

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

**建置 205L 桶形校正系統及測試**

計畫編號：102FCMA004

報告編號：102FCMA004-01

執行單位：核能研究所

計畫主持人：周鼎

子項工作負責人：邱鏗盛

報告作者：葉俊賢、黃珮吉、袁明程

報告日期：中華民國 102 年 12 月

[本頁空白]

# **Establishment and of calibration system for 205L standard drums**

Yeh, Chin-Hsien   Huannng, Ping-Ji   Yuan, Ming-Chen

## Abstract

The National Radiation Standard Laboratory (NRSL) simulated the low-level radioactive waste produced from nuclear facilities and fabricated reference materials which were 9 rod-type volume sources used in HPGe detectors to construct measurement standard drums of various densities. Besides, NRSL tested the radionuclide counting efficiency of this type of detector using volume sources of five densities and put the detectors into the gamma spectrum analysis of drum-type samples for low-level radioactive waste.

Keyword: rod source, counting efficiency, low-level testing sample.

Institute of Nuclear Energy Research

# 建置 205L 桶形校正系統及測試

葉俊賢、黃珮吉、袁明程

## 摘 要

國家游離輻射標準實驗室(NRSL)，模擬核設施產生的低放射性廢棄物，製作單一核種  $^{241}\text{Am}$  可用於純鍺偵檢器之 9 支棒體射源；另外，亦完成純鍺偵檢器五種密度體射源之核種計測效率，適用於桶形低放射性廢棄物加馬活度量測。

關鍵字：棒狀體射源、計測效率、低放射性試樣。

核能研究所

# 目 錄

1. 前 言 .....	1
2. 實驗方法 .....	2
2.1 校正用假體製作 .....	2
2.2 棒狀射源製作 .....	5
2.3 量測驗證儀器 .....	7
2.4 量測驗證結果 .....	8
3. 量測比對 .....	10
3.1 核種活度比對方法 .....	11
3.2 比對結果 .....	12
4. 結論與建議 .....	13
參考文獻 .....	14

## 附 圖 目 錄

圖 1：HPGe 使用校正假體射源配置方式 .....	2
圖 2：殼狀棒校正桶側視圖與尺寸 .....	3
圖 3：五種密度 9 支棒桶形校正假體 .....	4
圖 4：核種 $^{241}\text{Am}$ 液態棒狀射源 .....	5
圖 5：閃爍體偵檢器測試個別棒狀射源活度 .....	6
圖 6：9 支棒 $^{241}\text{Am}$ 射源活度均勻性測試 .....	6
圖 7：ORTEC-ISOCART 移動式純鍺偵檢器 .....	7
圖 8：ORTEC-ISOCART 幾何模板 .....	8
圖 9：純鍺偵檢器之假體密度與核種效率曲線 .....	9
圖 10：Canberra-ISOCSS 移動式加馬活度偵檢器 .....	10
圖 11：ISOCSS 幾何模板 .....	11

## 附表目錄

表 1：純鍺偵檢器使用之 9 支棒密度假體規格.....	3
表 2：純鍺偵檢器使用之 9 支棒密度規格.....	8
表 3： <sup>241</sup> Am 活度量測比對結果.....	12

[本頁空白]



## 1. 前 言

為解決相關設施除役及核能電廠營運多年來庫存之放射性廢棄物問題，考量國內核能電廠及研究機構等，大多使用桶型偵檢系統來量測放射性廢棄物之解除管制試樣的比活度<sup>(1)</sup>，我國國家游離輻射標準實驗室(NRSL)遂利用 9 個大面積片狀射源，以水平等間距方式放置於校正桶中，或利用 9 支均勻棒狀體射源，以等體積方式插入校正桶中，以校正儀器的偵測效率，並實際用於 98 年解除管制試樣量測分析之能力試驗，獲得初步良好的成果。

依據過去製作桶型體射源之經驗<sup>(2-4)</sup>，並參考 Canberra 公司利用殼狀模型發展之校正桶。本報告採用單一 <sup>241</sup>Am 核種，利用殼狀模型製作內含 9 支棒狀體射源且適用於純鍺偵檢器校正之標準校正桶。

本文將敘述建立純鍺偵檢器的各五種密度體射源校正桶的製作過程，並利用此校正桶評估量測系統對核種的計測效率，以及經此校正後的量測系統其樣品活度量測準確度的驗證與比較結果。

## 2. 實驗方法

### 2.1 校正用假體製作

校正用標準桶之製作分為兩部分，一是製作不同密度的假體，另一是製作要放入假體中的射源。使用於純鍍偵檢器校正的標準桶假體製作，材質為紙板、木板、塑膠粒、水泥或小彈珠製作之假體，其平均密度分別為  $0.138 \text{ g/cm}^3$ 、 $0.498 \text{ g/cm}^3$ 、 $0.960 \text{ g/cm}^3$ 、 $1.583 \text{ g/cm}^3$  及  $1.755 \text{ g/cm}^3$ 。於假體鑽出 9 個圓柱形孔洞，各孔洞相對位置如圖 1 所示，以便隨後放入 9 支棒狀射源，而其淨重與材質如表 1 及圖 2 所示。五種密度 9 支棒桶型校正假體如圖 3 所示。

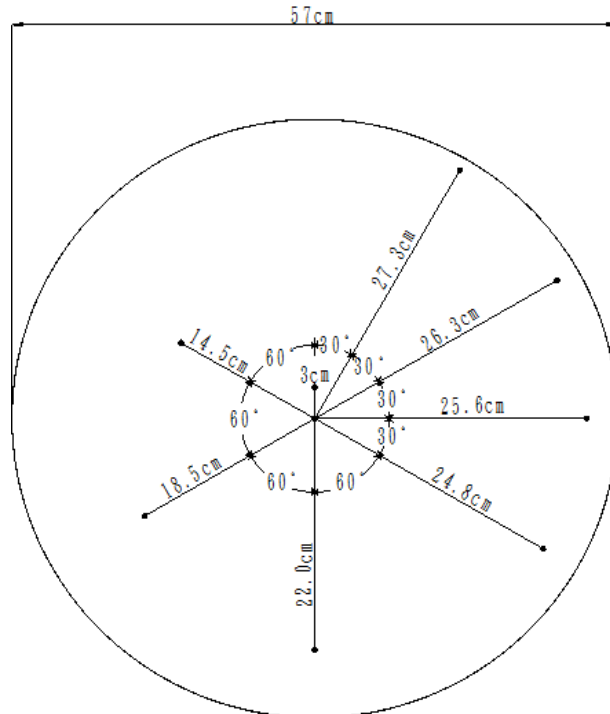


圖 1：HPGe 使用校正假體射源配置方式

表 1：純鍺偵檢器使用之 9 支棒密度假體規格

材質	淨重(kg)	密度(g/cm <sup>3</sup> )
紙板	29	0.138
木板	104.5	0.498
塑膠	201.5	0.960
玻璃	332.5	1.583
水泥	368.5	1.755

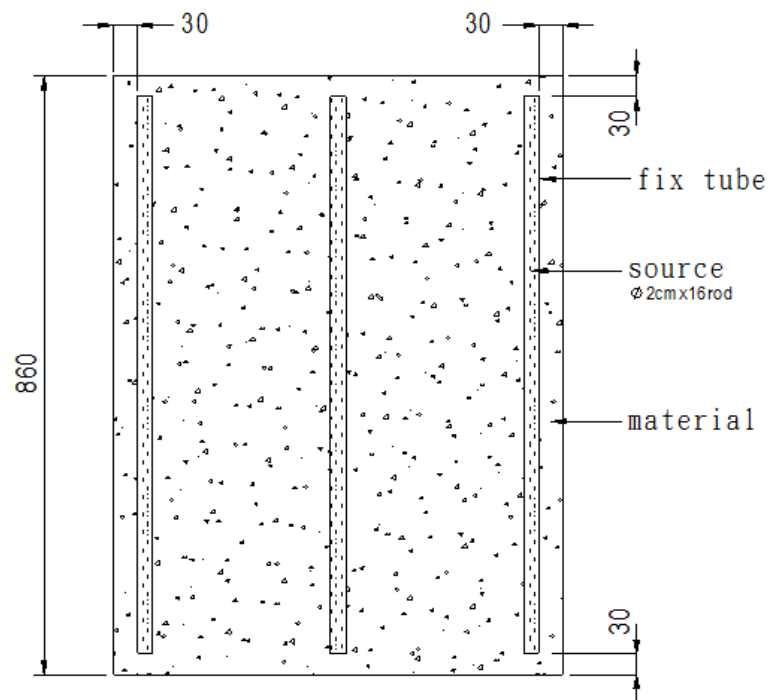


圖 2：殼狀棒校正桶側視圖與尺寸



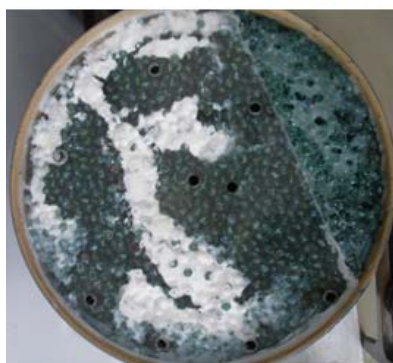
紙板( $0.138\text{ g/cm}^3$ )



木板( $0.498\text{ g/cm}^3$ )



塑膠( $0.960\text{ g/cm}^3$ )



玻璃( $1.583\text{ g/cm}^3$ )



水泥( $1.755\text{ g/cm}^3$ )

圖 3：五種密度 9 支棒桶形校正假體

## 2.2 棒狀射源製作

採用單一核種  $^{241}\text{Am}$  製作適用於純鍺偵檢器使用的 9 支棒狀體射源組，是使用直徑 1.5 cm、長 86 cm、厚度 5mm 的塑膠管內裝滿 60 mL 的  $^{241}\text{Am}$  液態射源密封後，再放入直徑 2.0 cm、厚度 5mm 的塑膠管中密封完成，每支 60 mL 的  $^{241}\text{Am}$  液態射源活度為 45.5 kBq，其標準不確定度  $< 1.8\%$ 。9 支液態射源棒總活度為 409 kBq，包括追溯國家游離輻射標準射源、鹽酸及載體等如圖 4，並使用微電腦自動分注器分別注入射源棒中。

使用直徑 3 cm 閃爍體偵檢器(INER/Fs-99)測試製作完成的棒狀射源的均勻度的裝置如圖 5，偵檢器的背景值為 44 cps。受測的 76 cm 長棒狀射源每 3 cm 量測一次，每支棒量測 20 個位置，在核種  $^{241}\text{Am}$  棒射源組中，各別抽樣 3 支作均勻度測試的結果分別如圖 6，而相對平均值的標準差分別為 3.2 %、4.3 % 及 3.8 %。



圖 4：核種  $^{241}\text{Am}$  液態棒狀射源



圖 5：閃爍體偵檢器測試個別棒狀射源活度

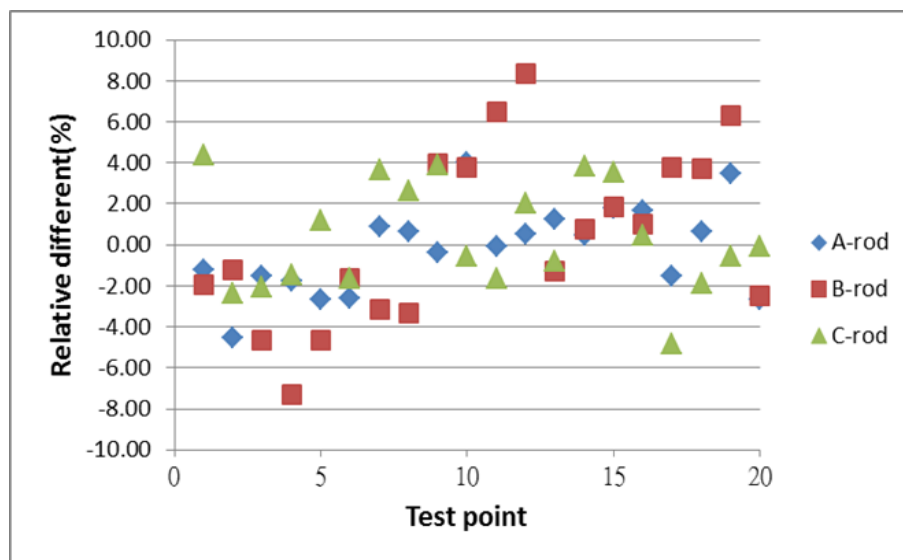


圖 6：9 支棒  $^{241}\text{Am}$  射源活度均勻性測試

### 2.3 量測驗證儀器

使用 ORTEC 公司所製造之量測設備，移動式單純鍍加馬活度量測裝置(ISO-CART)<sup>(5)</sup>，如圖 7 所示；此移動式加馬偵檢器係利用點射源進行效率校正，並使用程式內建幾何模板模擬樣品形狀與活度分佈如圖 8 所示，再經由數學軟體(ISOTOPIC)計算量測樣品活度。



圖 7：ORTEC-ISO-CART 移動式純鍍偵檢器

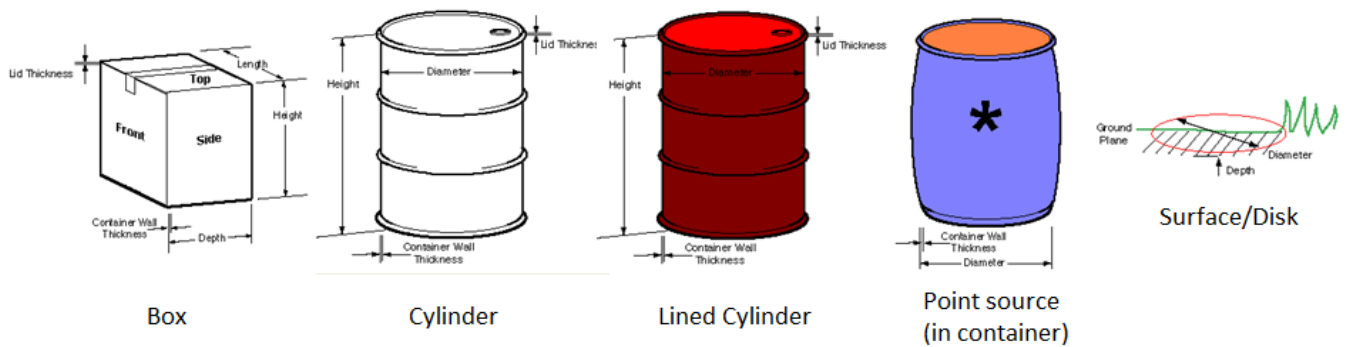


圖 8：ORTEC-ISOCART 幾何模板

## 2.4 量測驗證結果

使用於純鍺偵檢器的桶型 9 支棒體射源的核種  $^{241}\text{Am}$  (60 keV) 的五種密度假體的量測規格如表 2，低至高密度  $0.138 \text{ g/cm}^3 \sim 1.75 \text{ g/cm}^3$  的 60 keV 的計測效率為  $0.00003 \sim 0.000004$ 。隨著桶形假體密度增大，光子受材質屏蔽效應愈大，故密度與核種偵測效率呈現反比關係，如圖 9 所示。

表 2：純鍺偵檢器使用之 9 支棒密度規格

材質	總重(kg)	淨重(kg)	密度( $\text{g/cm}^3$ )	效率
水泥	390.5	368.5	1.7548	3.66E-06
玻璃	354.5	332.5	1.5833	3.70E-06
塑膠	223.5	201.5	0.9595	7.25E-06
木質	126.5	104.5	0.4976	1.36E-05
紙質	51.0	29.0	0.1381	2.84E-05



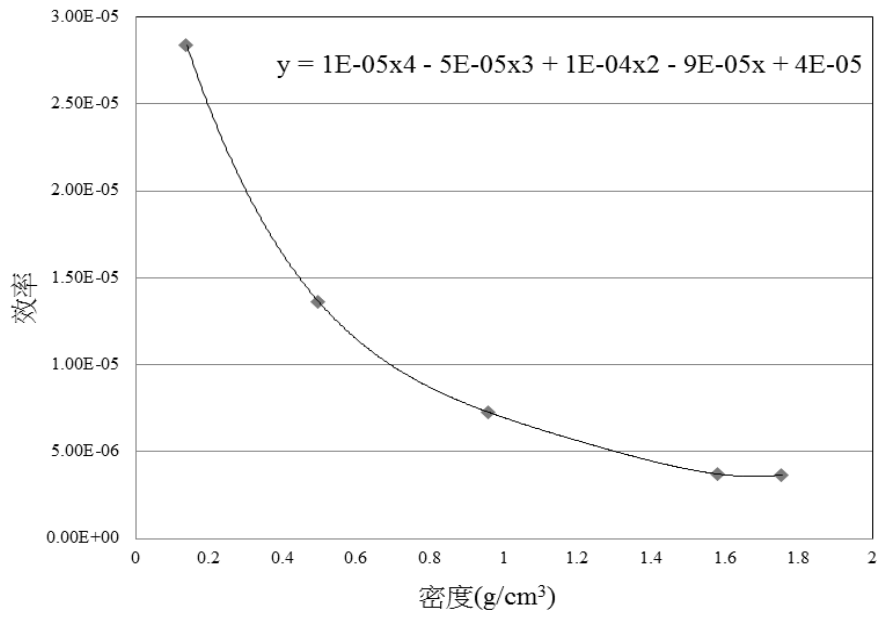


圖 9：純鍺偵檢器之假體密度與核種效率曲線

### 3. 量測比對

將 9 支棒體射源的核種  $^{241}\text{Am}$  放置於 9 孔水泥校正桶中，以兩台不同廠牌移動式加馬活度量測系統，進行整桶加馬活度量測比對。其中由 ORTEC 公司製造量測設備規格，已在 2.3 節中簡介。另外由 Canberra 公司製造移動式單純銻偵檢器量測系統(ISOCS)，如圖 10 所示，可搭配 2.5 公分或 5 公分之鉛屏蔽，以及不同角度( $0^\circ$ 、 $30^\circ$ 、 $90^\circ$ 、 $180^\circ$ )的準直器進行量測，此量測設備之純銻偵檢器皆利用蒙地卡羅程式校正(MCNP-Characterized) 如圖 11，利用幾何模板模擬樣品形狀與活度分佈，再經由數學計算效率校正曲線。



