計數時間是根據儀器而有特定值，並且該值要確保測量對於 DCGL 是足夠敏感的，例如：表面活度偵檢（1 分鐘）相關的計數時間和體積材料的  $\gamma$  光譜（17 分鐘）是有組織的建立的以達成讓 MDC 小於 DCGL，另外 MDCscan 值也低於表 5-19 所示的 DCGL 值，MDCscan 值可能不會總是小於 DCGL<sub>w</sub> 但必須要小於 DCGL<sub>EMC</sub>。

目前已經開發了一種 SPA-3 檢測器用於耦合到 E-600 進行區域掃描的技術，其能夠檢測埋在土壤中六英寸深度的 1uCi 活度的分散 Co-60 顆粒，透過基礎技術文件（參考文獻 5.12.32）中使用 E600 的檢測器進行實際現場測試，已經證實了這一能力。



根據模擬 SPA-3/E600 組合的結果，如參考文獻 5.12.32 中所述並通過現場測試確認，Cs-137 靈敏度在 2 m<sup>2</sup> 面積中為 3 pCi/g Cs-137，當用於掃描偵檢時，E600 儀器將以單通道分析儀模式執行，以優化儀器的能譜靈敏度。

#### f. 混凝土污染的總效率( $E_t$ )和源效率( $E_s$ )

6.6 節詳細說明了污染地下室混凝土的劑量評估，地下水計算中所需要輸入的源項是地下室混凝土的總量，該量主要是位於混凝土表面的第一毫米(mm)內，評估用於確定源項的各種固定點測量方法，包括表面上的總體  $\beta$  測量值、體積混凝土取樣和現場  $\gamma$  光譜；使用 NUREG-1507 推薦的方法可以令人滿意地在混凝土的儀器效率假設下，計算總  $\beta$  固定點測量是具有成本效益和技術上可維護的。

對於掃描偵檢，總體  $\beta$  測量似乎是唯一的實際方法，在某些條件下現場  $\gamma$  光譜可能是替代  $\beta$  掃描偵檢的合理方法，如果使用的是現場  $\gamma$  光譜，則將開發技術基礎文件證明其適用於最終偵檢測量，且將在首次使用前 30 天通知 NRC。

當源項因為自衰減、反向散射以及薄層覆蓋等原因影響輻射發射率時，在 NUREG-1507 裡面為了解決此種情況而專門開發一種決定效率的方法，這種方法透過將源項分離為兩個部分來解決這些源項效應，即儀器效率  $E_i$  和源效率  $E_s$ ，總效率  $E_t$  是  $E_i$  和  $E_s$  的乘積，如下所示。

$$E_t = (E_i)(E_s)$$

$E_i$  是透過 NIST 可追蹤的、大面積 Tc-99 源的校準來決定； $E_s$  值在經驗上是透過代表性廠址位置收集的混凝土核心的測量來決定，考慮到大部分的混凝土活度是  $\beta$  能量大於 0.4 MeV 的 Cs-137，0.35 的經驗推導值與 ISO 小於 0.4MeV 的  $\beta$  ISO 標準默認值 0.25 相當，而對於大於 0.4 MeV 的情況下則為 0.5。有 43 個混凝土核心是從已知被污染的建築物混泥土地板獲得，代表反應爐冷卻劑污染的是建築物環路區域收集到的混凝土核心，ECCS（緊急爐心冷卻系統）污染的代表性核心則是從噴灑建築取得。

在 PAB(Primary Auxiliary Building)收集的核種是廢物處理系統污染的代表，RCA(Radiological Controlled Area)建築的核種則代表廢棄物系統和除污活度，燃料建築物核種代表用過燃料池的污染事件。從每個建築物採取數個核種，這些核種的核種活度透過  $\gamma$  光譜測定、幾何校正，然後將 pCi / g 乘以核種樣本的質量並轉化為總體  $\beta$  dpm。

這些核種被移動到低背景值區域，並使用最終偵檢儀器計算總體  $\beta$  測試值，核種最初計數 1 分鐘，校正背景值並報告為淨 cpm，儀器總效率  $E_t$  計算為淨計數率與淨活度(dpm)的比例，初始效率數據導致平均效率為 0.148 標準偏差為 0.11，數據顯示出廣泛的變異性中約 50%的個體效率值在平均值的一個標準偏差之內。(Tchebycheff 定理指出常態分佈群體的 68 %，其值應該在平均值的一個標準差之內)。

為了能夠更好地了解初始數據所呈現的廣泛變化，核心效率數據已經進行了重新評估，收集新核心以取代之前在分析過程中弄毀的核心，剩下沒有弄毀的核心則重新計數，使用五分鐘計數時間因為其中一些核心沒有高活度水平，對每個核心進行屏蔽和非屏蔽測量，以使得每個核心有更準確的背景值校正，重新評估的核心數據顯示平均總效率為 0.130 標準偏差為 0.06，個體重新計數的核心效率值範圍從最高 0.25 到低於 0.01，幾乎 70% 的效率測量值在平均值的一個標準偏差內。

如上所述，核心是從電廠的許多區域收集，核心的物理檢查指出有些核心由裸露的混凝土組成、有些已經被油漆了且塗層表面完好、有些保留了一層薄薄的油漆、有些塗有厚度為 3/32 英寸易於去污的油漆，看來效率非常低的值大多來自於採用較厚、易於除污漆的地板塗層之核心，應用 NUREG-1507 中給出油漆衰減方程式，厚地板塗層可以將  $\beta$  粒子屏蔽到幾乎沒有檢測器響應的狀況，這些核心代表區域（RCA 地板、噴灑建築和除汙室地板）除非除去油漆否則不適合使用氣體檢測儀直接測量，這些區域將透過體積樣本或現場  $\gamma$  光譜（如果在技術基礎文件中是合理的）進行偵檢，或者在偵檢前對表面進行整治；在最終  $E_t$  計算中這些樣本已經從核心群體中移除。

如果混凝土混合物中有天然的高水平  $\beta$  粒子存在，可能會造成較高的值，因此需要對具有高效率的核心進行評估，對這些樣本進行的背景校正是針

對區域背景值而不是材料本身的背景值，材料背景值對樣本活度沒有顯著影響，

使用總體  $\beta$  計數來測量混凝土污染是一種合理、經濟有效的方法，這種技術也可以保守地應用於圍阻體壁面襯套(Containment wall liner)的活度測量，因為襯套是光滑的、接近平坦的表面，總體計數的替代方案有：使用  $\gamma$  光譜分析或現場  $\gamma$  光譜進行體積採樣，不可否認的更昂貴和耗時的偵檢替代方案也是可行的，如果可接受的效率校正因子無法決定的話，則這些測量可以應用於具有較厚地板塗層或由整治活動所產生不規則表面的區域，下表列出的為在材料掃描和直接測量中所使用的儀器、來源和總效率。

Survey Instrument Efficiencies (Material Scan and Direct Measurement Instruments)			
Detector	Source Efficiency ( $E_s$ )	Total Efficiency ( $E_t$ )	Instrument Efficiency ( $E_i$ )
Ludlum 43-68	0.389	0.13	0.333
SHP-360	0.225	0.060	0.280

表 5-18 儀器效率

g. 管道偵檢儀器

剩餘的管道必須進行偵檢以確保殘留活度小於 DCGL，建議使用直徑為 1.5 至 12 英寸的管道偵檢履帶車（測量儀器）已顯示效率分別為 0.005 至 0.295，這相當於 2800 dpm / 100 cm<sup>2</sup> 到 210 dpm / 100 cm<sup>2</sup> 的檢測靈敏度，這種靈敏度水平足以檢測低於 100,000 dpm / 100 cm<sup>2</sup> 的 BOP 埋管 DCGL 殘留

活度（噴灑管線 DCGL 為 800000 dpm / 100 cm<sup>2</sup>）或 9,800 dpm / 100 cm<sup>2</sup> 的埋管 DCGL 以下的殘留活度。

管道探測器(Pipe Explorer<sup>TM</sup>)被選用來偵檢噴灑建築的嵌入式管道，管道探測器系統已被用於超過 6000 英尺管道的  $\alpha$ 、 $\beta$ 、 $\gamma$  以及視頻測量中，這些偵檢包括多達 8 個肘管、垂直距離超過 9 米的管道，探測器已經成功部署在岩石、油和其他碎片上，且占據了管道截面積的 50%，管道探測器的系統能夠部署在直徑從 0.05 米到 1.22 米、長度從 30 米到 300 米不等的管道中進行偵檢，該檢測器被氣動管狀膜保護和推進。

16 英吋噴灑管路的 MDA 舉例來說是根據 Type I 和 Type II 誤差為 0.05，並使用 Currie (1968) 公式計算如下：

$$MDA = \frac{2.71 + 4.65\sqrt{(BKR)(t)}}{(CF)(t)}$$

其中 MDA 為 dpm / 100 cm<sup>2</sup>；BKR 為背景計數率 (cpm)；CF 是淨 cpm / dpm / 100 cm<sup>2</sup> 的轉換因子；t 是以分鐘為單位的計數時間。對於每分鐘 4194 次的背景計數率和 6.4 E-2 cpm / dpm / 100 cm<sup>2</sup> 的 CF，計算出 Cs-137 的 MDA 為 4745 dpm / 100 cm<sup>2</sup>。

Type of Measurement	Detector	Background*	E*** (c/d)	MDC	DCGL
Beta-Gamma Surface Scan	Pancake G-M (SHP-360 )	40 cpm	0.06	10484 dpm/100 cm <sup>2</sup>	18000 dpm/100 cm <sup>2</sup>
Beta-Gamma Surface Scan	Ludlum 43-68 126 cm <sup>2</sup> Gas Proportional	600 cpm	0.13	1832 dpm/100 cm <sup>2</sup>	18000 dpm/100 cm <sup>2</sup>
Beta-Gamma Juncture Scan	Ludlum 43-68 126 cm <sup>2</sup> Gas Proportional	600 cpm	0.06	3969 dpm/100 cm <sup>2</sup>	18000 dpm/100 cm <sup>2</sup>
Beta-Gamma Direct	Pancake G-M (SHP-360 )	40 cpm	0.06	3554 dpm/100 cm <sup>2</sup>	18000 dpm/100 cm <sup>2</sup>
Beta-Gamma Direct	Ludlum 43-68 126 cm <sup>2</sup> Gas Proportional	600 cpm	0.13	714 dpm/100 cm <sup>2</sup>	18000 dpm/100 cm <sup>2</sup>
Beta-Gamma Direct	Ludlum 43-37 582 cm <sup>2</sup> Gas Proportional	2000 cpm	0.141	257 dpm/100 cm <sup>2</sup>	18000 dpm/100 cm <sup>2</sup>
Beta-Gamma Surface Scan	Ludlum 43-37 582 cm <sup>2</sup> Gas Proportional	2000 cpm	0.141	3585 dpm/100 cm <sup>2</sup>	18000 dpm/100 cm <sup>2</sup>

Type of Measurement	Detector	Background*	E*** (c/d)	MDC	DCGL
Beta-Gamma Direct	Ludlum 43-94 39 cm <sup>2</sup> Gas Proportional	75 cpm	0.024 (for 3" pipe) 0.031 (for 2" pipe) 0.036 (for 1" pipe)	4305 dpm/100 cm <sup>2</sup> (for Eff. of 0.024)	100,000 dpm/100 cm <sup>2</sup>
Alpha Direct	Ludlum 43-68 126 cm <sup>2</sup> Gas Proportional	1 cpm	0.20	30 dpm/100 cm <sup>2</sup>	Beta-Gamma Direct
Gamma Scan (Soil)	NaI(Tl) (SPA-3)	10,000 cpm	0.012	5.9 pCi/g (Cs-137)	2.39 pCi/g (Inside RA) 4.2 pCi/g (Outside RA) (Cs equiv.)
Gamma Scan (Concrete)	NaI(Tl) (SPA-3)	20,000 cpm	TBD	See Ref. 5.12.34	18000 dpm/100 cm <sup>2</sup>
Gamma Spectroscopy	HP Ge	N/A	N/A	0.01 pCi/g	2.39 pCi/g (Inside RA) 4.2 pCi/g (Outside RA) (Cs equiv.)
Liquid Beta	Beckman Liquid Scintillation	40 dpm	0.46	3.25E-6 uCi/ml	N/A
Smear Alpha / Beta-Gamma	Tennelec Gas Proportional	0.5 cpm Alpha 30 cpm Beta-gamma	0.25 Alpha 0.35 Beta	25 dpm - alpha 81 dpm - beta-gamma	N/A

表 5-19 測量檢測靈敏度

$E_i$ , adjusted for geometry effects, is used for pipe survey efficiency.

\*這些背景值都是典型值，其遠低於 MDC 並適用於所進行偵檢所選擇的儀器。

\*\*此表所列出的值都是基於 1 分鐘的直接計數或每秒 2 英寸的表面掃描速率，以及土壤掃描速率為 20 秒/平方米(除非另有說明)。

\*\*\*混凝土表面的效率為  $E_t$ ，管道偵檢效率為用於幾何調整的  $E_i$ 。

## 5.6 調查水平和高活度地區測試

在偵檢單元測量期間，放射性水平可能透過計數率的增加、儀器報警或高數值樣本結果來進行識別，高活度數值的測量可能由分散的粒子、四處分佈的射源或背景活度的變化引起，在任何一種情況下都將遵循調查行動。根據調查結果，偵檢單元可能不需要採取行動、可能需要進行整治、和/或可能需要重新分類和重新偵檢。調查水平和調查程序如下：

### 5.6.1 調查水平

NUREG 1727 (表 E.2) 和 NUREG 1575 (表 5.8) 提供掃描偵檢的調查水平，除了掃描偵檢的調查水平之外，也開發了直接測量的調查水平，這些額外的調查水平為第 3 級偵檢單元提供非常保守的值，如表 5-20 所示。

### 5.6.2 調查程序

技術人員在偵檢時對所有儀器警報進行相對措施，在收到報警後，技術人員將停止並重新檢查最後一平方米的區域以驗證報警，在技術人員的訓練中，他們被告誡驗證偵檢的重要性，並指示了對高活度局部地區的預期儀器響應，以及在調查範圍和掃描速度程序中給出具體的方向，如果警報被驗證了，技術人員將用旗子或其他適當方式標記該區域，FSS 可以根據表 5-20 中規定的調查水平對警報數據進行評估，每個超過表 5-20 中所列調查水平的被標記區域，將進行調查偵檢指示(investigation survey instruction)，該指示將需要對該地區進行重新掃描、直接測量、現場  $\gamma$  光譜測量 (視情況) 和



收集土壤樣品（用於廠址偵檢），每次調查將在偵檢單元釋出記錄中進行評估和報告。

決定高活度區域的大小和平均活度水平以證明和面積因子符合，如果第 2 級區域中的任何位置超過 DCGL，則增加掃描覆蓋範圍以確定高讀數的程度和水平，如果是在第 3 級區域發生高讀數，則掃描範圍將增加且該區域應該重新分類。

Investigation Levels		
Classification	Scan Investigation Levels <sup>6</sup>	Direct Investigation Levels
Class 1	$>DCGL_{EMC}$	$>DCGL_{EMC}$
Class 2	$>DCGL_w$ or $>MDC_{scan}$ if $MDC_{scan}$ is greater than $DCGL_w$ .	$>DCGL_w$
Class 3	$>DCGL_w$ or $>MDC_{scan}$ if $MDC_{scan}$ is greater than $DCGL_w$ .	$>0.5 DCGL_w$

表 5-20 調查水平

調查中應考慮：

- (1) 偵檢單元分類中作出的假設
- (2) 最有可能或已知的污染原因
- (3) 偵檢單元內的其他地區可能有未被檢測到的高活度區域。

根據調查結果，如果有足夠的理由，一部分的偵檢單元可能會被重新分類，調查程序的結果記錄在偵檢區域釋出記錄中，關於偵檢單元潛在重新分類的更多討論，另見第 5.6.4 節。

### 5.6.3 高活度量測值比較(Elevated Measurement Comparison,EMC)

如果並未進行整治，當一個或多個掃描或靜態測量超過調查水平時，高活度量測值比較可用於第 1 級偵檢單元，EMC 能夠保證異常大的測量值得到適當的關注，並且識別出具有顯著劑量貢獻潛力的任何區域，如 NUREG-1575 所述，EMC 的目的在於標記整治過程中的潛在問題，不應被視為識別偵檢單元是否符合釋出標準的主要手段。

經由掃描或靜態測量確認，且超過事前  $DCGL_{EM}$  殘留放射性水平的位置，將進行額外的偵檢以確定符合高活度量測限值，含有高殘留放射性的區域大小和該區域內的平均殘餘活度水平必須被確定，根據高活度的實際面積將平均活度水平與  $DCGL_w$  進行比較。(如果將背景參考區域應用於偵檢單元，則可以在進行 EMC 之前減去背景參考區域活度地平均值)。

事前  $DCGL_{EMC}$  在偵檢設計期間建立，計算如下：

$$DCGL_{EMC} = \text{Area Factor} \times DCGL$$

面積因子是在沒有整治的情況下，高殘留放射性區域允許的  $DCGL$  之倍數，且與高活度分佈區域的大小有關，該區域需經由調查程序來決定其放

射性水平，通常此水平會低於 DCGL 來界定，面積因子在 LTP 的第 6 節中有香港計算，列於表 6-12 和表 6-14。

實際的活度面積由調查偵檢確定，面積因子則根據實際活度面積進行調整，調整後的面積因子和 DCGL<sub>w</sub> 的乘積可以決定實際的 DCGL<sub>EMC</sub>，如果超過 DCGL<sub>EMC</sub>，該區域將被整治和重新偵檢。

使用下面的公式，可以評估給定的偵檢單元中低於 DCGL<sub>EMC</sub> 限值的區域調查結果，在給定的偵檢單元中如有多個高數值區域，則歸一法則可用於確定依從性。公式計算出來的值若小於 1，則不需要進一步對高數值地區進行測試，並且已經滿足 EMC 測試。

$$\frac{\delta}{DCGL_w} + \frac{(\text{average concentration in elevated area} - \delta)}{(\text{Area Factor})(DCGL_w)} < 1$$

其中： $\delta$  是偵檢單元的平均剩餘活度，當用該不等式計算 $\delta$ 時，偵檢單元的總平均值若小於 DCGL<sub>w</sub>，則在高數值區域內的測量可能被排除，對於污染混凝土（地下室填充模型），歸一法則中使用的面積因子可以指定為偵檢單元除以高數值區域的面積大小。

使用 FSS  $\gamma$  光譜分析結果和歸一法則確定土壤 DCGL<sub>EMC</sub> 的依從性，這些較一般的方法也將應用於其他材料，歸一法則對高活度量測值比較的應用需要面積因子，並對於 CS-137、Co-60 和在 FSS 期間識別的任何  $\gamma$  發射體，分別計算相應的 DCGL<sub>EMC</sub>。

用於計算特定核種土壤面積因子的方法將與第 6.8.2 節所述的相同，這些面積因子用於決定在 FSS 期間評估每個高數值區域的 Co-60、Cs-137 和任何可識別的  $\gamma$  發射體的  $DCGL_{EMC}$ ，因為難測核種(HTD)放射性核種具有比 Cs-137 更高的面積因子，所以將 Cs-137 面積因子應用於替代 Cs-137 DCGL(surrogate Cs-137 DCGL)，將使得替代的放射性核種被保守地考慮， $DCGL_{EMC}$  的使用如下，以確定是否符合高活度量測值比較，如果有必要，可以從每種放射性核種濃度中減去背景值。

$$\left( \frac{Cs - 137}{Cs - 137_{DCGL_{EMC}}} \right) + \left( \frac{Co - 60}{Co - 60_{DCGL_{EMC}}} \right) + \dots + \left( \frac{R_N}{DCGL_{EMC_N}} \right) \leq 1.0$$

其中：Cs-137 和 Co-60 是 FSS 的  $\gamma$  光譜結果，DCGL 是針對被評估的高活度區域大小來做計算； $R_N$  是在 FSS 期間識別的任何其他  $\gamma$  發射體； $DCGL_{EMC_N}$  是放射性核種 N 的  $DCGL_{EMC}$ 。

#### 5.6.4 整治和重新分類

如表 5-21 所示，對於任何分類（1、2 或 3），超過  $DCGL_{EMC}$  以上高殘留活度的區域都已經整治，以將殘留放射性降低到可接受的水平每當調查確認活度高於表 5-21 所列出的行動水平時，將對 HSA、運轉歷史、設計資訊和樣本結果進行評估。評估中將考慮：

- (1) 高數值區域的位置、尺寸和樣本結果
- (2) 對偵檢中高數值區域潛在原因以及範圍的解釋
- (3) 建議的重新分類範圍

#### (4)任何其他必要的行動

重新分類成第 1 級的區域通常由第 2 級緩衝區為界，以進一步確保重新分類的區域完全界定出高數值區域，該評估過程的建立是為了避免整個偵檢單元(可能相當大)無根據的重新分類，同時要求對高數值地區的範圍和原因進行評估。

具體來說，對於從第 1 級重新分類(按照 LTP 批准)到第 2 級的偵檢單元(或部分偵檢單元的)，將遵循以下標準：

1. 重新分類為第 2 級的偵檢單元(或部分偵檢單元)必須符合第 2 級標準(LTP 第 5.2.2 條)，即在整治之前，重新分類的區域不可能含有超過  $DCGL_w$  的殘留放射性。
2. 對重新分類的第 2 級區域內的污染分佈有足夠的了解，以證實主要區域不太可能含有超過  $DCGL_w$  殘留放射性的結論。
3. 如表 5-13 所示，對於第 2 級偵檢單元，根據 MARSSIM 第 5.5.3 節的內容，掃描覆蓋率將與高活度區域或接近釋放標準的區域潛力成正比。

從第 1 級或第 2 級重新分類到第 3 級通常會遵循上述類似的標準：

1. 重新分類的偵檢單元(或其部分)將被要求滿足第 3 級要求(根據第 5.2.2 節)
2. 對重新分類的第 3 級區域內的污染物分佈有足夠的了解，以證實該區域具有低機率含有殘留放射性的結論

### 3. 重新分類區域的掃描覆蓋面積符合表 5-13 要求

根據與 NRC 的協議，MY 根據第 1.4 節的討論，需在偵檢單元(或一部分偵檢單元)重新分類前(按照 LTP 批准之後)先向 NRC 通知。

如果第 2 級偵檢單元的個別偵檢測量(掃描或直接)超過 DCGL，則可以將偵檢單元或其一部分重新分類，因此需要重新設計並重新進行偵檢，如果第 3 級偵檢單元的個別偵檢測量值超過 0.5 DCGL，則將對偵檢單元或其一部分進行評估，如有必要，將其重新分類為第 2 級，最後同樣需要重新設計並重新進行相應偵檢。

Investigation Actions			
Action If Investigation Results Exceed:			
Class	DCGL <sub>EMC</sub>	DCGL <sub>w</sub>	0.5 DCGL <sub>w</sub>
1	Remediate and resurvey as necessary	Acceptable	Acceptable
2	Remediate, reclassify portions as necessary	Reclassify portions as necessary	Acceptable
3	Remediate, reclassify portions as necessary	Increase scan coverage and reclassify portions as necessary	Increase scan coverage and reclassify portions as necessary

表 5-21 行動水平

#### 5.6.5 重新偵檢

在調查之後，如果偵檢單元重新分類或進行了整治行動，則按照程序將進行重新偵檢。關於第 2 級的部分，該區域的污染大於 DCGL<sub>w</sub> 則應重新分類，若直接測量的平均值小於 DCGL<sub>w</sub>，則掃描 MDC 的靈敏度足以檢測

DCGL<sub>EMC</sub> 且可以確定沒有大於 DCGL<sub>EMC</sub> 的區域，那麼偵檢的重新設計可能會被限制為無需重新執行直接測量即可獲得 100% 的掃描，該條件假設樣品密度滿足第 1 級區域的要求；如果第 2 級區域的污染大於 DCGL<sub>w</sub>，但掃描 MDC 不夠敏感以至於無法檢測 DCGL<sub>EMC</sub>，則會以 EMC 所決定的樣品密度對受影響區域進行重分類和重新偵檢。

## 5.7 數據收集和處理

### 5.7.1 樣品處理和記錄保存

經由得到的最終結果，從採樣點取得的每個樣本附帶其追蹤記錄（保管鍊記錄），以確保樣本數據的有效性，樣本追蹤記錄需被控制和維護，並且在數據循環完成後，根據適用的程序轉移到文件控制處。

每個偵檢單元都有與之相關的文件包，內容涵蓋偵檢設計和現場執行實施等等要求，偵檢單元記錄是整個調查過程的品質記錄。

### 5.7.2 數據管理

偵檢數據在數據生命週期中從多個來源收集並進行評估。QC 重複測量不用當作最終狀態偵檢數據，關於 QC 重複測量的設計和使用需參閱 LTP 第 5.10.4 (d) 節。

在流動和調查偵檢期間進行的測量，如果使用的條件與最終偵檢數據相同，其數據可當作最終狀態偵檢數據，這些要求包括：

(1) 偵檢數據的代表性，以反映出進一步的整治不受調整後偵檢單元條件的影響

(2) 對偵檢單元採取隔離測量，以防止再污染並維持最終配置

(3) 數據收集和設計需符合 FSS 方法，例如掃描 MDC、調查水平、偵檢數據點編號和位置、統計測試和 EMC 測試。

最終偵檢的記錄是由最終狀態偵檢數據儲存的測量結果構成，並包含在每個偵檢單元的數據集中以用來確定符合廠址釋出標準。

測量記錄中有使用單位以適合用於與 DCGL 做比較，表面污染的記錄單位為  $\text{dpm} / 100 \text{ cm}^2$ 、活性濃度為  $\text{pCi} / \text{g}$ ，所有的數值、甚至負數都應被記錄。

文件控制程序中建立了保存紀錄的要求，測量記錄至少需要包含偵檢負責人的名稱、測量位置、使用的儀器、測量結果、測量日期和時間以及任何該負責人的意見。

### 5.7.3 數據驗證和有效性

最終狀態偵檢數據在提出評估報告之前要進行再審查以確保其已確實完成、完整的文件化和技術上可行，數據再審查的可接受標準至少包括以下項目：

- a. 用於固定點或體積測量的儀器 MDC 低於 DCGLW，否則要低於第 1 級的 DCGLEMC、低於第 2 級的 DCGLW、低於第 3 級偵檢單元的 0.5 DCGLw



- b. 儀器校準使用目前可追溯到的 NIST 標準
- c. 現場儀器在每天收集數據的前後都需經過來源檢查(source checked)且得到滿意的結果，如果儀器沒有通過根據 5.5.2.c 規定的來源檢查，則由 FSSE 評估數據
- d. 用於開發它們的 MDC 和假設適用於執行偵檢的儀器和技術
- e. 用於收集數據的偵檢方法適用於涉及的輻射類型和被偵檢的媒介 media
- f. 數據收集使用的“特殊方法”適用於再審查的偵檢單元，這些特殊方法或者在本 LTP 中描述，或者是在 NRC 告知的機會中審查的主要重點
- g. 保管鏈需從採樣點追蹤到獲得結果
- h. 數據集是根據偵檢設計由收集到的合格測量結果所組成，得以準確反映設施的放射性狀態
- i. 如果不符合數據再審查標準，則會對差異進行再審查

如果數據再審查標準合格，則將對該差異進行再審查，並且按照已批准的程序將接受或拒絕的決定紀錄下來。

#### 5.7.4 圖形數據審查

偵檢數據可以繪製成可識別的樣式、關係或顯現出可能的異常狀態，使用其他方法審查可能無法一樣的明瞭，通常可以使用測後點圖或頻率圖，如果有需要的話，可以使用其他數據的特殊圖形表示法。

##### a. 測後點圖

測後點圖可用於識別數據中的空間格局，測後點圖由偵檢單元地圖、數值數據以及獲得該數據的位置所組成，測後點圖可以顯示出高放射性的片段或超過 DCGL 的局部區域，背景參考區域也可以生成測後點圖，以指出可能對數據使用有不利影響的空間趨勢，背景數據中的不協調可能是殘留、未被發現的活度，或者它們可能僅僅反映背景的變化性。

## **b. 頻率圖**

頻率圖可用於檢查數據分佈的一般外型，頻率圖基本上是條形圖，用來顯示給定值範圍內的數據點，頻率圖顯示了偏差值和雙峰性(有兩個峰值)，偏差可能是由幾個高活度區域影響的結果，數據中的多個峰值，可能顯現出因為存在不同土壤類型或不同材料的結構，而導致含有殘留放射性或背景變異性的隔離區域，背景變異性也可能表示出需要更加仔細地將背景參考區域與偵檢單元相匹配，或者透過材料或土壤類型細分偵檢單元。

## **5.8 數據評估與依從性**

對最終狀態偵檢數據進行評估，以確保它們足以支持釋放偵檢單元的決定，首先執行的是簡單的評估方法，例如將偵檢數據與 DCGL 進行比較或將平均值與 DCGL 進行比較，然後將統計檢定應用於最終數據集，並做出是否符合廠址釋出標準的結論。

### 5.8.1 統計分析的數據評估

偵檢測量的評估結果將是決定偵檢單元是否符合釋出標準的依據，在某些情況下，是否能夠釋出該偵檢單元，可以在不進行複雜統計分析的情況下做決定。

#### a. 樣品測量結果的解釋

使用測量結果的評估可以用來快速決定偵檢單元是否通過或不通過釋放標準，或是是否需要執行統計分析，評估矩陣如表 5-22 和表 5-23 所示。

Interpretation of Sample Measurements When WRS Test Is Used	
Measurement Results	Conclusion
Difference between maximum survey unit concentration and minimum reference area concentration is less than DCGLw	Survey unit meets release criterion.
Difference of survey unit average concentration and reference average concentrations greater than DCGLw	Survey unit fails.
Difference between any survey unit concentration and any reference area concentration is greater than DCGLw and the difference of survey unit average concentration and reference area average concentration is less than DCGLw	Conduct WRS test and elevated measurements test.