圖 10：Canberra-ISOCS 移動式加馬活度偵檢器

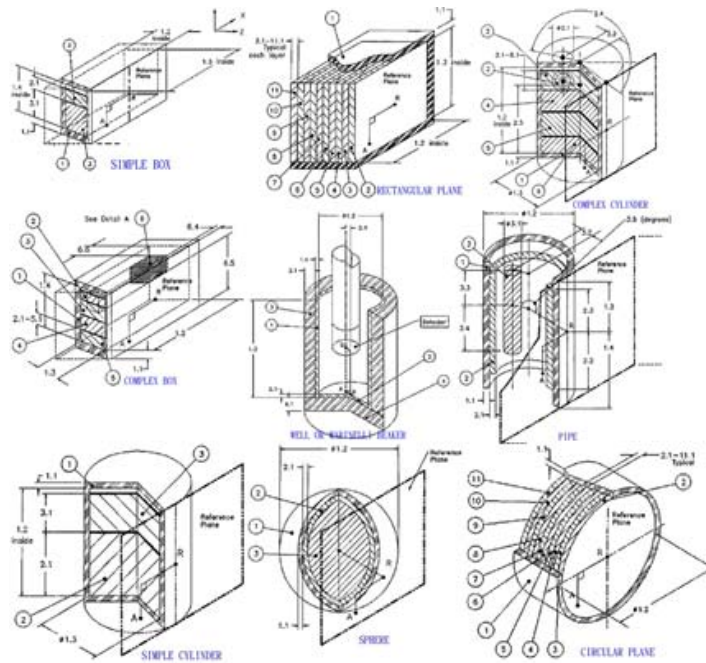


圖 11：ISOCS 幾何模板

### 3.1 核種活度比對方法

測試樣核種活度比對方法，基本上以下列公式計算，實驗室量測值為  $V_i$ ，參考標準值為  $V_s$ ，偏差  $B_i$  (Bias) 定義為：

$$B_i = \frac{V_i - V_s}{V_s}$$

其中  $B_i$ ：量測值與標準值的偏差

$V_i$ ：核種量測活度(Bq)，

$V_s$ ：核種標準活度(Bq)

### 3.2 比對結果

兩部移動式加馬活度量測系統，量測比對 205 L 水泥桶內  $^{241}\text{Am}$  加馬活度，量測結果整理如表 3 所示：

表 3： $^{241}\text{Am}$  活度量測比對結果

系統	標準活度 (Bq)	量測活度 (Bq)	相對誤差(%)
ISOCART	606300	636215	4.9
ISOCS	606300	757700	25.0

由上表可知，兩部不同廠牌量測系統，量測 205 L 整桶  $^{241}\text{Am}$  加馬活度相對誤差在 30% 以內，未來將拓展於國內低放射性廢棄物整桶加馬活度量測比對活動當中。

#### 4. 結論與建議

1. 製作完成移動式純鍺偵檢器使用之單一核種<sup>241</sup>Am 的殼狀 9 支棒體射源。
2. 建立的五種桶型密度體射源的核種計測效率，適用於純鍺偵檢器量測低放射性活度試樣的活度。
3. 抽樣 3 支棒體射源均勻度測試的結果，相對平均值的最大標準差為 4.3 %。
4. <sup>241</sup>Am 整桶加馬活度量測比對結果，相對誤差小於 30%，未來將應用於國內低放射性廢棄物加馬活度量測比對活動之中。

## 參考文獻

1. 葉俊賢、袁明程”桶型加馬活度計測系統之校正方法 ”，INER-5068R，2007。
2. 葉俊賢、袁明程”解除管制試樣量測之棒狀射源校正桶”，INER-8525，2011。
3. Yuan, M.C., Yeh, C.H., Yeh, C.Y., Chen, I.J., Wang, C.F., 2010. Proficiency testing feasibility study for the measurement of gamma-emitting. *Appl. Radiat. Isot.* **68**, 1211-1216.
4. Yuan, M.C., Yeh, C.H., Wang, J.J., Chen, I.J., Wang, C.F., 2009. The calibration and evaluation of a radioactive waste drum counting system. *Appl. Radiat. Isot.* **67**, 931-934.
5. ISOTOPIC-32 Software Version 4.1-User' Manual, 2008. AMETEK/ORTEC.
6. Dean, J., 2010. A second comparison of procedures for the assay of low levels of gamma-emitters in nuclear site waste. National Physical Laboratory (NPL).

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

建立低放射性廢棄物量測實驗室  
品質認證相關規範草案

計畫編號：102FCMA004

報告編號：102FCMA004-02

執行單位：核能研究所

計畫主持人：周鼎

子項工作負責人：邱鎧盛

報告作者：黃珮吉、邱鎧盛

報告日期：中華民國 102 年 12 月

[本頁空白]



# **Establishing Quality Certification Specifications for Low-Level Radioactive Waste Measurement Laboratory (Draft)**

Huang, Ping-Ji   Chiu, Huang-Sheng

## Abstract

The low-level radioactive waste (LLW) measurement laboratory belonged to Health Physics Division, is responsible for the research and development of LLW measurement techniques in INER. This report illustrates a way of establishing laboratory measurement system through the introduction of international standards ISO17025:2005 and continues to improve measurement quality and enhance the credibility of the measurement results to meet the requirements from the authorities and policy.

Keyword: Low-level radioactive waste, Quality Certification.

Institute of Nuclear Energy Research

# 建立低放射性廢棄物量測實驗室品質認證相關規範草案

黃珮吉、邱鎧盛

## 摘 要

保健物理組所屬低放射性廢棄物量測實驗室，負責核能研究所低放射性廢棄物核種及活度量測技術之研發，本報告以上述實驗室為例，說明如何透過引進國際標準 ISO 17025：2005，建立實驗室管理系統，達到持續提升量測品質並增進量測分析結果公信力之目標，並符合主管機關及本所之政策要求。

關鍵字：低放射性廢棄物、品質認證。

核能研究所

# 目 錄

1. 前 言 .....	1
2. 管理要求 .....	2
2.0 名詞解釋 .....	2
2.1 組織與管理 .....	3
2.1.1 管理 .....	3
2.1.2 組織 .....	3
2.1.3 職責 .....	3
2.2 管理系統 .....	5
2.2.1 品質政策、目標及目的 .....	5
2.2.2 管理系統 .....	6
2.3 文件管制 .....	6
2.4 合約及要求審查 .....	7
2.5 測試之外包 .....	7
2.6 服務及供應品採購 .....	7
2.7 顧客服務 .....	8
2.8 抱怨 .....	8

2.9 測試結果不符合管制 .....	9
2.10 改進 .....	9
2.11 矯正措施 .....	9
2.12 預防措施 .....	10
2.13 紀錄 .....	10
2.14 內部稽核 .....	11
2.15 管理審查 .....	12
3. 技術要求 .....	13
3.0 名詞解釋 .....	13
3.1 人員 .....	13
3.2 設施與環境條件 .....	14
3.3 測試方法 .....	14
3.4 設備 .....	14
3.5 量測追溯性 .....	15
3.6 取樣 .....	15
3.7 測試件處理及運送 .....	15
3.8 測試結果之品質保證 .....	16
3.9 結果報告 .....	16

4. 結 論 .....	18
參考文獻 .....	19

[本頁空白]

## 1. 前 言

行政院原子能委員會放射性物料管理局，於 2002 年 12 月 25 日發佈「放射性物料管理法」<sup>(1)</sup>，其中第 21 條規定所訂定之「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」<sup>(2)</sup>第三章中規定，低放射性廢棄物處置、貯存必須說明廢棄物來源及核種與活度，依核種與活度分為 A、B、C 及超 C 類，再依類別處置。由此可知廢棄物之核種及活度是廢棄物分類的重要依據，而核種活度量測技術之可靠度與量測數據精確度，有賴良好認證制度之運作維持。

財團法人全國認證基金會(Taiwan Accreditation Foundation，簡稱 TAF)，成立於 2003 年 9 月 17 日，其前身為中華民國實驗室認證體系(Chinese National Laboratory Accreditation，簡稱 CNLA)，以提供經濟與社會發展需求之公正、客觀、獨立及符合國際規範之第三者認證服務為宗旨。TAF 實驗室認證運作係依據 ISO/IEC 17011:2004<sup>(3)</sup>，並採用 ISO/IEC 17025:2005<sup>(4)</sup>為實驗室之共通性規範，並藉由對校正與測試實驗室之評鑑認證，達到實驗室符合國際標準與品質及技術提升之目的。

隸屬保健物理組(以下簡稱本組)之低放射性廢棄物量測實驗室，負責核能研究所(以下簡稱本所)低放射性廢棄物核種及活度量測技術之研發，本報告以上述實驗室為例，說明如何透過引進國際標準 ISO 17025:2005，並依據規範中管理與技術要求，建立實驗室管理系統，達到持續提升量測品質並增進量測分析結果公信力之目標，並符合主管機關及本所之政策要求。

## 2. 管理要求

### 2.0 名詞解釋<sup>(5)</sup>

1. 合約：以任何方式，傳達供應商與顧客之間雙方同意之各項要求。
2. 合約審查：供應商在簽訂合約前所採取之有系統的活動，以確保品質要求已作適當界訂，無模糊之處，並已文件化，且能由供應商所實施。
3. 顧客抱怨：實驗室之顧客書面或口頭抱怨，申訴或反映意見，需實驗室與顧客協調與後續處理者。
4. 不符合：不合規定的要求。即一種或多種品質特性或管理系統要項，與管理系統或標準規定的要求有所偏離或短缺。
5. 矯正措施：為預防再發生所採取的行動，以消除現存的不符合、缺點或其他不合意狀況的根本原因。
6. 預防措施：為預防發生所採取的行動，以消除一個潛在的不符合、缺點或其他不合意狀況的根本原因。
7. 紀錄：提供執行品質活動或已達到結果之客觀證據的文件。
8. 品質稽核：有系統而獨立的查驗，以判別品質活動及其相關結果是否符合預訂的計畫，及這些計畫事項是否有效地執行，且適切地達成目標。
9. 管理審查：高階層管理人員，依據品質政策及因環境改變，所導致的新目標，對管理系統的現況與適切性，所作的正式評估。



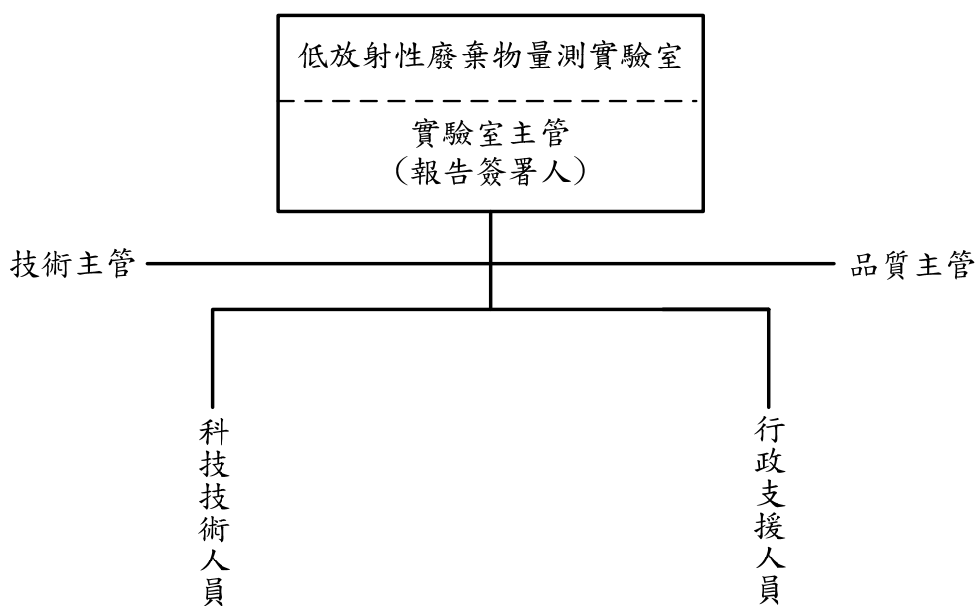
## 2.1 組織與管理

### 2.1.1 管理

1. 實驗室管理系統之運作，除需遵照相關法令及本所規章外，尚需符合 ISO 17025：2005 及本手冊之要求。
2. 實驗室依據相關品質文件及作業程序執行規定之量測分析業務，並將量測分析結果正確完整記錄之；量測分析結果應由實驗室獨立自主研判，不得受任何行政、業務、財務或人員影響。

### 2.1.2 組織

低放射性廢棄物量測實驗室之組織架構如下：



### 2.1.3 職責

#### A. 實驗室職責

1. 提供各界低放射性廢棄物量測及技術諮詢服務。
2. 低放射性廢棄物量測之技術研究發展。

3. 培訓及儲備技術人才，滿足未來發展需求。

4. 執行其他交辦事項。

#### B. 人員職責

人 員	職 責
實驗室主管 (報告簽署人)	<ol style="list-style-type: none"><li>1. 確保實驗室依據 ISO 17025 及品質手冊持續有效執行與監督。</li><li>2. 實驗室品質相關問題直接反映單位最高主管。</li><li>3. 監督管理實驗室人員。</li><li>4. 審查監督管理系統之適切性及有效性。</li><li>5. 確保實驗室量測分析品質與能力之維持。</li><li>6. 查證實驗室管理系統，提供改善建議跟催改善結果。</li><li>7. 負責量測分析報告審核與發行。</li><li>8. 指派品質主管與技術主管。</li><li>9. 執行上級交辦事項。</li></ol>
品質主管	<ol style="list-style-type: none"><li>1. 實驗室管理系統規劃、監督與執行。</li><li>2. 實驗室量測分析品保措施之規劃與監督。</li><li>3. 確保管理系統之正常運作；遇有問題，直接反映實驗室主管。</li><li>4. 規劃實驗室相關人員訓練。</li><li>5. 異常與顧客抱怨之處理。</li><li>6. 規劃執行內部稽核與管理審查。</li><li>7. 查核量測分析紀錄與報告。</li><li>8. 負責勞工安全衛生與輻防環保相關業務。</li><li>9. 執行其他交辦業務。</li></ol>
技術主管	<ol style="list-style-type: none"><li>1. 確保實驗室執行之量測分析業務符合規定之作業程序。</li><li>2. 量測相關技術問題之協調解決。</li><li>3. 確保實驗室技術能力維持。</li><li>4. 協助查核量測分析紀錄與報告。</li><li>5. 確保實驗室各量測系統之功能正常運作。</li><li>6. 執行上級交辦事項。</li></ol>
行政支援人員	<ol style="list-style-type: none"><li>1. 執行實驗室一般行政總務及文書業務。</li><li>2. 負責量測分析報告繕打、編號及列印。</li></ol>

	3. 負責樣品接收、登錄、編號、儲存等相關業務。 4. 執行上級交辦事項。
技術人員	1. 依作業程序執行量測分析工作，並正確完整的記錄其結果。 2. 儀器設備、器皿、藥品之購置、儲存、校正、使用與管理。 3. 量測相關作業之執行，如環境整理保持、廢棄物處理等。 4. 依規定執行量測品保，確保量測分析結果準確性。 5. 主動提昇技術能力。 6. 執行上級交辦事項。

### C. 代理人制度

為確保實驗室量測分析服務之正常運作與品質，應制訂職務代理人制度，另對重要職務代理人，如實驗室主管、報告簽署人、品質主管與技術主管等，其資格應由實驗室主管評估認定。

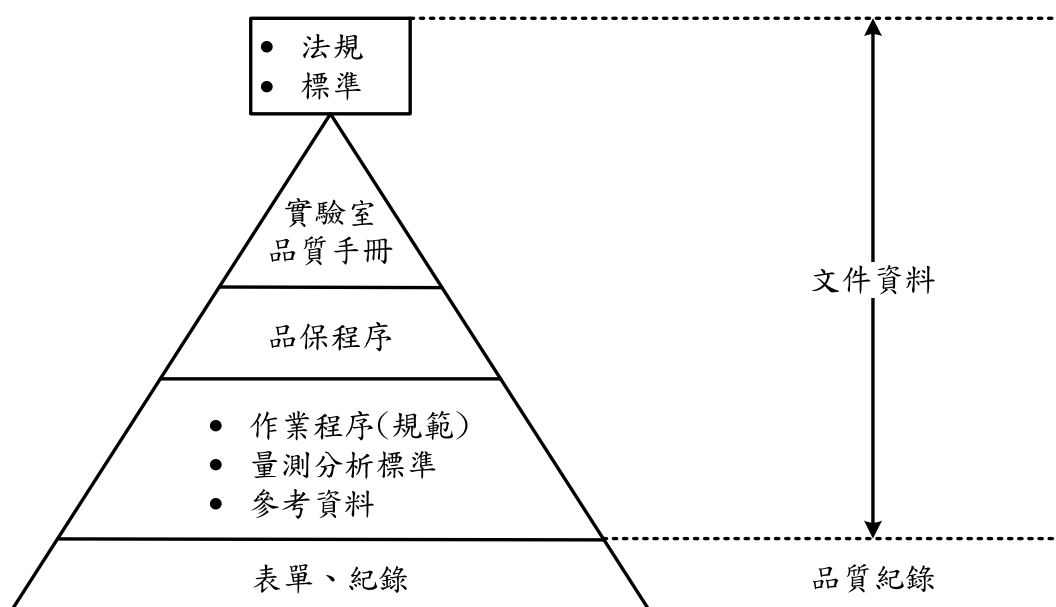
## 2.2 管理系統

### 2.2.1 品質政策、目標及目的

1. 實驗室執行 ISO 17025 國際標準管理系統之目的，在於確保實驗室品質與技術能力，以提昇實驗室或服務顧客之公正性與公信力。
2. 品質政策為實驗室品質管理最高指導原則，亦為高階管理者之期許，實驗室全體員工均應瞭解並遵循不得違背之。
3. 依據品質政策，實驗室品質目標由品質主管訂定，經實驗室主管及本組組長核准後頒佈，並定期於管理審查檢討修正之。

## 2.2.2 管理系統

1. 本實驗室依據相關法令規章，國際標準 ISO 17025、標準量測分析方法及本所相關規定，規畫制訂實驗室管理系統，並對管理系統相關之作業程序等予以書面化。
2. 品質手冊為實驗室管理系統最高政策指導文件，另對實驗室管理系統作業程序及檢驗量測分析方法等制訂品保程序、作業程序，並保存執行結果之紀錄表單，管理系統文件架構如下：



## 2.3 文件管制

1. 實驗室依據 ISO 17025 規定，應制訂相關之文件，供執行管理系統之書面依據。
2. 對文件之建立、修改、審核、核准、管理等制訂管制作業程序，並由實驗室主管指派專責人員負責文件之分發、回收與管制。
3. 實驗室應有相關之品質文件以供使用，需方便取用，維護良好，且保持最新有效之版本。

- 4.對實驗室執行管理系統相關之標準、參考資料等，亦由專責人員負責彙整、管理及分發使用。

## 2.4 合約及要求審查

- 1.委託者以委託申請單，連同樣品送至實驗室，實驗室收樣人員先審查雙方要求條件是否適切規定，樣品是否合適足夠，且實驗室有能力達成委託者要求，收樣時視需要知會技術人員參與。
- 2.收樣後，應排定時程執行量測分析，並管制作業進度及數量，以期準時完成。
- 3.當委託者要求更改原申請內容時，由實驗室承辦權責人員負責修改內容，並通知執行人員。
- 4.實驗室因某些因素無法達成委託者要求時，需事先協調委託者解決之。
- 5.委託申請及審查之相關紀錄由實驗室建檔保存。

## 2.5 測試之外包

- 1.如量測分析項目需委託其他實驗室代為執行時，應事先徵求顧客同意。
- 2.量測分析項目如需外包，受委託之實驗室需為全國認證基金會(TAF)認可之實驗室，認證項目及範圍亦符合需求，並制訂相關外包管制程序，依規定執行。

## 2.6 服務及供應品採購

- 1.實驗室對一般之服務及供應品之採購，依所屬機關相關採購法規規定進行採購。

2. 為確保所採購之服務及供應品符合規定要求，對採購之供應品依採購合約規定驗收合格後才可使用。

## 2.7 顧客服務

1. 實驗室應提供顧客要求事項及實驗室量測分析能量之諮詢服務，以滿足顧客需求。
2. 實驗室執行量測分析工作，如無法於顧客要求的期限內完成，應事先通知顧客。
3. 實驗室如發生儀器設備、環境、量測分析方法等發生偏離時，應評估影響量測分析結果之有效性，必要時得通知顧客採取適當措施。
4. 當顧客要求正式報告以外之量測分析數據及紀錄時，應由實驗室主管核准，並確保品質要求及保密。
5. 實驗室應主動蒐集顧客正面與負面的相關回饋意見，以提供實驗室管理系統改善參考；如有顧客對服務有所抱怨，則依 2.8 章顧客抱怨規定處理。

## 2.8 抱怨

1. 實驗室主管應督導主動蒐集顧客回饋意見之相關作業，以作為實驗室改善參考；另對情況重大之顧客抱怨，實驗室主管得視需要執行內部品質稽核，以徹底瞭解原因並作改善。
2. 顧客抱怨之調查與矯正措施相關紀錄應依規定保存，並提供管理審查，以確保維護顧客滿意度。

## 2.9 測試結果不符合管制

- 1.實驗室應依管理系統規定執行量測分析及品保作業，若任何人發現量測分析作業或報告結果有不符合事項時，應立即呈報品質主管，除評估不符合發生原因外，並採補救措施予以改善。
- 2.不符合事項如無法立即改善，則應由實驗室主管決定是否暫停量測分析作業或保留結果報告，待其原因改善消除並由實驗室主管確認符合後，始重新執行後續工作。
- 3.當不符合事項之產生影響到已發出顧客結果報告時，實驗室應主動聯繫顧客，另採處理措施，包括重測或發出補充報告更正之。
- 4.實驗室如未能消除不符合事項，則應依 2.11 章矯正措施之規定辦理，以徹底消除不符合發生之原因。

## 2.10 改進

- 1.實驗室應運用品質政策、品質目標、稽核結果、數據分析、矯正及預防措施及管理審查，持續改進管理系統之有效性。

## 2.11 矯正措施

- 1.實驗室任何人員發現有不符合事項及異常事件，應立即反應品質主管或實驗室主管，除進行調查發生原因外，另研擬訂定矯正措施，以消除不符合事項或異常的根本原因。
- 2.實驗室對於顧客抱怨或回饋相關資料，皆彙整至實驗室主管，除進行調查發生原因外，另研擬訂定矯正措施，以徹底解決抱怨的根本原因。
- 3.實驗室於內部品質稽核或外部評鑑所發現之缺點，由實驗室主管督導矯正措施，以確保管理系統之有效性與適切性。

- 4.實驗室對於不符合事項及異常處理、顧客抱怨及內外部稽核評鑑所採取的矯正措施，實驗室品質主管應督導跟催改善結果，必要時得執行特別或局部的稽核，以確認改善結果。
- 5.執行內外部稽核、異常處理及顧客抱怨之矯正措施相關紀錄應依規定保存，並提供管理審查討論。

## 2.12 預防措施

- 1.實驗室對現有不符事項、異常事件、顧客抱怨及內外部稽核缺失，除採取矯正措施予以改善外，另視需要得執行預防措施，以防止經改善後之缺點重新再發生。
- 2.實驗室主動蒐集管理系統與量測分析業務之相關資訊，以利事先偵測、量測分析與消除不符合潛在的原因。
- 3.實驗室對任何潛在不符原因採取預防措施，應予以監督管制，以確保預防措施方法有效，必要時得執行特別或局部稽核以確認之。
- 4.預防措施相關紀錄應由實驗室建檔保存，並提供管理審查。

## 2.13 紀錄

- 1.實驗室對表單紀錄之使用應規定於相關品質文件內，對其新增、修訂與作廢應依據「文件及資料管制程序」規定辦理。
- 2.實驗室內所有品質紀錄之保存期限，應由品質主管與技術主管共同擬訂，經實驗室主管同意後辦理，保存期滿並依規定處理。
- 3.品質紀錄由各權責保管人員負責歸檔保存，保存方式以方便取閱且防止遺失、損害為原則。
- 4.各品質紀錄應可鑑定出執行人員，且有相關人員核閱簽章。



- 5.品質紀錄內容如發生錯誤，修改時應以適當方式予以更正，且應符合鑑定與追溯。
- 6.實驗室應確保儲存於電腦之數據紀錄正確完整，且應防止非經授權使用該電腦，並應保存備份檔案。
- 7.執行量測分析業務，應依標準作業程序相關規定，對於量測分析數據紀錄得以追蹤管理。
- 8.實驗室所有品質紀錄之鑑定、索引、建檔、保存、取閱、維護與處理依「品質紀錄及量測分析數據管制程序」規定辦理。

#### **2.14 內部稽核**

- 1.實驗室內部品質稽核每年至少一次，另機關首長及實驗室主管得視需要不定期要求執行內部稽核。
- 2.內部品質稽核應由受過相關訓練之人員組成稽核員，稽核員應不稽核自身業務，以維持品質稽核之獨立性。
- 3.實驗室內部品質稽核依據標準為 ISO 17025 及書面標準，並參照品質手冊、相關品保程序及量測分析作業程序等。
- 4.實驗室品質主管應執行稽核作業之後續追蹤、督導及改善，並查證與記錄所採取的矯正措施的實施情形及其有效性。內部品質稽核缺點改善由實驗室主管督導改善，並追蹤確認之。
- 5.內部品質稽核結果，應提報於管理審查，以檢討管理系統之有效性與適切性。

## 2.15 管理審查

1. 實驗室每年應至少規劃執行一次管理審查，機關首長或實驗室主管得視情況需要不定期舉行之，以評估實驗室管理系統之適切性及有效性。
2. 實驗室執行管理審查，品質主管應彙整相關品質資料以提供審查，其內容包括：
  - a、實驗室內部品質稽核、外部評鑑稽核等結果。
  - b、實驗室間能力比對及能力試驗之結果。
  - c、實驗室異常案件及顧客抱怨案件。
  - d、實驗室量測分析能量及類別改變情況（包含相關標準作業程序之更新）。
  - e、顧客回饋資料及其他相關品質分析資料。
  - f、品質政策、目標之檢討。
3. 管理審查結果之相關決議事項，其後續改善活動，實驗室主管督導改善並確認其執行成效。

### 3. 技術要求

#### 3.0 名詞解釋

1. 測試：依據某一特定的程序所執行之技術性作業用以決定產品、材料、設備、有機體、物理現象、製程或服務的一個或多個特性或性能。
2. 量測設備：使用在測試、檢驗及校正過程的所有量測儀器、量測標準、參考物質、附屬裝置及儀器，總稱為量測設備。
3. 追溯性：為量測結果的特性，可透過連續的比較鏈，將量測結果與適當的標準（通常是指國際或國家標準）聯繫起來。
4. 校正：在特定條件下，為確立量測儀器或量測系統的測試值（或實物量具、參考物質所代表的值）與相對應被量測的已知值之間關係的一組操作。

#### 3.1 人員

1. 實驗室人員之任用依各機關規定辦理，且量測分析作業應依其需要使用適當工作人員，並提供其相關訓練。
2. 實驗室人員依各機關訓練管控制程序實施新進及在職訓練，並指派訓練負責人規劃訓練事項，實驗室主管應定期評估考核訓練結果及人員資格或法定證照要求。
3. 從事量測分析之技術人員，視需要自行舉行盲樣測試，以確保其量測分析能力，並提昇實驗室之技術能力。
4. 實驗室對重要管理及技術人員應制訂代理人制度，且對學經歷及內外訓練紀錄應由訓練負責人保存。

### 3.2 設施與環境條件

- 1.實驗室之設施如能源、照明等應適當配置，以確保測試分析得以正確執行。
- 2.凡對影響現場操作與量測分析結果正確性之環境條件，包含樣品保存、輸送等項目，均應以相關作業規範規定，並定期監控、管制與記錄。
- 3.為影響量測分析結果正確性之環境條件超出管制範圍時，應依「不符合事項管制程序」規定處理，必要時應停止量測分析作業並採矯正措施。
- 4.實驗室對人員進出及內務管理作業程序予以適當規定。

### 3.3 測試方法

- 1.實驗室對所執行的量測分析項目，應依「文件及資料管制程序」規定，並參照參考資料，建立各分析量測分析項目之作業程序。
- 2.實驗室所提供對外服務之量測分析項目，所使用的方法係公告之標準方法，如果採取非標準方法時，應事先予以驗證後方能執行。
- 3.量測分析或測試作業方法應參照各測試標準及使用的儀器設備操作手冊或使用說明書等制訂之。
- 4.實驗室所發出之報告，應告知顧客所使用之量測分析方法。

### 3.4 設備

- 1.實驗室應具備執行量測分析之適當設備，且應符合所需之準確度與精密度。

2. 每一儀器設備定期校正／查檢及維護，並建立履歷卡及適當的標籤標示，以利管理，詳見「儀器設備管制程序」及「量測追溯及查驗管制程序」。

### 3.5 量測追溯性

1. 實驗室用於校正或查驗量測設備之標準件或參考物質，需追溯至國際或國家標準，其校驗報告可顯示追溯情形。
2. 當儀器設備或器皿以自行校正方式進行時，應制訂各項校正方法；若無法追溯時，則需以其他方式查驗之，亦應制訂各查驗作業程序。
3. 實驗室應制訂量測設備校正之計畫，內容包括量測設備名稱、廠牌型號序號、保管人、查驗週期、查驗方法、允收標準及紀錄等相關資訊。
4. 量測設備除依計畫定期校正外，並視需要於週期內予以查驗，查核其性能是否正常，以確保其量測準確性。

### 3.6 取樣

1. 實驗室所有之量測分析樣品，均由委託者自行取樣後送交實驗室執行量測分析，實驗室目前無自行取樣，量測分析結果僅對樣品本身負責。
2. 實驗室如自行取樣時，採樣點之選擇、取樣數量、取樣方法等參照相關標準之規定，制訂相關之品保程序及作業程序，遵照實施。

### 3.7 測試件處理及運送

1. 實驗室接收外界委託量測分析之樣品後，由收樣人員對樣品之點收、登錄及編號，並轉送至實驗室予以保存處理，以供量測分析。

- 2.量測分析之樣品如有異常，或實驗室於處理、量測分析過程中對樣品造成損壞或變質，實驗室量測分析人員，應主動接洽顧客協調重新採樣或送樣。
- 3.實驗室對樣品進行量測分析時，技術人員應依相關作業程序之規定執行。
- 4.除顧客特別要求外，實驗室於量測分析完成並出具結果報告後，對測試分析樣品不予留樣。

### **3.8 測試結果之品質保證**

- 1.為保證測試結果之正確性，本實驗室得採下列措施：
  - a、量測分析作業之檢查監督，由實驗室主管不定期抽驗之。
  - b、參加相關之能力試驗或比對試驗。
  - c、技術主管對測試報告之審核。
  - d、視需要執行重覆再測試。
  - e、使用標準參考物質查核量測結果之準確性，並點繪管制圖。
- 2.實驗室依據相關標準制定作業程序外，並應依規定相關品保品管作業並執行之。
- 3.凡有不符合實驗室管理系統之非偶發或嚴重事件，由實驗室主管或品質主管採矯正預防措施。

### **3.9 結果報告**

- 1.實驗室執行相關量測分析業務，並依 ISO 17025:2005 之規定出具正確與完整之結果報告。
- 2.量測分析測試報告需經報告簽署人審核簽署後發行。

- 3.當量測分析測試結果有偏異或懷疑，實驗室主管得要求重新測試，或洽顧客解決。
- 4.對已發出之量測分析測試報告，如發現錯誤或需補充時，其更正或補充之報告需註明原報告編號日期或其他說明。

## 4. 結 論

本研究報告說明如何透過引進國際標準 ISO 17025：2005，建立實驗室管理系統，達到持續提升量測品質並增進量測分析結果公信力之目標，並可供主管機關作為推動我國低放射性廢棄物加馬活度量測能力比對之參考。



## 參考文獻

1. 原子能委員會放射性物料管理局，放射性物料管理法，2002。
2. 原子能委員會放射性物料管理局，低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則，2003。
3. International Organization for Standardization, General requirements for accreditation bodies accrediting conformity assessment bodies, ISO/IEC 17011, Switzerland, 2004.
4. International Organization for Standardization, General requirements for the competence of testing and calibration laboratories, ISO/IEC 17025, Switzerland, 2005.
5. International Organization for Standardization, Quality management systems – Fundamentals and vocabulary, ISO 9000, Switzerland, 2005.
6. 黃珩吉、葉俊賢、武及蘭，"建立低放射性廢棄物量測不確定度評估規範與追溯體系草案"，核能研究所保健物理組，民國 101 年 12 月。

行政院原子能委員會放射性物料管理局  
委託研究計畫研究報告

建立低放射性廢棄物整桶活度  
量測能力試驗技術及試運轉

計畫編號：102FCMA004

報告編號：102FCMA004-03

執行單位：核能研究所

計畫主持人：周鼎

子項工作負責人：邱鏗盛

報告作者：葉俊賢、黃珮吉

報告日期：中華民國 102 年 12 月

[本頁空白]

# **Establishment of Measurement Capability Techniques for Low-level Radioactive Waste and Commissioning**

Yeh, Chin-Hsien   Huang, Ping-Ji

## Abstract

The National Radiation Standard Laboratory (NRSL) of the Institute of Nuclear Energy Research (INER) organized the comparison test for measurement of low-level activity samples in 2013. The first comparison test was done by INER preparing a set of samples which were added with known radionuclides of  $^{60}\text{Co}$  or  $^{137}\text{Cs}$  radioactivities of 100 kBq~300 kBq. Six laboratories took part in the comparison test workshop by offering 9 measuring instruments. The second comparison test was also hold by INER preparing two different densities of 55-gallon drum containing mixed radionuclides of  $^{60}\text{Co}$  and  $^{137}\text{Cs}$ (100 kBq~400 kBq). Four laboratories took part in the comparison test workshop by offering 5 measuring instruments. The participating laboratories measured and analyzed the samples and their results were compared with the standard radioactivities.