表 5-22 使用 WRS 檢定時樣品測量的解釋

Interpretation of Sample Measurements When Sign Test is Used	
Measurement Results	Conclusion
All concentrations less than DCGLw	Survey unit meets release criterion
Average concentration greater than DCGLw	Survey unit fails
Any concentration greater than DCGLw and average concentration less than DCGLw	Conduct Sign Test and elevated measurements test.

表 5-23 使用 Sign 測試時樣品測量的解釋

當有必要的時候，將對偵檢數據進行下列四種統計測試之一：

#### 1. WRS 檢定

## 2. Sign 檢定

## 3. WRS 檢定歸一法則

## 4. Sign 檢定歸一法則

此外，根據前面第 5.6.3 節和 NUREG 1727 要求的 EMC 標準評估偵檢數據，統計檢定是基於虛無假設( $H_0$ )，即偵檢單元的殘留放射性超過 DCGL，所以必須要有足夠的偵檢數據在 DCGL 或以下，以排除前面的虛無假設，然後取得偵檢單元符合場址釋放標準的劑量，統計的部分是使用專門設計的軟件包進行分析，如有必要則應使用手算。

### b. WRS 檢定

當所關注的放射性核種存在於背景中，或者不使用特定放射性核種的測量時，可以使用 WRS 檢定或 WRS 檢定歸一法則(NUREG-1505 第 11 章)，或者使用不是放射性核素特異性的測量，此外，該檢定僅在數據集”小於”測量結果不超過 40 % 時有效。

WRS 檢定應用如下：

#### 1. 每個背景參考區域的測量透過加入 $DCGL_w$ 來調整

$$Z_i = X_i + DCGL \quad X_i \text{ 為原背景參考區域測量}$$

#### 2. 將調整後的背景參考區域測量數 $m$ 和偵檢單元測量數 $n$ 相加得到 $N$ ( $N = m + n$ )。

#### 3. 按照從 1 到 $N$ 的順序對測量進行合併，如果幾個測量值具有相同的值，

則將它們分配給該組測量的平均等級。

4. 將調整後的背景參考區域測量等級相加得到  $W_r$ 。
5. 將  $W_r$  的值與 NUREG-1575 表 I.4 中的臨界值進行比較，如果  $W_r$  大於臨界值，則偵檢單元滿足場址釋放劑量標準，反之，如果  $W_r$  小於或等於臨界值，則偵檢單元不符合標準。

### c. Sign 檢定

Sign 檢定和 Sign 檢定歸一法則是用於在背景中不存在關注的放射性核種或與  $DCGL_w$  相比為可接受的低分量存在情況下的單樣本統計檢定，如果核種在背景下存在，則總體測量假定完全來自廠區的活度，這個方式是當可以合理地預期包含背景濃度不會影響 Sign 檢定的結果時才予以採用；使用 Sign 檢定的優點是不需要背景參考區域，根據 NUREG-1505 第 12 章，Sign 檢定也可以使用背景扣除法。

Sign 檢定如下進行：

1. 偵檢單元測量值  $X_i$ ， $i = 1, 2, 3 \dots N$ ；其中  $N =$  測量的數量。
2. 從  $DCGL_w$  中減去  $X_i$  以獲得差值  $D_i = DCGL_w - X_i$ ， $i = 1, 2, 3 \dots N$
3. 該值恰好為零的差異被丟棄，並且  $N$  減少了這種零度測量的數量。
4. 紀錄正差集的數量，檢定統計量  $S_+$  為其結果，需注意正差集對應於低於  $DCGL_w$  值以下的測量，並提供了偵檢單元滿足場址釋出標準的證據。
5. 將  $S_+$  的值與 NUREG-1575 表 I.3 中給出的臨界值進行比較，該表包含給

定值  $N$  和  $\alpha$  的臨界值，偵檢設計中的  $\alpha$  值為 0.05，如果  $S +$  大於表中給出的臨界值，則偵檢單元滿足場址釋出標準；如果  $S +$  小於或等於臨界值，則偵檢單元不符合釋出標準。

#### d. 歸一法則

在最終偵檢的土壤樣品中，Cs-137 與 Co-60 的比將會不同，這將使用 NUREG-1505 第 11 章所述的歸一法則方法解決，使用替代調整的 Cs-137 DCGL 和調整後的 Co-60 DCGL，對每個測量結果計算歸一法則等效值，如下式所示(有關 Cs-137s DCGL 計算，請參見第 6.7.2 節)：

$$\begin{aligned} \text{Unity Rule Equivalent} &\leq 1 \\ &= \frac{Cs - 137}{DCGL_{(Cs-137s)}} + \frac{Co - 60}{DCGL_{(Co-60A)}} + \dots + \frac{R_N}{DCGL_{(N_A)}} \end{aligned}$$

其中：Cs-137 和 Co-60 是  $\gamma$  指標結果， $DCGL_{(Cs-137s)}$  是替代 Cs-137s DCGL，如適用調整為表示表 6-11 總表面劑量(RA 內)； $DCGL_{(Co-60A)}$  是 Co-60 DCGL，如適用調整為代表表 6-11 總表面劑量(RA 內)； $R_N$  是任何其他經識別的  $\gamma$  射線放射性核種，DCGL 是用於放射性核種  $N$  經調整後的 DCGL。

利用 LTP (表 5-22 和表 5-23) 中列出的標準，假設 DCGL 等於 1.0，則歸一法則等效值將用來證明依從性，如果使用 WRS 或 Sign 檢定有其必要性，則這些檢定將應用於歸一法則等效結果，並假設 DCGL 等於 1.0，在 NUREG-1505 第 11.4 節的 11-3 頁中提供了使用歸一法則的 WRS 檢定的範

例，如果使用 WRS 檢定，或背景扣除法與 Sign 檢定結合使用，則背景濃度也將在執行測試之前轉換為歸一法則等校值。

如果背景中 Cs-137 不被認為是 DCGL 的重要部分，則 Sign 檢定將不會與背景扣除法一起使用，另外需注意的是替代的 Cs-137 DCGL 將同時用於統計檢定以及與 LTP 中表 5-22 和表 5-23 中的標準值比較。

與上述相同用於土壤的一般替代方法和歸一法則，將應用於使用樣品  $\gamma$  光譜法而不是總體  $\beta$  測量進行最終偵檢的其他材料，例如被活化的混凝土。

## 5.8.2 數據結論

統計測試的結果包含 EMC 的應用，可以做出兩個結論之一，第一個結論是偵檢單元符合廠址釋放劑量標準，數據能夠提供統計學上顯著的證據，表示偵檢單元的殘留放射性水平不超過釋放標準，讓釋放偵檢單元的決定是有充分的信心而毋需進一步分析的。

第二個結論是偵檢單元不符合外釋標準，代表取得的數據無法說明說明殘留放射性小於釋放標準，需進一步分析數據以確定失敗的原因。

可能的原因是：

1. 平均殘留放射性超過 DCGL
2. 檢定沒有足夠的 power 來拒絕虛無假設(即結果是隨機的統計波動)

統計檢定的 power 是測量數量和測量數據中標準差的函數，power 由  $1 - \beta$  確定，其中  $\beta$  是 Type II 誤差的值，可以使用 NUREG-1575 附錄 I.9 和 I.10

中描述的方法進行回顧性功率 retrospective power analysis 分析，如果檢定力由於測量次數而不足，可以按程序指導收集附加樣品，如果偵檢單元確實符合釋出標準，則取得更多的測量值會提高通過的機率，如果失敗是由於殘留放射性的存在超過了釋放標準，則必須對偵檢單元進行整治和重新偵檢。

### 5.8.3 依從性

最終狀態偵檢的目的是證明放射性物質已經從 MY 電廠設施和財產中移除，其餘的放射性污染水平低於 NRC 批准的無限制使用的放射性標準，本計劃中提出的特定現場放射性標準，是符合 10CFR20.1402 和緬因州法律 LD 2688-SP1084 的標準。

如果測量結果符合 5.8.1 節表 5-22 和表 5-23 的要求，並且根據第 5.6.3 節評估的高活度區域測量比較，則偵檢單元可以適用於無限制釋放。

## 5.9 報告格式

偵檢結果記錄在歷史文件、偵檢單元釋出記錄和最終狀態偵檢報告中，其他報告可能按照 NRC 的要求而製作。

### 5.9.1 歷史文件

歷史文件編輯了有關運行和除役的數據，歷史文件由 HSA、GTS 特徵報告、分類依據和 50.75 (g) 文件資訊組成，歷史文件的目的是為偵檢單元分類提供實質依據，從而為最終狀態偵檢的強度提供依據。

歷史文件包含：



1. 可能影響放射性狀態的運轉歷史
2. 總結範圍界定和廠址特徵數據
3. 其他相關資料

### 5.9.2 偵檢單元釋出記錄

每個偵檢單元都準備了單獨的釋出記錄，偵檢單元釋出記錄是一份文件，其中含有足以證明符合廠址外釋標準所必需的資訊，此記錄應至少包括：

- a. 偵檢單元說明
- b. 偵檢單元設計資訊
- c. 偵檢結果
- d. 偵檢單元調查過程及其結果
- e. 偵檢單元數據評估結果

當偵檢單元釋出記錄得到最終批准時，此文件將成為有相當品質之紀錄。

### 5.9.3 最終狀態偵檢報告

偵檢結果將再向 NRC 提交的書面報告中加以描述，每份書面報告中包含的實際結構、土地或管道系統可能會與正在進行的除役活動相關。

最終狀態偵檢報告總結了偵檢結果和整體結論，證明了 MY 設施和場址符合無限制使用的放射性標準，報告中還包含測量的數量和類型、基本統計量和統計分析結果，詳細程度足以清楚地描述最終狀態偵檢方案並證明結果。

最終報告的格式將包含以下主題：

#### 1.0 結果概述

#### 2.0 對 FSS 中變動的討論

#### 3.0 最終狀態偵檢方法論

- 偵檢單元樣本數
- 樣本數的合理性

#### 4.0 最終狀態偵檢結果

- 測量次數
- 偵檢地圖
- 樣品密度
- 統計評估(包括檢定力曲線)
- 判斷和雜項數據集
- 調查結果 (異常數據)

#### 5.0 每個偵檢單元的結論

- 初始假設中殘留活度範圍的任何變化。
- 簡化一般回溯劑量估計：為了可以進行說明，對相關 FSS 數據進行審查

並決定出殘留污染水平的總平均值，以用於計算回溯劑量估計值，該劑量估算將在最終報告中提供，可以有助於向不同利益相關者介紹 MY 是否符合基於劑量的釋放標準。

#### 5.9.4 其他報告

其他報告將按要求編寫並提交。

#### 5.10 FSS 品質保證計劃 (QAP)

本節描述的最終狀態偵檢 QAP 由經過培訓的合格人員制定和實施，如果關鍵群體的平均成員在各種途徑下，其殘留活度的年度 TEDE 達到 10 mrem /年或以下，以及地下水飲用水源為 4 mrem 或以下(加強狀態清理水平)，則 FSS QAP 將確保對現場進行偵檢、評估和決定是否能作為無限制使用。確保廠址符合執照終止的要求是一個複雜的過程，在計劃的每個階段必須建立好相應的品質，並在執行計劃時採取措施，以確定是否實現了預期的品質水平。

除役品質保證行動是根據 10CFR50.82 的要求建立，FSS QAP 的目標是確保收集的偵檢數據符合所需的類型和品質，以足夠的信心證明該場址的無限制釋出是合適的，通過使用 DQO 流程進行 FSS 設計、分析和評估來滿足目標，該計劃確保：

1. 最終狀態偵檢計劃的要素按照批准的程序實施
2. 由經過培訓的人員使用校準過儀器進行偵檢
3. 收集的資料具有足夠品質
4. 對偵檢包設計和檢驗的所有階段進行適當審查以及監督
5. 需要糾正措施時能夠及時實施並確定有效。

FSS 品質保證計劃將適用於最終狀態偵檢行動接下來的幾個方面。

### 5.10.1 專案管理與組織

在 MY 輻射防護組織內建立了 FSS 專案組織，以進行最終狀態偵檢的規劃和實施，圖 5-6（第 5 節末尾）所示的組織由 FSS 的管理人負責向輻射防護管理人(RPM)報告，RPM 負有對最終狀態偵檢的執行和其他除役活動的 FSS 專案的全面責任。

最終狀態偵檢專案組織由以下功能組成：

- a. 專案經理(MOP)-FSS：最終狀態偵檢專案經理(MOP FSS)負責 FSS 計劃的管理和確保其實施，MOP FSS 有責任確保 FSS 部分行動是根據 FSS 品質保證計劃執行，負責管理分配 FSS 的人員，負責批准 FSS 釋出記錄，並確保能夠履行合約和許可證的義務。MOP FSS 需負責對 RPM 報告。
- b. 輻射整治總監（SRR）：SRR 負責準備 FSS 行動的規劃、監測和協調輻射整治活動，SRR 負責建立、維護和實施維持輻射整治的方案、程序和評估，負責拆除結構的拆除前偵檢工作，以及對拆除造成的放射性物質的管制，在 SRR 指導下，FSS 區域驗收之前負責執行流動偵檢。SRR 需負責對 MOP-FSS 報告。
- c. 最終狀態偵檢總監（SFSS）：最終狀態偵檢總監（SFSS）負責 FSS 計劃的準備和實施，SFSS 對計畫方向、技術內容負責，並確保該計劃符合適用的 NRC 規定和指導，負責解決 NRC、緬因州或其他利益相關者提出

的問題或疑慮以及 MY 管理層提出的任何計畫上的問題，同時為 FSS 人員提供整體管理和指導，與 FSS 計劃相關的管理機構和其他外部組織的接口也主要由 SFSS 執行，SFSS 也審查和批准 FSS 人員的資格和選擇，並核准 FSS 人員和其他人員對 FSS 主題的培訓內容，FSS 結果報告將由 SFSS 批准。SFSS 需負責對 MOP-FSS 報告。

- d. 放射化學師：放射化學師負責化學人員日常活動的進行和對計數人員、行動的監督，負責現場 FSS 樣本分析的數據品質(如果樣品在廠外處理，MY 的品質保證計劃要決定廠外採購的品質要求)。放射化學師需負責對輻射工程師總監和技術支援處(Technical Support)報告。
- e. FSS 工程師(FSSE)：FSS 工程師(FSSE)負責 FSS 程序的技術支援、開發和實施，負責審查偵檢包和能夠輔助 FSSE 的數據，另外也審查 FSS 程序和 FSS 結果的報告。FSSE 需負責對 SFSS 報告。
- f. FSS 專家 (FSSS)：FSSS 負責編制獨立偵檢區域的偵檢包，包括歷史檔案、真檢設計和說明，此外，FSSS 還負責編制偵檢地圖、網格圖、佈局圖、複合視圖和其他圖說以輔助 FSS 報告。FSSS 需負責對 FSS 總監報告。
- g. FSS 主管：FSS 主管負責控制和實施從 FSS 專員收到的偵檢包，FSS 主管負責協調流動偵檢、最終狀態偵檢和準備偵檢區域，如網格化和訪問需求，負責 FSS 技術人員的協調和安排以輔助 FSS 計劃，並確保所有必

- 要的儀器和其他設備可用於支援偵檢活動，還需負責維護對完成的 FSS 偵檢區域的訪問控制。FSS 主管需負責對 SFSS 報告。
- h. 儀器技術員(IT)：IT 透過進行校準、維護和日常檢查的程序來維護用於 FSS 的儀器系統，IT 確保有足夠和適當校準的儀器可用於支援 FSS，並負責 FSS 儀器的校準和維護。IT 需負責對儀器、來源和呼吸防護工程師 (ISRPE)報告(ISRPE 的職責包括廠址輻射防護儀器程序)。
- i. FSS 技術員：FSS 技術人員負責根據 FSS 程序和偵檢包說明執行 FSS 測量和收集 FSS 樣本。FSS 技術員需負責對 FSS 主管報告。
- j. 廠址品質及其與 MY 品質保證計劃的關係。
1. MY 品質保證計劃已按照 10CFR50 附錄 B 和 MY 除役有關的其他規定並確保其一致性。
  2. MY 總經理對品質保證計劃的各個方面負有全面責任。
  3. 品質計劃經理(QPM)具有建立和衡量品質保證計劃有效性的全面權力和責任，根據計劃的規定，QPM 可以直接進入高階管理職位。
  4. QPM 透過核安全和監管事務主任呈交報告，另外透過副總裁兼首席財務官再向總經理報告。
  5. MY 品質保證計劃透過與品質相關的活動和服務來輔助 FSS QAP，例如建立需求並評估採購控制、程序和指示、糾正措施、記錄保留和審計/監督的執行情況。

### 5.10.2 專案說明排程

廠址的各個區域將分為偵檢單元且按程序分類，每個偵檢單元的偵檢測量將在真檢設計階段確定，當某區域可以進行偵檢時，部分的最終狀態偵檢也可以在拆除結構行動期間進行，未受影響的區域可能在執行重大除役活動之前進行評估是否釋出。

### 5.10.3 品質目標和測量標準

除非經 NRC 授權，否則 Type I 誤差將會設定在 0.05，Type II 誤差將設置為 0.05 或更大。

#### a. 培訓資格

執行最終狀態偵檢測量的人員將受到培訓且取得資格，培訓內容包括以下主題：

- 執行最終狀態偵檢的程序
- 最終狀態偵檢中使用的現場和實驗室儀器的操作
- 收集最終狀態偵檢測量和樣品

培訓與取得資格的程度，將與個人的教育、經驗和熟練度，以及活動的範圍、複雜性和性質相當，培訓記錄將按照初步認可的課程說明和持續的除役培訓進行保留。

#### b. 偵檢文件

每個最終狀態偵檢測量將按日期、儀器、位置、測量類型和操作模式進行標識，原始最終狀態偵檢設計和數據包的生成、處理和儲存將受到控制，FSS 記錄已被指定為品質文件，因此將按照程序進行維護。

#### **5.10.4 測量/數據採集**

##### **a. 偵檢設計與採樣方法**

將廠址將分為各個偵檢區域，每個偵檢包可能包含一個或多個偵檢單位，每個偵檢包將根據每個偵檢單元的分類來指定所需的測量類型和數量。

##### **b. 書面程序**

採樣和偵檢任務必須正確和一致地進行，以確保最終狀態偵檢結果的品質，測量則按照批准的書面程序進行，批准的程序描述了用於最終狀態偵檢測量的方法和技術。

##### **c. 保管鍊**

透過決定最終偵檢結果，從收集的角度對樣品進行保管的責任由程序確定，當保管品轉移時，伴隨樣品的保管鍊將用於追蹤該樣品，將為存檔樣本提供安全存儲。

##### **d. 品質控制偵檢**

在現場和實驗室測量的偵檢過程中，由程序建立內置的品質控制檢查，如 LTP 5.4.5 (f) 節所述，對於結構和系統，QC 複製掃描測量將由至少 5% 隨機選擇的 1、2 或 3 個偵檢單元的重新組合組成，通常由不同的技術人員



執行，再與原始測量結果比較，接受標準應該是根據重複掃描得到與原始偵檢相同的結論，如果不符合驗收標準，將進行調查以確定原因和糾正措施。

用於直接表面污染和/或曝光率測量的品質控制，將包含使用相同類型儀器對至少 5 % 的偵檢單元進行重複測量、由不同的技術人員進行測量(除了只有一台儀器或需要進行專門培訓以操作設備的情況除外)，以及將結果與使用相同儀器的原始測量值相比較，直接測量的驗收標準在經批准的程序中規定。

對於土壤、水和沈積物樣品，品質控制將包含參與實驗室相互比較計畫，然而，作為額外的品質措施，大約 5 % 的樣品可能採用盲目重複(blind duplicate)採樣或第三方分析，空白樣品的驗收標準是沒有檢測到廠區來源的放射性核種，盲目重複的標準是兩個測量值在批准程序規定的值內，對於第三方分析，驗收標準與盲目重複條件相同，由於缺乏同質性，一些樣品(如瀝青)將不會進行分割或盲目重複分析，在必要時，這些樣品就只是進行重新計數以確定兩個計數是否在彼此的 20 % 以內。

#### **e. 儀器選擇、校準和操作**

正確選擇和使用儀器將確保靈敏度足以根據第 5.5.2 節規定的最小檢測能力檢測放射性核種，並確保偵檢數據的有效性，儀器校準將使用經過批准的程序使用 NIST 可追溯的來源進行，偵檢工具的發布、控制和操作將按照儀器程序進行。Instrumentation Program procedure.

#### **f. 耗材控制**

為了確保從 FSS 偵檢和採樣中獲得數據的品質，將為每個樣品採用新的樣品容器，用於收集樣品的工具將在進行附加樣品之前進行清潔以除去污染物，每個樣品採集後，工具將進行淨化並進行污染檢測。

#### **g. 供應商提供服務的控制**

供應商提供的服務，如儀器校準和實驗室樣品分析，將根據批准的品質和採購程序，從適當的供應商採購相關服務。

#### **h. 數據庫控制**

用於數據簡化、儲存或評估的軟體，將由供應商進行全面的記錄和認證，軟體將在使用前透過適當的測試數據集進行測試。

#### **i. 數據管理**

從收集到評估期間的偵檢數據控制由相關程序規定，手動數據輸入將被視為二次驗證。

### **5.10.5 評估與監督**

#### **a. 評估**

FSS 的自我評估將按照批准的程序進行，調查結果將按照這些程序進行追蹤和趨勢化。

#### **b. 偵檢結果獨立審查**

從偵檢單元隨機選擇的偵檢包(約 5 %)將由品質計劃部門獨立審查，以確保按照批准的程序進行偵檢測量。

#### **c. 糾正行動程序**

一部分廠址的 10 CFR 第 50 部分附錄 B 品質保證計劃已經建立糾正行動流程，將適用於 FSS 進行糾正措施的記錄、評估和實施，該過程將按照已批准的程序進行，該程序描述用於啟動條件報告(CR)的方法，並解決與 FSS 相關的自我評估和糾正措施問題，CR 評估工作與 CR 的分類相符，另可以包括根本原因確定、屏障篩選和條件審查的程度。

#### **d. 管理報告**

審計報告和趨勢數據將按照批准的程序向管理層報告。

### **5.10.6 數據驗證**

偵檢數據將在評估或分析之前進行審查，以獲得完整性和察覺異常值的存在，對調查水平進行比較，並對超出調查水平的測量進行評估，程序驗證的數據將進行 Sign 檢定、Wilcoxon Rank Sum (WRS)檢定或 WRS 歸一法則檢定，用來輔助 DCGL 開發的技術評估或計算將被獨立驗證，以確保方法的正確性和數據的品質。

### **5.10.7 NRC 和狀態確認測量**

MY 預計，NRC 和緬因州人類服務部(DHS)-衛生工程部(DHE)都可以根據適用的法律和法規選擇進行驗證測量，NRC 可以進行驗證測量，並根據

10 CFR 50.82(a)(11)確定最終輻射偵檢和相關文件證明該設施和廠址，適合根據 10 CFR 第 20 部分子章節 E 中的除役標準進行釋出，緬因州法律要求 MY 允許緬因州核安全檢查員進行監測，這種監測包括為了驗證是否符合適用的州法律(包括加強狀態放射性標準)進行放射性測量，以及確認和驗證符合 NRC 無限制執照終止的標準，MY 將透過展示符合加強狀態放射性標準來證明符合 10 CFR 第 20 部分子章節 E 的 25 mrem / yr 標準，因此，NRC 和緬因州採取的驗證測量將基於相同的 DCGL 標準，及時和頻繁地與這些機構進行溝通將確保在緬因州揚基執行任何不可逆轉的除役行動(例如用填土材料回填地下室)之前，提供足夠的機會進行驗證測量。

## **5.11 方法控制措施**

### **5.11.1 轉移(Turnover)**

由於最終狀態偵檢的範圍很廣，而且有一些活動需要與拆遷同時進行，因此建立了一個區域間轉移的系統化方法，偵檢單元在接受最終狀態偵檢之前，必須滿足以下條件，除非 FSS Superintendent 根據已建立之程序授權，這些包括：

- a. 0 有可能污染偵檢單元的除役活動必須要完成
- b. 除了 5.1.2.a 中所提到的之外，在偵檢中不需要使用到的工具和設備必須被移除，內務和清理需確實完成
- c. 該地區的除役活動必須已經完成

- d. 最後的整治偵檢調查(如果適用)必須完成，這些偵檢將包括：
  - 1. 掃描測量或固定測量，以確保表面污染在 FSS 總表面污染限制內
  - 2. 塗抹檢查以確保可移除的表面污染在 FSS 可移除的表面污染限度內  
(即表面污染限制的 10% )
  - 3. 體積採樣或掃描以確保土壤整治在可接受的 FSS 濃度範圍內。
- e. 必須實施訪問控制或其他措施以防止再次污染
- f. 流動偵檢可以用與 FSS 偵檢相同的標準執行並記錄，以便數據可用於 FSS。