Keyword: low-level radioactive waste, performance test, uncertainty.

Institute of Nuclear Energy Research

# 建立低放射性廢物整桶活度量測能力試驗技術及試運轉

葉俊賢、黃珮吉

## 摘 要

核能研究所國家游離輻射標準實驗室(NRSL)，執行本次低放射性廢棄物活度量測比對之試運作。本次比對活動共為兩個階段，第一階段共有 6 家實驗室，總計 9 部量測儀器參加；提供 4 個不同密度單一核種活度約 100 kBq~300 kBq 的測試桶。第二階段共有 4 家實驗室，總計 5 部量測儀器參加；提供 2 個不同密度、 $^{60}\text{Co}$  與  $^{137}\text{Cs}$  混合核種，活度約 100 kBq~400 kBq 的測試桶。

關鍵字：低放射性廢棄物、能力試驗、不確定度。

核能研究所

# 目 錄

1. 前 言 .....	1
2. 量測儀器介紹 .....	2
3. 活度比對方法 .....	6
3.1 受測時程與流程 .....	6
3.2 測試樣(校正桶) .....	6
3.3 核種活度比對方法 .....	8
4. 比對結果與分析 .....	10
4.1 第一階段比對結果 .....	10
4.2 第二階段比對結果 .....	11
5. 檢討與改善 .....	15
參考文獻 .....	16

## 附 圖 目 錄

圖 2-1： Canberra-ISOCS 移動式加馬活度偵檢器 .....	3
圖 2-2： Canberra-AQ2 固定式加馬活度量測設備 .....	3
圖 2-3： ISOCS 幾何模板 .....	4
圖 2-4： ORTEC-ISOCART 移動式純鍺偵檢器 .....	4
圖 2-5： 核研所自製塑膠閃爍體桶形偵檢器 .....	5
圖 3-1： 9 孔 55 加侖校正桶 .....	7
圖 3-2： 16 孔 55 加侖校正桶 .....	8
圖 3-3： 單一核種 $^{57}\text{Co}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{54}\text{Mn}$ 、 $^{60}\text{Co}$ 棒狀體射源 .....	8
圖 4-1： 9 孔校正桶量測比對結果 .....	11
圖 4-2： 16 孔校正桶量測比對結果 .....	11
圖 4-3： 均勻水質與 9 孔水泥桶 .....	13
圖 4-4： 均勻水質校正桶量測比對結果 .....	13
圖 4-5： 9 孔水泥校正桶量測比對結果 .....	14

## 附表目錄

表 1 參加能力試驗試運作之機構及數量.....	5
表 2 能力試驗之桶型標準樣規格.....	7
表 3 參加第二階段能力試驗試運作之機構.....	12
表 4 第二階段能力試驗之桶型標準樣規格.....	12



[本頁空白]

## 1. 前 言

國家游離輻射標準實驗室，為整合國內核設施除役之廢棄物量測技術能力與技術交流、擴展本所與各核設施相關單位的合作契機、並達成物管局認同廢棄物活度量測技術與能力之目標，於本年度舉辦低放射性廢棄物加馬活度量測比對試運作。

本實驗室調查結果顯示，我國目前使用中的低放射性廢棄物桶型量測儀器，大部分皆以量測加馬能譜的方式同時判定廢棄物中核種種類與活度；其中核研所自製塑膠閃爍體量測系統(SWAM2 與 SWAM3)，則屬於總加馬活度量測裝置。

本次能力試驗試運轉，計有台電公司核能發電第一廠、第二廠與第三廠之廢料處理組，與核能研究所化學分析組、化學工程組與保健物理組共 6 個實驗室，總計有 9 部桶型量測儀器加入此比對活動。

## 2. 量測儀器介紹

國內低放射性廢棄物活度量測設備，大部分為美國 Canberra 與 ORTEC 公司所製造。參與量測比對實驗室中，使用 Canberra 公司所製造之量測設備，其型態可分為移動式與固定式之加馬活度量測裝置；如圖 2-1，移動式單純銻偵檢器(ISOCS)，可搭配 2.5 公分或 5 公分之鉛屏蔽，以及不同角度 ( $0^\circ$ 、 $30^\circ$ 、 $90^\circ$ 、 $180^\circ$ )的準直器進行量測；另外如圖 2-2，固定式加馬活度偵檢器(AQ2)，則由固定式三純銻偵檢器，搭配屏蔽計測外箱與機械式輸送帶所組成。兩種量測設備之純銻偵檢器皆利用蒙地卡羅程式校正 (MCNP-Characterized) 如圖 2-3，利用幾何模板模擬樣品形狀與活度分佈，再經由數學計算效率校正曲線。

另外參與量測比對實驗室中，使用 ORTEC 公司所製造之量測設備，則為移動式單純銻加馬活度量測裝置(ISOCART)，如圖 2-4 所示；其中利用 ISOTOIC 軟體計算不同量測物件中核種之量測效率。

塑膠閃爍體總加馬量測系統(SWAM2 與 SWAM3)，則為核研所自行研發之 55 加侖桶型廢棄物總加馬活度量測設備，為一個 6 面鉛屏蔽之  $4\pi$  總加馬計測活度監測系統，如圖 2-5 所示。

參加低放射性活度量測比對試運作的機構，與儀器基本特性如廠牌、型號、偵檢器型式及分析程式如表 1。

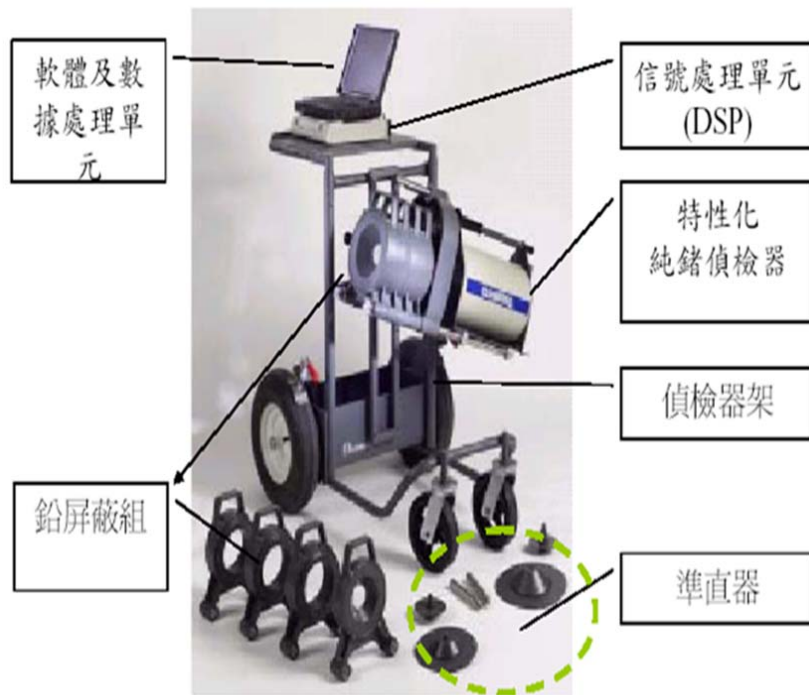


圖 2-1： Canberra-ISOCS 移動式加馬活度偵檢器



圖 2-2： Canberra-AQ2 固定式加馬活度量測設備

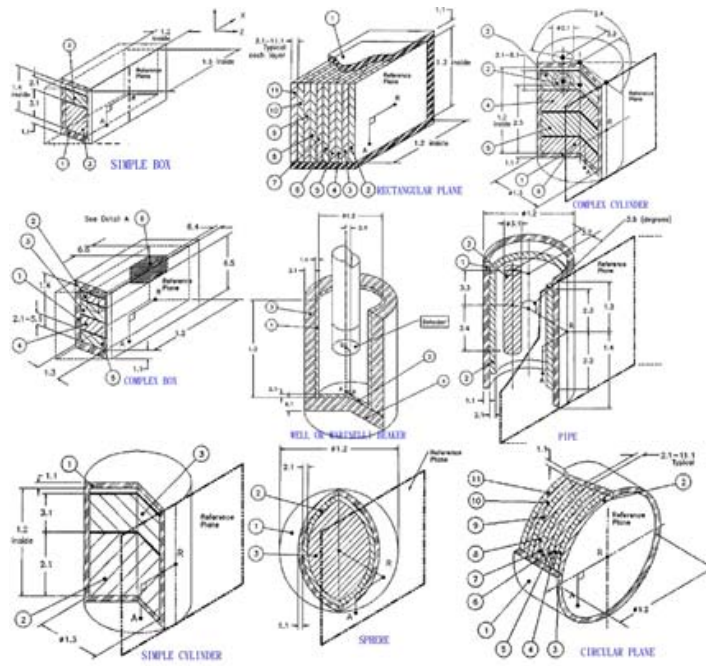


圖 2-3 : ISOCS 幾何模板



圖 2-4 : ORTEC-ISOCART 移動式純鉻偵檢器



圖 2-5：核研所自製塑膠閃爍體桶形偵檢器

表 1 參加能力試驗試運作之機構及數量

代碼	儀器所屬機構	儀器基本特性				
		廠牌	型號	偵檢器	型式	分析程式
A	台電核一廠廢料處理組	Canberra	ISOCS	HPGe ×1	移動	Genie-2000
B	台電核二廠廢料處理組	Canberra	ISOCS	HPGe ×1	移動	Genie-2000
C	台電核三廠廢料處理組	Canberra	ISOCS	HPGe ×1	移動	Genie-2000
D	核研所化學分析組	Canberra	ISOCS	HPGe ×1	移動	Genie-2000
E	核研所化學工程組	Canberra	2101P	HPGe ×2	固定	Genie-2000
F	核研所保物組(A)	Canberra	AQ2	HPGe ×3	固定	Genie-2000
G	核研所保物組(B)	ORTEC	ISOCART	HPGe ×1	移動	ISOTOPIC
H	核研所保物組(C)	INER	SWAM2	PSC ×6	固定	全量檢測系統
I	核研所保物組(D)	INER	SWAM3	PSC ×6	固定	全量檢測系統

### 3. 活度比對方法

活度量測比對之方法係參考環境試樣放射性核種分析測試實驗室認證技術規範及校正領域量測不確定度評估指引，規劃活度量測比對的時程與流程、製作測試樣(校正桶)、訂定比對範圍(項目、能量及活度)、量測比活度的計算方法與測試樣品的不確定度評估方法、比對結果的分析與判別等。

#### 3.1 受測時程與流程

101 年底量測比對執行機構(國家游離輻射標準實驗室)，邀請國內從事核能相關機構參加低放射性廢棄物量測比對，並於 102 年 4 月底召開試運轉說明會，討論初步比對結果及進一步受測之時程與流程，會中決議，由執行機構提供受測機構體射源測試樣(55 加侖校正桶)、量測系統不確定度之評估方法與項目、說明數據更正及重新計測方式、密度與材質等參數，並負責所有測試樣之運送與技術支援，部分機構儀器經維修後並檢討數據重測，102 年底前完成受測機構之數據分析結果，103 年召開試運轉總結報告。

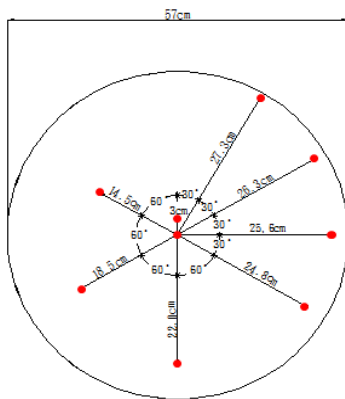
#### 3.2 測試樣(校正桶)

本次試運作，主要考量國內核能設施之廢棄物量測現況，純銻偵檢器種類分為移動式與固定式，測試樣(校正桶)平均密度範圍為  $0.50 \text{ g/cm}^3 \sim 2.0 \text{ g/cm}^3$ ，而測試核種分為  $^{60}\text{Co}$  及  $^{137}\text{Cs}$ ；測試樣活度濃度範圍約為  $100 \text{ kBq} \sim 300 \text{ kBq}$ 。另外，測試桶尺寸為內徑高 86 cm、直徑 56 cm 及厚 0.1 cm 鐵容器。各校正桶之材質、核種、活度、平均密度( $\text{g/cm}^3$ )等列於表 2，及如圖 3-1 與 3-2 所示。

9 支棒射源與 16 支棒射源的液態射源棒(直徑 1.5 cm 及長度 76 cm)的組成，包括可追溯至國家游離輻射標準之液態射源、鹽酸及載體，如圖 3-3 所示。

表 2 能力試驗之桶型標準樣規格

校正桶孔數	材質	密度(g/cm <sup>3</sup> )	核種	活度(kBq)
9	木材	0.50	<sup>137</sup> Cs	247.6
9	塑膠	0.96	<sup>60</sup> Co	98.7
16	塑膠	0.97	<sup>137</sup> Cs	303.3
16	水泥	1.55	<sup>60</sup> Co	238.7



9孔-木材



9孔-塑膠

圖 3-1：9 孔 55 加侖校正桶



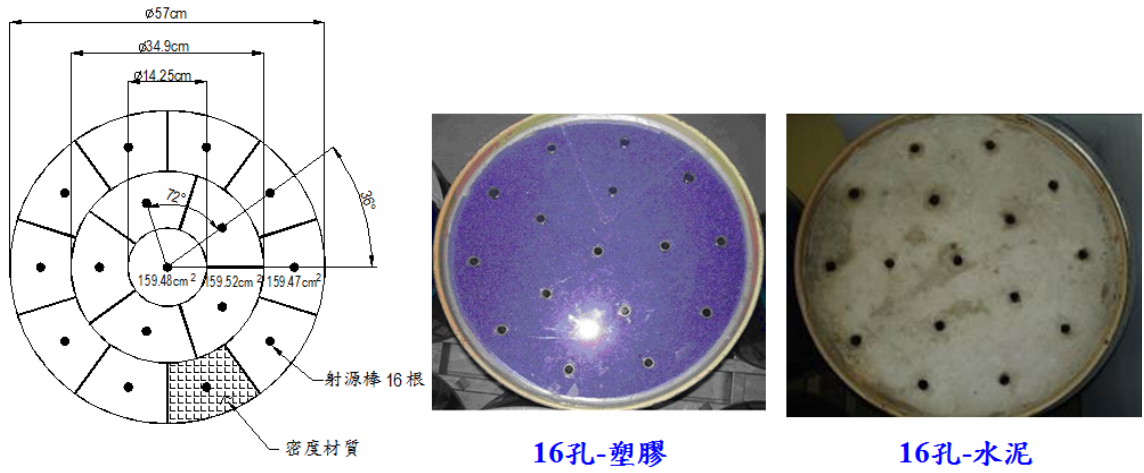


圖 3-2：16 孔 55 加侖校正桶

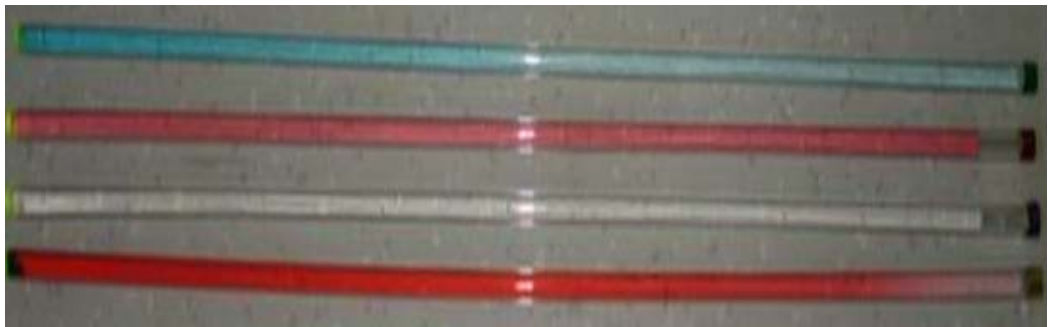


圖 3-3：單一核種  $^{57}\text{Co}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{54}\text{Mn}$ 、 $^{60}\text{Co}$  棒狀體射源

### 3.3 核種活度比對方法

測試樣核種活度比對方法，基本上以下列公式計算，受測實驗室量測值為  $V_i$ ，執行機構測定受測實驗室之參考標準值為  $V_s$ ，偏差  $B_i$  (Bias) 定義為：

$$B_i = \frac{V_i - V_s}{V_s}$$

其中  $B_i$ : 量測值與標準值的偏差

$V_i$ : 核種量測活度(Bq),

$V_s$ : 核種標準活度(Bq)

## 4. 比對結果與分析

### 4.1 第一階段比對結果

本次活度比對試驗屬試運作性質，其目的之一即是要找出合理比對結果之判定方法，供未來制訂相關低放射性廢棄物活度量測技術規範時參考。本文以每個受測實驗室量測核種活度，相對與標準活度之所求得偏差係數( $B_i$ )來分析量測結果。第一階段(101年10月至102年4月)共有9部儀器參與量測比對，比對結果整理(如圖4-1與4-2)如下：

1. 除了9孔木質校正桶量測結果整體偏差較大之外，其餘3桶校正桶量測結果差異，大部分皆小於20%，推測原因為棒狀體射源內液體已有部分揮發，導致體射源實際活度較理論活度低上許多，造成整體量測誤差較差。
2. 某些參與比對實驗室之量測系統，由於其例行量測工作僅針對水泥桶，故尚未建立低密度校正桶(如木材與塑膠)密度效率曲線，導致發生隨著校正桶密度降低，整桶活度量測誤差增大之現象。
3. 9部參與量測比對設備中，發現核研所化工組之量測結果皆有顯著誤差，經調查後發現其偵檢器冷卻系統維修後，尚未經原廠效率特性化，故將不參與第二次量測比對活動。
4. 9孔校正桶需在旋轉條件下，桶內棒狀體射源才能呈現均勻分佈；國內核一廠、核二廠與核三廠之量測系統，由於尚未建置桶形用旋轉平台，因此在量測9孔校正桶之加馬活度時，呈現較大偏差。

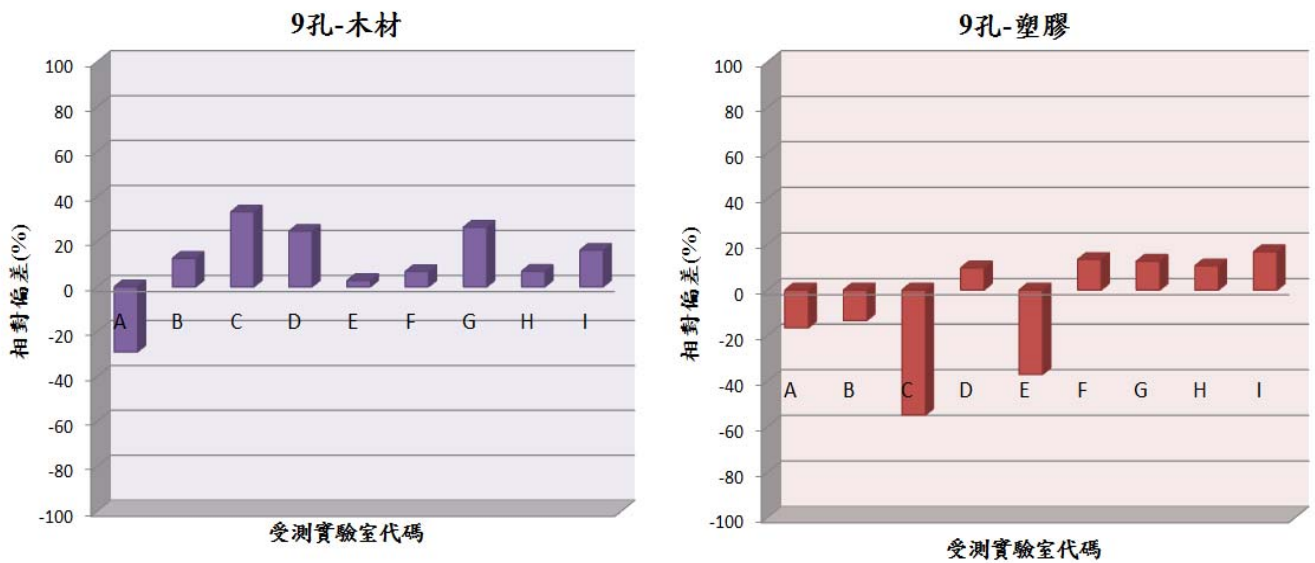


圖 4-1：9 孔校正桶量測比對結果

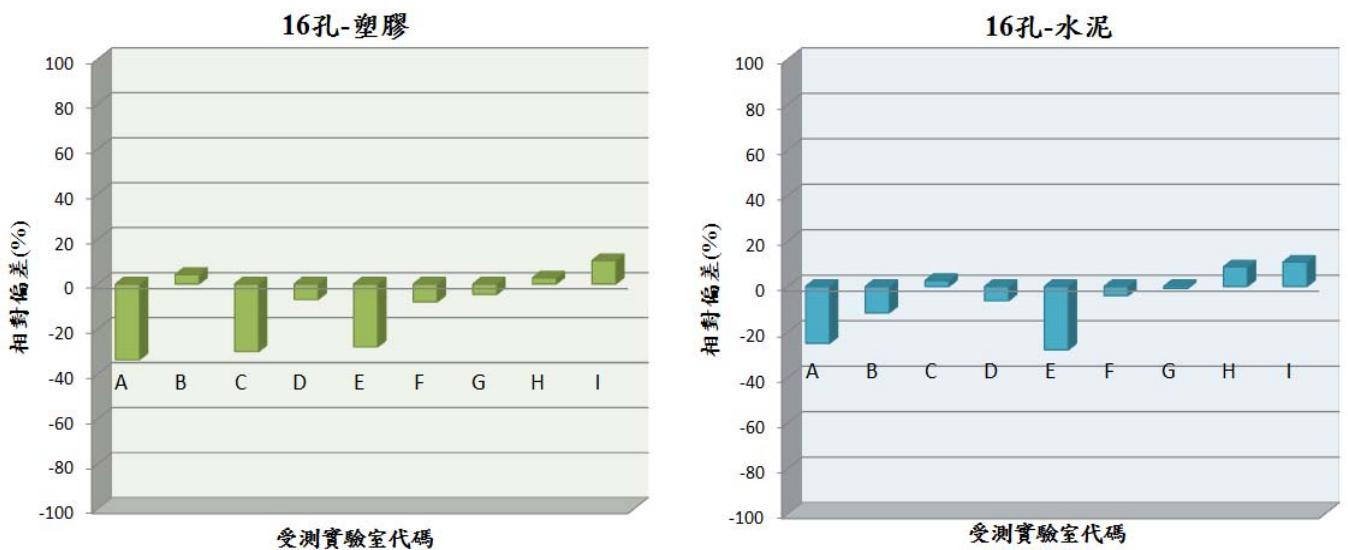


圖 4-2：16 孔校正桶量測比對結果

## 4.2 第二階段比對結果

經過與參加量測比對的機構討論與檢討後，決議第二階段(102 年 5 月至 102 年 8 月)比對活動摘要如下：

1. 待 103 年核一廠、核二廠與核三廠所屬量測實驗室，建置桶形用旋轉平台後，再重新進行 9 孔木材與塑膠校正桶加馬活度量測比對。
2. 由於台電核一廠與核研所化工組所屬實驗室之量測設備，由於仍在檢修中；且核研所自行研發塑膠閃爍體總加馬量測系統(SWAM2 與 SWAM3)，僅能判讀總加馬活度，無法判別核種種類，故此 4 台量測系統皆未參與第二階段量測比對活動。其餘參與第二階段比對活動之實驗室，則列於表 3。
3. 新增兩桶  $^{60}\text{Co}$ 、 $^{137}\text{Cs}$  混合核種校正桶加入比對活動，分別為均勻水質與水泥桶，如圖 4-3 所示；其材質、核種、活度、平均密度( $\text{g}/\text{cm}^3$ )則列於表 4。

表 3 參加第二階段能力試驗試運作之機構

代碼	儀器所屬機構	儀器基本特性				
		廠牌	型號	偵檢器	型式	分析程式
B	台電核二廠廢料處理組	Canberra	ISOCS	HPGe x1	移動	Genie-2000
C	台電核三廠廢料處理組	Canberra	ISOCS	HPGe x1	移動	Genie-2000
D	核研所化學分析組	Canberra	ISOCS	HPGe x1	移動	Genie-2000
F	核研所保物組(A)	Canberra	AQ2	HPGe x3	固定	Genie-2000
G	核研所保物組(B)	ORTEC	ISOCART	HPGe x1	移動	ISOTOPIC

表 4 第二階段能力試驗之桶型標準樣規格

校正桶孔數	材質	密度( $\text{g}/\text{cm}^3$ )	核種	活度(kBq)
0 (均勻狀)	水質	0.89	$^{60}\text{Co}$	350.2
			$^{137}\text{Cs}$	398.5
9	水泥	1.61	$^{60}\text{Co}$	98.2
			$^{137}\text{Cs}$	99.9



圖 4-3：均勻水質與 9 孔水泥桶

整理第二階段比對結果後，如圖 4-4 與 4-5 所示，除了受測實驗室 C 量測 9 孔混合核種水泥桶之相對偏差較高之外，其餘受測實驗室之量測結果相對偏差皆  $\leq \pm 30\%$ 。

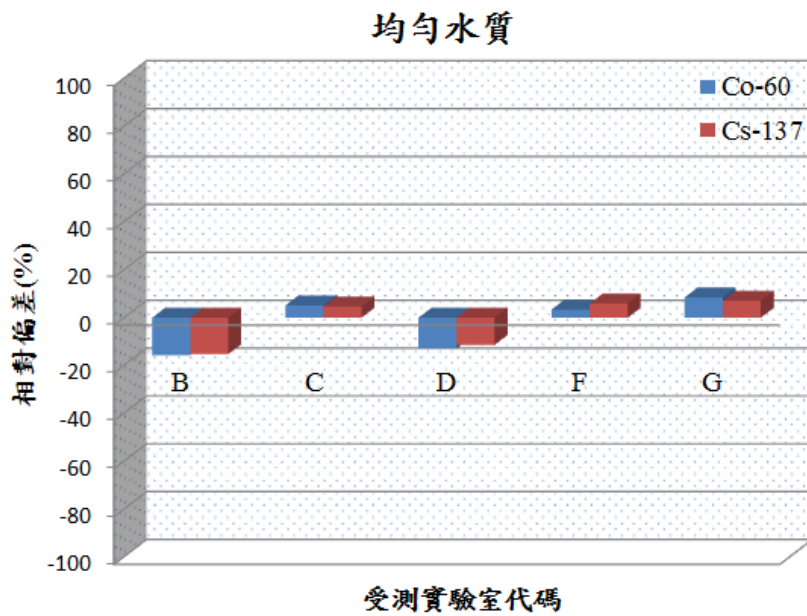


圖 4-4：均勻水質校正桶量測比對結果

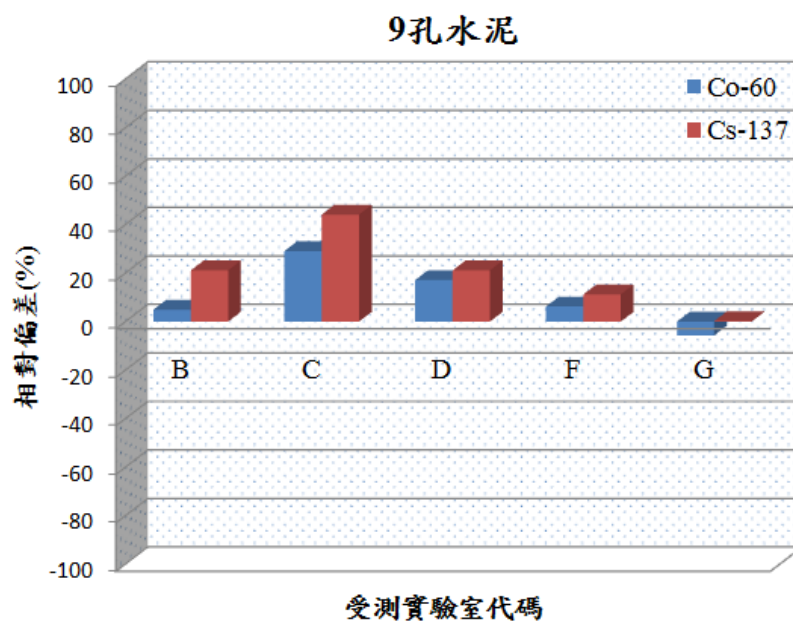


圖 4-5：9 孔水泥校正桶量測比對結果

## 5. 檢討與改善

總結 102 年低放射性廢棄物活度量測比對結果，整理如下：

1. 關於部分體射源洩漏問題，利用本年度新購置射源重新製作體射源，再針對量測偏差較大樣品重新進行量測比對。
2. 督促相關實驗室建立合適密度效率曲線，以便做為未來核設施除役產生不同種類、密度固體廢棄物活度量測之用。
3. 鼓勵台電核一廠、核二廠與核三廠所屬量測實驗室，建置桶形用旋轉平台，再重新進行 9 孔校正桶加馬活度量測比對。



## 參考文獻

1. 一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法，行政院原子能委員會放射性物料管理局，中華民國九十三年十二月。
2. 能力試驗要求，實驗室認證技術規範，TAF-CNLA-R05(2)，2004。
3. 環境試樣放射性核種分析測試，實驗室認證技術規範，TAF-CNLA-T09，2004。
4. 校正領域量測不確定度評估指引，TAF-CNLA-G16(1)，2008。
5. 箱型廢棄物活度監測器之校正及特性，INER-4229，2006。
6. 桶型加馬活度計測系統之校正方法，INER-5068R，2007。
7. “Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement,” International Organization for Standardization, ISO GUM,1995.
8. R. A. Dewberry, V. R. Casella and R. A. Sigg, “Benchmarking Ortec ISOTOPIC Measurements and Calculations,” SRNS-STI-2008-00053, 2008.
9. Julian Dean, “A second Comparison of Procedures for the Assay of Low Levels of Gamma-emitters in Nuclear Site Waste,” NPL-IR19, 2010.

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

生物圈核種外釋傳輸模擬評估技術  
之審查要項研究

計畫編號：102FCMA004

報告編號：102FCMA004-04

執行單位：核能研究所

計畫主持人：周鼎

子項工作負責人：吳禮浩

報告作者：吳禮浩、陳智隆

報告日期：中華民國 102 年 12 月

[本頁空白]

# **The Study of Review Points of Biosphere Nuclide Migration Analysis Technology**

Li-Hao Wu and Chih-Lung Chen

## **ABSTRACT**

This report based on the possible biosphere environment of the radioactive waste repository in Taiwan to perform the biosphere dose assessment. The performed biosphere dose assessment included nuclide migration models within surface soil, groundwater, river water, river sediment, marine salty water, and marine sediment environment. The considered potential exposure groups were farming group, fresh fishing group, and marine fishing group. We applied GoldSim platform software to calculate individual annual dose rate. The results show (A) GoldSim could build up biosphere assessment model reliably and flexibly. The model also considers nuclide decay chain friendly. (B) We develop a linkage technology between GoldSim and Excel spreadsheet, which is benefit for the consistency of the model parameters, reducing manual input errors and improving parameter management. The biosphere assessment model can be constructed on GoldSim platform flexibly. In the future, the biosphere assessment model links with the assessment model of source term, near field, and far field on the GoldSim. The total system performance assessment can be done really, and that will contribute to our radioactive waste final disposal work.

Keywords: Biosphere, Dose Assessment

Institute of Nuclear Energy Research

# 生物圈核種外釋傳輸模擬評估技術之審查要項研究

吳禮浩、陳智隆

## 摘 要

本報告依據我國低放射性廢棄物最終處置場址可能的生物圈環境進行劑量評估技術演練，經由演練過程建立生物圈劑量評估技術，並瞭解審查工作進行時應注意的審查要項。劑量評估必須考量表層土壤、地下水、河水、河流沉積物、濱海鹽水和濱海沉積物等可能的核種遷移環境，並探討在這些環境中，耕種、淡水捕魚和濱海捕魚三種主要的可能曝露群體受到的影響。運用 GoldSim 全系統安全評估平台進行劑量計算，結果顯示：(A) GoldSim 可確實且彈性地建構生物圈評估模型，同時考慮模型中核種衰變鍊關係；(B) 本研究建立 GoldSim 與 Excel 表格的連結技術，有助於模型參數使用的一致性，降低人工輸入的失誤並加強參數管理，增益審查工作進行的效能。

運用 GoldSim 彈性建構生物圈評估模型的能力，未來再連結源項、近場與遠場的評估模型於 GoldSim 平台上，將可確實地進行處置場全系統劑量評估計算，有助於我國低放射性廢棄物最終處置工作的進行。

關鍵字：生物圈、劑量評估

核能研究所

# 目 錄

ABSTRACT .....	i
摘 要 .....	ii
目 錄 .....	iii
圖 目 錄 .....	v
表 目 錄 .....	vi
1. 前言與目的 .....	1
2. 生物圈評估文獻回顧 .....	2
2.1 IAEA 生物圈研究計畫 .....	2
2.2 美國雅卡山計畫 .....	5
2.3 國際間的其他處置計畫 .....	7
2.4 我國生物圈評估技術發展 .....	7
2.5 小結 .....	8
3. 分析案例說明 .....	11
3.1 生物圈參考案例說明 .....	11
3.1.1 參數 .....	11
3.1.2 衰變鍊 .....	12
3.2 模型建立 .....	12
3.3 模型驗證 .....	13
4. 分析應用 .....	37
4.1 劑量轉換因子 .....	37
4.2 傳輸情節比較 .....	37
5. 結論 .....	38
6. 建議 .....	39
參考文獻 .....	40

附件一：耕種曝露群體的劑量

附件二：不同曝露群體的劑量轉換因子

附件三：耕種群體的不同曝露途徑之劑量轉換因子

附件四：生物圈評估技術要項問與答(Q&A)

## 圖目錄

圖 3-1 H12 中的生物圈核種遷移概念 .....	14
圖 3-2 H12 中的人員曝露途徑 .....	14
圖 3-3 在 GoldSim 平台上建立分析案例 .....	15
圖 3-4 在[RN_Biosphere_Transport]資料夾中建立核種遷移路徑關聯 .....	15
圖 3-5 在[Intake_Pathway]資料夾中關鍵群體的曝露途徑關聯 .....	16
圖 3-6 耕種曝露群體的劑量比較.....	17
圖 3-7 不同曝露群體的劑量轉換因子比較 .....	18
圖 3-8 耕種群體的不同曝露途徑之劑量轉換因子比較 .....	19