#### 5.11.2 巡檢

巡檢的主要目的是評估偵檢單元的實際範圍，對於系統來說，它將包括系統製圖的審查和物理巡檢，而結構和田野區域也必須進行巡檢。巡檢最好是在區域最終配置決定好的時候也已經完成，通常是在該區域的除役活動結束附近或之後的時間內完成。

巡檢將確保該區域已被保留在 FSS 的必要配置中，或者確定任何進一步的工作，同時也提供詳細的物理資訊用於偵檢設計，詳細的細節如可以確定地板塗層、結構干擾或需要特殊偵檢技術的射源。

相關的具體要求，可以藉由訪問偵檢區域和取得進行最終狀態偵檢所必需的輔助功能來決定，藉由訪問調查區域，可以取得進行最終狀態偵檢所需

的輔助功能具體要求，如鷹架(scaffolding)、干擾消除和電子標籤，另外相關安全議題也需要關注，如進入密閉空間、潮汐地帶以及高牆和/或天花板。

### 5.11.3 傳輸控制(Transfer of Control)

一旦完成了巡檢並且流動偵檢已滿足要求，對該區域的訪問控制權就從建築和輻射防營運小組轉移到 FSS 小組，流動是使用行政管理來完成的。訪問控制和隔離方法如下所述。

### 5.11.4 隔離和控制措施

由於除役活動在最終狀態偵檢開始前不會完成，因此將採取措施來保護偵檢區域，免於受最終狀況偵檢期間和之後的污染，在最終狀態偵檢之前，將在每個偵檢單元內完成對造成污染蔓延潛力的除役活動，此外，將對有可能向鄰近地區傳播污染物的除役活動進行評估和控制。

對於可能有再污染可能的限制區域(RA)內，其偵檢區域在進行最終狀態偵檢後，將需要執行以下一項或多項控制措施：

- a. 人員培訓
- b. 安裝屏障以控制對偵檢地區的訪問
- c. 安裝屏障以防止污染物從相鄰的高架區域遷移
- d. 在偵檢區域進入之前安裝污染監測的告示
- e. 鎖住設施偵檢區域的入口
- f. 安裝防塗改標籤

FSS 完成後的區域會進行常規污染偵檢，以監測再次污染的跡象，並驗證 postings 和訪問控制措施，偵檢的頻率需由 FSS 主管根據再污染潛力決定，至少每個季度都要進行 RA 內部結構的常規偵檢，對那些通常不會使用且不太可能受除役活動影響的開放土地區域和 RA 區域外的建築物，不需要進行常規污染控制偵檢。

已經完成 FSS 的區域，其常規偵檢通常包含地面層和下半部牆面的位置，地點的選擇是以判斷的基礎上進行，也就是根據偵檢時在偵檢區域的技術員經驗和當時的條件來下決策，但主要設計是用於檢測出除役活動附近污染物的遷移，以及附近其他可能導致潛在變化的區域。

# 5.12 MY 最終狀態偵檢附圖

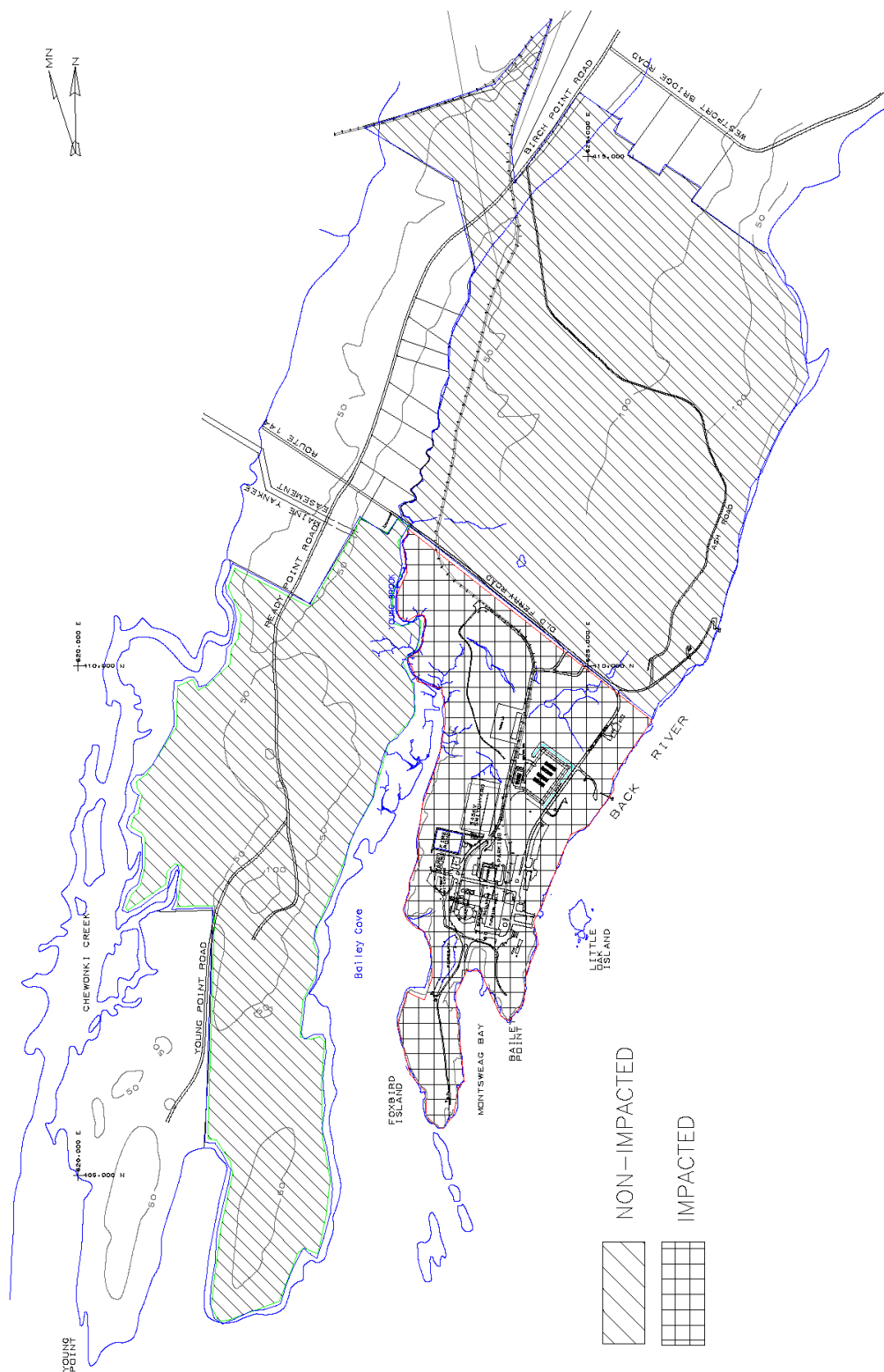


圖 5-1 受影響和不受影響區[9]



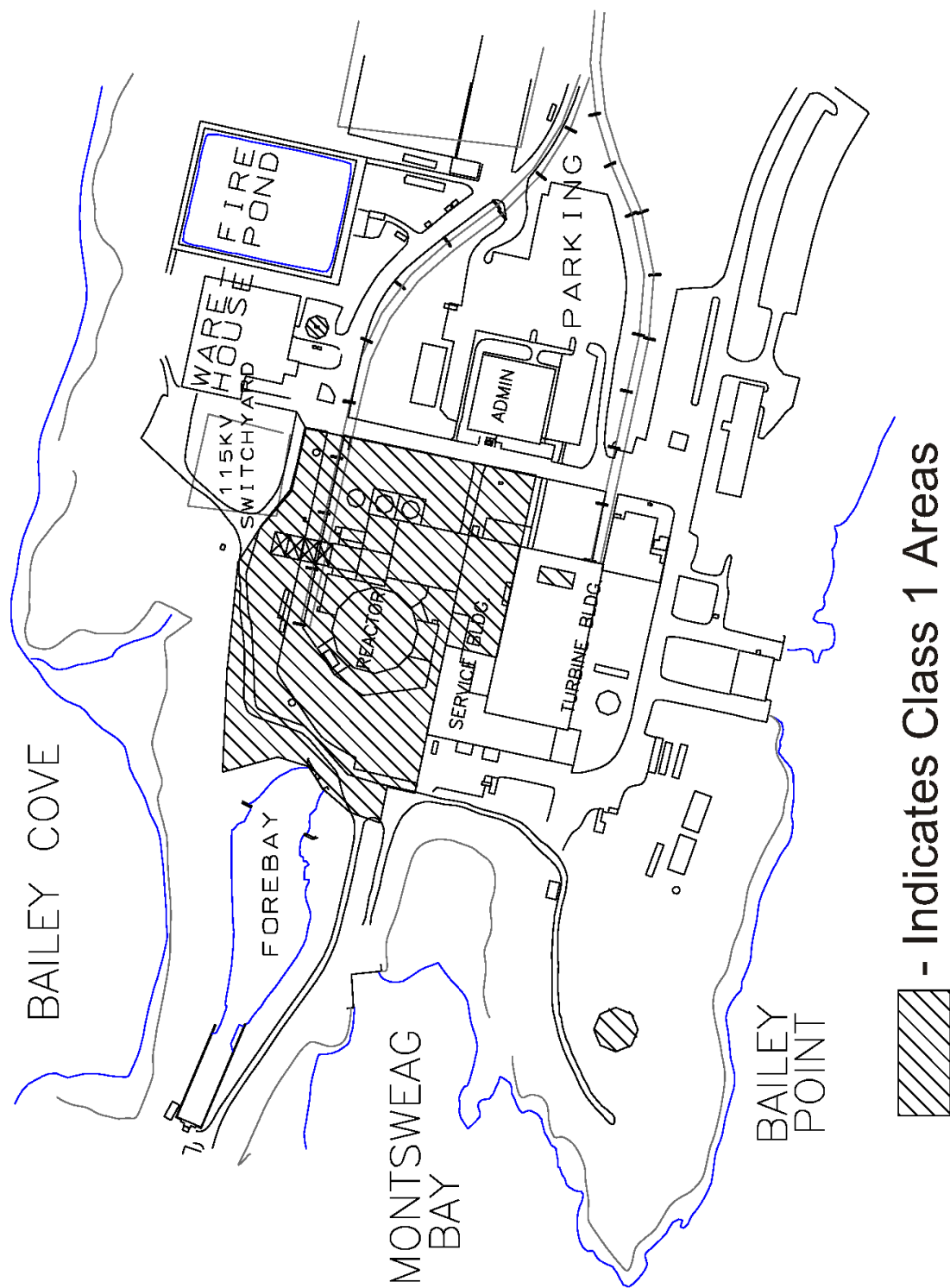


圖 5-2 第 1 級區域[9]

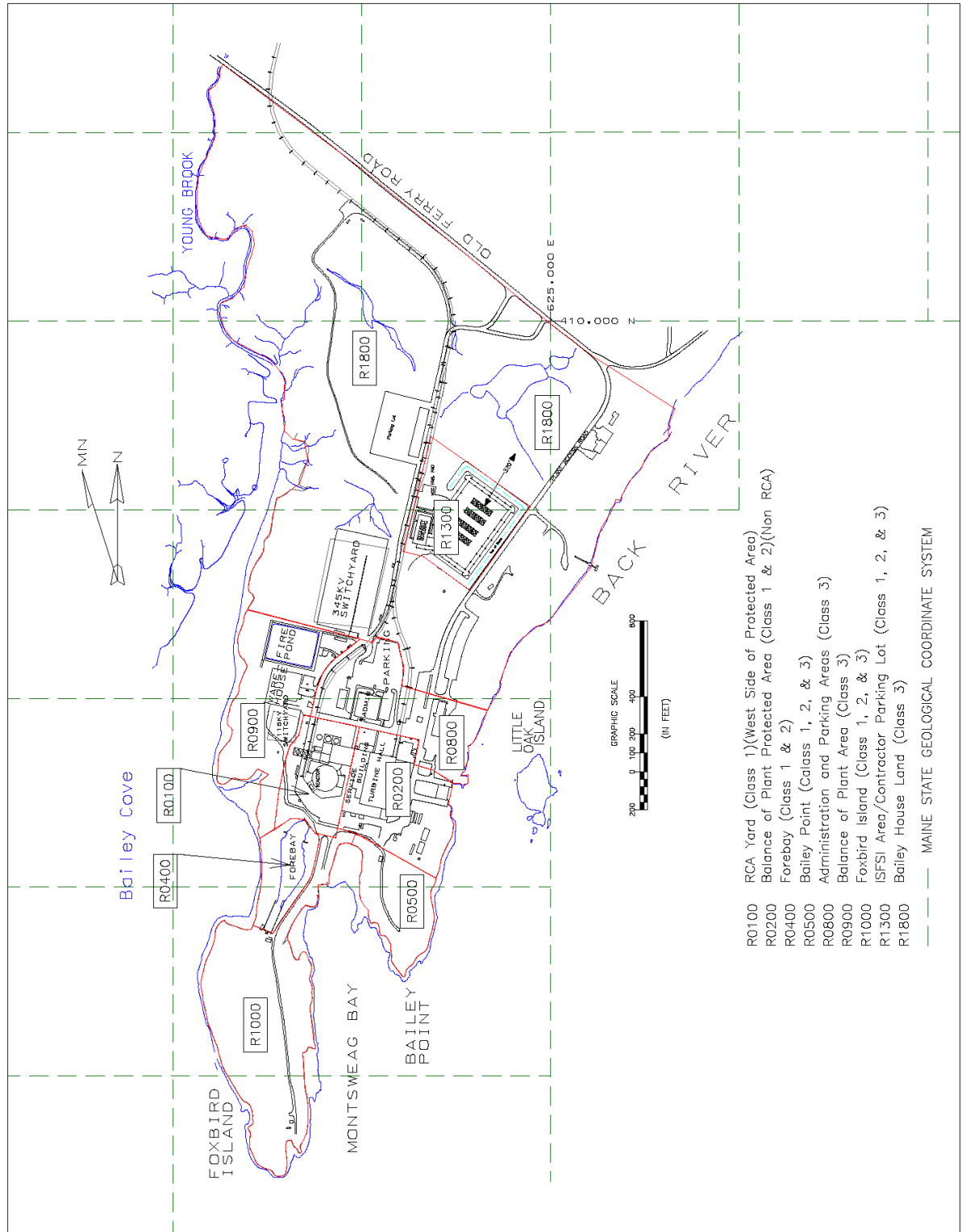


圖 5-3 偵檢區域[9]

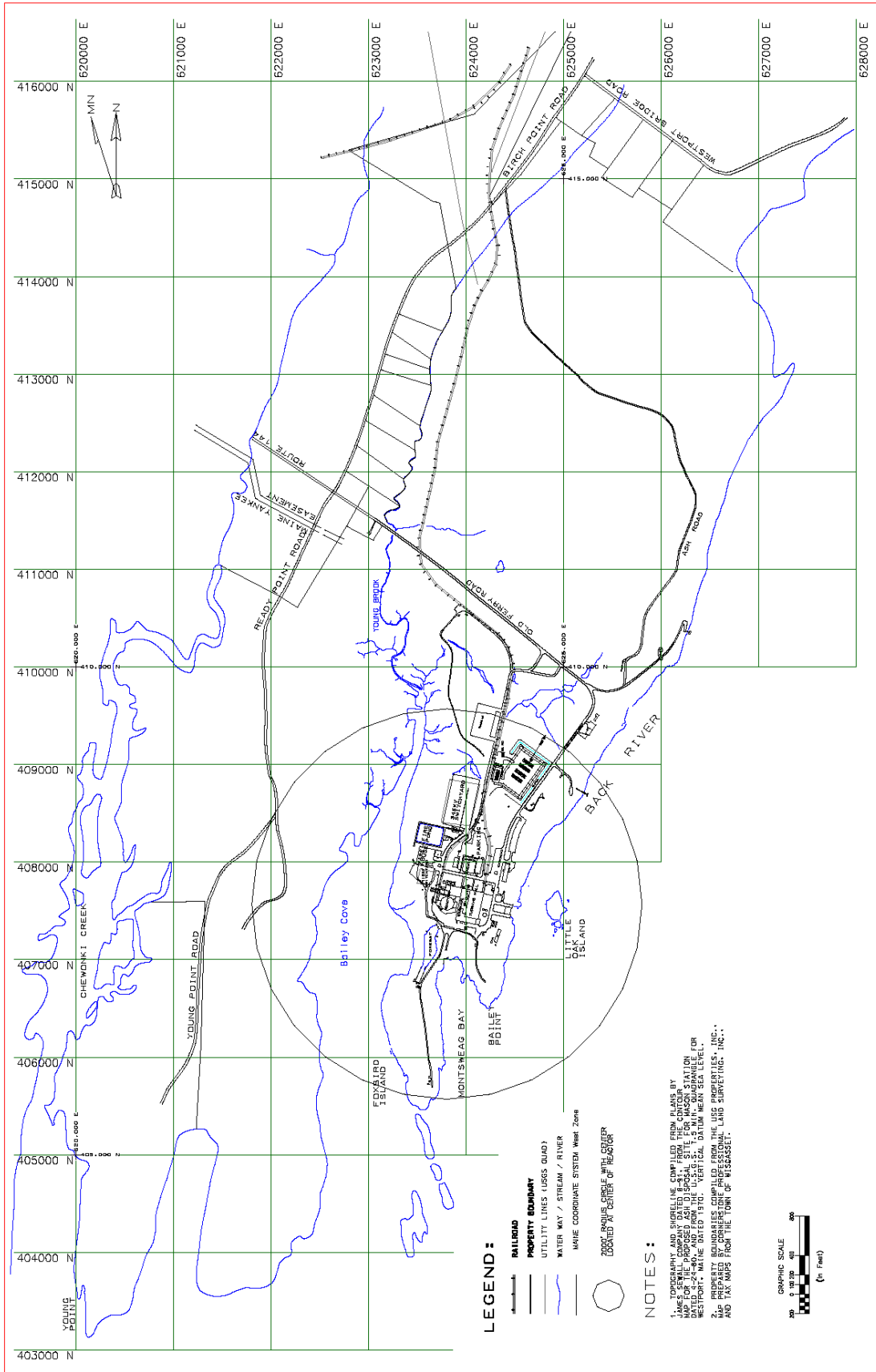


圖 5-4 廠址網格[9]

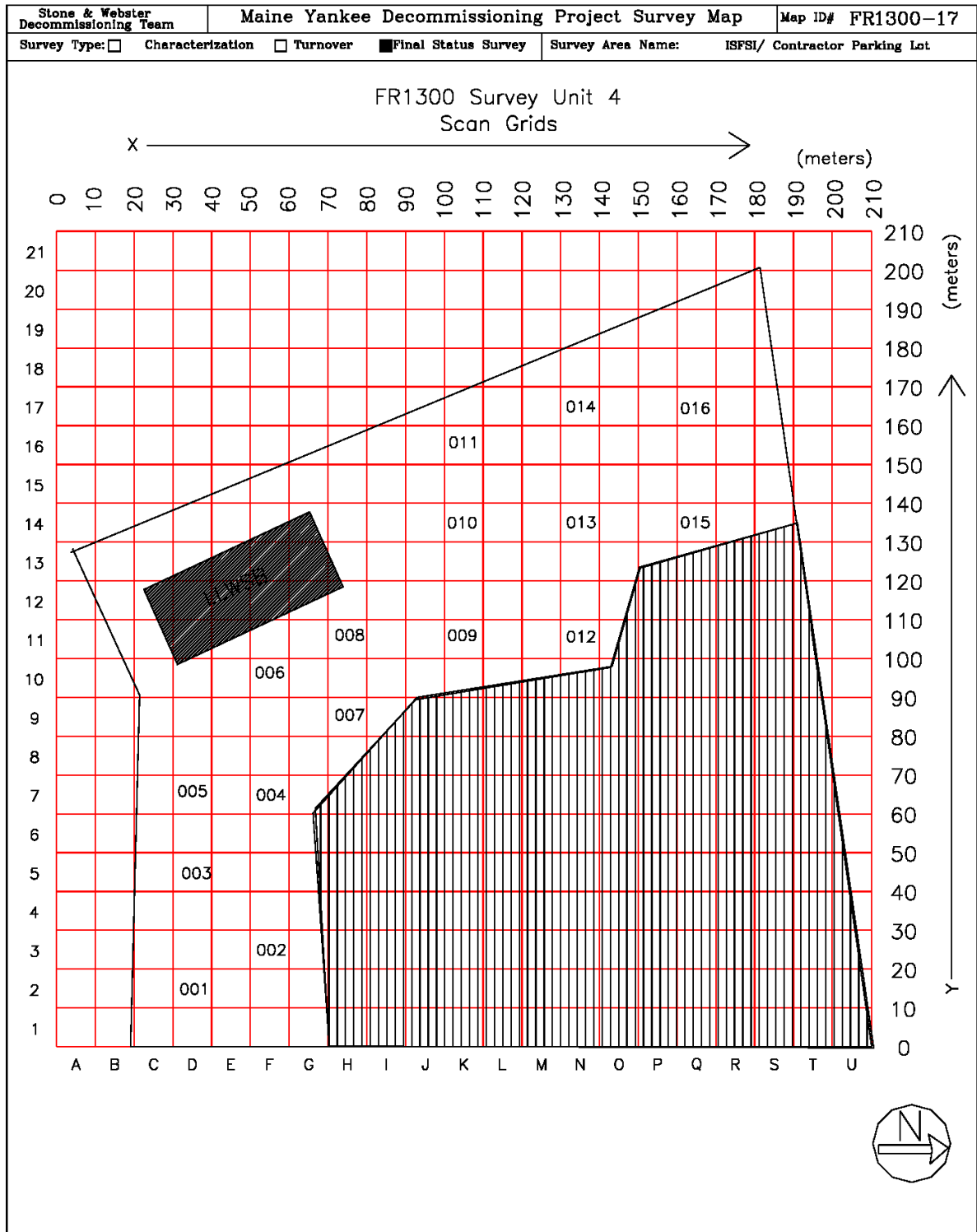


圖 5-5 偵檢區域網格[9]

## Final Status Survey Organization

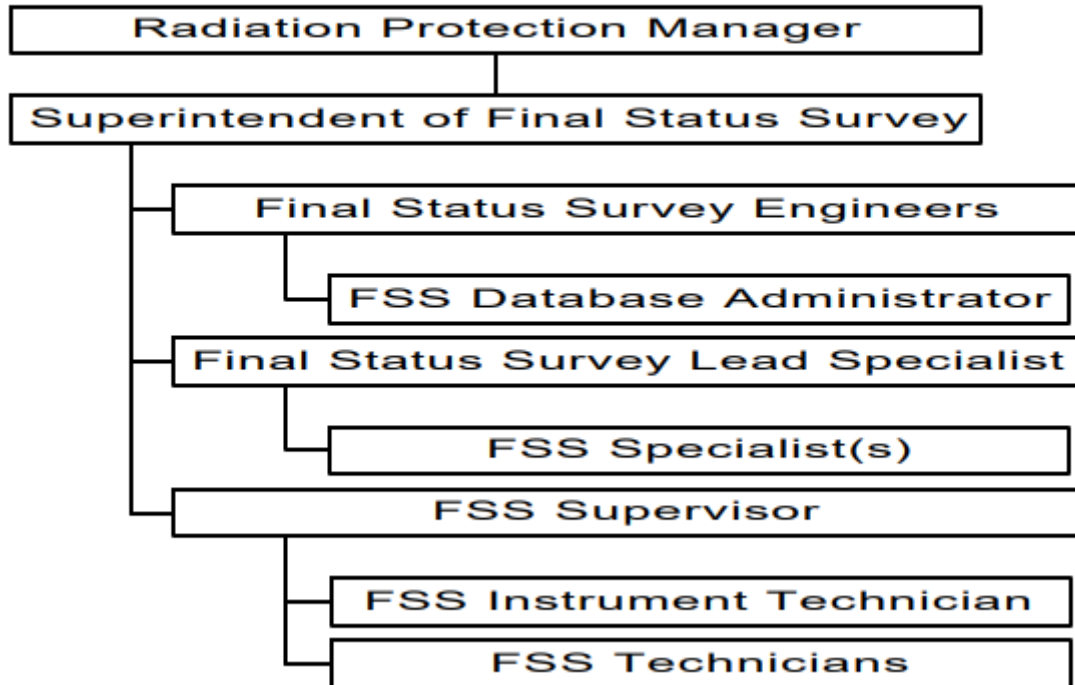


圖 5-6 最終狀態偵檢組織[9]

## 第六章 國際間已除役電廠最終狀態偵檢經驗-YANKEE ROWE

### 6.1 參考相關文獻建議除役後廠址環境輻射偵測之驗證與輻射劑量評估作法

最終狀態偵檢 (Final Status Survey, FSS) 計劃描述了在 YNPS 電廠中規劃、設計、實施和評估最終狀態偵檢 (Final Status Survey, FSS) 計劃的方法。這些偵檢作為關鍵要素，證明從 10CFR20.1402 中規定的殘留放射性劑量小於無限制使用許可終止的最大年度劑量標準。第 4 節討論了 10CFR20.1402 的附加要求，即廠址的殘留放射性降低到合理可實現的水平 (ALARA)。最終狀態偵檢 (Final Status Survey, FSS) 計劃的執行是使用 NUREG-1575“*The Multi-Agency Radiological Site Survey and Investigation Manual*” (MARSSIM) 的指導方針 Regulatory Guide 1.179, “*Standard Format and Content of License Termination Plans for Nuclear Power Reactors*” ; NUREG-1727, “*NMSS Decommissioning Standard Review Plan,*”; 及 NUREG-1757, Volume2, “*Consolidated NMSS Decommissioning Guidance,*”。

偵檢計劃中描述的最終狀態偵檢 (Final Status Survey, FSS) 計劃流程遵循 MARSSIM 的指導方針。然而，先進的偵檢技術可能被用於進行掃描表面並記錄結果的放射性偵檢。這項偵檢計劃允許使用這些先進技術，只要偵檢結果(使用 MARSSIM 的非參數抽樣方法獲得)至少等同於統計學意義，就可以提高調查品質和效率。在採用先進的偵檢技術情況下，將發展技術評估，以描述所使用的技術，並展示技術如何達到偵檢目標。這些技術評估將

參考 FSS 報告，並將提供給 NRC 審查。在使用先進儀器或技術之前，將向 NRC 通報。

## 6.2 範圍

FSS 計劃包括影響結構、系統和土地面積的放射性評估，以滿足 10CFR20.1402 中規定的無限制釋放劑量率標準。另外，第 6.6.3.2.4 節涉及地下水評估計劃。

## 6.3 FSS 流程摘要

FSS 提供數據來證明放射性參數滿足既定的指標值和條件。FSS 的主要目標是：(1)驗證偵檢單元分類(2)說明每個偵檢單元的殘留放射性潛在劑量低於每個偵檢單元的釋放標準(3)說明高活度的小區域潛在劑量低於釋放標準。

FSS 過程由四個主要元素組成：規劃、設計、實施、評估。

偵檢計劃包括審查廠址歷史評估（Historical Site Assessment，HSA）和其他相關特性資訊，以建立關注的放射性核種和偵檢單元分類。偵檢單元是設計和執行 FSSs 的基本要素。偵檢單元的分類決定了表面積有多大。如果關注的放射性核種存在，則計畫可能包括建立適當的參考區域、用於建立基準濃度及對這些放射性核種的變異性。參考坐標系用於記錄進行測量的地點，並在必要時允許複製偵檢工作。