## 表目錄

表 2-1 雅卡山計畫 SR 階段生物圈評估程式比較表.....	9
表 2-2 ERMYN 與其他模型的比較 .....	10
表 3-1 介質特性參數表.....	20
表 3-2 遷移特性參數表.....	21
表 3-3 劑量轉換係數.....	22
表 3-4 成人對各類食物攝食量.....	23
表 3-5 不同沉積物對各種元素的吸附係數 .....	24
表 3-6 各種元素從土壤傳輸到農作物的濃度轉換因子 .....	25
表 3-7 各類動物產品的各元素轉換因子.....	26
表 3-8 淡水生物的各元素濃度轉換因子.....	28
表 3-9 濱海生物的各元素濃度轉換因子.....	29
表 3-10 成人生活習慣可能接觸核種的相關參數 .....	30
表 3-11 牲畜生活習慣可能接觸核種的相關參數.....	31
表 3-12 農作物特性相關的參數.....	32
表 3-13 農作物的風化速率.....	33
表 3-14 農作物的各元素轉換比.....	34
表 3-15 農作物處理成食物的損失率.....	35
表 3-16 海水水霧強化因子.....	36

## 1. 前言與目的

本研究係配合放射性物料管理局 102 年度「精進放射性物料安全管制技術發展」委託研究計畫而執行，為其所屬「低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究」子項計畫研究項目之一。

放射性核種在生物圈的傳輸路徑通常相當複雜，本研究初步著重於河流/濱海的核種傳輸路徑，作法係參考有關文獻並引用其參數，以 GoldSim 安全評估整合平台進行分析，藉由分析過程與結果驗證河流/濱海核種傳輸路徑評估的正確性。由此技術發展，瞭解生物圈河流/濱海的核種傳輸機制。此外，此技術發展奠基於 GoldSim 平台，可以連結已經發展的近場、遠場評估技術，未來在同一安全評估平台上，可以進行低放處置場全系統安全評估。

研究範疇包含下列三項：

(1)生物圈核種外釋傳輸模擬技術分析：參考日本案例，發展 GoldSim 與 MS Excel 表格的連結技術、區塊沉積物核種傳輸技術等。完成生物圈之河流/濱海核種傳輸情節案例分析。

(2)生物圈核種外釋評估審查要項建立：根據前項分析案例，瞭解情節分析與安全審查需注意要項，據以提供審查單位未來進行安全評估報告審查的參考。

(3)綜合分析前述研析成果與我國現行技術規範，研擬「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則（第 0 版）」安全評估相關章節之精進建議。

本報告研究的具體作法是參考日本 H12 案例，以 GoldSim 平台建立河流/湖泊核種傳輸情節之生物圈評估技術；技術發展內容包括建立 GoldSim 與 excel 表格的連結技術、區塊沉積物核種傳輸技術等，並完成生物圈之河流/濱海核種傳輸情節案例分析；接著根據前項分析案例，瞭解情節分析必要的相關傳輸機制、參數種類和參數數量等要項，同時透過運跑案例之經驗回饋，探討安全審查時需注意的要項，據以提供審查單位未來進行安全評估報告審查的參考。

## 2. 生物圈評估文獻回顧

### 2.1 IAEA 生物圈研究計畫

IAEA 對生物圈的研究主要區分成 5 個時期，說明如下

#### (1) BIOMOVs (1985 – 1990)

BIOMOVs (**BI**ospheric **M**odel **V**alidation **S**tudy) 是一個國際合作研究計畫，最初由瑞典輻射管理局(Swedish Radiation Authority)於 1985 年發起，之後由 IAEA 贊助此研究計畫。計畫區分成 BIOMOVs 和 BIOMOVs II 兩階段。此計畫主要進行放射性核種與其他微量元素在環境中的轉移，以及生物累積機制量化之模式設計，其中包括：(A) 測試環境評估模型的預測精度；(B) 建議未來的研究重點，用以改善這些預測的準確性；(C) 說明本研究中不同模式預測結果的差異(BIOMOVs II, 1996)。

#### (2) VAMP (1988 – 1994)

鑑於車諾比事件(Chernobyl accident)，在 1988 年國際核安全諮詢組(International Nuclear Safety Advisory Group, INSAG)建議 IAEA 成立「陸地、城市與水文環境之放射性核種遷移模型驗證及有關資料彙整(The Validation of Models for the Transfer of Radionuclides in Terrestrial, Urban and Aquatic Environments and the Acquisition of Data for that Purpose)」計畫，該計畫簡稱為 VAMP (**V**alidation of **M**odel **P**redictions)。該計畫主要目的在運用前蘇聯和許多歐洲國家在車諾比事件後之核種活度測量結果，作為放射性核種的環境行為評估模型的可靠性測試，並用以評估所的核燃料循環的放射性影響。

該計畫區分成四個研究小組，包括陸地環境工作小組、城市環境工作小組、水文環境工作小組和多途徑評估工作小組(Multiple Pathways Assessment Working Group)。計畫整體目標為：(A) 運用因車諾比事件造成之核種遷移環境資訊作為評估模型的驗證機制；(B) 基於前述目的，從受影響國家彙整有關資訊；(C) 彙整當時環境模型作成報告，並作為車諾比事件後

改進模型的依據(IAEA, 1995)。

### (3) BIOMASS (1996 – 2002)

IAEA 於 1996 年開始 BIOMASS (**BIO**sphere **M**odelling and **ASS**essment) 計畫，此計畫主要著重於發展與增進對放射性核種在環境中遷移的預測能力，該計畫區分成三個研究主題(IAEA, 2003)：

主題 1：放射性廢棄物處置。目標在發展一個標準或參考生物圈的概念，用以進行處置場長期安全評估，為達成此目標，在此主題下籌組 6 個工作小組，包括：關鍵群體和其他曝露群體的界定原則小組(Principles for the Definition of Critical and Other Exposure Groups)、評估模型資料運用原則小組(Principles for the Application of Data to Assessment Models)、考量替代評估範圍小組(Consideration of Alternative Assessment Contexts)、生物圈系統定義與識別小組(Biosphere System Identification and Justification)、生物圈描述小組(Biosphere System Descriptions)以及模式發展小組(Model Development)。

在此主題下提出下列三種參考生物圈案例(Example Reference Biosphere, ERB)：

- ERB 1 – 飲用水井深入受污染的含水層
- ERB 2A – 農業灌溉水井深入受污染的含水層
- ERB 2B – 從受污染的含水層產生之天然補注進入不同的棲息地，包括耕地，牧場，半天然濕地和湖泊等

ERB 1 又區分成兩種情形，ERB 1A：假設地質模型可供推算井內的核種濃度；ERB 1B：假設生物圈模型範圍含括提供飲用井水的近地表含水層。

主題 2：環境外釋。BIOMASS 提供一個有助於增進環境外釋之輻射曝露評估方法與模型信心的國際論壇，此主題下有兩個小組關注於重建人類接受過去外釋於環境的放射性核種產生的輻射劑量，及評估其補救措施效益的議題。

主題 3：生物圈進程。此主題目標在增進生物圈特定部份的核種遷移模

擬能力，此生物圈特定部份與模式建構可能有程度上的差距。此主題下有三個小組分別測試以下模型：環境中氙長期的擴散行為模型、經由水果攝入放射性核種的模型，以及森林生態內的放射性核種遷移和累積模型。

#### (4) EMRAS I (2003 – 2007)

EMRAS I (Environmental Modelling for Radiation Safety)計畫主要延續 BIOMASS 放射性生態學的(Radioecological)評估與模擬研究計畫，EMRAS I 主要著重於模型預測能力的不確定性，特別是特定環境型態之放射性核種外釋可能造成的結果、具放射性核種殘留的場址復原及對非人類物種的影響(IAEA, 2012)。此計畫區分成三個主題：

主題 1：放射性外釋評估。此主題下有四個小組

- IAEA 第 364 號技術報告(溫帶環境核種遷移預測參數使用手冊) 改版
- 氙和碳-14 遷移至生物群體和人類的模擬
- 車諾比碘-131 外釋之模式驗證與評估
- 河流與河口環境的核種遷移模型驗證

主題 2：具放射性核種殘留的場址復原。此主題下有二個小組

- 天然存在之放射性物質外釋模擬，及採礦污染場址復原效益模擬
- 城市地區受核種擴散性污染的復原評估

主題 3：環境保護。主要進行生物群體劑量評估的模型驗證。

EMRAS I 的主要目標有：

- 透過模型測試、模型比較等方式來增進模型的建構方法
- 在適當的條件下，對於環境模型建構邏輯、假設和參數值，發展國際共識
- 量化環境遷移模型的不確定性
- 發展資料叢集用以測試環境遷移模型
- 發展生物圈核種遷移評估方法
- 提供作為環境評估模型知識和資訊交換的平台

## (5) EMRAS II (2009 - 2011)

EMRAS II 延續前述計畫，對於環境模擬的主要目標為(IAEA, 2013)：

- 測試用以評估環境內核種遷移和對人類與環境造成放射性衝擊之模擬模型的性能
- 發展與改進針對特定環境的模擬模型
- 提供作為經驗、想法和研究訊息交流的國際論壇

計畫共區分成三個主題：

主題 1：人員劑量評估參考方法。此主題下有三個工作小組：

- 例行排放之控制排放參考方法
- 對特定場址管理與復原的模擬參考作法
- 廢棄物處置參考模型

主題 2：生物群劑量評估參考作法。此主題下有三個工作小組：

- 生物群模擬
- 野生動物遷移係數手冊
- 生物群劑量效應模擬

主題 3：評估緊急狀況的作法。此主題下有三個工作小組：

- 氙事故
- 環境敏感度
- 城市區域

## 2.2 美國雅卡山計畫

儘管美國雅卡山(Yucca Mt.)計畫目前被暫停中，但該計畫暫停以前已執行至申請執照階段，故該計畫的執行成果仍值得參考。該計畫在建議場址(Site Recommendation, SR)階段對當時的生物圈評估軟體進行分析，以選擇適用的分析工具，其篩選條件為：

- 1.以環境劑量評估為主要目的並為監管機關可接受
- 2.使用特定條例(如 ICRP-30)指定的方法論

- 3.可考慮雅卡山計畫的全部或大部分重要情節
- 4.可評估長期緩慢的外釋情節
- 5.可進行序率模擬(Stochastic Modelling)的不確定分析
- 6.以食物和飲水型態反應特定群體(Critical Group)的特徵
- 7.以地下水中的放射性核種濃度當作地下水污染情節的源項(Source)
- 8.是已有的電腦軟體

評估的電腦程式有橡樹嶺國家實驗室發展的 AIRDOS-PC(ORNL, 1990)、CAP-88PC(ORNL, 1995)和 RASCAL(ORNL, 1998)，及 RESRAD (Yu et al., 1993)、MEPAS(Buck et al. 1995)、GENII (Napier et al., 1988)和 GENII-S (Leigh et al., 1993)，評估結果列於表 2-1，由該表可知僅 GENII-S 符合所有條件(Schmitt et al., 2000)，故雅卡山計畫在 SR 階段選用 GENII-S 程式，根據雅卡山場址生物圈特性，計算劑量轉換因子(Dose Conversion Factor, DCF)供作全系統安全評估之生物圈劑量評估使用(CRWMS M&O, 1999)。

IAEA 在 2000 年受美國能源部(DOE)委託對雅卡山計畫的生物圈模擬評估計畫進行專家審查(Peer Review)，其發現 GENII 和 GENII-S 有一些缺點(IAEA, 2001)：

- 該程式模擬方式較固定，甚難對具體或尚未發現的需要進行調整，如因土壤侵蝕導致之核種外釋情形或替代處置方式等。
- 該程式一次僅能針對一個核種進行模擬，顯而易見的，該程式無法模擬核種衰變狀況。
- 該程式無法輕易的獲取計算過程中的成果，特別是 GENII-S。如此甚難明白核種在生物圈內的遷移行為，和模式模擬的效果。

因此，DOE 發展 ERMYN (Environmental Radiation Model for Yucca Mountain Nevada)以取代 GENII-S(NRC, 2004)。ERMYN 本質上就是使用 GoldSim 軟體進行生物圈模型的建構。ERMYN 根據雅卡山場址的生物圈特性及考量的情節，在 GoldSim 平台上建構完成後，再與五個其他程式 (GENII/GENII-S/GENII Version 2、BIOMASS ERB2A、EPRI-YM、RESRAD

和 NCRP-129) 依據相同情節建構的模型進行比較。EPRI-YM 是美國電力研究所(Electric Power Research Institute, EPRI)從 1996 年開始發展用以模擬雅卡山場址的地下水外釋情形，主要根據 BIOMASS ERB2A 進行發展(EPRI, 2002)，另外發展火山噴發情節之核種外釋分析模型(EPRI, 2004)。NCRP-129 由美國輻射防護與測量國家委員會(National Council on Radiation Protection and Measurements, NCRP)發展，主要針對土壤污染情節進行分析(NCRP, 1999)。ERMYN 與其他模型的比較結果示於表 2-2 中，ERMYN 僅三個評估路徑情節無法達成優於其他模型，其中空氣曝露情節和浸水曝露情節造成的劑量遠低於土壤曝露情節的劑量，且該地區並不食用內臟，故該三種情節應可予以排除(Rasmuson et al., 2007)。

### 2.3 國際間的其他處置計畫

高放射性廢棄物處置生物圈安全評估：瑞典 Ecolego、MIKE SHE、PANDORA 和 ERICA；日本 AMBER；西班牙 GIS、UNTAMO、PANDORA 和 EIKOS；芬蘭 UNTAMO、SHYD、PANDORA 和 Ecolego，各國使用在生物圈安全評估的分析軟體各有差異。而 GoldSim 平台的被使用情形，除美國運用建構在 GoldSim 平台上的 ERMYN 進行生物圈分析外；西班牙則運用 GoldSim 進行遠場核種傳輸評估並作為安全評估的整合介面；芬蘭在 2011 年的報告中也運用 GoldSim 作為核種在近場和遠場的安全評估計算。

在低放處置方面，以加拿大中低階放射性廢棄物 DGR(Deep Geologic Repository)最終處置場的安全評估為例，其考量的生物圈情節有：(1) 含有核種的地下水外釋至鄰近的休倫湖之湖水外釋情節；(2) 人類抽取地下水進行農耕、畜牧等的井水情節，其選用 AMBER 作為安全評估分析程式(Quintessa Ltd. et al., 2011)。

### 2.4 我國生物圈評估技術發展

我國生物圈評估技術主要隨著「我國用過核子燃料最終處置計畫」的研究進程而發展。在「調查實施與技術發展」階段，生物圈輻射劑量評估



主要以 GENII 為主軸，並進行有關的環境參數蒐集(汪子文，2002；龔繼康等，2003)；在「潛在母岩特性調查與評估」階段，引進 AMBER 程式並根據 IAEA BIOMASS 方法，建構 ERB 1A 和 ERB 1B 飲水情節(馬志銘和張經昌，2007)。

## 2.5 小結

由前述 IAEA 對於 BIOMASS 的參考生物圈案例的描述可知，其區分成三階段(ERB 1, ERB 2A, ERB 2B)或四階段(ERB 1A, ERB 1B, ERB 2A, ERB 2B)乃是提供作為建構生物圈評估時，不同複雜程度的階段區別之用，並非特定分析模式；而 GENII 因無法有效考量核種衰變鍊關係而被 DOE 以 ERMYN 取代；AMBER 為另一套廣泛用在進行生物圈評估的軟體，日本、西班牙、加拿大 DGR 和我國都曾使用過，AMBER 主要以區塊模式(Compartmental Model)模擬核種遷移現象，GoldSim 的區塊模組(Cell Module)也具有相同功能(陳智隆和賴仁杰，2008a)，但 GoldSim 另外具備與 FracMan/PAWorks 直接連結的功能，可進行裂隙網路的主要路徑核種遷移現象模擬(陳智隆和賴仁杰，2008b)。儘管 AMBER 也可以被 GoldSim 平台直接呼叫運跑並成果展示(陳智隆，2007)，但基於生物圈評估所需參數眾多並需要進行機率分析，因此，在 GoldSim 單一平台上進行是較為可行的。

表 2-1 雅卡山計畫 SR 階段生物圈評估程式比較表

程式名稱	程式主要 功能簡介	篩選條件							
		1	2	3	4	5	6	7	8
CAP-88PC	計算長期空氣外釋核種造成的個人與群體最大劑量	○	○		○		○		○
AIRDOS-PC	計算長期空氣外釋核種造成的個人與群體最大劑量	○	○		○				○
RASCAL	計算放射性意外事件造成之劑量	○	○						○
RESRAD	計算特定場址居民受輻射污染劑量	○	○		○		○		○
MEPAS	計算放射性或化學意外事件經空氣和水文傳輸途徑造成之健康風險	○	○	○	○		○	○	○
GENII	計算來自空氣和水文不同傳輸途徑之劑量	○	○	○	○		○	○	○
GENII-S	具序率分析能力的 GENII	○	○	○	○	○	○	○	○

註：○表示符合條件

表 2-2 ERMYN 與其他模型的比較

路徑		ERMYN	GENII	BIOMASS	EPRI-YM	RESRAD	NCRP-129
外部 曝露	受污染的土壤	○	○	○	○	○	○
	空氣曝露	×	○	×	×	×	×
	浸水曝露	×	○	○	×	×	×
吸入 劑量	粉塵	○	○	○	○	○	○
	放射性氣體 (C-14, Rn-222)	○	×	×	×	○	○
	蒸發的水氣	○	×	○	×	×	×
吸入 劑量	土壤	○	○	○	○	○	○
	飲用水	○	○	○	○	○	×
	葉菜植物	○	○	○	○	○	○
	根莖植物	○	○	○	○	○	○
	水果	○	○	×	○	×	○
	穀類	○	○	○	○	×	○
	畜用新鮮飼料	○	○	○	○	○	○
	禽用貯備飼料	○	○	×	○	×	×
吸入 劑量	肉類	○	○	○	○	○	○
	奶類	○	○	○	○	○	○
	內臟	×	×	○	○	×	×
	家禽	○	○	×	○	×	×
	蛋	○	○	×	○	×	×
	魚	○	○	○	○	○	×
總劑量	全部	○	○	○	○	○	○

註：

○ 表示符合條件

× 表示不符合條件

### 3. 分析案例說明

經濟部於 100 年 3 月 29 日公告「建議候選場址遴選報告」，建議將台東縣達仁鄉及金門縣烏坵鄉列為建議候選場址(經濟部，2011)，其中，台東縣達仁鄉境內多溪流，該地區考量的曝露途徑除地下水的飲用情節外，河流遷移情節可能是另一個需要考量的重要情節。國際間討論此重要情節有充足的參數資料且相關的研究並不多見，日本 H12 是其中之一，該報告生物圈評估假設的參考案例，假設核種外釋於河流，且河流流經人類居住地，在人類居住地因人類飲用河水、利用河水灌溉作物或眷養牲畜，而導致人類接觸核種，造成人員劑量(JNC, 2000)。本研究即參考此案例在 GoldSim 平台上建立生物圈評估模型。

#### 3.1 生物圈參考案例說明

##### 3.1.1 參數

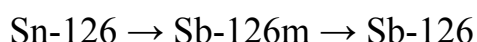
該案例假設核種經由地下含水層直接流入河水，並在河岸表層土壤、土壤內的飽和帶地下水、河水、河流沉積物、濱海鹽水和濱海沉積物之間遷移(見圖 3-1)。關鍵群體接受的劑量來自嚥入(Ingestion)、吸入(Inhalation)和接觸三種不同途徑，並依不同的關鍵群體特性有不同特性的接受劑量途徑，如圖 3-2 所示。案例中使用的參數包括：(1) 介質特性參數(表 3-1)、(2) 遷移特性參數(表 3-2)、(3) 從土壤到作物的劑量轉換係數(表 3-3)、(4) 成人對各類食物的攝食量(表 3-4)、(5) 不同沉積物對各種元素的吸附係數(表 3-5)、(6) 各種元素從土壤傳輸到農作物的濃度轉換因子(表 3-6)、(7) 各類動物產品的各元素轉換因子(表 3-7)、(8) 淡水生物的各元素濃度轉換因子(表 3-8)、(9) 濱海生物的各元素濃度轉換因子(表 3-9)、(10) 成人生活習慣可能接觸核種的相關參數(表 3-10)、(11) 牲畜生活習慣可能接觸核種的相關參數(表 3-11)、(12) 農作物特性相關的參數(表 3-12)、(13) 農作物的風化速率(表 3-13)、(14) 農作物的各元素轉換比(表 3-14)、(15) 農作物處理成食物的損失率(表 3-15)以及(16) 海水水霧強化因子(表 3-16)。

累計前述參數數量表 3-1：48 個、表 3-2：13 個、表 3-3：136 個、表 3-4：21 個、表 3-5：57 個、表 3-6：114 個、表 3-7：152 個、表 3-8：38 個、表 3-9：76 個、表 3-10：24 個、表 3-11：24 個、表 3-12：24 個、表 3-13：57 個、表 3-14：76 個、表 3-15：57 個、以及表 3-16：19 個，合計 936 個。

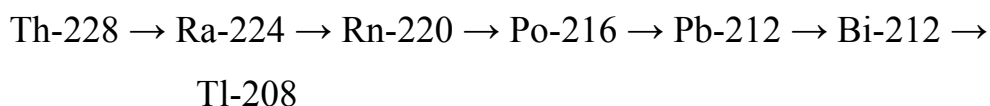
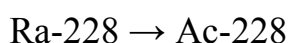
### 3.1.2 衰變鍊

案例使用的衰變鍊如下所列：

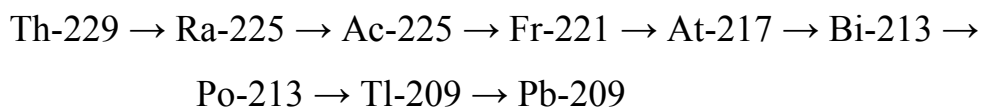
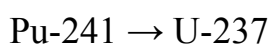
#### (1)活化與分裂產物



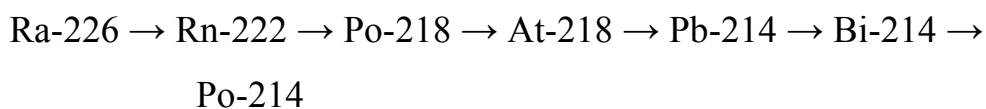
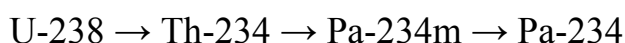
#### (2)4N 系列



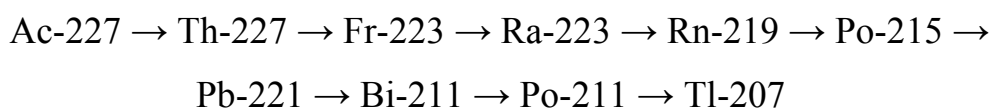
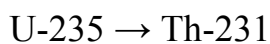
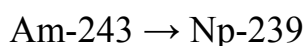
#### (3)4N+1 系列



#### (4)4N+2 系列



#### (5)4N+3 系列



## 3.2 模型建立

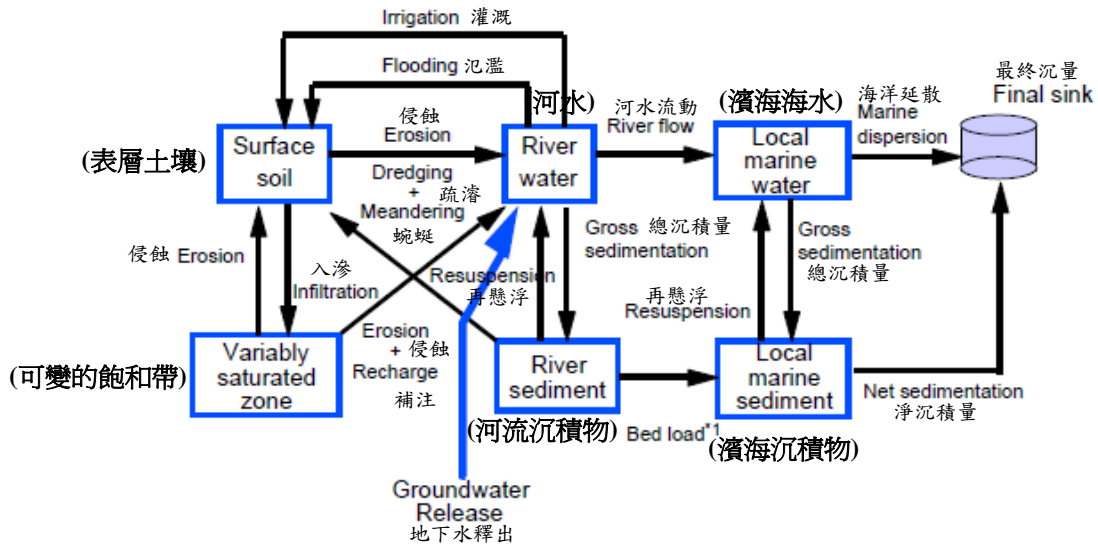
GoldSim 平台於劑量評估方面的運用已有諸多研究案例，包括驗證與增進 GoldSim 平台的質傳管流模式(陳智隆等，2005)、區塊傳輸模式(AMBER)與管流傳輸模式(GoldSim)的比較研究(陳智隆和賴仁杰，2008a)、建立與驗證 GoldSim 平台的離散裂隙網路技術(陳智隆和賴仁杰，2008b)、FEHM 與 GoldSim 的一維核種傳輸模擬比較與驗證研究(陳智隆和賴仁杰，2008c)、發展具代表性放射性廢棄物處置評估模型之技術驗證(陳智隆，2009)和放射性廢棄物處置多核種安全評估模型之技術發展(陳智隆，2011)等。

因此，如前所述，將生物圈評估模式建立在 GoldSim 平台上，將有助於全系統安全評估的進行。本分析模型即建構在 GoldSim 平台上(圖 3-3)。在 GoldSim 平台上依不同參數種類與特性以資料夾方式進行分類。其中在 [RN\_Biosphere\_Transport] 資料夾中，根據圖 3-1 的描述，建立核種在河岸表層土壤、土壤內的飽和帶地下水、河水、河流沉積物、濱海鹽水和濱海沉積物之間遷移路徑關聯(見圖 3-4)。再依圖 3-2 所示之不同群體接受不同途徑的劑量特性，建構不同的劑量曝露途徑於[Intake\_Pathway]資料夾中，結果示於圖 3-5。

### 3.3 模型驗證

將本研究分析結果與參考案例之分析結果進行比較。(1) 耕種曝露群體的劑量結果示於圖 3-6，分析數值列於附件一，此圖顯示本研究分析結果主要核種的分佈情形與劑量率數值大致與參考案例的結果相似；(2) 不同曝露群體的劑量轉換因子比較結果示於圖 3-7，分析數值列於附件二，此圖亦顯示本研究分析結果大致趨勢與參考案例的結果相近；(3) 圖 3-8 顯示耕種群體的不同曝露途徑之劑量轉換因子比較，分析數值列於附件三，結果亦顯示本研究分析結果與參考案例的分析結果極為相近。

由上述三種不同分析結果的比較顯示，本研究的分析結果與參考案例分析結果相近，證實確實可以在 GoldSim 平台上建立生物圈評估模型，並證明本研究已具有建立生物圈評估模型的技術能力。



\*1 The process shows that the solid phase is moved by carrying sediments drawn along the bottom of the water. 傳輸作用顯示固相以沉積物形式沿水體底部搬移