在偵檢過程可以進入設計階段之前，必須確定代表 10CFR20.1402 最大年度劑量標準的濃度水平。這些濃度是因表面污染或體積污染而建立的。它們用於偵檢設計過程中，以確定可用的偵檢儀器和技術所需的最低靈敏度，在某些情況下，確定在偵檢單元內進行的固定測量或樣本的間距。對應於最大年度劑量標準的表面或體積濃度稱為 Derived Concentration Guideline Levels 或 DCGL。在偵檢單元中平均殘留放射性的 DCGL 稱為 DCGL<sub>w</sub>。然後可以通過使用面積因子來增加 DCGL<sub>w</sub> 的值，以獲得在偵檢單元內較小區域上表示與個體相同劑量的 DCGL(用於殘留放射性的 DCGL)，這個值被稱為 DCGL<sub>EMC</sub>，其中 EMC 代表高活度量測值比較。在 DCGL<sub>w</sub> 成立之後，開發了一種偵檢設計，選擇適當的偵檢儀器和技術，通過組合掃描、固定測量和抽樣。該過程確保獲得足夠數量和品質的數據，以便就偵檢設計假設的適用性以及單元是否符合釋放標準作出決定。核可的廠址程序將針對此過程，確保一致實施和遵守適用的要求。

偵檢實施是對特定偵檢單元執行偵檢計劃。該過程可以由掃描測量、固定測量和樣本的收集和分析的組合組成。數據品質評估 (Data Quality Assessment, DQA) 方法應用於 FSS 結果，以確保其有效性並證明 FSS 的目標達成。數據評估包括數據驗證和有效性 (V&V)、偵檢設計基礎審查和數據分析。對於給定的偵檢單元，對這些偵檢數據進行評估，以確定單元的剩餘活度水平是否符合適用的釋放標準，以及是否存在任何高活度區域。在



某些情況下，數據評估將簡單地表明在給定的偵檢單元中進行的所有測量都低於適用的  $DCGL_w$ 。在這種情況下，表明符合該版本標準是一個簡單的事情，幾乎不需要分析。在其他情況下，如果存在  $DCGL_w$  以上和以下的測量結果，則可能存在殘留放射性。在這些情況下，必須進行統計測試，以確定單元是否滿足釋放標準。在偵檢設計中，必須考慮在偵檢單元內對相關  $DCGL_w$  的剩餘活度水平做出決定所需的統計測試，以確保收集足夠數量的測量。

MARSSIM 指定了兩個非參數統計測試應用於 FSS 數據，以評估一組測量結果是否符合給定偵檢單元的釋放標準。這些統計測試在第 6.7 節中有詳細的討論。

在整個 FSS 流程中，採用品質保證和控制措施，滿足 10CFR50 附錄 B 的標準，以確保根據可接受品質的數據進行決策。應用品質保證和控制措施確保：

- a. 計劃按規定正確實施
- b. 數據品質目標被適當的定義
- c. 經過認可的程序進行適當的訓練，收集數據和樣本
- d. 儀器正確校正
- e. 收集的數據按照批准的程序進行驗證，記錄和儲存
- f. 所需文件已妥善保存

g. 必要時採取糾正、實施和評估

這些措施適用於支持 FSS 的任何方面。

偵檢結果將轉換為適當的單位（即 dpm/100 cm<sup>2</sup> 或 pCi/g），並與調查水平進行比較，以確定適當的後續行動。超過調查水平的測量將被驗證和調查，經確認測量後，受影響的區域可能會被整治或重新分類，並進行重新偵檢，符合 MARSSIM 中的指導方針（第 8.5.3 節“*If the Survey Unit Fails*”），並與污染分類和程度相稱。

預計 FSS 結果將被記錄，並提供給 NRC 用於偵檢領域，而不是個別偵檢單元。報告將在 FSS 之後編寫，即特定地區的所有偵檢單元完成。FSS 報告中包含的資訊在 LTP 第 5.8 節中提起。這種方法應該可減少過多歷史評估資訊的提交，並提供一種合乎邏輯的方法來進行審查和獨立核查。

## **6.4 FSS 計劃**

### **6.4.1 數據品質目標**

數據品質目標(Data Quality Objective, DQO)過程是 YNPS 數據週期的一個組成部分。DQO 過程在規劃階段使用分級方法進行範圍界定、特性、整治和 FSS 計劃開發。相對於用於獲取與污染物範圍和變異性相關數據的偵檢計劃，與錯誤決定相關風險較高的偵檢計劃(如 FSS)需要更多的努力。在 MARSSIM 中描述的這個過程是一系列的計劃步驟，被認為有效地建立數據品質和發展偵檢計劃。數據品質目標允許進行系統規劃，並專門設計用

於解決需要作出決定並提供替代方式的問題。此外，DQO 過程是有彈性的，因為與偵檢計劃相關的工作水平是基於偵檢的複雜性和危害性質。最後，DQO 過程是迭代的，允許偵檢計劃團隊納入新知識並修改先前步驟的輸出作為後續步驟的輸入。將製定一份品質保證項目計劃，詳細說明 DQO 過程對 FSS 不同要素的應用。

DQO 過程包括執行以下七個步驟：

#### **a. 陳述問題**

計畫過程的第一步包括定義問題。這個步驟能清楚的描述問題，識別規劃團隊成員（特別是決策者）、將要調查的危險概念模型和估計資源。與 FSS 相關的問題是確定區域是否符合 10CFR20.1402 的放射性釋放標準。

#### **b. 確認決策**

DQO 過程的這個步驟包括根據主要研究問題（即被描述的問題）制定決策聲明，並根據主要研究問題的答案確定可採取的替代行動。替代行動確了解決問題的潛在措施。決策報告將主要研究問題和替代行動組成多個行動中的選擇。對於 FSS，主要研究問題可能是：“偵檢單元中存在的殘留放射性污染物是否超出了釋放標準？” 替代行動可能包括行動、調查、重新偵檢、整治和重新分類。

#### **c. 確認決策的輸入**

所需資訊取決於正在考量的介質類型，現有數據是否足夠或需要新的數據作出決定。如果決定可以建立於現有數據，那麼數據源將被記錄和評估以確保數據可接受的合理信心。如果需要新數據，則需要確定測量類型（例如掃描、直接測量和抽樣）。建立抽樣方法、樣本數量、樣本矩陣、分析類型以及分析和測量過程績效標準（包括偵測極限），以確保靈敏度適合於行動標準並儘量減少偏差。行動水平提供了在替代行動之間進行選擇的標準（例如是否採取行動或執行確認抽樣）。這些行動水平可以是放射性濃度（pCi / g）或測量裝置響應（用於背景校正的計數率）。FSS 的典型調查水平來自表 6-2，具體取決於偵檢單元的最終分類。FSS 將包括偵檢單元的具體行動水平及其基礎。

#### **d. 定義決策的邊界**

DQO 過程的這個步驟包括人口指標的識別，與決策相關人群的空間和時間特性、收集數據的時間框架、實際約束和決策規模。對於 FSS，人口指標是構成感興趣區域（即偵檢單元）的一組樣本或直接測量。在計劃過程中提到感興趣的介質（例如土壤、水、混凝土）。根據需要，空間邊界包括整個感興趣區域，包括土壤深度、面積尺寸、含水體和自然界限。時間邊界包括受到延遲影響的活動事件，包括天氣條件、季節（即夏季）、不同環境條件下的設備運行、資源負荷和工作時間表。

#### **e. 制定決策規則**

DQO 過程的這個步驟發展出 binary statement，它定義了用於在替代行動之間進行選擇的邏輯過程。決策規則是使用“If... then ...”格式的清晰語句，並且包括行動水平條件和感興趣的統計參數（例如數據的平均值）。根據偵檢目標和受影響地區的輻射特性，決策聲明可能變得複雜。

#### **f. 在錯誤決策上指出容許期限**

DQO 過程的這一步驟包含假設檢驗和概率抽樣分佈，以控制數據分析過程中的決策誤差。假設檢驗是基於將基本條件與替代條件進行比較的科學方法。基本條件在技術上被稱為虛無假設。假設檢驗的前提是虛無假設是正確的，並且必須提供足夠的證據來否定。FSS 期間的主要考慮將是證明符合該版本標準。以下陳述將被用作 YNPS 的虛無假設：“偵檢單元超過釋放標準”。當數據導致決策者在假設檢驗期間進行錯誤否定或錯誤接受時，會發生決策錯誤。 $\alpha$  誤差（Type I 誤差）設定為 0.05（5%）， $\beta$  誤差（Type II 誤差）的 nominal value 標稱值為 0.05（5%）。該步驟的另一個輸出是將概率限制分配到灰色區域上方和下方的點，其中考慮到決策誤差的結果可以接受的。上限對應於釋放條件。在 DQO 過程的該步驟中確定灰色區域的下限（LBGR）。LBGR 受到稱為相對移位參數的影響。相對位移設置在（和包括）1 和 3 之間。如果相對位移不在（或包括）1 和 3 之間，則調整 LBGR。

偵檢單元不符合釋放標準的可能性可能在 FSS 期間被繪製和使用。可以使用實際測量數據回顧分析執行該圖形，稱為功率曲線。當虛無假設不被

否定（即偵檢單元不符合釋放標準）以證明 DQO 已被符合時，這種追溯功率曲線可能是重要的。

#### **g. 優化獲取數據的設計**

前六個步驟是製定偵檢績效目標的 DQO。DQO 過程的最後一步將導致開發適當的偵檢設計。

#### **6.4.2 偵檢區域和單元分類**

FSS 過程的適當性取決於將廠址適當分類物理區域的偵檢單元。LTP 的第 2 節詳細討論了 YNPS 廠址的 HSA 和分配給所有廠址結構和地基的分類。由於特性是整個除役過程中的持續工作，偵檢單元分類可以根據新的特性資訊或除役的影響進行修改。LTP 第 1.6 節中描述的過程將用於評估此類修改，以確定是否需要事先通知 NRC。偵檢區域已按照 LTP 第 2.1.1 節所述確定。

偵檢區域可能由一個或多個偵檢單元組成。一個偵檢單元是一個物理區域，由具有特定尺寸和形狀的結構或陸地區域組成，這些區域將受 FSS 的約束。每個偵檢單元都將證明符合適用標準。

偵檢單元根據分類、暴露途徑建模假設和廠址特定條件有規模上的限制。用於確定 YNPS FSS 計劃初始偵檢單元的表面積限制，在表 6-1 中列出了結構和土地面積。結構面積的限制是指佔地面積，而不是總面積（包括牆壁和天花板）。這與 NUREG-1757 附錄 A 表 A.1 和 MARSSIM 中的指導方

針一致。也使用了表 6-1 給出的地板面積限制建立建築物屋頂或外牆等結構的偵檢單元尺寸。如果需要建立超出本計劃規定初步設置的任何新偵檢單元，也將使用表 6-1 給出的限值。

如 LTP 第 2 節所述，YNPS 的受影響區域已分為偵檢單元，以方便偵檢設計。已經根據廠址特性過程和歷史廠址評估對每個偵檢單元進行了初步分類。

Survey Unit Classification	Surface Area Limit
Class 1: Structures (floor area) Land areas	$\leq 100 \text{ m}^2$ $\leq 2,000 \text{ m}^2$
Class 2: Structures (floor area) Land areas	$100 \text{ m}^2 < \text{area} \leq 1,000 \text{ m}^2$ $2,000 \text{ m}^2 < \text{area} \leq 10,000 \text{ m}^2$
Class 3: Structures (floor area) Land areas	no limit no limit

表 6-1 YNPS 偵檢單元表面積限制

偵檢單元只能有一個分類。因此，有必要的情況可能會出現通過細分現有單元內的區域來創建新的偵檢單元。例如，在第三級偵檢單元內可能會發現殘留放射性，否則可能會在第二級單元中發現超過 DCGL<sub>w</sub> 的殘留放射性。在這種情況下，定義新的可能是合適的，在原始單元內的偵檢單元具有較低（更嚴格的）分類。或者，整個單元的分類可以更具限制性。NRC 將在分區或重新分類偵檢區域前至少 14 天被通知。

### 6.4.3 參考坐標系

測量和抽樣位置可以通過以下兩種方式來識別：使用基準位置或全球定位系統（GPS）。如果使用基準測試，則將在 FSS 軟件包中包含的地圖或繪圖上提供該基準測試（原點）。在 YNPS 廠址使用的 GPS 具有子儀表精度。子儀表精度足以建立可重複的參考坐標系，並將物理位置定位為 FSS 計劃確定的一個區域抽樣點。建立一個基準用於系統日常操作前的檢查。

用於偵檢的任何坐標系通常採用相交垂直線的網格形式，但是可以使用其他形式（例如三角形和極座標）。偵檢單元的物理網格化只有在有益且成本有效的情況下才能進行。當使用物理網格化時，基準位置將通過標記一個位於室內區域偵檢員（或等同物）的位置或為室外區域設置鐵銷（或等同物）來指定。如果需要，網格線或測量位置將被適當地標記（例如，用粉筆線、油漆、偵檢員的標誌）。全球定位系統也可以實際使用。

### 6.4.4 參考區域和材料

DQO 過程將用於準備 FSS 計劃，以確定是否將介質特定背景、環境區域背景或無背景應用於偵檢區域或單元。用於特定偵檢單元的方法將基於偵檢單元分類和 DCGL。如果應用，介質特定背景將通過在一個或多個參考區域中選擇的各種材料以及選擇用於表示廠址基線放射狀況的各種材料進行測量來確定。介質特定背景的決定將通過文件化的偵檢計劃進行控制，其中包括 DQO 流程。這些數據將在技術支援文件中進行評估，並由 NRC 查



閱。這個過程將確保收集的數據將滿足 FSS 的需求。當使用 Wilcoxon Rank Sum 測試時，收集的數據可以用作參考區域數據集，或者對於具有多種材料的偵檢單元，如果應用了 Sign Test，則可以從偵檢單元測量值（使用成對觀測值）中減去背景數據。

根據 DCGL 的值，在 FSS 期間可以使用材料特定背景的替代方法。這種替代方法將涉及到確定偵檢單元的環境區域背景，僅適用於  $\beta$ -gamma 檢測儀器。這種決定將在對偵檢區域內距離表面有足夠距離的位置執行 FSS 之前進行，以消除源自表面的  $\beta$  粒子到達檢測器。在這樣的位置，環境的背景計數率將僅由環境  $\gamma$  輻射引起，並且將是表面測量的背景分量。因為其預期小於房間中材料的材料特定背景，所以在該位置確定的平均背景可以用作保守估計。這是因為平均背景並沒有完全解釋材料中天然存在的放射性。使用這種較低的環境背景將導致保守的計算殘餘放射性水平。如果平均背景讀數超過預定值，則偵檢將被終止，並進行調查以確定並消除讀數升高的原因。每個偵檢單元讀數將減去該平均背景值和 Sign Test 應用。如果使用這種替代方法，NRC 將在實施前至少 14 天被通知 YAEC 的目的。

無論它們是否是放射性核種，背景測量應考慮到被評估區域的空間變異性和用於進行測量儀器或方法的精度。因此，相同的材料或區域可能需要多於一次的背景評估，為預期用於 FSS 的各種偵檢儀器或方法提供必要的背景資訊。這些背景評估的結果將為確定的平均值及其相關性提供依據標

準偏差。存儲在用過燃料獨立貯存設施（ISFSI）中用過燃料的存在將增加與儲存墊距離較近的 gamma 輻射水平。由於某些正在進行的廠址除役，這種提高的  $\gamma$  輻射將影響 FSS 中尚未得到精確確定的特定區域。這種 gamma 輻射源將在相鄰地區的 FSS 設計中進行評估和適當考量。然而，當在廠內存儲燃料時，圍繞 ISFSI 的一些陸地區域將會呈現出 gamma 輻射場，這將超過 FSS 的標準。該廠址的這部分將不會被釋放或進行偵檢，直到燃料從廠址取出。

#### **6.4.5 區域準備：隔離和控制**

##### **6.4.5.1 區域準備**

在 FSS 中可以在某一地區開始之前，必須在計劃除役活動完成時進行過渡，隨後對該地區進行評估，以規定所需的隔離和控制措施。這包括確定該地區是否準備好進行最終偵檢活動和確定偵檢計劃和設計中必須解決的任何工作實踐問題。確定 FSS 的準備將基於特性或整治偵檢，表明殘餘的放射性物質可能符合 DCGL 和可除去的污染物低於  $1000\text{dpm} / 100\text{cm}^2$  ( $\beta$ -gamma)。在此次評估之後，將實施隔離和控制措施，以防止在最終偵檢活動之前、期間和之後在該地區對土壤或結構引入廠區相關污染物。這些控制措施將包括向 FSS 轉交（例如，帶有標語牌或標誌牌）的地區。對整個建築物或大型開放區域等區域實施隔離和控制措施，對此不會對正在進行的

除役活動產生影響。如果在實施隔離和控制措施後需要進一步的整治，則將酌情採用諸如 tents、HEPA 過濾器或真空吸塵器等局部污染控制措施。

在將一個區域從除役活動轉為隔離和控制之前，可以執行一個步驟來確定方法要求並指定所需的隔離和控制措施。將對該地區的物理狀況進行評估，任何可能干擾確定和處理最終偵檢活動的條件。如果有最終偵檢活動所需的任何支持設備到位（如梯子或腳手架），將進行評估，以確保其不會在該地區引入放射性物質。工業安全和工作實踐問題，如進入高地區或密閉空間，也將在預偵檢評估期間確定。將對當前的健康物理或去污支持數據（如果有的話）進行審查，以確定在開始進行最終偵檢活動之前可能需要額外去污的任何潛在區域。在某些情況下，可以進行流動偵檢，以驗證一個區域是否準備好進行最終偵檢。

必須滿足以下標準，以便被視為準備隔離和控制的區域：

- 計劃除役活動，支持終止許可證，在該地區完成
- 計劃除役活動，以支持許可證終止，在與被隔離地區相鄰的地區或其他方面可能影響的地區，都是完整的，或被認為沒有合理的潛力將廠區相關的放射性物質傳播到該地區
- 最終偵檢活動不需要的工具和設備，可能會干擾最終的偵檢活動
- 對最終偵檢活動的設備進行評估，以確保其不會將廠區相關放射性物質引入該地區

- 在實際情況下，通過該地區或通過該地區的過境路線，除了支持最終偵檢活動所需的運輸路線外，均被消除或重新規劃路線

一旦該地區符合隔離和控制標準，將通過以下方式達成隔離和控制：

- 人員培訓、物理障礙和告示以及適當的現場通知，以防止未經授權進入孤立地區
- 執行規定，防止被授權進入該地區的人引入與廠區有關的放射性物質
- 防止通過空氣或其他途徑（如系統或管道）引入廠區相關放射性物質的措施

對於建築物而言，防止進入隔離區域的人引入與廠區有關的放射性物質措施可能包括入境點的人員飛行台、使用“sticky pads”或其他習慣的方法。與機載材料的隔離可能包括密封開口，包括門和通風管道。雖然不大可能遇到，如果認為存在水性物質的潛力（例如地面排水管或除役剩下的滲流物），則採取類似的措施確保這些來源被隔離區域密封。除了這些物理控制之外，在進行該地區廠區相關的活動之前，建築物的接入點將張貼有包括個人有關的信息標誌。在 FSS 期間和之後，將使用一個行政程序來評估、批准（或否定）並記錄在這些開放土地上進行的廠區相關活動。

對於開放的土地，在進行與該地區相關的廠區活動之前，公路和小徑將張貼有包括與個人有關的信息的標誌。在 FSS 期間和之後，將使用一個行政程序來評估、批准（或否定）並記錄在這些開放土地上進行的廠區相關活

動。對於沒有確定訪問控制的地區（即通過 FSS 但不被柵欄包圍的地區），該區域將每年進行檢查，並且將對上次檢查後存放的任何材料進行調查（即掃描或抽樣）。

#### 6.4.5.2 最終狀態偵檢後的區域監測

隔離和控制措施將通過批准的工廠程序實施，並將在整個最終偵檢活動中保持有效，直到除役再次被污染的風險較小或偵檢區域從許可證中釋放出來。如果給定的偵檢單元設立的隔離和控制措施受到影響，將進行評估並記錄文件，以確認沒有放射性物質被引入該地區會影響到 FSS 的結果。

為了進一步確保經過成功 FSS 的土地面積和結構保持不變，直到最終廠址釋放，這些區域將定期進行偵檢。執行這些偵檢的策略取決於以下內容：

- 地區類型（土地或建築物）
- 偵檢區域和相鄰偵檢區域的區域分類
- 從鄰近地區的整治活動中可能再次污染該地區
- 接近涉及放射性污染的作業事件

對於與整治活動（符合廠址釋出標準要求）或當前活動相關的 FSS 區域，可能會對 FSS 區域產生影響，將對 FSS 地區進行重新偵檢。這項重新偵檢將涉及對 FSS 地區的邊界或潛在接入點進行判斷性抽樣。如果重新偵檢的結果表明任何測量（土地面積和散裝材料的 DCGL 部分和表面的靜態測量）在統計學上大於初始 FSS 結果（即測量與初始 FSS 平均值 $>2$  個標準

偏差 )，然後對該地區進行偵檢調查。偵檢調查將包括比重新偵檢更大的物理面積。如果調查結果與 FSS 結果有統計學差異，那麼 FSS 偵檢受影響單元將按照 LTP 進行。重新偵檢和偵檢調查結果將在受影響偵檢單元的 FSS 檔案中記錄和保留。此外，對於任何已完成 FSS 的區域，任何土壤、沉積物或搬遷到該地區的設備將需要證明所引入的材料不會導致殘餘放射性與 FSS 的統計學差異。

對 FSS 完成的偵檢區域的 5% 進行隨機抽樣定期偵檢。如果這些偵檢的結果超過了特定的放射性污染水平(即測量值>初始 FSS 平均值的 2 個標準偏差)，則將進行偵檢調查。這項偵檢調查較例行偵檢的範圍更廣泛，以確定污染的嚴重程度。如果偵檢結果顯示污染與 FSS 偵檢結果有統計學差異(如上所述)，則受影響偵檢區域完整的 FSS 將按照 LTP 進行。重新偵檢和偵檢調查結果將在受影響偵檢單元的 FSS 檔案中記錄和保留。這些定期偵檢和任何後續行動將一直持續到 FSS 所有可偵檢區域的活動順利完成。

#### **6.4.6 DCGL 的選擇**

通過分析各種途徑(直接輻射、吸入、攝入等)，介質(混凝土和土壤)以及可能發生暴露的情形來計算放射性物質的殘留量。DCGL 以表面活性濃度或質量活度濃度表示。DCGL 通常將輻射或放射性的平均水平提高到合適的背景水平以上。DCGL 適用於建築物或其他結構表面以表面積的活性單元表示(通常為  $\text{dpm}/100\text{cm}^2$ )。當應用於整個放射性核種分佈的土壤、

沉積物或結構材料時，DCGL 以單位質量的活性單元（通常為 pCi / g）表示。

該計劃第 6 節詳細描述了土壤、建築物表面和體積受污染的混凝土發展放射性核種特定 DCGL 的模組。在測量不是特定放射性核種或難以測量的放射性核種的情況下，這些值將被用於建立偵檢單元的 DCGL。在這種情況下，將根據為每個偵檢單元設立的代表性放射性核種組合建立 DCGL。在可測量活度仍然存在的情況下，預計放射性核種混合物將基於 gamma-ray 光譜和  $\alpha$  光譜（條件允許）或對代表性樣本的等效分析建立，其比例因子來確定可能存在任何難以測量的放射性核種的活度貢獻。比例因子將從可用的複合廢物流分析或類似測定中選擇。定期執行此類分析，並記錄在文件中，以支持廢棄物特性的需求。

對於在 FSS 設計時不具有與背景不同的可測量活度偵檢單元的情況，將根據來自該偵檢單元的歷史特性資訊或具有類似歷史物理特性的單元（例如，相鄰區域）來選擇代表性的放射性核種混合物（例如，放射性核種的相對濃度）。該代表性混合物可用於確定總活度 DCGL 或替代比率 DCGL，並確定 MDC 和取樣點的數量。或者，可以選擇保守的 DCGL 作為 FSS 的基礎。

#### 6.4.6.1 總活度 DCGL

對於  $\alpha$  或  $\beta$  表面活度測量，現場測量通常由總活度評估而不是放射性核種特別性技術組成。將根據代表性的放射性核種組合建立總活度 DCGL，具體如下：

$$DCGL_{GA} = \frac{1}{\sum_1^n \frac{f_i}{DCGL_i}} \quad (6-1)$$

其中

$f_i$  = 放射性核種貢獻的總活度部分

$n$  = 放射性核種的數量

$DCGL_i$  = 用於可測量放射性核種的 DCGL

總活度 DCGL 可用於總體測量，或者可以縮放總體測量 DCGL，以便它作為總  $\alpha$  的替代（見第 6.4.6.2 節）。

#### 6.4.6.2 替代比率 DCGL

為了解決難以檢測的放射性核種對總體表面污染測量的污染可能性，將採用以下兩種方法之一：(1) 使用替代關係進行污染或 (2) 直接測量  $\alpha$  污染。通過使用易於檢測 (ETD) 的放射性核種作為替代來測定難以檢測的 (HTD) 放射性核種是可以接受的行業慣例。一個常見的例子是使用  $\beta$  測量來測定難以檢測的  $\alpha$  發射放射性核種。另一個例子是將特定的放射性核種如銫-137 與一種或多種類似特性的放射性核種相關聯。在這種情況下，要證明符合偵檢的釋放標準必須按比例考慮替代放射性核種或放射性核種



混合物的 DCGL，以便將其用作額外的放射性核種或放射性核種混合物的指標。結果被稱為替代 DCGL。將採用以下過程來評估是否需要使用 FSS 的替代比率。

- 根據過程的知識和歷史數據或特性，確定偵檢單元中 HTD 放射性核種(例如 TRU、Sr-90、H-3) 是否可能存在。
- 當 HTD 放射性核種可能存在時，使用代表性樣本的數量（通常為 6 個或更多）建立關係。如果污染源和預期濃度相當，樣本可能來自另一個偵檢單元。將使用總  $\alpha$ 、 $\alpha$  光譜、總  $\beta$  分析或  $\gamma$  光譜技術，分析這些樣本的 ETD 和 HTD 放射性核種。

使用以下描述的方法之一來確定替代關係

- 為每個 HTD 放射性核種發展替代關係

$$DCGL_{surrogate} = DCGL_{ETD} \times \frac{DCGL_{HTD}}{(f_{HTD:ETD} \times DCGL_{ETD}) + DCGL_{HTD}} \quad (6-2)$$

- 確定平均替代 DCGL 和與替代關係的標準差。

如果平均替代 DCGL 的 %CV（變異係數）在 25% 以內，則平均替代 DCGL 將被應用於偵檢地區。%CV 是標準差與平均替代 DCGL 的百分比。

如果不符合此標準，將應用以下步驟。

- 對放射性核種混合物分佈進行更詳細的空間分析後，可將該單元細分為獨立的偵檢單元。

- 觀察到的放射性核種混合物中最低的替代 DCGL 可以應用於整個偵檢單元。
- 可以使用特定於偵檢單元的 DCGL。該 DCGL 將通過收集和分析其他樣本並記錄放射性核種分佈的評估來確定。
- 替代 DCGL 可以通過簡單的遞迴公式計算：

$$\frac{C_{ETD}}{DCGL_{Surrogate}} = \frac{C_{ETD}}{DCGL_{ETD}} + \frac{C_1}{DCGL_1} + \frac{C_2}{DCGL_2} + \dots + \frac{C_i}{DCGL_i} \quad (6-3)$$

或簡化成

$$\frac{C_E}{D_{Surrogate}} = \frac{C_E}{D_E} + \frac{C_1}{D_1} + \frac{C_2}{D_2} + \dots + \frac{C_i}{D_i} \quad (6-4)$$

其中

$D_E$  = 易於檢測放射性核種的 DCGL

$D_1$  = 第一個難以檢測放射性核種的 DCGL

$D_2$  = 第二個難以檢測放射性核種的 DCGL

$D_i$  = 第 i 個難以檢測放射性核種的 DCGL

$f_1$  = 第一個難以檢測的放射性核種與易於檢測的放射性核種的活度比

$f_2$  = 第二個難以檢測的放射性核種與易於檢測的放射性核種的活度比

$f_i$  = 第 i 個難以檢測的放射性核種與易於檢測的放射性核種的活度比

考慮三個 HTD 放射性核種的情況，從中可以計算替代物

$$DCGL_{Surrogate} = \frac{(D_E D_1 D_2 D_3)}{(D_1 D_2 D_3) + (f_1 D_E D_2 D_3) + (f_2 D_E D_1 D_3) + (f_3 D_E D_1 D_2)} \quad (6-5)$$

對於 nHTD 放射性核素，下列公式提供了基於遞迴關係替代方程的一般表達式

$$DCGL_{Surrogate} = \frac{1}{\frac{1}{DE} + \sum_{i=1}^n \frac{f_i}{D_i}} \quad (6-6)$$

#### 6.4.6.3 高活度量測值比較 (EMC) DCGL

為偵檢單元平均殘留污染物建立的 DCGL 是  $DCGL_w$ 。可以通過使用面積因子來測量  $DCGL_w$  的值，以獲得與偵檢單元內較小區域上殘留污染物相同劑量的 DCGL。這樣的值稱為  $DCGL_{EMC}$ ，其中下標 EMC 代表高活度量比較。 $DCGL_{EMC}$  被定義為適用的  $DCGL_w$  和修正因子的乘積作為面積因子。

面積因子等於基礎污染區域的劑量與具有相同放射源濃度的較小污染區域的劑量之比。居民農民和建築物佔用情況都需要面積因子。考慮到所有潛在可能的途徑，計算 YNPS 廠址關注放射性核種的面積因子(居民農民和建築物佔用情況的面積因子)。

對於居民農民情況，RESRAD (6.21 版) 用於確定面積因子。對於建築物佔用情況，使用 RESRAD-BUILD (3.21 版) 來確定面積因子。對於居民農民或建築物佔用情況，不計算面積小於 1 平方米的面積因子。面積因子在 LTP 第 6 節的附錄中提供。

## 6.5 最終狀態偵檢設計

MARSSIM 為 FSS 規定一般方法要求在偵檢單元內至少進行一些最小數量的測量或抽樣，使得用於數據評估的非參數統計測試可以充分地應用。根據這些測試的結果，決定給定的偵檢單元是否符合適用的釋放標準。掃描測量用於通過評估是否存在需要重新分類、固定測量更緊密的網格間距或兩者都存在高活度的小區域來檢查偵檢的設計基礎。然而，MARSSIM 還意識到 FSS 的這種一般方法的替代方案存在。具體來說，MARSSIM 指出，如果用於掃描的設備和方法能夠提供與固定測量（例如偵測極限、測量位置、記錄能力和記錄結果）相同品質的數據，那麼可以使用掃描來代替固定測量，只要至少記錄了使用固定測量所必需的位置數量結果。

在 MARSSIM 下，給定偵檢單元所需的偵檢工作水平由其分類指示的污染潛力決定。第三級偵檢單元接受判斷掃描和隨機定位的測量或抽樣。根據污染的可能性，第二級偵檢單元接收到對部分偵檢單元的掃描，結合在系統網格上執行的固定測量或抽樣。第一級偵檢單元接受掃描超過 100% 的偵檢單元與固定測量結合在系統網格上進行抽樣。根據掃描方式的靈敏度，可能需要調整網格間距以確保檢測到高活度的較小區域。

對於固定測量和傳統掃描的組合，MARSSIM 方法是選擇需要數量的測量位置，以滿足用於數據評估非參數統計測試的決策誤差率，並考慮樣本損失或數據異常。掃描的目的是確認該區域是否正確分類且高活度的任何小

區域都在可接受的水平內（即小於適用的  $DCGL_{EMC}$ ）。根據所使用掃描方法的靈敏度，可能需要增加固定測量位置的數量，從而降低測量間距。關於選擇固定測量的數量和位置的詳細信息是本計劃第 6.5.1 節及其後續部分的主題。將用於支持 YNPS 廠址  $FSS_S$  掃描的要求是：

- 對於第一級偵檢單元，將掃描 100% 的表面
- 對於第二級偵檢單元，將對室外機組和建築物的地板和牆壁的系統和判斷測量結合掃描 10% 至 100% 的表面，且牆壁和天花板 10% 至 50% 的表面將被覆蓋
- 對第三級偵檢單元進行判斷性掃描

用於確定應用於偵檢單元/區域掃描範圍的考慮因素包括：

- 根據歷史資訊和巡檢可能的可疑區域
- 相對於  $DCGL$  可能殘留的放射性
- 任何其他跡象表明在  $DCGL$  之下高活度的可能性

雖然該文件的重點在於通過固定測量和掃描的組合來進行  $FSS_S$ ，只要這些技術符合數據品質和數量的適用要求， $MARSSIM$  也允許使用先進的偵檢技術。在這種情況下，“先進技術”是指儀器能夠記錄數據的偵檢技術，因為偵檢區域的測量靈敏度是適用  $DCGL_W$  可接受的部分（見第 6.6.1.3 節）。這種方法對於  $FSS_S$  是理想的，因為它們允許使用單個測量來評估偵檢單元，而不是單獨的固定測量和掃描。

先進的偵檢技術可以單獨使用或與固定測量和掃描結合使用來評估偵檢單元。對於第一級和第二級單元，先進技術必須滿足兩個條件才能作為唯一的偵檢技術：必須掃描偵檢單元表面積的可接受部分，測量的 MDC 必須是 DCGL<sub>w</sub> 可接受的部分。對於第一級單元，必須覆蓋 100% 的面積。對於第二級單元，單獨使用先進技術的覆蓋面要求是從戶外偵檢單元面積或地板和下牆面積的 50% 到 100%，以及上牆和天花板面積的 10% 至 50%。如果這些覆蓋要求無法通過高級偵檢技術實現，或者 MDC 相對於適用的 DCGL<sub>w</sub> 來說太大（見下文），根據第 6.5.1 節和本計劃的後續小節，必要時將進行固定測量和傳統掃描。只要符合以下 MDC 要求，先進技術可用於判斷第三級區域的評估。

掃描區域的數量將大於 15，這對應於  $\alpha=0.05$  和  $\beta=0.05$  的最小樣本數。掃描區域的位置將通過使用第 6.5.1.6 節中的指導方針來確定。掃描區域的大小將由偵檢區域的大小、偵檢覆蓋率以及掃描區域數量決定。

對於固定測量，MARSSIM 指出，MDC<sub>s</sub> 應盡可能遠低於 DCGL<sub>w</sub>，其值小於 DCGL<sub>w</sub> 的 10%，並且高達 DCGL<sub>w</sub> 的 50% 是可接受的。在決定是否可以使用先進偵檢技術而不是給定偵檢單元的固定測量和傳統掃描時，將使用這些相同的標準。將使用適當參考資料獲得的背景計數率計算先進技術的 MDC<sub>s</sub>。

關於上述偵檢方法和技術，以下概述了將用於 YNPS 廠址 FSS<sub>S</sub> 的偵檢設計標準。請注意，“固定測量”用於指在特定位置採集樣本的測量。

- 對於第一級或第二級偵檢單元，先進偵檢技術只能用於可以實現上述覆蓋要求的偵檢單元，MDC<sub>S</sub> 不超過適用 DCGL<sub>W</sub> 的 50%。
- 對於先進技術將具有第一級或第二級偵檢單元可接受的 MDC，但無法實現上述覆蓋要求，在該計劃的第 6.5.1 節和後續小節中指定的該區域其餘部分，先進技術在超過 100% 的可進入區域使用固定測量和傳統掃描的組合。對於先進偵檢技術不切實際的任何偵檢單元、固定測量和傳統掃描將僅按照本計劃使用。

### 6.5.1 選擇固定測量和位置的數量

用於評估偵檢單元是否使用固定測量加掃描來滿足其適用釋放標準的 MARSSIM 方法是基於使用非參數統計測試進行數據評估。具體來說，MARSSIM 的方法基於兩個非參數測試：Wilcoxon Rank Sum (WRS) 測試和 Sign 檢定，如第 6.7 節所述。選擇所需的最小數量數據點取決於將使用哪種統計測試來評估數據，因此取決於要進行什麼類型的測量（總測量、淨測量或放射性核種），如果感興趣的放射性核種出現在背景中。

#### 6.5.1.1 建立可接受的決策誤差率

選擇給定偵檢所需數量點過程的輸入，其不依賴於所應用的統計測試，是選擇可接受的決策誤差率。決策錯誤是指作出錯誤的決定，即當它為真時，

否定虛無假設 (Type I 誤差)，或者當它為錯誤時接受虛無假設 (Type II 誤差)。關於 FSS<sub>s</sub>，虛無假設是感興趣的偵檢單元含有超過適用釋放標準的殘留污染物。因此，Type I 誤差指的是當事實上它不符合釋放標準的結論。將 Type I 誤差的概率稱為  $\alpha$ 。同樣，Type II 誤差是指結束單元實際上不符合釋放標準。產生 Type II 誤差的概率表示為  $\beta$ 。選擇太低的  $\alpha$  值將導致需要過多的固定測量。同樣，選擇太高的  $\beta$  值可能會導致成本過高，因為符合釋放標準的偵檢單元可能會進行多餘的整治工作。在目前的控管模式下， $\alpha$  值過大等於公眾面臨更大的風險，因為有更多的機會發布不符合釋放標準的偵檢單元。NUREG-1757 附錄 A 的 A.7.2 節建議將  $\alpha$  決策誤差率設置為 0.05 (5%)，並且“任何  $\beta$  值可被 NRC 接受”。因此，為 YNPS 廠址設計的 FSS<sub>s</sub> 的決策錯誤率將設置如下：

- 除非事先獲得 NRC 批准，否則使用限制較少的值， $\alpha$  值將都設置為 0.05。
- $\beta$  值通常設置為 0.05，但如果發現需要更多固定測量值來證明符合釋放標準，則可能會發生更改。

#### 6.5.1.2 確定相對位移

選擇所需數量測量的另一個輸入是有選擇性地，與所使用的統計測試無關的是確定所謂的相對偏移。相對偏移是一個參數，用於量化在偵檢單元中要測量的濃度相對於這些測量的可變性。相對偏移是 DCGL<sub>w</sub> 的函數，稱為“灰色區域的下限” (LBGR) 的參數，以及在偵檢單元測量的預期標準偏



差 ( $\sigma_s$ ) 或為相應參考區域建立的標準偏差 ( $\sigma_r$ )。  $\sigma_s$  或  $\sigma_r$  的選擇取決於是否根據參考區域對偵檢數據進行評估。如果應用 WRS 測試，則使用參考區域，其中總體測量將是背景減去，可以使用 Sign 檢定。  $\sigma_s$  值將被選擇：

- 使用現有的特性或整治支持偵檢數據
- 進行初步測量

將使用從參考區域或參考資料(通常在偵檢區域或單元之外)進行測量收集的數據來計算  $\sigma_r$  值。假設  $\sigma_s$  和  $\sigma_r$  值應該反映濃度空間變異性和測量方法精度的組合，僅當使用與 FSS 中使用相當的技術進行現有測量時，才會根據現有的偵檢數據選擇這些值。

LBGR 表示偵檢單元必須淨化濃度，以便具有通過統計測試的可接受概率。

DCGL<sub>w</sub> 和 LBGR 之間的差異稱為偏移，可以被認為是在偵檢單元中進行測量的分辨率度量。偏移表示為  $\Delta$ 。

相對偏移 ( $\Delta/\sigma$ ) 計算為偏移和適當標準偏差值的商。如果不需要參考區域數據來評估偵檢結果，則使用測量的預期標準偏差 ( $\sigma_s$ )。如果需要參考區域，則使用較大的  $\sigma_s$  或  $\sigma_r$  值。

為了計算相對偏移，選擇適當的  $\sigma$  值和初始 LBGR。LBGR 的初始值將基於廠址特性訊息(如果可用)。否則，根據 MARSSIM 和 NUREG-1757 附錄 A 的 A.7.1 節，LBGR 的初始值將設置為 DCGL<sub>w</sub> 的一半。如果所得到的

相對偏移不在 1.0 和 3.0 範圍內，LGBR 將被調整。如果相對偏移太小，則 LBGR 降低，如果相對偏移過大，LBGR 就會增加。

### 6.5.1.3 選擇所需的 WRS 測量數量

通過以下公式計算 WRS 時需要固定測量的最小數量：

$$N = \frac{1}{2} \times \frac{(Z_{1-\alpha} + Z_{1-\beta})^2}{3(P_r - 0.5)^2} \quad (6-7)$$

其中

N = 每個偵檢區域或參考區域所需的最小測量數量

$Z_{1-\alpha}$  = 由  $\alpha$  決策誤差表示的百分位數

$Z_{1-\beta}$  = 由  $\beta$  決策誤差表示的百分位數

$P_r$  = 當偵檢單元中值等於 LBGR 濃度高於背景時，來自偵檢單元的隨機測量超過參考區域的隨機測量值小於  $DCGL_w$  的概率

$P_r$ 、 $Z_{1-\alpha}$  和  $Z_{1-\beta}$  的值取自 MARSSIM 的表 6.1 和 6.2。 $P_r$  是相對偏移的函數，

$Z_{1-\alpha}$  和  $Z_{1-\beta}$  取決於  $\alpha$  和  $\beta$  選擇的值。

對於 WRS 測試計算的 N 值適用於偵檢單元和參考區域（即應在兩個區域執行至少 N 次測量）。為了確保遺失或不可用的數據，在分配要進行的測量次數時，N 值將至少增加 1.2 倍。

### 6.5.1.4 Sign 檢定選擇所需的測量數量

當通過以下公式計算 Sign 檢定時所需固定測量的最小數量：

$$N = \frac{(Z_{1-\alpha} + Z_{1-\beta})^2}{4(\text{Sign } p - 0.5)^2} \quad (6-8)$$

其中

$N$  = 所需測量的最小數量

$Z_{1-\alpha}$  = 由  $\alpha$  決策誤差表示的百分位數

$Z_{1-\beta}$  = 由  $\beta$  決策誤差表示的百分位數

Sign  $p$  = 當偵檢單元中值濃度等於 LBGR 時，偵檢單元隨機測量的概率將小於  $DCGL_w$ 。

Sign  $p$  的值將取自 MARSSIM 的表 5-4。

為了防止遺失或不可用的數據，數據點的數量將增加 20%，超過公式 6-7 和 6-8 中計算的  $N$  值。

#### 6.5.1.5 評估第一級偵檢單元對附加測量的需求

鑑於在第一級偵檢單元活度面積較小的地區，必須進行評估，以評估不在固定測量範圍內的地方進行掃描時丟失這些區域的可能性。通過將掃描技術的 MDC 與感興趣的偵檢單元的  $DCGL_{EMC}$  進行比較，可以將該評估稱為高活度量測值比較 (Elevated Measurement Comparison, EMC)。如果掃描 MDC 大於  $DCGL_{EMC}$ ，超過通過公式 6-7 或 6-8 計算的最小數目可能需要附加測量。這些附加測量點是拉緊固定測量的網格間距，從而降低高活度較小區域缺少的可能性。

通過計算掃描 MDC 來評估掃描技術的適用性，如下表示為  $DCGL_{EMC}$  的部分。

如第 6.4.6.3 節所述，使用核種  $i$  的面積因子為  $DCGL_{EMC}$  與  $DCGL_w$  之間的關係為：

$$DCGL_{EMC}^i = AF^i DCGL_w^i \quad (6-9)$$

其中， $AF^i$  是放射性核素  $i$  的面積因子。

對於土壤，MDCR 與最小可檢測土壤濃度之間的關係為：

$$MDC^i(pCi/g) = \frac{MDCR(cpm)}{E^i(cpm/pCi/g)} \quad (6-10)$$

其中， $E^i$  是放射性核種  $i$  的轉換因子 (cpm / pCi / g)。

通過以下公式計算表示為  $DCGL_{EMC}$  的部分土壤掃描 MDC：

$$MDC(fDCGL_{EMC}) = MDCR \sum \frac{f^i}{E^i DCGL_{EMC}^i} \quad (6-11a)$$

或

$$MDC(fDCGL_{EMC}) = MDCR \sum \frac{f^i}{E^i AF^i DCGL_w^i} \quad (6-11b)$$

其中  $f^i$  是由 ETD 放射性核種  $i$  組成放射性核種混合物的小部分，並且基於特性數據作為 FSS 的一部分。如果特性數據表明存在 HTD 放射性核種，則使用公式 6-6 計算 ETD 放射性核種的替代  $DCGL_{EMC}$ ，其中  $DCGL_{EMC}$  代替  $DCGL_w$  並應用公式 6-11a。

以下舉例顯示如何確定當存在多個放射性核種時，表示為  $DCGL_{EMC}$  部分的土壤掃描 MDC 如下所示：

假設：

存在兩種放射性核種：Cs-137 和 Co-60

混合物 (f) 中的Cs-137分率= 0.75

混合物 (f) 中的Co-60分率= 0.25

Cs-137效率 (E) = 228cpm / pCi / g

Co-60效率 (E) = 882cpm / pCi / g

高活度地區面積= 100平方米

樣本Cs-137面積因子 (AF) = 2.93

樣本Co-60面積因子 (AF) = 1.41

樣本Cs-137DCGL<sub>w</sub> = 7.91pCi / g

樣本Co-60 DCGL<sub>w</sub> = 3.81pCi / g

MDCR = 2,000 cpm

$$\text{MDC}(f\text{DCGL}_{EMC}) = 2000 \left[ \frac{0.75}{(228)(2.93)(7.91)} + \frac{0.25}{(882)(1.41)(3.81)} \right] = 0.4$$

對於掃描建築物表面，MARSSIM 的以下公式提供了計算 β-gamma 測量 MDC 的方法。為了清楚起見，下面已重複說明：

$$\text{MDC}(\text{dpm}/100\text{cm}^2) = \frac{1.38\sqrt{B}}{\sqrt{p}\varepsilon_i\varepsilon_s\left(\frac{A}{100}\right)t} \quad (6-12)$$

1.38 = 靈敏度指數

B = 時間間隔t中的背景計數數量

p = 偵檢者效率

$\varepsilon_i$  = 發射輻射的儀器效率 (每個發射的計數)

$\varepsilon_s$  = 分解排放中的源效率 (強度)

A = 檢測器的靈敏區域 (cm<sup>2</sup>),

t = 探頭通過源時觀察的時間間隔 (min)

以 t 為檢測器耗在放射性核素種 i 上的時間，其可以與探針的行進速度 V (cm/min) 和檢測器的最小尺寸 L (cm) 相關，如下：

$$t(\text{min}) = \frac{L(\text{cm})}{V(\text{cm}/\text{min})} \quad (6-13)$$

公式 6-12 可以重新表示如下：

$$\text{MDC}^i(\text{dpm}/100\text{cm}^2) = \frac{1.38\sqrt{\frac{B}{t^2}}}{\sqrt{p}\varepsilon_i^i\varepsilon_s^i\left(\frac{A}{100}\right)} = \frac{1.38\sqrt{\frac{R_b}{t}}}{\sqrt{p}\varepsilon_i^i\varepsilon_s^i\left(\frac{A}{100}\right)} = \frac{1.38\sqrt{R_b}}{\sqrt{p}\sqrt{t}\varepsilon_i^i\varepsilon_s^i\left(\frac{A}{100}\right)} \quad (6-14)$$

將公式 6-13 代入 6-14 得到：

$$\text{MDC}^i(\text{dpm}/100\text{cm}^2) = \frac{1.38\sqrt{R_b}}{\sqrt{p}\varepsilon_i^i\varepsilon_s^i\left(\frac{A}{100}\right)\sqrt{\frac{L}{V}}} \quad (6-15)$$

具有可聽信號模擬檢測器的 MDCR 可以表示為：

$$\text{MDCR}(\text{cpm}) = \frac{1.38\sqrt{B}}{t} = \frac{1.38\sqrt{R_b}}{\sqrt{t}} = \frac{1.38\sqrt{R_b}}{\sqrt{\frac{L}{V}}} \quad (6-16)$$

如此一來，公式 6-15 可被重新表示為：

$$\text{MDC}^i(\text{dpm}/100\text{cm}^2) = \frac{\text{MDCR}}{\varepsilon_i^i\varepsilon_s^i\left(\frac{A}{100}\right)\sqrt{p}} \quad (6-17)$$

為了允許多個 ETD 放射性核種，以 DCGL<sub>EMC</sub> 部份表示的掃描 MDC 為：

$$\text{MDC}(\text{fDCGL}_{EMC}) = \frac{\text{MDCR}}{\left(\frac{A}{100}\right)\sqrt{p}} \sum \frac{f^i}{\varepsilon_i^i\varepsilon_s^i\text{DCGL}_{EMC}^i} \quad (6-18)$$

通過在確定 DCGL<sub>EMC</sub> 中使用替代比率，包括 HTD 放射性核種。

將  $\text{DCGL}_{EMC}^i = AF^i\text{DCGL}_w^i$  代入公式 6-18 可以得到建築物表面掃描 MDC 公式，表示為 DCGL<sub>EMC</sub> 的一部分：

$$MDC(fDCGL_{EMC}) = \frac{MDCR}{\left(\frac{A}{100}\right)\sqrt{p}} \sum \frac{f^i}{\varepsilon_i^i \varepsilon_s^i A F^i DCGL_w^i} \quad (6-19)$$

如果 YAEC 打算使用與上述 MARSSIM 不同的計算方法，則將對該方法進行技術評估。這項評估將可用於 NRC 檢查以支持 FSS。

以下舉例顯示如何確定當存在多個放射性核種時，表示為 DCGL<sub>EMC</sub> 部分的建築物表面掃描 MDC 如下所示：

假設：

存在兩種放射性核種：Cs-137和Co-60

混合物 (f) 中的Cs-137分率= 0.75

混合物 (f) 中的Co-60分率= 0.25

探測器寬度 (L) = 10.2厘米 (4英寸)

掃描速率 (V) = 305厘米/分鐘 (2英寸/秒)

背景計數率 (Rb) = 200cpm

p = 0.5

Co-60的 $\varepsilon_i$  = 0.3

Cs-137的 $\varepsilon_i$  = 0.38

Co-60的 $\varepsilon_s$  = 0.25

Cs-137的 $\varepsilon_s$  = 0.5

探測器面積 (A) = 100 cm<sup>2</sup>

MDCR = 27.6 cpm

高活度地區面積= 10平方米

樣本Cs-137面積因子 (AF) = 2.6

樣本Co-60面積因子 (AF) = 2.5

樣本Cs-137DCGL<sub>W</sub> = 4.30E + 04dpm / 100cm<sup>2</sup>

樣本Co-60 DCGL<sub>W</sub> = 1.11E + 04dpm / 100cm<sup>2</sup>

$$MDC(fDCGL_{EMC}) = \frac{27.6}{\left(\frac{100}{100}\right)\sqrt{\frac{10.2}{305}}} \left[ \frac{0.75}{(0.38)(0.5)(2.6)(4.30E4)} + \frac{0.25}{(0.3)(0.25)(2.5)(1.11E4)} \right] =$$

0.02

如這兩個例子所示，DCGL<sub>EMC</sub>的部分小於1。因此不需要附加測量。

如果 MDC (fDCGL<sub>EMC</sub>) 的值大於 1，則可能需要在偵檢單元中進行附加測量，如以下步驟。

從對應於仍然小於 1 最高 fDCGL<sub>EMC</sub> 的面積因子確定高活度地區的大小。

該區域表示為 A<sub>EMC</sub>。

檢測濃度等於A<sub>EMC</sub>的區域所需測量次數 (N<sub>EMC</sub>) 計算為

$$N_{EMC} = \frac{A}{A_{EMC}} \quad (6-20)$$

其中 A 是偵檢單元的總面積。然後將 N<sub>EMC</sub> (通過公式 6-20 計算) 與 N 值，通過公式 6-7 或 6-8 計算固定測量點的數量進行比較。然後使用較大的 N<sub>EMC</sub> 或 N 值作為固定測量位置的必需數量，並計算網格間距。



### 6.5.1.6 確定測量位置

對於第一級和第二級偵檢單元，系統進行固定測量，測量圖案由具有三角形或正方形間距的圖示組成。將根據所需的測量次數確定間距（網格間距）且所需網格為三角形或正方形。

系統網格不會用於涉及第三級單元的固定測量偵檢。相反，固定測量位置將通過在零和一之間生成成對的隨機數字來隨機地在整個偵檢單元區域中選擇。將為每個固定測量產生一對隨機數字。表示（x，y）坐標的隨機數字對將乘以偵檢單元的最大長度和寬度尺寸，以產生每個固定測量的位置。對於異形偵檢單元，將使用包含偵檢單元的矩形區域來確定最大長度和寬度。如果其中任何一個給出實際上不在偵檢單元邊界內的位置，則會生成一對新的隨機數字。如果由於阻礙或不可及的原因而無法在特定位置進行測量的情況下，也會生成新的數字對。

用於建立第一級和第二級區域的固定測量位置系統網格的間距將計算為：

對於三角形網格，

$$L = \sqrt{\frac{A}{0.866N}} \quad (6-21)$$

對於一個方形網格，

$$L = \sqrt{\frac{A}{N}} \quad (6-22)$$

其中

L=網格間距（尺寸為面積的平方根）

A = 偵檢單元的總面積

N = 所需的測量次數

在第一級單元的情況下，公式 6-21 和 6-22 中的 N 值應該大於方程式 6-7 或 6-8 中的值（如果掃描 MDC 足以看到活度較高的小區域）或公式 6-20。N 值應包括為確保損失或不可用數據而需要的附加測量。

一旦網格間隔建立，將使用與上述用於選擇第三級單元的隨機位置相同的方法為偵檢模式建立隨機起始點。從這個隨機選擇的位置開始，將以 L 的間隔平行於一個偵檢單元軸建立一排點。然後，附加的行將並行添加到第一行。對於三角形網格，將以距離第一行 0.866L 的間距添加其他行（在交替行之間的點與上一行的點之間的中間間隔）。對於一個方形網格，點和行將以 L 間隔隔開。MARSSIM 第 5.5.2.5 節介紹了用於選擇固定測量位置的過程，並提供如何建立系統網格和隨機測量位置的範例。

在 FSS 期間可以採用必要網格間距的軟件工具，包括隨機起始點和三角形或正方形間距。如果可行，該軟件將與合適的映射程序一起使用，以確定全球定位系統（GPS）的坐標。使用這些工具將提供一個可靠的過程，用於確定定位和映射距離較遠的開闊陸地區域的測量位置，並在獨立驗證過程中有所幫助。

## 6.5.2 判斷性評估

對於沒有對該地區 100% 的第二級和第三級偵檢單元進行偵檢，重要的是考慮進行判斷性評估，以增加根據上述指導方針做出的任何統一測量。此類評估可能包括在基於廠址知識和專業判斷選擇的地點進行的偏差抽樣或測量。判斷性評估用於提供額外的保證，即廠址的殘留污染已被充分定位和表徵。

除了為給定的偵檢單元提供綜合偵檢報告所必需的任何判斷性測量外，在可測量活度仍然存在的情況下，偵檢過程應包括同位素組合評估。這樣做可以評估在隨後的數據評估階段，對所選偵檢單元選定  $DCGL_W$  的適用性。對於總計數測量（即不是特定的放射性核種），放射性核種混合物資訊將評估在原始計數數據轉換為活度時應用效率的適用性。FSS 程序規定了在評估放射性核種混合物時需要分析的樣本百分比或數量，符合 6.4.6.2 節。該過程仰賴於存在的活度水平階層漸進式方法(graded approach)。該程序將在廠內提供 NRC 審查。

## 6.5.3 數據調查

### 6.5.3.1 調查水平

FSS 的一個重要方面是調查水平的選擇和實施。調查水平是用於指示何時需要進行其他調查的放射性水平。調查水平也用作品質控制檢查，以確定測量過程何時開始偏離預期的規範。例如，超過調查水平的測量值可能指

示故障儀器或不正確的測量。然而，一般來說，調查水平用於確認偵檢單元已被妥善分類。

當超過調查水平時，第一步是確認初始測量/樣本實際上超過了特定的調查水平。根據調查結果，偵檢單元隨後可能需要重新分類，整治或重新偵檢。對每一類偵檢單元設立調查水平。用於 YNPS FSS 的調查水平（標準）見表 6-2。

Survey Unit Classification	For fixed measurements or samples, perform investigation if:	For scan measurements, perform investigation if:
Class 1	> $DCGL_{EMC}$ or > $DCGL_W$ and a statistical outlier.	> $DCGL_{EMC}$
Class 2	> $DCGL_W$	> $DCGL_W$ or > $MDC_{scan}$ if $MDC_{scan}$ is greater than the $DCGL_W$
Class 3	> $0.5 \times DCGL_W$	Detectable over background.

表 6-2 調查水平

對於第一級偵檢單元， $DCGL_W$  以上的測量不一定是預期的。然而，如果與在同一偵檢單元內進行的其他測量顯著不同，這樣的結果可能需要進一步調查。因此，需要一些額外的評估標準來評估超過  $DCGL_W$  的第一級偵檢單元固定測量或樣本的結果是否值得進一步關注。因此，將調查超過  $DCGL_W$  的第一級偵檢單元的測量值與剩餘測量值的平均值不同於三個以上的標準偏差。超過  $DCGL_W$  的第一級單元的測量值與平均值沒有差異，仍然可以根據專業判斷進行調查，可能與在給定偵檢單元內進行的其餘測量值有顯著的差異。

在第二級或第三級地區， $DCGL_W$  以上的測量值和高活度區域可被預期的。因此，將研究在這些區域中超過  $DCGL_W$  的任何固定測量或樣本結果。在第三級區域的情況下，如果任何殘留的放射性將是不能預期的，則會調查大於  $0.5 \times DCGL_W$  的固定測量或樣本結果。由於第二級和第三級偵檢單元的偵檢設計不是由高活度量測值比較推動，在掃描第二級裝置期間，超過  $DCGL_W$  剩餘放射性的任何指示將值得進一步調查。對於第三級單元，任何在背景上顯示正面指示的掃描測量將被調查。

在使用先進偵檢方法而不是固定測量或樣本的情況下，除了用於第一級偵檢單元測量的統計異常值測試之外，將對表 6-2 中給出的固定測量或樣本的調查水平進行應用。在採用先進的偵檢方法作為傳統掃描方法的情況下，將使用表 6-2 中掃描測量的調查水平。

### 6.5.3.2 調查

初步測量結果超過適用調查水平的位置將被確定用於確認測量。如果確定剩餘活度存在超過調查水平，將進行附加測量，以確定高活度地區的程度，並提供不存在高活度的其他地區合理保證。將根據偵檢單元的原始分類及其相關的特徵數據假設來評估高活度的潛在來源。活度來源影響到其他相鄰區域或附近偵檢單元的可能性也將進行評估。將編輯包含偵檢結果的文件，並顯示確定剩餘活度超過調查水平的任何領域。如果確定超出適用調

查水平的剩餘活度，文件也將解決活度的潛在來源及其對分配給偵檢單元原始分類的影響。然後將對整個或部分單元的重新分類作出決定。

### 6.5.3.3 整治

在 LTP 的上下文中的“整治”旨在表示滿足 10CFR20 子部分 E 標準的活度。移除材料的活度可能由於其他原因（例如，拆除與整治相關的材料、去除用於填埋廠址不同區域的土壤、清除工作人員 ALARA 考慮的材料、清除非放射性整治材料），因此不被認為是“整治”。如果在 FSS 期間，發現偵檢區域不能“通過”，否則發現殘留活度的任何區域超過  $DCGL_{EMC}$  將進行整治。還可能需要整治殘餘活度區域以達到 ALARA 標準。第 4 節討論了整治措施並記錄如第 6.8 節所述。

### 6.5.3.4 重新分類

考慮到第 6.5.3.2 節（與 MARSSIM 一致）中概述的評估過程，對原始分類的基礎進行審查後，對區域或區域的一部分進行重新分類。此過程包括足夠的附加測量，以確認殘留污染物、確定現有污染物的性質和程度、確保偵檢單元內不存在其他高活度區域，並評估受影響地區對附近偵檢單元的影響（如果有的話）。將對這些測量結果進行評估，並按照與 MARSSIM 中描述流程相一致的方式對 6.5.3.5 節進行重新分類和重新偵檢。另外，如果在該地區採取必要的整治措施，將按照第 6.5.3.5 節對 MARSSIM 中描述的流程進行重新偵檢。區域從少到多限制性分類的重新分類可以在沒有先前

NRC 批准的情況下進行。然而，根據 NUREG-1700 修訂版 1 附錄 2 中的指導方針，將重新分類歸為限制較少的分類，在實施前至少 14 天要求 NRC 通知。

### 6.5.3.5 重新偵檢

如果偵檢單元全部或部分重新分類，或者在單元內進行整治，則受影響的地區將進行重新偵檢。根據偵檢單元的適當分類，將按照本計劃的規定設計和執行任何重新偵檢。也就是說，如果一個偵檢單元被重新分類，或者創建了一個新的偵檢單元，偵檢設計將建立在新分類上。

例如，具有非預期放射性的第三級區域將被細分為至少兩個區域。其中一個可能仍然是第三級區域，另一個可能現在是第二級區域。對於第三級區域，將設計和實施新的偵檢，或者將調整 Type I 誤差和 Type II 誤差，並在滿足所需數量的測量之前進行附加測量（參見第 6.5.1 節）。NRC 將在細分一個偵檢區域之前通知。Type I 和 Type II 決策錯誤率將記錄在 FSS 報告中。

由於放射性水平而被細分的第二級區域也將至少分為兩個區域。在這種情況下，如果原始偵檢設計標準達到標準，則不需要額外的措施，否則剩餘的第二級偵檢單元將被重新設計。新偵檢單元將針對新的偵檢設計進行偵檢。

如果一個地區通過了 WRS 或 Sign 檢定，並且只需要在第一級偵檢單元的一小部分進行額外的清理（例如，為了 ALARA 目的），任何替代測量或樣

本需要在隨機選擇地點的整治區域內進行，驗證後整治活動不會影響單元的剩餘部分。在隨後的整治活動影響偵檢單元的任何地區，都需要進行偵檢。

## 6.6 FSS 實施和數據收集

本計劃中概述的要求和目標和項目品質保證計劃將納入標準操作程序 (Standard Operating Procedures, SOPs)。程序將管理偵檢設計過程、偵檢表現和數據評估 (決策)。FSS 設計將按照 SOP 和 QA 計劃進行，將導致生成原始數據。偵檢設計過程的產物是一個偵檢包，包括涉及偵檢的各個要素，但不限於：

- 根據需要，顯示偵檢單元和測量/樣本地點的偵檢區域地圖
- 適用的DCGL
- 使用的儀器
- 要製作或收集的測量或樣本的類型和數量
- 調查標準
- QA/QC需求 (例如複製測量或樣本)
- 人員培訓
- 適用健康和安全的程序
- 批准的偵檢程序
- 適用的操作程序



偵檢設計過程的一個重要內容是建立用於進行測量的 DCGL。將根據正在考慮的偵檢單元特性數據，按照 6.4.6 節的描述確定 DCGL。將考慮同位素混合物、材料背景以及這些的變異性。由 DCGL 規定的檢測限制，要求影響了用於給定偵檢儀器的選擇和要使用偵檢方法的選擇（先進偵檢方法、固定測量、抽樣或其組合）。

### 6.6.1 偵檢方法

在 FSS 中使用的偵檢方法將包括先進技術、掃描、固定測量、抽樣和其他方法的組合，以滿足偵檢目標。如果採用該計劃的時間和完成最終的偵檢活動之間可以使用附加的方法。然而，任何新技術仍然必須符合本計劃的適用要求。注意在某些情況下，同一儀器可能會用於多種類型的偵檢。例如，碘化鈉（NaI）檢測器可以用於掃描模式或固定光譜測量。

#### 6.6.1.1 掃描

掃描是操作者使用可攜式輻射檢測儀器來檢測特定表面（即地面、牆壁、地板、設備）上放射性核種存在的過程。掃描測量用於描述移動可攜式輻射探測器的過程，旨在定位殘留放射性的表面。在偵檢計劃期間確定掃描偵檢的調查水平，以確定高活度的區域。執行掃描偵檢以定位輻射異常，指示可能需要進一步調查剩餘的總活度。這些調查水平可能是建立於  $DCDL_w$  或  $DCGL_{EMC}$ 。

表 6-3 給出了掃描與固定測量一起使用時的面積覆蓋率要求。

Survey Unit Classification	Required Scanning Coverage Fraction
Class 1	100%
Class 2	Outdoor areas, floors, or lower walls of buildings: 10% to 100% Upper walls or ceilings: 10% to 50%
Class 3	Judgmental

表 6-3 傳統掃描覆蓋率要求

### 6.6.1.2 固定測量

通過將儀器放置在表面上方的適當距離處進行固定測量，以預定時間間隔進行離散測量，並記錄讀數。固定測量可以在偵檢單元的隨機位置收集，或者可以在系統地點收集，並補充掃描偵檢，以識別高活度的小區域。此外，固定測量可以在通過掃描偵檢識別的位置收集，作為偵檢的一部分，以確定高活度儀器反應的來源。專業判斷也可用於確定固定測量的位置，以進一步判斷污染的面積範圍。根據第 6.5 節的說明，確定偵檢設計指定的固定測量位置。

### 6.6.1.3 先進技術

在 LTP 的上下文中，先進技術是指當檢測器通過一個區域時，創建的測量值與空間相關的偵檢儀器或方法。測量可以對活度水平進行定量評估，從而起到固定測量的作用。記錄測量允許使用大量樣本進行統計分析，這樣可以提高相對於傳統掃描的檢測靈敏度。在某些情況下，使用先進的偵檢方法實現的靈敏度可能相對於 DCGL<sub>w</sub> 來說較小，因為單獨的先進技術將允許決定偵檢單元是否滿足釋放準則，而不需要附加的固定測量。該儀器記錄了

其涵蓋整個區域的每一次測量，解決了高活度的小領域問題。平均和最大殘留活性濃度可以在所需的任何區域進行量化，從而允許通過檢查評估是否符合適用標準（ $DCGL_W$  或  $DCGL_{EMC}$ ）。

如果先進技術被選擇使用，那麼將會開發出一個技術支援文件，其中描述了要使用的技術以及該技術如何達到偵檢目標。本文件將提供 NRC 檢查以支持 FSS。

#### **6.6.1.4 Bulk Spectroscopy Monitor**

Bulk Spectroscopy Monitor 由 8 個同軸高純度鍍探測器（每個具有大約 40% 的相對效率）組成，可用於專門設計的電腦軟件。該軟件支持數學確定的檢測器效率校準，這在基於源的校準不實際廠址應用中尤其重要。監測系統還包括允許從所有八個檢測器同時進行光譜採集的軟件，並隨後對用於分析的光譜求和，包括應用於相加光譜的效率以及所測量的容器及其內容的幾何形狀。

預期檢測系統的靈敏度將能夠實現固體材料的適用  $DCGL_S$ （例如土壤或混凝土碎片）和體積環境“釋放”標準的約 10%。監測系統的位置將使得廠址剩餘的許可放射性物質（例如 ISFSI 和材料儲存區域）對達到所需檢測限制的樣本計數時間影響最小。

### 6.6.1.5 其他先進偵檢技術

可用於 FSS 的其他儀器和方法包括但不限於現場  $\gamma$  光譜法、現場物體計數系統和能夠穿過管道或管道的系統。與上面討論的先進技術類似，這些其它方法在一些情況下可能提供足夠的面積覆蓋率，從而不需要通過掃描增加測量。

現場  $\gamma$  光譜法是用於測定大體積材料中平均放射性核種濃度的已知技術。它具有能夠通過單次測量來評估大面積的優點。如果需要，可以通過瞄準來減少檢測器視野，以允許更小區域的測定。

現場對象計數是指  $\gamma$  光譜系統，其包括能夠對複雜幾何形狀光子傳輸進行建模的軟件，以估計檢測器效率。這消除了對被計數對象校準幾何的需要。

### 6.6.1.6 抽樣

抽樣是收集介質的一部分（通常為 1 升）。在取樣期間，除去不需要的植被、碎屑和岩石等外來物質。收集的介質部分進行分析，確定放射性核種濃度。可以抽樣的材料例子包括土壤、沉積物、混凝土、油漆和地下水。

第 6.9 節“Final Status Survey Quality Assurance and Quality Control Measures”針對適用於廠內和廠外實驗室 FSS 的品質保證要求，用於分析樣品作為 FSS 過程的一部分。QA 審核員定期驗證實驗室的成果。這種驗證將包括對人員培訓、程序和設備操作的審查。經過培訓和合格的人員將收集和

控制樣本。抽樣將按照批准的程序進行。YAEC 將使用樣本追蹤和控制系統來確保樣本的完整性。

## 6.6.2 偵檢儀器

### 6.6.2.1 儀器選擇

選擇和適當使用適用於固定測量和實驗室分析的儀器，是確保偵檢準確，確定偵檢單元放射狀態並符合偵檢目標的最重要因素之一。偵檢計劃設計必須建立可接受的掃描測量技術和直接測量。DQO 過程必須考慮輻射類型，能譜和放射性空間分佈以及待測介質的特性（例如油漆、化學污染）。

輻射探測器的特定功能基於上述因素，確定了其用於進行特定類型偵檢的潛力。最終偵檢所需的輻射偵檢參數包括土壤中的表面活度和放射性核種濃度。為了確定這些參數，現場測量和實驗室分析都是必要的。對於某些放射性核種或放射性核種混合物，可能需要測量  $\alpha$  和  $\beta$  輻射。除了評估平均放射狀況外，偵檢目標還必須解決確定高活度的小區域。儀器在使用環境和物理條件下必須穩定可靠，其物理特性（尺寸和重量）應符合預期用途。在 YNPS 使用典型輻射檢測儀器進行操作偵檢。

用於 YNPS 廠址最終偵檢的輻射檢測器可分為三大類：

- 氣體檢測器
- 閃爍檢測器
- 固態檢測器

氣體檢測器包括電離室、比例計數器（氣流和壓力）和 Geiger-Mueller（GM）檢測器。閃爍檢測器包括塑膠閃爍體、硫化鋅（ZnS）檢測器和碘化鈉（NaI）檢測器。固態檢測器包括 n 型和 p 型本徵鍺檢測器。

最後，DQO 過程必須根據感興趣的輻射類型和應用來評估儀器測量小於 DCGL 的水平能力。在某些情況下，用於掃描的儀器可能具有大於 DCGL<sub>w</sub> 的檢測限制。只要網格間距（第一級偵檢單元）和調查水平分別符合本計劃第 6.5.1.5、6.5.1.6 和 6.5.3.1 節的要求，MARSSIM 才認可這一點。DQO 過程中的儀器選擇在 FSS 的規劃階段執行，通常記錄在參考偵檢計劃中的技術支援文件。

#### 6.6.2.2 校正和維護

用於測量以證明符合 YNPS 廠址許可證終止放射性標準的儀器，將根據批准的廠址程序和 YDQAP 或符合 YDQAP 要求的品質保證計劃進行校正和維護。儀器將在典型現場條件下按照供應商說明書指定的頻率或批准的工廠程序進行校正（至少每年）。校準標準將可追溯到國家標準與技術研究院（NIST）。如果外部供應商用於儀器校正或維護，這些服務必須經過 YDQAP 的認可和實施。校正記錄將按照工廠程序和 YDQAP 的要求進行維護。

用於測量總體  $\beta$  表面活度的儀器將使用放射性核種如 Tc-99、Co-60 或 Cs-137 進行校正，以便表示最終偵檢中將遇到的  $\beta$  發射放射性核種的  $\beta$  能

量。同樣地，如果對  $\alpha$  發射放射性核種進行直接測量，則可能使用放射性核種如 Pu-239 或 Th-230 來校正用於評估  $\alpha$  表面活度的儀器，因此可能遇到 TRU 放射性核種的  $\alpha$  能量被充分地表示。

DQO 過程必須考慮儀器將用於確定校正過程中，其所建立條件的變化影響和幅度。這些條件可能包括源到檢測器幾何（包括距離和立體角）、大小和源相對於檢測器的分佈，以及要評估表面的組成和狀況。這些因素中的大多數應該在儀器選擇過程中確定。在某些情況下，儀器效率可能需要修改以考慮表面狀況或覆蓋物。如有必要，將使用 NUREG-1507 第 5 節中的信息和相關的廠址特性數據建立此類修改。這將在計畫過程中執行，並由技術支援文件記錄並在偵檢計劃中引用。該技術支援文件將包括評估支持儀器選擇。

### 6.6.2.3 響應檢查

DQO 過程確定響應檢查的頻率，通常在發布之前和使用儀器後（通常在工作日結束時，但在某些情況下，這可能會在確定的活動中斷（例如午餐）期間）執行。在現場繼續使用之前，這個附加的檢查將加快識別潛在的問題。儀器將按照廠址程序進行檢查。如果儀器響應不在確定的範圍內，則儀器將不再使用，直到可以解決偏差的原因，並再次證明可接受的響應。如果儀器未能進行偵檢後檢查，則在該時間段內收集的數據將根據故障原因仔細檢

查並可能進行調整或捨棄。如果數據被捨棄，受影響的地區將被重新偵檢。

FSS 程序要求在 FSS 報告中記錄所有對數據的調整。

#### 6.6.2.4 MDC 計算

DQO 過程評估儀器在低於適用 DCGL 的水平下測量放射性的能力。該評估將由技術支援文件執行和記錄，並參考偵檢計劃。此評估也可能包含在上文第 6.6.2.1 節中討論的技術支援文件。

儀器檢測極限通常根據其最小可檢測濃度或 MDC 量化。MDC 是在實際使用條件下，可以預期給定儀器和測量技術可以檢測 95% 時間的濃度。

用於現場測量的儀器和方法將能夠滿足表 6-2 中的調查水平。在執行任何測量之前，所使用的儀器和技術必須顯示出相對於適用的 DCGL<sub>s</sub> 具有足夠的檢測能力。給定儀器和測量技術的檢測能力由其 MDC 量化。

##### 6.6.2.4.1 固定測量的 MDC<sub>s</sub>

根據 NUREG-1507，用於固定測量的 MDC<sub>s</sub> 計算為

$$MDC_{fixed} = \frac{3+4.65\sqrt{B}}{K_t} \quad (6-23)$$

其中

3和4.65 =如NUREG-1507所述的常數

B =測量時間間隔 (t) 期間的背景計數

t =計時時間

K =將檢測器響應與待測樣本中活度水平相關聯的比例常數



比例常數K通常包括檢測器效率、自我吸收因子和探針面積校正。計數間隔“t”的尺寸與MDC和比例常數K的尺寸一致。因此，以dpm/100cm<sup>2</sup>計算MDC的“t”將在幾分鐘內。

給出了一個例子，顯示如何確定MDC<sub>fixed</sub>用於100cm<sup>2</sup>氣體比例檢測器檢測Co-60。

給出了一個例子，說明如何確定使用100 cm<sup>2</sup>氣體比例檢測器檢測Co-60的MDC<sub>fixed</sub>，如下所示。

假設：

背景計數率= 200cpm

t = 1分鐘

B = 測量時間間隔 (t) 內的200個計數

$K = \varepsilon_i \varepsilon_s (A / 100)$ ，其中A = 檢測器的面積 (cm<sup>2</sup>)

$\varepsilon_i = 0.38$

$\varepsilon_s = 0.25$

A = 100 cm<sup>2</sup>

$$MDC_{fixed} = \frac{3 + 4.65\sqrt{200}}{(0.38)(0.25)(100/100)(1)} = 724dpm/100cm^2$$

在執行FSS之前， $\varepsilon_s$ 的實際值將從ISO 7503-1或NUREG-1507中選擇或經驗地確定和記錄。

#### 6.6.2.4.2 用於掃描偵檢結構表面 Beta-Gamma 的 MDCs

根據NUREG-1727附錄E第6.1節的建議，用於β和γ發射體的結構表面掃描的MDC將通過計算。

$$MDC_{structure,scan} = \frac{1.38\sqrt{B}}{\sqrt{p}\varepsilon_i\varepsilon_s\left(\frac{A}{100}\right)t} \text{ dpm}/100\text{cm}^2 \quad (6-24)$$

其中

1.38 = 靈敏度指標

B = 時間間隔t中的背景計數數量

p = 偵檢人員效率

$\varepsilon_i$  = 發射輻射的儀器效率（每個發射的計數）

$\varepsilon_s$  = 分解排放中的源效率（強度）

A = 檢測器的靈敏地區（ $\text{cm}^2$ ）

t = 探頭通過源時觀察的時間間隔（min）

用於靈敏度指標 1.38 的值對應於在掃描 MDC 處檢測濃度為 95% 的信心水準，假陽性率為 60%。公式 6-24 中的分子表示觀察者將在靈敏度指標表示的績效水準上“看到”的最小可檢測計數率。按照 NUREG-1757 附錄 A 的 A.5.1 部分的建議，偵檢人員的效率（p）將為 0.5。對於不是 100  $\text{cm}^2$  的探頭區域，100 為校正因子。在掃描測量的情況下，計數間隔是探針實際上超過放射源的時間。這個時間取決於掃描速度、來源的大小以及檢測器通過

來源的靈敏區域的部分，後者取決於探頭行進的方向。可以適當地調整公式 6-24 中的  $\epsilon_s$  以考慮自行吸收的效應。

以下是用  $100\text{cm}^2$  氣體比例檢測器確定用於檢測  $\text{Co-60MDC}_{\text{structure,scan}}$  的範例計算。

假設：

探頭寬度 = 4 英寸

掃描速率 = 2 英寸/秒

背景計數率 = 200cpm

$t = 2\text{秒} = 0.033\text{分鐘}$

$B = 6.7$

$p = 0.5$

$\epsilon_i = 0.38$

$\epsilon_s = 0.25$

$A = 100\text{cm}^2$

$$MDC_{\text{structure,scan}} = \frac{1.38\sqrt{6.7}}{\sqrt{0.5}(0.38)(0.25)\left(\frac{100}{100}\right)(0.033)} = 1611\text{dpm}/100\text{cm}^2$$

在執行 FSS 之前， $\epsilon_s$  的實際值將從 ISO 7503-1 或 NUREG-1507 中選擇或經驗地確定和記錄。

#### 6.6.2.4.3 用於結構表面 Alpha 掃描偵檢的 MDCs

在需要進行 Alpha 掃描偵檢的情況下，必須對  $\text{MDC}_s$  量化與  $\beta$ -gamma 偵檢的量化不同，因為來自典型  $\alpha$  偵檢儀器的背景計數率幾乎為零（通常

每分鐘一到三次)。由於 Alpha 活度區域在探頭下面的時間不同，Alpha 偵檢儀器的背景計數率如此之低，因此確定固定的 MDC 掃描是不切實際的。相反，為了給定掃描速率，確定在預定 DCGL 處檢測污染區域的可能性更實用。一般來說，預期在 YNPS 下不需要單獨的  $\alpha$  和  $\beta$  表面活度測量，而替代測量將取代用於  $\alpha$  表面活度評估（見 6.4.6.2 節）。

對於每分鐘一到三次計算的 Alpha 偵檢儀器，單次計數將使偵檢人員有足夠的理由進一步停止和調查。因此，可以通過使用 Poisson summation statistics 來計算檢測給定水平的  $\alpha$  發射放射性核種的概率。這樣做（詳見 MARSSIM 第 6.7.2.2 節和附錄 J），發現以每秒 3 厘米（大約 1 英寸每秒）的掃描速率檢測 300 dpm / 100cm<sup>2</sup> 的 alpha 活度區域的概率是 90%（如果探頭尺寸在掃描方向為 10 厘米）。如果掃描方向的探頭尺寸減半為 5 厘米，檢測概率仍為 70%。為偵檢人員的效率選擇適當的值，儀器和表面效率將產生用於結構表面  $\alpha$  偵檢的 MDC<sub>s</sub>。如果由於某種原因需要降低 MDC<sub>s</sub>，則可以通過 MARSSIM 第 6.7.2.2 節和附錄 J 的方法在實際限制內調整掃描速度。

#### 6.6.2.4.4 土地面積 Gamma 掃描的 MDC<sub>s</sub>

NUREG-1757 附錄 A 的 A.5.1 部分，如果使用表中考慮尺寸的 NaI 檢測器，則 MARSSIM 的表 6.7 給出的值可用於陸地的 gamma 掃描。如果較大的 NaI 檢測器（例如 3 英寸×3 英寸）或其他檢測器類型（例如塑料閃爍檢測器），則掃描 MDC 將使用 MARSSIM 第 6.7.2.1 節的方法計算並記錄。

這與用於推導 MARSSIM 表 6.7 中給出的值的方法相同。作為替代方案，可以進行具體的技術研究並記錄文件，以確定與 MARSSIM 指導方針符合的土壤標準效率。

MARSSIM 表 6.7 中所示的放射性核種包括預期在 YNPS 地區的 gamma 掃描中遇到的放射性核種。如果需要，本計劃第 6.4.6.1 和 6.4.6.2 節的方法可用於建立基於放射性核種混合比掃描  $MDC_S$ 。或者，大多數可以使用放射性核種混合物的最大限度值，在這種情況下限制意味著 MDC 是土壤  $DCGL_W$  最大部分的放射性核種，同時仍然符合 6.5.3.1 的標準。因此，選擇放射性核種組成的最大 MDC 將導致更嚴格的 FSS 設計，因此更保守。

使用 2“x2”NaI 檢測器確定用於檢測 Cs-137  $MDC_{land\ scan}$  的範例計算如下所示。必須在確定掃描 MDC 之前計算偵檢人員的最小可檢測計數率 (MDCR)。MDCR 取決於檢測器位於局部污染物上期間的背景計數。使用以下表達式計算偵檢人員的最小可檢測計數率 (MDCR)：

$$MDCR_{surveyor} = \frac{1.38\sqrt{b}}{\sqrt{pt}} \quad (6-25)$$

其中

b = 期間預期的背景計數

t = 檢測器位於局部污染物上方的時間

p = 偵檢人員效率

假設：

掃描速度= 0.5米/秒

局部污染直徑= 56厘米

背景計數率= 7000cpm

b = 130.67

t = 0.0187分鐘

p = 0.5

$$MDCR_{surveyor} = \frac{1.38\sqrt{130.67}}{\sqrt{0.5}(0.019)} = 1195cpm$$

接下來，通過將 MDCR 除以 MARSSIM 表 6.7 的 900cpm / $\mu$ R/h 的 Cs-137 暴露速率因子，如下計算最小可檢測暴露率 (MDER)：

$$MDER = \frac{1195cpm}{900cpm/\mu R/h} 1.33\mu R/h$$

Microshield™ 建模代碼用於計算局部污染物的曝光率。假設局部污染深度為 15cm，密度為 1.6g / cm<sup>3</sup>，劑量點高於表面 10cm，初始濃度為 5pCi /g 的 Cs-137，導致計算曝光率等於 1.307 $\mu$ R/H。通過將 MDER 除以局部污染暴露率轉換因子計算掃描 MDC，如下所示：

$$Cs - 137scanMDS = 5pCi/g \frac{1.33\mu R/h}{1.307\mu R/h} = 5.1pCi/g$$

掃描 MDC<sub>s</sub> 將在執行 FSS 之前進行記錄。

#### 6.6.2.5 掃描熱粒子的 MDC<sub>s</sub>

用於結構表面 ( $\beta$  靈敏檢測器) 和陸地區域 (gamma 靈敏檢測器) 的儀器掃描 MDC，能夠檢測以小粒子 (即熱粒子) 形式存在非常小的放射性區

域。這些掃描儀器和方法的最小可檢測顆粒活度對應於 10CFR20 子部分 E 中提供的 TEDE 限度的一小部分。

#### 6.6.2.6 典型儀器和 MDC<sub>s</sub>

表 6-4 提供了預期在 YNPS 最終偵檢中使用的現場儀器類型的數據。表 6-4 中列出的效率是計數/分解的總效率，顯示的背景計數率是通用材料的標稱值。提供這個表格以顯示在 FSS 期間將使用的一些類型儀器的相對靈敏度，並允許讀者比較 LTP 第 6 節中對 DCGL 的靈敏度。儀器效率 ( $\epsilon_i$ ) 和源效率 ( $\epsilon_s$ ) 將對用於 FSS 測量的儀器進行評估，並作為校準記錄的一部分進行記錄。該評估將包括表面與檢測器的距離、表面塗層和材料（例如混凝土）對儀器性能的污染深度。將選擇適用於預期在整治後存在放射性核種的儀器校正來源。根據建築物的表面條件（包括混凝土中的污染深度）選擇保守的效率因子，儀器讀數將被轉換為活度。

Instrument	Application	Nominal Efficiency (Not Media Specific)	Nominal Background	Nominal MDC (fixed measurement)	Nominal Scan MDC
pancake GM probe (20 cm <sup>2</sup> )	beta-gamma scans or fixed measurements for structure surfaces	17% (Tc-99)	50 cpm	1,050 dpm/100 cm <sup>2</sup> (1 minute count)	3140 dpm/100 cm <sup>2</sup>
gas proportional counter (100 cm <sup>2</sup> )	alpha or beta scans or fixed measurements for structure surfaces	β plateau: 16% (Tc-99); α plateau: 23% (Am-241)	350 cpm (β plateau); 15 cpm (α plateau)	560 dpm/100 cm <sup>2</sup> (β plateau); 90 dpm/100 cm <sup>2</sup> (α plateau); 1 minute counts	1770 dpm/100 cm <sup>2</sup> (β plateau); 400 dpm/100 cm <sup>2</sup> (α plateau)
plastic scintillator (100 cm <sup>2</sup> )	beta-gamma scans or fixed measurements for structure surfaces	30% (Co-60)	600 cpm	390 dpm/100 cm <sup>2</sup> (1 minute count)	1230 dpm/100 cm <sup>2</sup>
dual-phosphor scintillator (100 cm <sup>2</sup> )	scans or fixed measurements; α and β, independently or simultaneously	20% (Co-60) 18% (Am-241)	300 cpm (β mode); 6 cpm (α mode)	420 dpm/100 cm <sup>2</sup> (β mode); 80 dpm/100 cm <sup>2</sup> (α mode)	1300 dpm/100 cm <sup>2</sup> (β mode); 400 dpm/100 cm <sup>2</sup> (α mode)
ZnS scintillator (100 cm <sup>2</sup> )	alpha scans or fixed measurements on structure surfaces	19% (Pu-239)	2 cpm	50 dpm/100 cm <sup>2</sup> (1 minute count time)	400 dpm/100 cm <sup>2</sup>
HPGe	in-situ gamma spectroscopy – soil	Varies with energy and geometry	Varies with energy and geometry	0.05 pCi/g Co-60 0.05 pCi/g Cs-137 (10 minute counts)	N/A
NaI(Tl)	Soil Gamma Scan	.12%	10,000 cpm	N/A	1.6 pCi/g Co-60* 6.3 pCi/g Cs-137
position-sensitive proportional counter	scan-and-record surveys	Co-60 (β): 18% Am-241 (α): 23%	350 cpm/100 cm <sup>2</sup> beta 15 cpm/100 cm <sup>2</sup> alpha	Typical values are 1,925 dpm/100 cm <sup>2</sup> β and 200 dpm/100 cm <sup>2</sup> α	
Bulk spectroscopy monitor (HPGe)	soils and volumetric debris	N/A	N/A	N/A	

表 6-4 可用的儀器和檢測靈敏度

### 6.6.3 偵檢考量

將對可用的偵檢儀器和技術的補充進行評估，以選擇一種能有效測量給定偵檢單元殘留放射性的綜合方法。偵檢設計必須依賴於歷史廠址評估和特性或整治支持偵檢的相關數據，以確保採用完整的偵檢方法。

在選擇偵檢儀器和技術時將考慮的因素包括但不限於：

- 所需的測量類型
- 預期的物理和環境條件的適當性



- MDCs for advanced survey methods、傳統掃描偵檢、固定測量、並相對於  $DCGL_W$  和  $DCGL_{EMC}$  進行抽樣
- 放射性核種混合物，包括難以檢測和發射  $\alpha$  射線的放射性核種
- 任何可能殘留污染物的預期空間變異性
- 區域可及性（可能影響掃描調查的覆蓋範圍）
- 需要進行任何判斷評估，以處理被認為具有較高污染潛力的地區或潛在的地下污染情況，謹慎決定進行一些附加的抽樣。

### 6.6.3.1 建築物和結構的偵檢考量

去汙後表面的狀況可能會影響偵檢儀器和技術的選擇。去除已經滲入表面的污染物通常涉及去除表面材料。因此，去汙的地板和牆壁可能會發生損壞或破裂和不均勻。由於不可能在檢測器和表面之間保持固定的距離，所以這種表面更難以進行偵檢。此外，鋸齒狀或多孔表面可能減弱輻射(特別是  $\alpha$  和低能  $\beta$  粒子)，並增加檢測器探針面損壞的風險。表面不規則也可能導致在車輪上滾動或操縱檢測器系統的困難。

特定偵檢單元 FSS 計劃的一部分將包括對待監測表面的評估。對於傳統儀器，表面異常將被識別為該過程的一部分，當選擇效率以將儀器讀數轉換為活度和計算相應的  $MDC_S$  時，將被考慮在內。保守值將根據表面條件進行選擇。如果區域中的表面條件在更保守的方向上變化（例如，檢測器到表面的較短距離），將對 MDC 的影響進行評估，但不得重新推導。如果表

面條件以非保守方向變化（例如具有較高自然放射性的不同結構材料），則將評估和重新衍生 MDC。

伸縮接頭、應力裂縫、地板/牆壁接口以及滲透到地板和牆壁的管道、導管、固定螺栓等，是污染累積的潛在地方，以及移動到地下土壤和空心牆壁空間的途徑。屋頂表面和排水點也是重要的偵檢地點。在某些情況下，可能需要挖取、鑽取或根據需要使用其他方法來獲取進行抽樣的區域。

#### **6.6.3.1.1 表面下的活度**

結構地板和牆壁可能具有表面不規則性，例如在偵檢過程中需要特別考量的裂縫。這些考量可能包括固定測量、更長的計數時間、對計數效率的調整、材料抽樣或這些方法的任何組合。

已知或懷疑存在於塗漆表面下方殘留放射性物質的植物區域也需要特別考量。將酌情進行抽樣以確認或否定殘留活度的存在。如果發現活度，應使用樣本來確定存在的放射性核種和塗料層的密度，以評估對計數效率校正因子的需要。如果需要，這些校正將按照 NUREG-1507 第 5 節的指導方針來確定。將評估這種校正對儀器  $MDC_s$  的影響，以確保仍以相對於適用的 DCGL 對所需靈敏度進行測量。

#### **6.6.3.1.2 建築基礎外表面**

將使用歷史場址評估和其他相關記錄評估低級地基的外表面，以確定低級地基外牆表面污染的可能性。評估外表面的一種方法是使用核心孔通

過基礎或牆壁，以及在具有高潛力的地方採集土壤樣品，將放射性污染物累積遷移到地下土壤。用於評估土壤和混凝土的這些偏移位置可能包括應力裂縫、地板和牆壁界面、滲透通過牆壁和地板的管道、外牆徑流以及相鄰外部區域的洩漏或溢漏等。如果發現土壤在偏移位置處沒有殘留的放射性，則假設基礎的外表面也沒有殘留活度。否則，可能需要附加的抽樣來確定去污程度和整治工作。另一種可用於評估低級基礎外表面的方法是 gamma well logging。可以使用這種技術來評估在建築物外部旁邊偏移位置的土壤。這種技術可以提供無抽樣土壤快速的同位素分析。

#### **6.6.3.1.3 埋地管道、雨水下水道、下水道系統、管道系統和地面排水管**

埋地管道、雨水下水道、管道系統和地面排水管根據現有的廠址程序被移除或自由釋放。YNPS 廠址的非 RCA 衛生系統排水到廠內瀝濾場。這些系統獨立於其他廠址系統、地表水或雨水下水道。如果在衛生管道系統的一部分懷疑有任何殘留的放射性，可能需要對瀝濾場和相關系統管道進行評估。任何受影響的瀝濾場所需的評估將按照本計劃第 6.6.3.2.2 節所述進行，用於下表面活度。

#### **6.6.3.1.4 混凝土碎片**

根據 ALARA 約束和通過混凝土碎片 DCGL 的能力，對待測混凝土結構進行偵檢和偵檢結果評估。將按照評估指示進行額外的整治或隔離處置廢棄物。

混凝土碎片被視為可以滿足混凝土碎屑 DCGL 將被處理成合適的尺寸並裝載到容器中進行體積監測。裝載容器的監測將通過使用能夠檢測到混凝土碎片 DCGL 較小部分的多重內在鍍伽馬光譜系統（簡稱“大容量光譜儀”）。體積活度小於混凝土碎片 DCGL 的容器將在廠內卸載以供之後用作回填。大於 DCGL 活度水平的容器將從廠址移除並在適當許可的設施中處置。

### **6.6.3.2 室外偵檢的考量**

#### **6.6.3.2.1 表面土壤中的殘留放射性**

在這種情況下，表土是指被認為從地面均勻污染處往下 15 厘米的戶外區域。這些區域將通過抽樣、掃描、現場測量和監測的組合進行偵檢。對於 HTD 放射性核種，至少 5% 的複合土壤樣本將被分析。

#### **6.6.3.2.2 地下土壤殘留的放射性**

地下土壤中的殘留放射性是指居住在土壤頂部 15 厘米或建築物地板/基礎等結構下面剩餘的放射性物質。這些地區包括但不限於建築物、建築物地板/基礎或過去已知或疑似發生洩漏的部份以及已確定放射性物質的廠內儲存區域。然而，地下土壤污染的評估目前尚未完成。很難進入如建築物下方區域的土壤將被延遲到除役之後。作為偵檢計劃的一部分，鑽井紀錄將在可行時進行審查。

地下表面區域的 DQO 過程將類似於用於 YNPS 其他偵檢的 DQO 過程（例如表面土壤的 FSS）。但是，為滿足計劃的目標，設計輸入參數可能有差異。下面提供了關於地下輸入參數和方法的更多細節。將根據使用 DQO 流程發展的文件偵檢計劃進行地下表面區域的偵檢（即特性、整治和 FSS）。使用 DQO 流程作為計劃工具的工作水平與偵檢類型和避免決策錯誤的必要性是相當的。這是以前在 LTP 中描述的定義數據品質要求的分級方法。例如，在收集數據的特性偵檢計劃可能只需要偵檢目標，並且需要符合該偵檢目標所需的儀器和分析規範。根據做出決策錯誤的風險水平和造成該錯誤的潛在後果，在規劃階段要作出整治和最終狀態計劃的決定。

在 FSS 期間評估 YNPS 的地下土壤是系統和偏差測量的組合。測量可以是通過測井的現場  $\gamma$  光譜或其他先進技術，只要 MDC 滿足 6.6.2.5 節中討論的標準或抽樣。如果選用先進的檢測儀器，將會發展技術支持文件來描述所使用的技術以及技術如何達到偵檢目標。本文件將提供 NRC 檢查以支持 FSS。樣本位置將使用隨機起點、系統網格、補充有偏差測量。將在局部污染的地點獲得偏置測量。採集樣本時，每個 3 米核心將被均質化並測量。

通過在超過  $DCGL_W$  的區域以及超過  $DCGL_{EMC}$  的系統抽樣區域內的樣本進行判斷性抽樣來研究水平的污染程度。對於進行  $DCGL_{EMC}$  比較的情況，用於面積因子的值將從由相鄰樣本界定的區域或由超過  $DCGL_W$  的位置限

定區域確定。因此，對於超過  $DCGL_{EMC}$  的樣本，調查標準將是  $DCGL_W$ 。這種方法與第 6 節中用於計算  $DCGL_S$  的模型一致。

YNPS 工業區的一部分已被確定為需要對地下土壤進行額外調查。該地區將採集二十五 (25) 個測量位置。將根據特性數據和專業判斷在這些區域獲得偏差測量或樣本。如果計算的樣本位置落在建築物基礎上，除非建築物與基岩接觸，否則將在該位置獲得樣本。所有樣本將通過使用 Sign 或 WRS test 對土壤  $DCGL$  進行評估。

適用於地表土壤的調查水平 (表 6-2 給出) 將適用於地下土壤。同樣，地表土壤的面積因子將適用於地下土壤。也就是說，沒有進行調查，沒有樣本可以超過  $DCGL_{EMC}$ 。這些調查與表面土壤相似。

樣本將獲得 3 米深或基岩，以先到者為準。這些樣本將在獲得核心的整個深度上均質化。如果由於基岩而遭到否定，樣本將按“原樣”使用。如果在 3 米深度之前遇到非基岩否定的情況，如果可行樣本的深度至少為 1.5 米，則可用樣本將用於表示 3 米樣本。如果在 1.5 米深度之前遇到非基岩否定，則將在距離原始位置 3 米半徑內獲得新的樣本。樣本將通過伽馬光譜法進行分析。將分析至少 5% 的樣本用於 HTD 放射性核種。在特定調查中，將對較大百分比的 HTD 放射性核種樣本進行分析。

### 6.6.3.2.3 鋪設路面區域

在除役活動後仍然保留在 YNPS 上的鋪設路面區域可能需要對表面、地下或兩者的殘留放射性進行偵檢。作為偵檢設計和規劃過程的一部分，將對歷史資訊進行審查，以確定偵檢單元是否發生放射性事件或廠址變更。在鋪路之前，受影響的土壤可能會受到等級工作混合的跡象，那麼這將被納入到最終的偵檢設計中，以建立一個合理的深度擾動土壤進行評估。如果確定路面下的土壤受到影響，FSS 將納入適當的偵檢和抽樣。

如果殘留放射性主要在鋪設路面區域的表面上或附近，為了進行偵檢，將進行測量，就好像該區域是表面土壤一樣。如果剩餘放射性主要在鋪路區域之下，則為了進行偵檢，將作為地下剩餘放射性進行處理。

### 6.6.3.2.4 地下水

在 YNPS 的地下水中任何殘留活度的評估將通過地下水監測井。安裝在廠址的監測井將在深處和淺處深度監測地下水。從多個含水層監測井採集的數據，將被用於確保根據第 6 節為常駐農民提供的供水要求，可用的井水濃度要低於 EPA MCLs（例如 20,000 pCi / l 為 H-3）。這將確保地下水的劑量在 10CFR20.1402 中是限制的一小部分。

### 6.6.3.2.5 沉積物

沉積物將通過在地表水入口的位置收集樣本或收集底部沉積物的複合樣本進行評估。這些樣本將採用經過認可的方法採集。將使用本計劃第 6.5.1 節的方法建立樣本地點。在這些區域進行掃描是不適用的。

沉積物樣本將根據土壤的 DCGL 進行評估。這被認為是適當的，因為對該地未來居民產生最大輻射影響將是挖掘沉積物並將其用於耕作。如果沉積物留在原地，則使用土壤 DCGL 是保守的，因為在開發土壤 DCGL 中考慮的許多途徑（直接暴露、植物攝取等）將不適用。地表水排放系統殘留活度水平的評估將通過對沉積物或固定測量的取樣，在存水彎和其他適當的接入點進行測量，其中活度水平應該代表在內表面上。

## 6.7 最終狀態偵檢數據評估

DQA 過程是在 FSS 評估階段使用的評估方法，以確保 FSS 結果的有效性並證明偵檢計劃目標的實現。DQA 過程中花費的工作水平通常與 DQO 過程中使用的分級方法一致。DQA 過程將包括對 DQOs 的審查和偵檢計劃設計，將包括對初步數據的審查，將在適用時使用適當的統計測試（統計測試不被需要的，例如，當所有樣本或測量結果小於  $DCGL_w$ ）將驗證統計測試的假設，並從數據中得出結論。將在 YNPS FSS（FSS）品質保證項目計劃中更詳細地描述 DQAs 的應用。



根據釋放標準評估從偵檢單元收集的數據之前，首先確認數據是根據適用的程序和品質保證/品質控制要求獲得的。在進行數據分析之前，數據品質或數據收集過程與適用要求之間的任何差異都得到解決和記錄。數據評估將由經過培訓的人員進行，使用認可的廠址程序。

數據評估過程的第一步是將偵檢結果轉換為 DCGL 單元。接下來，將各個測量值和樣本濃度與 DCGL 水平進行比較，以獲得相對於其餘測量結果的高活度小區域或結果的統計學異常值（見第 6.5.3.1 節）。描述測量空間相關性的偵檢數據，其圖形分析對於這種評估特別有用，並且將在實際應用中被使用。結果可能表明需要額外的數據或額外的整治和重新偵檢。如果不是這種情況，那麼偵檢結果將會使用直接比較或統計方法進行評估，以便確定它們是否超出了釋放標準。如果已經超過了釋放標準，或者如果結果表明需要額外的數據點，則將確定適當的進一步操作。

當所有測量值高於或低於  $DCGL_w$  時，解釋偵檢結果最為直接。在這種情況下，偵檢單元滿足或超過釋放標準的決定在數據分析方面幾乎不需要。然而，當偵檢單元的測量既不在  $DCGL_w$  之上也不完全低於  $DCGL_w$  時，正式的統計測試提供了寶貴的工具。

評估給定偵檢單元數據的第一步是簡單地比較測量結果和釋放標準。這些比較的結果將是三個結論之一：（1）單元滿足釋放標準（2）單元不符合釋放標準（3）不能從簡單的比較中得出結論，因此非參數統計檢驗的其

中之一必須被應用。對於給定的偵檢單元結果進行的初始比較取決於結果是否與背景參考區域進行比較。如果偵檢數據採用總體（非放射性核種特性）測量的形式，或者如果感興趣的放射性核種以背景濃度存在於  $DCGL_w$  的相關部分，則初始數據評估將如表 6-5。

<b>Evaluation Result</b>	<b>Conclusion</b>
Difference between the maximum concentration measurement for the survey unit and the minimum reference area concentration is less than the $DCGL_w$	Survey unit meets the release criterion
Difference between the average concentration measured for the survey unit and the average reference concentration is greater than the $DCGL_w$	Survey unit does not meet the release criterion
Difference between any individual survey result and any individual reference area concentration is greater than the $DCGL_w$ and the difference between the average concentration and the average for the reference area is less than the $DCGL_w$	Conduct either the Wilcoxon Rank Sum test or the Sign test; and the EMC test

表 6-5 偵檢結果初步評估（使用背景參考區）

如果偵檢數據是放射性核種特性測量的形式，並且感興趣的放射性核種在背景下不是以  $DCGL_w$  的相關濃度存在，則初始數據評估將如表 6-6 所述。

<b>Evaluation Result</b>	<b>Conclusion</b>
All measured concentrations less than the $DCGL_w$	Survey unit meets the release criterion
Average concentration exceeds the $DCGL_w$	Survey unit does not meet the release criterion
Individual measurement result(s) exceeds the $DCGL_w$ and the average concentration is less than the $DCGL_w$	Conduct the Sign test and the EMC test

表 6-6 偵檢結果初步評估（背景參考區域未使用）

## 6.7.1 Wilcoxon Rank Sum Test

可以使用 Wilcoxon Rank Sum (WRS) 測試來評估感興趣放射性核種的總活度測量值，其背景濃度是  $DCGL_w$  的相關部分。在 WRS 測試中，比較了給定偵檢單元的偵檢結果和可比較材料的參考(背景)數據。然而，對於含有不同背景多種材料的偵檢單元，背景減去總活度測量值(使用配對觀察)可能是有利的，並應用 Sign 檢定(見第 6.7.2 節)。

WRS test 測試了虛無假設，偵檢單元的中位濃度超過參考區域的濃度也超過  $DCGL_w$ 。除非統計測試表明應該被否定，否則虛無假設為正確的。另一種可能性是，偵檢單元的中位濃度超過參考區域的中位濃度低於  $DCGL_w$ 。請注意，部分或全部偵檢單元測量可能大於某些參考區域測量，同時仍然符合釋放標準。事實上，一些偵檢單元的測量可能會超過一些參考區域測量值也超過  $DCGL_w$ 。假設檢驗的結果確定偵檢單元整體是否被視為符合釋放標準。EMC 用於屏蔽個體測量。

WRS 測試的應用是按照以下步驟中的描述：

1. 列出偵檢測量。
2. 通過增加  $DCGL_w$  到每個參數區域來調整參考區域測量。
3. 將調整的參考區域測量值和樣本(偵檢單元)測量結合在一起，並按照從 1 到數據點總數的遞增順序排列(參考測量加樣本測量)。
4. 對於具有相同值的任何測量，分配給該組測量的級別是其級別的平均值。

- 5.將調整後的參考區域測量值排列。
- 6.將調整後的參考區域測量值( $W_r$ )與 MARSSIM 表 I.4 的臨界值進行比較，以獲得適當的  $m$  值（參考測量次數）， $n$ （樣本測量次數）和  $\alpha$ （決策錯誤率）。

如果從上述步驟 1 到 6 確定的  $W_r$  值超過了 MARSSIM 表 I.4 中的臨界值，那麼虛無假設被否定並且替代被接受。換句話說，結果顯示偵檢單元符合釋放標準。

請注意，上述步驟 1 至 6 中描述的 WRS 測試假定數據集中沒有“少於”的結果，即所有數據點都具有定量值而不是“背景”或“小於 MDC”。雖然預計這種性質的數據將是 FSS 收集的數據之一，但如果遇到並且必須使用，則將使用 MARSSIM 第 8.4.2 節中描述為這些值分配等級的方法。如果超過 40%FSS 收集的數據為“小於”值，則不能使用 WRS 測試。

### 6.7.2 Sign 檢定

放射性核種特性測量感興趣的放射性核種在背景中不存在或不以  $DCGL_w$  的相關部分濃度存在，將使用 Sign 測試進行評估。此外，Sign 測試可用於通過使用配對測量減去適當背景來評估包含多種材料偵檢單元的總活度測量值。

通過 Sign test 測試的虛無假設與用於 WRS 測試的虛無假設相同。與 WRS 測試一樣，即使偵檢單元整體滿足釋放標準，一些單獨的偵檢單元測

量也可能超過  $DCGL_W$ 。事實上，接近  $DCGL_W$  偵檢單元的平均水平可能幾乎有一半的個別測量值大於  $DCGL_W$ 。這樣一個偵檢單元可能還沒有超過釋放標準。與 WRS 測試一樣，EMC 用於屏蔽個體測量。

Sign 檢定的應用是按照以下步驟中的描述：

1. 列出偵檢測量。
2. 對於每個偵檢單元測量，從  $DCGL_W$  中減去測量值並記錄差異。
3. 捨棄正好為零的任何差異，並且減少測量總數 (N) 的零差集。
4. 計算正差集的數量。該值為檢驗統計量  $S_+$ 。
5. 將正差集數 ( $S_+$ ) 與 MARSSIM 表 I.3 中的臨界值進行比較，得出適當的 N 值 (總測量值) 和  $\alpha$  值 (決策誤差率)。(正差集對應於  $DCGL_W$  以下的測量，並提供偵檢單元滿足釋放標準的證據。)

如果  $S_+$  大於 MARSSIM 表 I.3 中的臨界值，則該虛無假設被否定並且替代被接受。

請注意，上述步驟 1 中的“測量”是指在評估總體活度測量 (使用配對觀察方法) 情況下的淨結果。

雖然沒有預期到，如果從 FSS 收集的任何數據被報告為“少於 MDC”或背景，為了應用於 Sign 測試，即使是負的，實際值 (從實驗室獲得) 將被分配。

### 6.7.3 高活度量測值比較

EMC 包括將偵檢單元的每個測量與第 6.5.3 節討論的調查水平進行比較。對系統採樣網格上獲得的兩個測量值和掃描測量標記的位置執行 EMC。偵檢單元的任何測量值等於或大於調查水平，都表示應該調查濃度相對較高的區域，而不考慮非參數統計檢驗的結果。因此，EMC 對調查水平的使用可能被認為是保證異常大的測量值，將得到適當的關注，而不管這些測試的結果如何，並且任何具有潛在重要劑量的區域將被確定。EMC 旨在標記整治過程中的潛在失敗。不應將其用作識別單元是否符合釋放標準的主要手段。

如果殘餘放射性存在於高活度的孤立區域中，並且除了在偵檢單元上相對均勻地分佈的殘留放射性之外，將使用統一規則來確保總劑量在釋放標準內，即

$$\frac{\delta}{DCGL_w} + \frac{\bar{C}_{elevated} - \delta}{(AreaFactor) \times DCGL_w} < 1 \quad (6-26)$$

其中

$\delta$  = 在高活度區域外的平均濃度

$\bar{C}_{elevated}$  = 在高活度區域內的平均濃度

請注意，EMC 考量通常僅適用於第一級偵檢單元，因為高活度的區域不應存在於第二級或第三級偵檢單元中。

#### 6.7.4 歸一法則

當在具有多個放射性核種的偵檢單元中進行放射性核種特性測量時，將通過使用歸一法則（也稱為部分之和）來評估放射性釋放標準的符合性。當放射性核種混合物產生小於或等於 1 的組合部分濃度極限時，符合以下表示的歸一法則，即：

$$\frac{C_1}{DCGL_1} + \frac{C_2}{DCGL_2} + \dots + \frac{C_n}{DCGL_n} \leq 1 \quad (6-27)$$

$C_n$  =放射性核種 n 的濃度

$DCGL_n$ =放射性核種 n 的 DCGL

#### 6.7.5 數據評估結論

數據評估的結果否定或接受虛無假設的決定。如果由 EMC 提供的調查結果得到解決，則虛無假設的否定將導致偵檢單元滿足釋放標準的決定。如果數據評估得出結論，虛無假設不能被否定，這可能是由於兩件事之一：(1) 偵檢單元的平均殘留濃度超過  $DCGL_w$  (2) 分析沒有足夠的統計能力。在這種情況下，“power”是指虛無假設在確實為錯誤時被否定的可能性。power 是  $1-\beta$ ，其中  $\beta$  是 Type II 誤差率（當它實際上是錯誤時接受虛無假設的可能性）。如果發現偵檢單元不符合釋放標準，以確定這是否確實是由殘留活度造成的，或者由於樣本量不足，可以使用 retrospective power analysis。

如果需要，將進行 retrospective power analysis，分別遵循 MARSSIM 第 I.9.1 和 I.9.2 節的 Sign 測試和 WRS 測試方法。如果 retrospective power

analysis 表明 power 不足，則將進行評估以確定觀察到的中值濃度或觀察到的標準差是否顯著不同於 DQO 過程中使用的估計值。評估可以確定並提出替代行動來滿足 DQOs 的目標。這些替代措施可能包括失敗的單元和開始 DQO 過程、整治部分或全部偵檢單元並開始 DQO 過程，並調整 LBGR 以增加樣本量。例如，評估確定偵檢單元的中位殘留濃度超過了 DCGL<sub>w</sub>，或高於 DQO 過程中估計和計劃的。可能的行為原因可能使單元失敗，或使用新的樣本設計進行整治和重新偵檢。作為另一個例子，評估確定需要額外的樣本來提供足夠的 power。一個行動原因可能是確定附加樣本的數量並在隨機位置收集。注意，此方法可能會增加 Type I 誤差，因此在實施之前需要與調節器達成一致。作為另一個例子，評估確定需要額外的樣本來提供足夠的 power 或者使用新的測量設計重新採樣偵檢單元。這種情況可能會增加 Type I 誤差，因此在實施前需要與 NRC 達成協議。

作為計畫的一部分，可能會有團隊選擇接受較低 power 的情況。例如，在 DQO 過程中，計算出的相對位移可能被發現小於 1。計劃小組將調整 LBGR，評估對 power 的影響並接受較低的 power。在這種情況下，DQA 過程將要求計劃團隊將潛在 power 分析與 retrospective power analysis 進行比較，並確定較低 power 是否仍然有效，並且滿足 DQOs。

## 6.8 最終狀態偵檢報告

根據 NUREG-1757 第 4.5.2 節，描述給定偵檢單元的 FSS 文件將包括：



- 概述 FSS 的結果
- 討論在 LTP 中描述 FSS 所做的任何更改
- 每個偵檢單元確定樣本數量的方法說明
- 這些值的概要用於確定樣本數量和這些值的正當性
- 每個偵檢單元的偵檢結果包括：
  - 偵檢單元採樣的數量
  - 偵檢單元的地圖或繪圖，顯示第一級和第二級偵檢單元的參考系統和隨機起始系統樣本地點，以及第三級偵檢單元的隨機位置和參考區域
  - 測量樣本濃度
  - 當可適用時，測量濃度的統計評估
  - 評估和繁雜樣本數據集與為進行統計評估收集的樣本分開報告
  - 討論異常數據，包括掃描期間檢測到的高活度直接輻射超過調查水平或超過 DCGL<sub>w</sub> 測量位置的任何區域
  - 執行 ALARA 評估的討論和這些評估的結論
  - 如果任何樣本點超過 DCGL<sub>w</sub>，描述給定偵檢單元滿足 DCGL<sub>w</sub> 和高活度量測值比較
- 關於一開始偵檢單元假設相對於殘餘放射性程度變化的描述
- 如果一個偵檢單元失敗，就進行調查的描述，以確定失敗的原因，並討論失敗對該設施準備進行最終放射性偵檢結論的影響

- 如果一個偵檢單元失敗，那麼討論失敗原因對其他偵檢單元資訊的影響。

在大多數情況下，FSS 結果將提供給 NRC 用於偵檢區域，而不是個別偵檢單元。在適當情況下，FSS 報告可能涉及多個偵檢區域。這種方法應盡可能減少多餘歷史評估資訊的併入，並提供審查和獨立核查的邏輯方法，將提供對區域最終放射狀態更完整的描述。

## **6.9 最終狀態偵檢品質保證和品質控制偵檢**

### **6.9.1 介紹**

YAEC 已經發展並正在實施全面的品質保證計劃，以確保符合核能管理委員會（NRC）既定的監管要求和接受的行業標準。Yankee 除役品質保證計劃（YDQAP）的參與者確保以安全有效的方式進行設計、建造、測試、操作、維護、修理和修改。

YDQAP 滿足 10CFR50 附錄 B 中規定的標準，經 NRC 批准，可以滿足 10CFR50、10CFR71 和 10CFR72 對品質保證計劃的要求。參考有關 FSS 的品質保證和品質控制措施的特定行業標準將反映在支持程序、計劃和指示中。

YDQAP 的品質保證（QA）和品質控制（QC）措施已被納入除役中，包括 LTP 的發展和 FSS 的最終實施。數據品質必不可少的 FSS 將按照批准的程序執行。行政管理的有效實施將通過監督和審計予以證實。在確定瑕疵

的情況下，糾正措施將予以規定、實施和驗證。這些措施適用於廠外供應商提供的相關服務，以及任何廠內供應商和承包商或分包商。

對於 FSS，品質保證/品質控制活動將有助於確保受過培訓的個人進行偵檢。這些偵檢的進行是使用經過認可的書面程序和對疑似污染物靈敏的正確校準儀器。此外，將採取品質控制措施獲得定量資訊，以證明結果準確，並且沒有錯誤以準確地表示被調查的廠址。品質控制檢查將按照現場測量和實驗室分析（廠內和第三方）的實施程序規定進行。YAEC 核能安全組織將對 FSS 的表現進行評估。

### **6.9.2 組織**

這裡描述的組織在 YDQAP 中定義。行政總裁（CEO）向 YAEC 董事會報告。CEO 是負責確保 YAEC 組織有效實施 YDQAP 的最終管理權。總經理向 CEO 報告，並具有開發、維護和實施 YDQAP 的必要權力和責任。總經理將這責任下放給副總。現場經理向副總報告，負責在除役期間實施 YDQAP。核能安全經理向副總報告，負責品質保證，為 FSS 提供獨立的審計和監督。FSS 的組織結構圖如圖 6-1 所示。

### **6.9.3 程序控制**

應建立程序控制以執行特定的 FSS。活動的完成將通過適當的指導、程序，並納入適當的監管和行業指導方針。

人員需要適當的訓練和資格符合。在行政程序或指示中規定培訓、資格和適當的維護要求。專業簡歷、其他可驗證憑證或分散認證包應用於記錄人員資格。

#### **6.9.4 設計控制**

建立設計控制要求，以確保在 FSS 中確定適用的法規基礎、規範、技術標準和品質標準。設計控制還包括獨立驗證和設計界面控制。將執行這些設計控制以確定 DCGL、MDC、面積因子和其他 DQO 和 FSS 元素。

#### **6.9.5 採購文件控制**

與 FSS 相關的採購文件應按照批准的程序和指示編寫。這些程序和指示應包含規定，以確保採購文件包括適用的法規要求以及所需的任何其他要求以確保購買服務、設備或材料足夠的品質。

#### **6.9.6 指示、程序和繪圖**

FSS 的表現將需要人員培訓、偵檢實施、數據收集、監管、儀器校準和維護、驗證和記錄存儲的程序。這些程序將確保符合 LTP 並符合適用的品質要求。這些包括根據廠址控制的發展和批准。

#### **6.9.7 文件控制**

指示、程序和繪圖應按照批准的程序或指示進行說明。受控制的拷貝文件應由執行影響 FSS 計劃的人員使用。這些控制措施應確保當前的資訊被發布和使用。FSS 的結果至少在持有期限內被保留。

### **6.9.8 購買材料、物品和服務的控制**

供應商可用於履行 FSS 和實驗室活動。品質相關服務，如儀器校準和實驗室分析，均由內部品質保證計劃根據 YAEC 品質保證計劃批准的合格供應商合作幫助。此外，將執行這些承包商的審計和監督，以提供足夠的保證，以確保品質活動得到有效執行，並符合採購文件的要求。

### **6.9.9 特性程序的控制**

將發展程序來執行可用於支持實施 FSS 的任何特性過程。所使用的特性過程將被驗證，並將由經過培訓的合格人員實施。

### **6.9.10 檢查**

檢查和認證將在執行程序中加以界定。這些程序將用於驗證採樣和偵檢是否得到適當的執行。

### **6.9.11 測量和測試設備的控制**

將發展批准的程序，用於 FSS 使用的設備控制、使用、校準和測試，包括實驗室和廠址使用設備。這些程序將確保對獲得數據的信心。儀器校準將按照適當的行業標準定期進行。

### **6.9.12 處理、儲存和運輸**

一些材料樣本將被運送到廠外實驗室進行分析。控制此材料的過程將足以確保維持樣本監測鏈。應建立措施，以確保樣本按照批准的程序或指示接收、處理、儲存、包裝和運輸。這些程序或指示應適用於適當的行業或製

造商要求，包括對靈敏產品“庫存壽命”的控制。另外，必須建立協定，以確保樣本和樣本包裝之間沒有交叉污染。將在管理程序中定義適當的控制措施，以確保維持樣本的完整性。

#### **6.9.13 不合格控制**

在執行 FSS 期間，不合格條件的設備或服務可能會被辨識。與不合格條件相關的數據將被控制，直到按照適當的程序接受、否定或重新加工。在符合適用要求的情況下，不符合要求的設備將不被使用。

#### **6.9.14 糾正措施**

根據 YDQAP 設立的現行糾正行動計劃 Corrective Action Program 將用於 FSS，以確保對品質不利的條件即時得到確認和糾正。

#### **6.9.15 記錄**

確保 FSS 記錄作為品質記錄維護的措施。這些措施還包括審查和批准記錄的程序，以及確保在合理時間內檢索記錄的程序。控制措施還應規定保護記錄，以確保記錄不會遺失或隨時間而退化。

#### **6.9.16 審計**

FSS 的審核將按照批准的程序或指示定期進行，以驗證品質活動的實施情況。

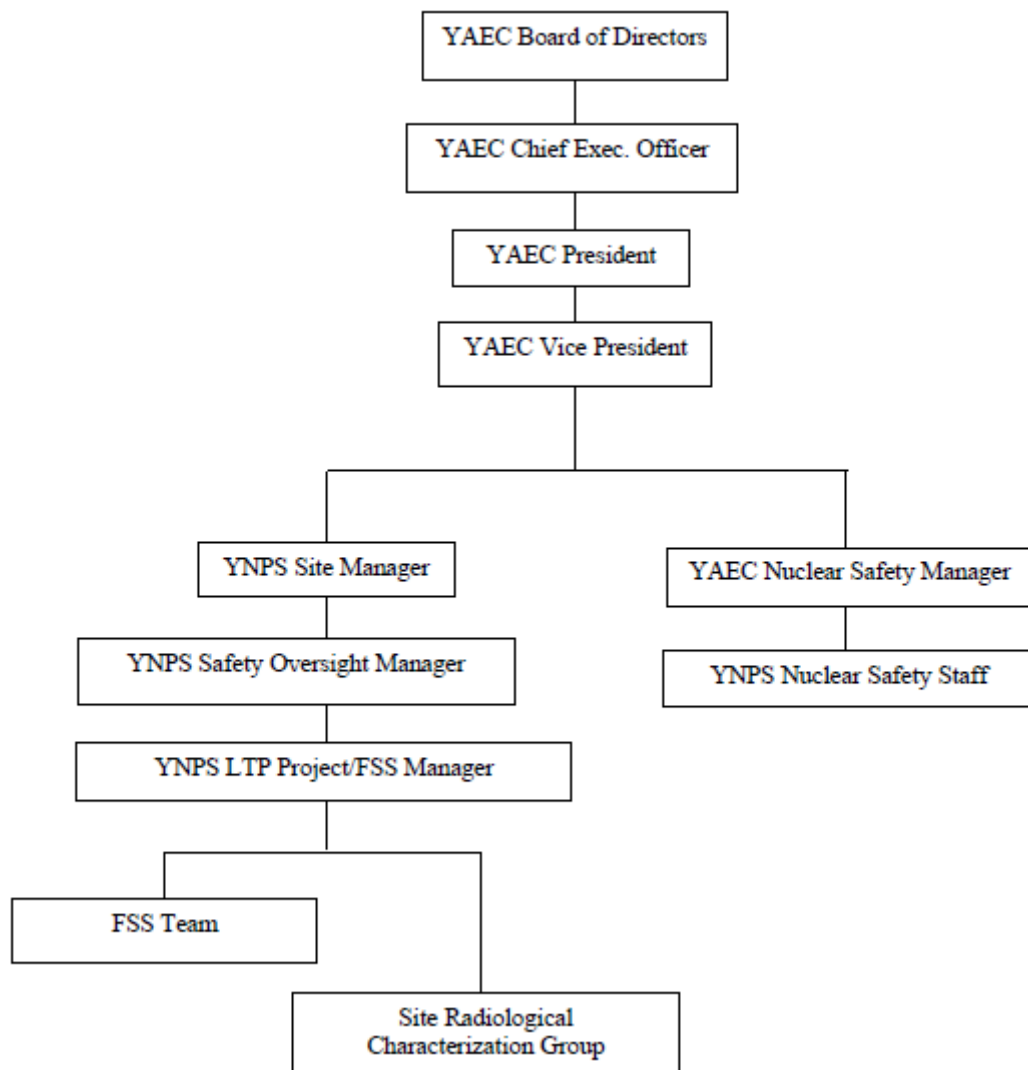


圖 6-1 FSS 組織

## 第七章 國際間除役核電廠與 MARSSIM 規範之電腦程式適用性

### 研析

此章節列舉數個美國和國際間研發與應用的生物圈之輻射劑量及風險評估程式，主要研析電腦程式於實際除役核電廠之適用性，以及了解國際間應用電腦程式作為輔助驗證廠址和生物圈輻射劑量之做法。

有關除役核電廠之最終狀態調查與管制規範符合性的驗證作業大致可分為三個階段，分別為：

4. 廠址釋出標準之導出濃度指引水平(DCGL)的轉換 - 電腦程式範疇
5. 廠址之土地與建物的殘餘汙染檢測與現場取樣 - MARSSIM 範疇
6. 最終的決策模式 - MARSSIM 範疇

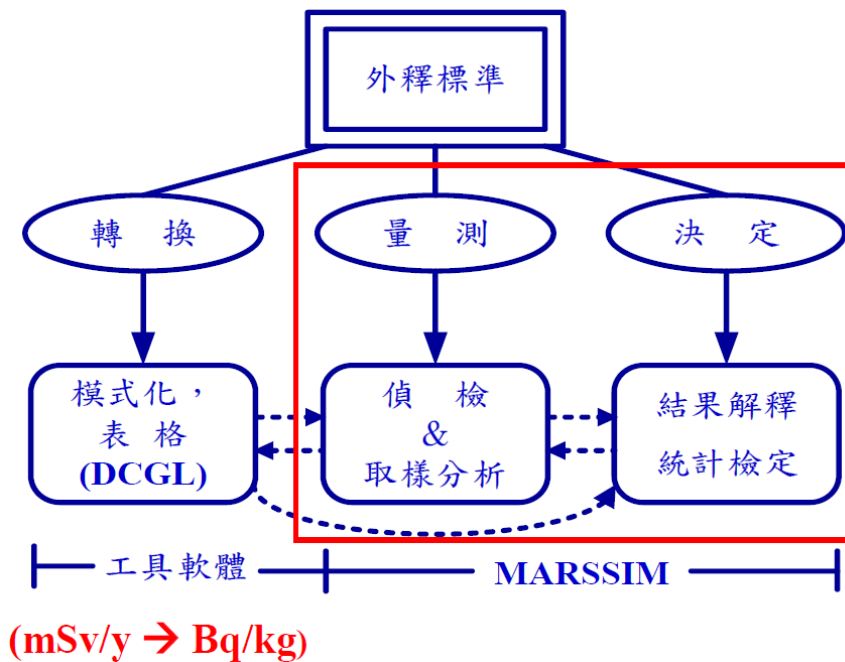


圖 7-1 MARSSIM 和電腦程式於除役核電廠之應用



生物圈之輻射劑量及風險評估程式			
程式名稱	管理維護單位	最新程式版本(新→舊)	備註
RESRAD-ONSITE	美國NRC	2016年07月 Version 7.2	<ul style="list-style-type: none"> <li>美國除役核電廠：</li> <li>(1) Maine Yankee (2) Yankee Rowe</li> </ul>
RESRAD-OFFSITE	美國NRC	2016年06月 Version 3.2	
MILDOS-AREA	美國NRC	2016年03月 Version 4	<ul style="list-style-type: none"> <li>美國RAMP計畫</li> <li>適用於Uranium Recovery Facility</li> </ul>
GENII	美國NRC	2012年09月 Version 2	<ul style="list-style-type: none"> <li>美國RAMP計畫</li> <li>義大利除役核電廠：</li> <li>(1) Latina (2) Trino (3) Caorso</li> </ul>
DandD	美國NRC	2001年04月 Version 2.1	<ul style="list-style-type: none"> <li>美國RAMP計畫</li> <li>風險評估較保守</li> </ul>
Pc-CREAM	英國NRPB (國家放射防護委員會)	1997年	<ul style="list-style-type: none"> <li>輔助驗證VADOSCA程式模擬結果</li> <li>適用於歐洲核電廠</li> </ul>
VADOSCA	義大利ENEL (國家電力公司)	1993年	<ul style="list-style-type: none"> <li>義大利除役核電廠：</li> <li>(1) Garigliano</li> </ul>

表 7-1 國際間研發與應用的生物圈之輻射劑量及風險評估程式

美國除役核電廠 Maine Yankee 和 Yankee Rowe，兩座除役核電廠皆在執照終止計畫(License Termination Plan，LTP)描述使用 RESRAD-ONSITE、RESRAD-OFFSITE、RESRAD-BUILD 程式於核電廠和生物圈之輻射劑量及風險評估，並依據 MARSSIM 規範進行相關廠址偵檢作業，以及建立程式模擬分析架構。例如使用 RESRAD 程式模擬分析土壤、建築物表面、下表層結構、混凝土碎片、廠內管路、地下水……等生物圈輻射劑量與風險評估，並提交 RESRAD 程式分析結果給美國 NRC 審核，最後 Maine Yankee 和 Yankee Rowe 核電廠皆已順利完成除役作業。

美國 NRC 也有發展輻射防護與程式應用計畫(Radiation Protection Computer Code Analysis and Maintenance Program，RAMP)，RAMP 提供平台給美國和國際間之程式使用者，彼此分享電廠維護和輻射防護程式使用之經費、分析，以及經驗，臺灣也為成員國家之一。RAMP 計畫中，美國

NRC 與國家實驗室研發數個輻射劑量及風險評估程式，以因應多元化的廠址環境，在此例舉數個 RAMP 計畫中所研發的生物圈之輻射劑量及風險評估程式：MILDOS-AREA、GENII、DandD。

MILDOS-AREA 程式計算人體所接收之輻射劑量，以及鈾回收廠 (Uranium Recovery Facility) 周圍半徑 80 公里內之居民所負擔的輻射劑量。GENII 程式為義大利三座除役核電廠：Latina、Trino、Caorso，所選擇使用的生物圈之輻射劑量及風險評估程式。DandD 程式於輻射劑量及風險評估相較於保守。

Pc-CREAM 程式為英國國家放射防護委員會(NRPB)負責研發和維護，程式普遍適用於歐洲各國的除役核電廠之輻射劑量及風險評估。VADOSCA 程式為義大利國家電力公司(ENEL)負責研發和維護，程式適用於義大利當地的除役核電廠之輻射劑量及風險評估，例如義大利除役核電廠：Garigliano。另外，義大利除役核電廠 Garigliano 的除役報告中，提到有同時使用 Pc-CREAM 和 GENII 程式作為輔助驗證 VADOSCA 程式分析結果。

## 第八章建立除役後廠址環境輻射偵測報告之審查重點與接受準則

由於核電廠在台灣的除役時程長達 25 年，在不同階段的管制重點也不一樣，如何在核電廠除役過程，透過廠址環境輻射偵測的規劃與執行，確保完成除役之後能達到廠址原先規劃釋出的目的，至為重要。

以台電核能一廠除役為例，除了在永久停止運轉之前的除役規劃階段外(2015~2017)，整個除役過程還可大略分為：停機過渡階段(2018~2026)、除役拆廠階段(2026~2038)、最終狀態偵測階段(2038~2042)、以及廠址復原階段(2042~2044)。若對比於 MARSSIM 架構中的輻射偵測與場址調查程序(包括：場址確認、場址歷史評估、範圍偵檢、特性偵檢、改善措施輔助偵檢、以及最終狀態偵檢)，由於在除役規劃階段提出除役計畫書的同時，核電廠尚處於運轉狀態，部份地區無法進行詳細的範圍偵測及特性偵測，因此在停機過渡階段必須加以補足，以利於後續最終狀態偵檢的規劃。表 8-1 係配合核一廠除役各階段之時程、並依據 MARSSIM 架構中各階段之偵測程序所擬定的管制規劃。

	除役前規劃階段 (2015~2017)	停機過渡階段 (2018~2026)	除役拆廠階段 (2026~2038)	最終狀態偵測階段 (2038~2042)	廠址復原階段 (2042~2044)
場地確認	√				
歷史評估 (HAS)	√	√			
範圍偵測 (SS)	√	√			
特性偵測 (CS)	√	√	√	√	
改善措施輔助偵測 (RASS)		√	√	√	
最終狀態偵測(FSS)				√	√
平行驗證 (or第三方)		√	√	√	√
審查重點 (台電繳交資料)	除役計畫書	完整特性偵測報告、 除役規劃與場地準備	用過核燃料移置、 廢棄物管理	建築物拆除、 最終狀態輻射偵測	最終狀態輻射偵測、 土地復原

表 8-1 除役時程與管制規劃

在核電廠停機過渡階段，除了必須補足並提出完整的特性偵測報告之外，也必須為下一階段的實際拆廠作業，擬定更為詳細妥善的除役規劃、並準備除役作業所需要的場地設施，同時針對污染疑慮較高的區域擬定改善措施及相對應的輔助偵測；在除役拆廠階段，除了作業期間的輻射防護作業之外，對於除役過程所產生之放射性廢棄物(包括：用過核燃料、污染設備及組件、以及...等)必須加以妥善的處置規劃與管理。同時對於可能遭受除役拆廠過程影響的區域，再度進行特性偵測及改善措施輔助偵測；在最終狀態偵測階段及廠址復原階段，主要是進行廠區的最終狀態輻射偵測與土地復原作業，並考量若有廠區建築在此一階段進行拆除作業(可能係留用建築做為除役作業用途)，其可能影響區域範圍的特性偵測及改善措施輔助偵測。

在 MARSSIM 架構中，從範圍偵測開始，若輻射偵測數據及記錄文件能夠符合最終狀態偵檢的要求，亦可做為廠址外釋之最終狀態偵檢的數據。因此，在平行驗證或第三方驗證方面，必須從範圍偵測就開始，至於是由主管機關主動進行平行驗證或委託公正單位進行第三方驗證，則可交由主管機關決定。

## 第九章 結論與建議

針對核電廠除役後廠址環境輻射偵測報告之審查與驗證技術，本研究透過對 MARSSIM 的研讀及國外已完成除役電廠的經驗探討，所獲得之結論如下：

1. MARSSIM 提供一套完整程序，證明符合以劑量或風險為基準之法規標準，同時也提供廠址表土及建築物表面放射性污染物符合法規的計畫、執行、評估與決策的方法。透過 MARSSIM 概念之執行，可完整完成最終狀態偵檢(FSS)，以達到廠址無條件或限制性釋出之目的。
2. 透過針對美國 Maine Yankee 及 Yankee Rowe 已完成除役核電廠進行相關經驗探討，包含輻射偵測設計、偵檢方法及使用儀器...等，皆可依據 MARSSIM 的精神與程序進行最終狀態偵檢，最後也確實能達成廠址外釋的目標。
3. 考量核一廠在提出除役計畫書的同時，核能機組仍處於運轉狀態，而且在長達 25 年的除役過程中又分成幾個階段。因此本研究特別配合核一廠除役各階段的時程、並依據 MARSSIM 架構中各階段的偵測程序，擬定自除役開始到復原階段的管制規劃藍圖，做為管制單位的參考。

面對國內即將進行核能電廠的除役作業，相關環境輻射偵測報告的審查與驗證技術，本研究提出下列建議事項，可供相關執行單為未來執行除役計畫之參考：

1. 將外釋標準(單位如：mSv/y)轉換為 MARSSIM 中以導出濃度指引水平(DCGL，單位如：Bq/kg)做為廠址外釋的依據，目前雖以 RESRAD 進行模擬評估。但本研究仍列舉數個美國 NRC 研發及歐洲核管單位及業主所應用之生物圈輻射劑量及風險評估程式，未來相關單位若再進行相關分析時，可做為輔助驗證 RESRAD 程式的評估結果。
2. 除大範圍平均之導出濃度指引水平外(DCGL<sub>w</sub>)，針對小面積高污染區域是否將採用面積因素來決定 DCGL<sub>EMC</sub>，建議相關單位應特別注意。
3. 若量測現場同時存在易測核種(如：<sup>137</sup>Cs)及難測核種(如：<sup>90</sup>Sr)，建議應建立具代表性的核種比例，進而驗證是否符合除役標準。
4. 面對除役現場可能存在的多放射性核種的情形，則必須視情況調整各核種的 DCGLs 值。若採現場量測或污染掃描儀器進行判斷，則應儘早規劃：針對所使用儀器對不同放射性核種的響應(response)函數進行精進研究，以驗證儀器的總響應是否符合除役標準。
5. 從 MARSSIM 中的範圍偵測階段開始，其量測數據若能透過資料品質目標(DQO)程序來獲得，理論上可做為最終狀態偵測(FSS)的數據。因此，建議相關單位應及時規劃相關的驗證偵檢作業(如：平行驗證或第三方驗證)。





## 參考資料

4. “*Guide to Assessing Radiological Elements for License Termination of Nuclear Power Plants*”. EPRI, Palo Alto,CA: 2002. 1003196.
5. US Nuclear Regulatory Commission, “*Multi-agency radiation survey and site investigation manual (MARSSIM)*”. NUREG-1575, Rev, 2000. 1.
6. US Nuclear Regulatory Commission, “*Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM) (NUREG-1575, Revision 1)*”. Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, 2000.
7. US Nuclear Regulatory Commission, “*Standard Review Plan for Evaluating Nuclear Power Reactor License Termination Plans (NUREG-1700)*”. NUREG-1700, April, 2000. 4.
8. US Nuclear Regulatory Commission, “*NMSS decommissioning standard review plan (NUREG-1727)*”. Washington, DC: US NRC, 2000.
9. US Nuclear Regulatory Commission, “*Characterization, Survey, and Determination of Radiological Criteria (NUREG-1757, Volume 2, Revision 1)*”. 2006, NUREG-1757, Washington, DC.
10. Orr, P., et al., “*Nuclear Site Remediation and Restoration during Decommissioning of Nuclear Installations. A Report by the NEA Co-operative Programme on Decommissioning*”.2014, Organisation for Economic Co-Operation and Development.
11. “*License Termination Plan Revision 4*”. February 28, 2005, Maine Yankee Atomic Power Company.
12. “*License Termination Plan Revision 2*”. August 13, 2001, Maine Yankee Atomic Power Company.

13. "*License Termination Plan Revision 1*". July, 2001, Yankee Atomic Electric Company.