圖 3-1 參考案例的生物圈核種遷移概念

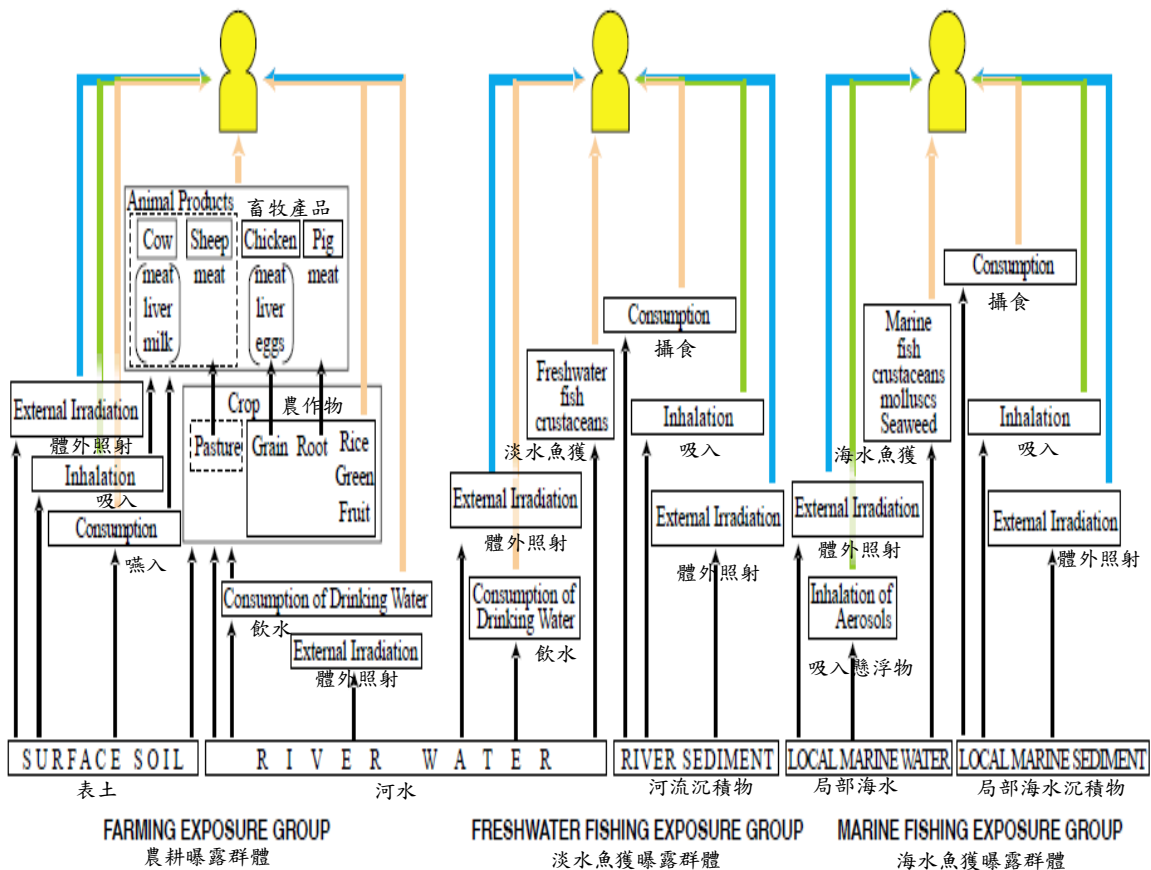


圖 3-2 參考案例的人員曝露途徑

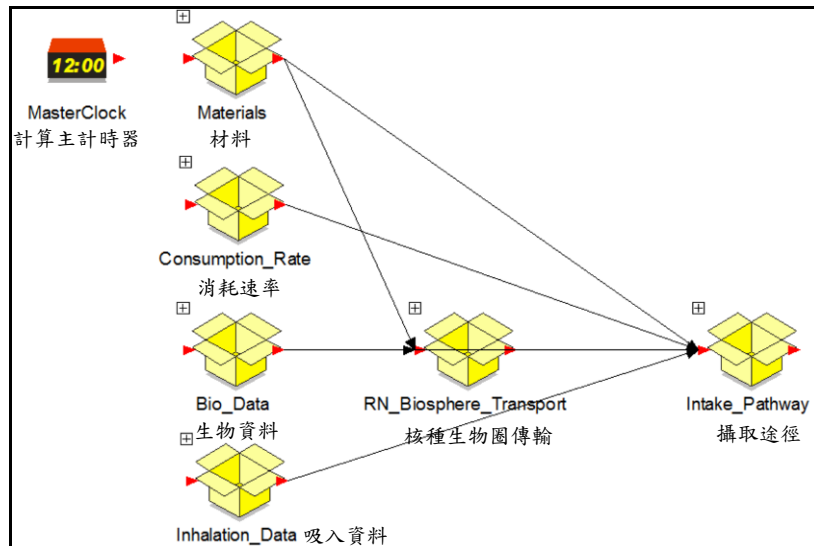


圖 3-3 在 GoldSim 平台上建立分析案例

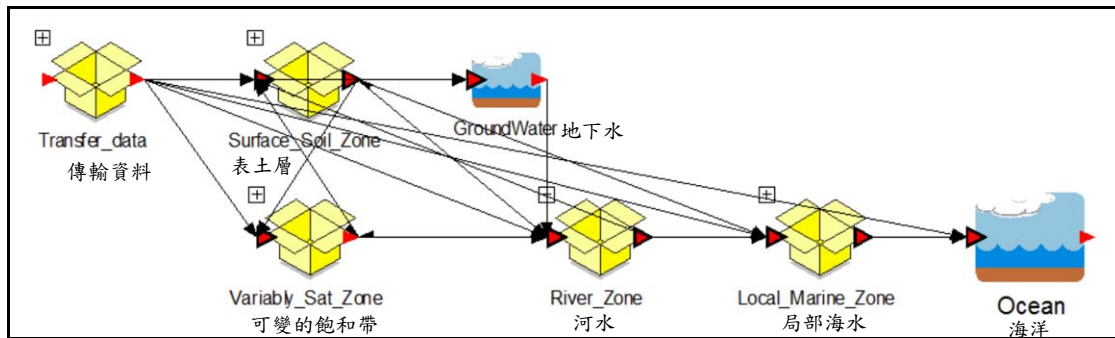


圖 3-4 在[RN\_Biosphere\_Transport]資料夾中建立核種遷移路徑關聯



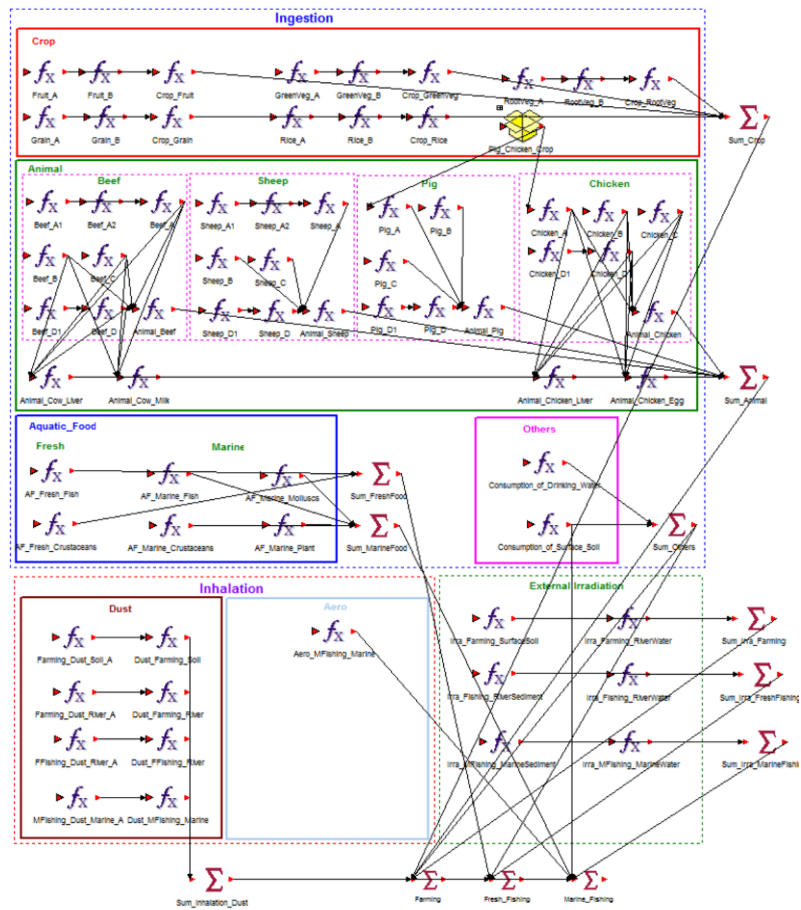
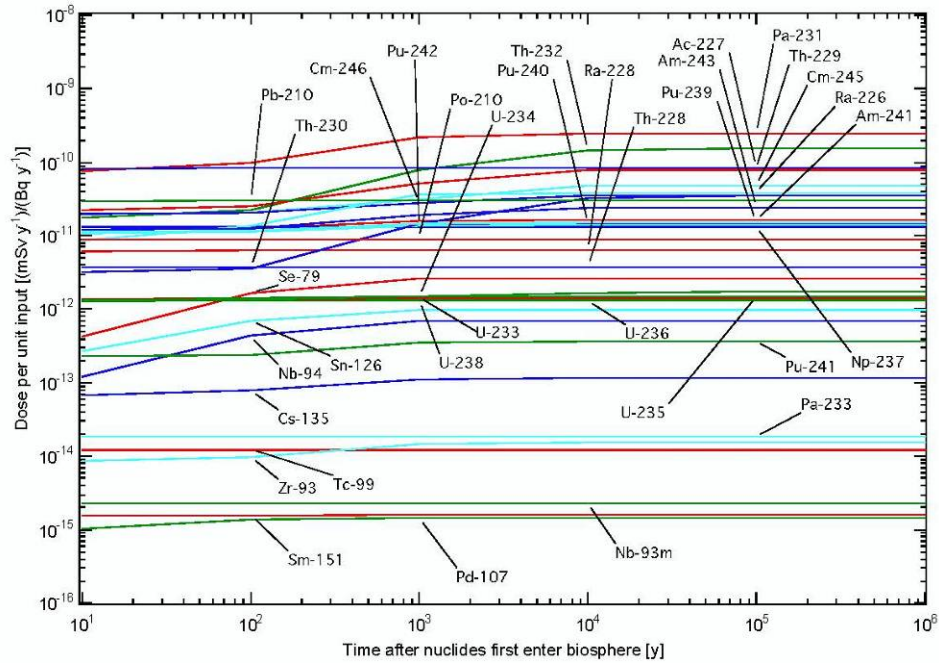


圖 3-5 在[Intake\_Pathway]資料夾中關鍵群體的曝露途徑關聯

(a) H12



(b) 本研究

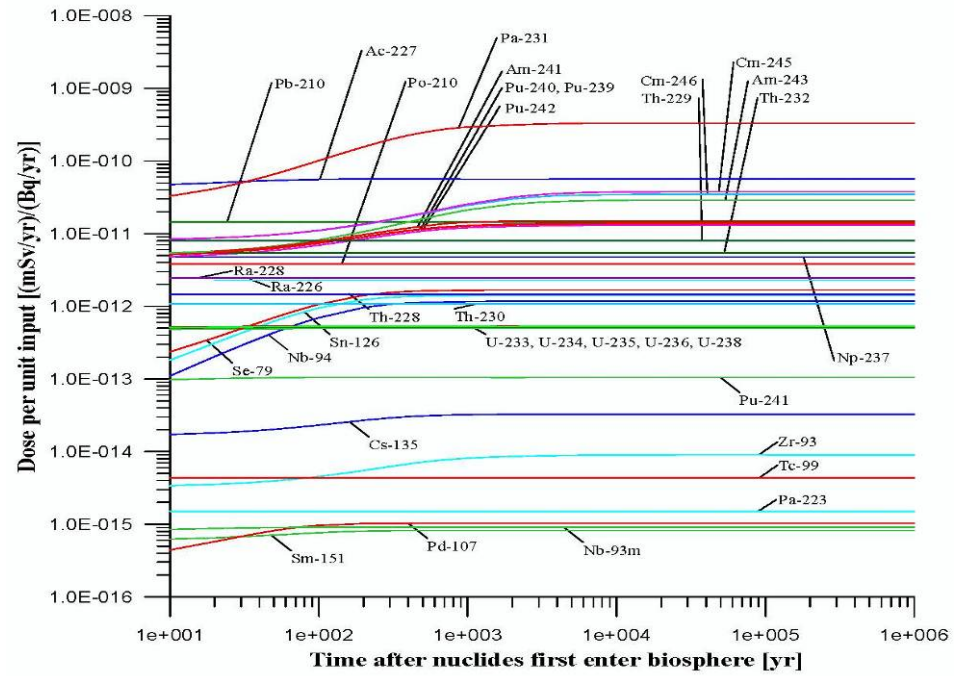
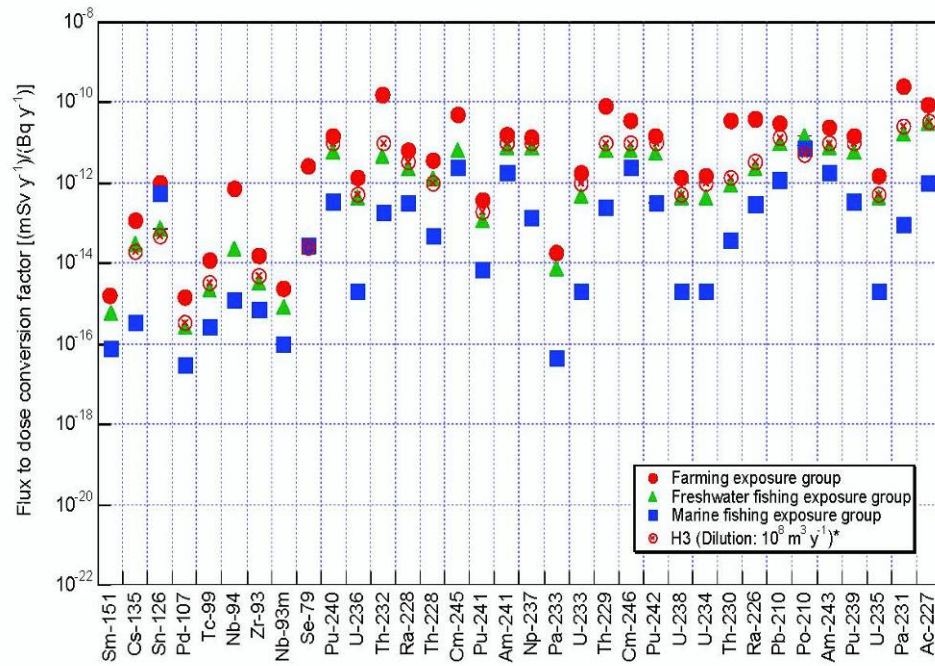


圖 3-6 耕種曝露群體的劑量比較

(a)H12



(b)本研究

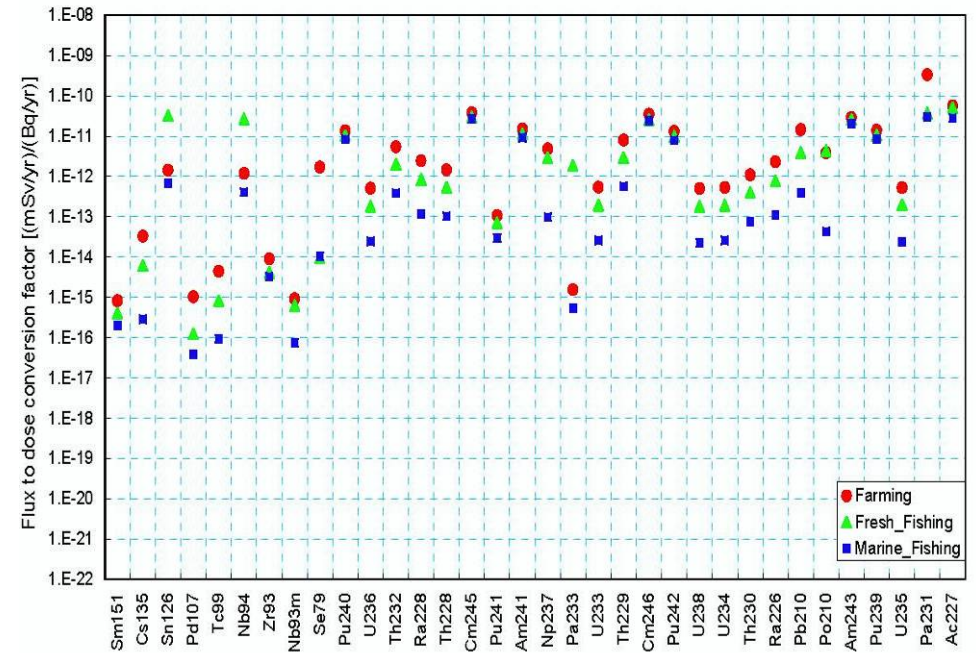
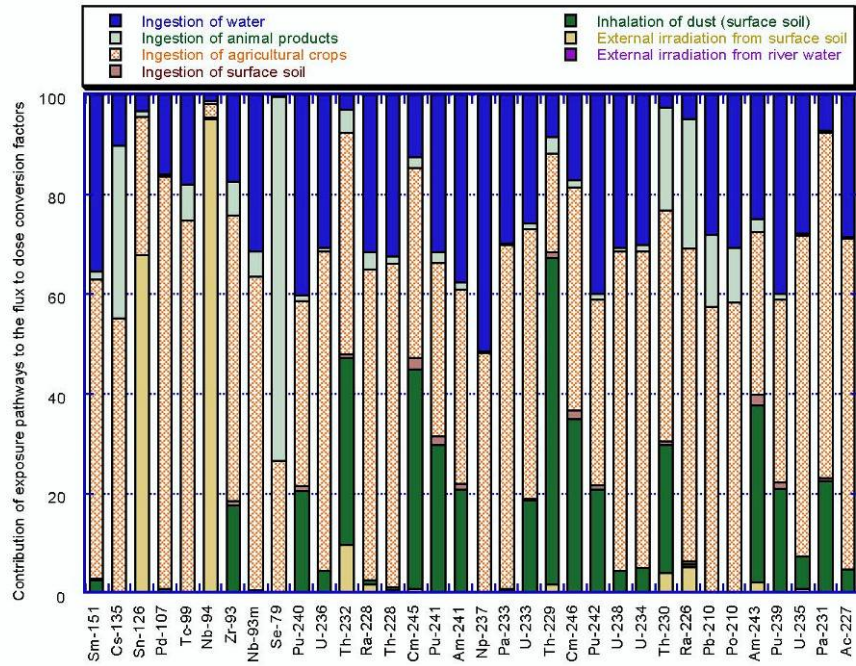


圖 3-7 不同曝露群體的劑量轉換因子比較

(a)H12



(b)本研究

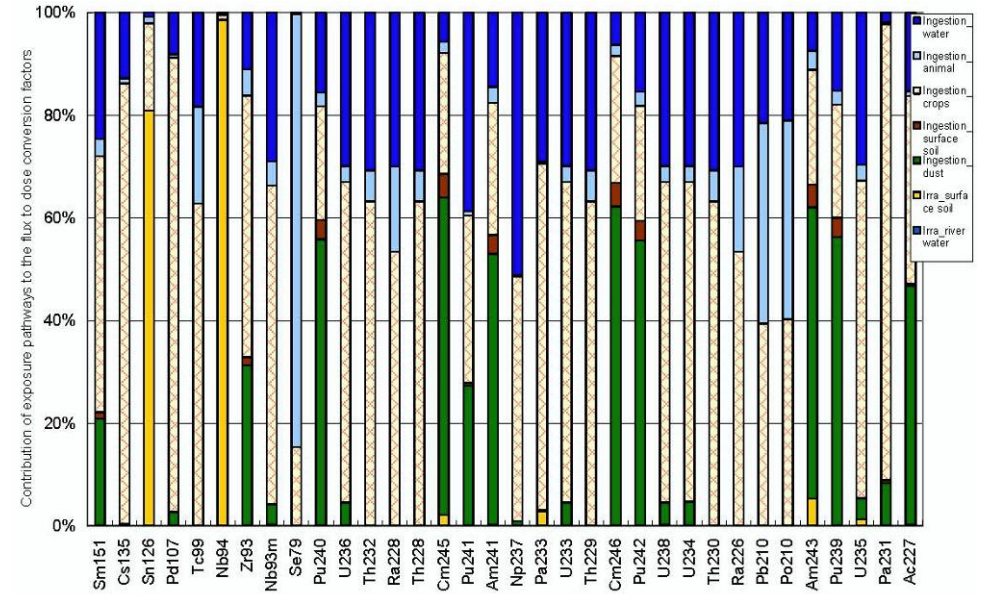


圖 3-8 耕種群體的不同曝露途徑之劑量轉換因子比較

表 3-1 介質特性參數表

Parameter (參數)	Units (單位)	Surface soil (表層土壤)			Saturated zone (飽和帶)		
		Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)
Depth (深度)	m	3.00E-01	1.00E-01	5.00E-01	2.00E+00	1.00E+00	2.00E+01
Area (面積)	m <sup>2</sup>	2.00E+04	1.00E+03	1.00E+06	2.00E+04	1.00E+03	1.00E+06
Volume (體積)	m <sup>3</sup>	6.00E+03	1.00E+02	5.00E+05	4.00E+04	1.00E+03	2.00E+07
Total porosity (總孔隙率)	-	0.40000	0.10000	0.70000	0.40000	0.10000	0.70000
Water-filled porosity (含水孔隙率)	-	3.00E-01	6.00E-02	4.00E-01	3.50E-01	8.00E-02	4.00E-01
suspended sediment con- centration (懸浮物濃度)	kg/m <sup>3</sup>	-	-	-	-	-	-
water density (水密度)	kg/m <sup>3</sup>	1.00E+03	-	-	1.00E+03	-	-
sediment grain density (懸浮物顆粒密度)	kg/m <sup>3</sup>	2.65E+03	2.60E+03	2.70E+03	2.65E+03	2.60E+03	2.70E+03

Parameter (參數)	Units (單位)	River water (河水)			River sediment (河流沉積物)		
		Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)
Depth (深度)	m	5.00E-01	5.00E-01	5.00E+00	1.00E-01	1.00E-01	5.00E-01
Area (面積)	m <sup>2</sup>	1.00E+04	4.00E+03	1.00E+05	1.00E+04	4.00E+03	1.00E+05
Volume (體積)	m <sup>3</sup>	5.00E+03	2.00E+03	5.00E+05	1.00E+03	4.00E+02	5.00E+04
Total porosity (總孔隙率)	-	0.99998	0.98867	1.00000	0.50000	0.40000	0.60000
Water-filled porosity (含水孔隙率)	-	1.00E+00	9.89E-01	1.00E+00	5.00E-01	4.00E-01	6.00E-01
suspended sediment con- centration (懸浮物濃度)	kg/m <sup>3</sup>	5.00E-02	7.00E-03	3.00E+01	-	-	-
water density (水密度)	kg/m <sup>3</sup>	1.00E+03	-	-	1.00E+03	-	-
sediment grain density (懸浮物顆粒密度)	kg/m <sup>3</sup>	2.65E+03	-	-	2.65E+03	2.60E+03	2.70E+03

Parameter (參數)	Units (單位)	Local marine water (濱海海水)			Local marine sediment(濱海沉積物)		
		Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)
Depth (深度)	m	5.00E+00	5.00E+00	2.00E+01	5.00E-01	1.00E-01	5.00E-01
Area (面積)	m <sup>2</sup>	2.00E+05	2.00E+05	2.00E+07	2.00E+06	-	-
Volume (體積)	m <sup>3</sup>	1.00E+06	1.00E+06	4.00E+08	1.00E+06	-	-
Total porosity (總孔隙率)	-	0.99996	0.99996	0.99996	0.50000	0.40000	0.60000
Water-filled porosity (含水孔隙率)	-	1.00E+00	1.00E+00	1.00E+00	5.60E+00	4.00E-01	6.00E-01
suspended sediment con- centration (懸浮物濃度)	kg/m <sup>3</sup>	1.00E-04	1.00E-04	1.00E-02	-	-	-
water density (水密度)	kg/m <sup>3</sup>	-	-	-	1.00E+03	-	-
sediment grain density (懸浮物顆粒密度)	kg/m <sup>3</sup>	-	-	-	2.65E+03	2.60E+03	2.70E+03

表 3-2 遷移特性參數表

<b>Liquid transfers (液態遷移)</b>				
Transfer process (遷移程序)	Units (單位)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)
Irrigation (灌溉)	m <sup>3</sup> /yr	1.50E+04	-	-
Infiltration/Recharge (滲入/補注)	m/yr	7.00E-01	4.50E-01	1.00E+00
Flooding (氾濫)	m <sup>3</sup> /yr	100.00000	10.00000	1000.00000
River flow (河水流動)	m <sup>3</sup> /yr	1.00E+08	3.00E+05	3.00E+10
Marine discharge (濱海洩流)	m <sup>3</sup> /yr	1.00E+10	4.00E+09	2.00E+11

<b>Solid transfers (固態遷移)</b>				
Transfer process (遷移程序)	Units (單位)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)
Erosion (侵蝕)	m/yr	1.00E-04	6.40E-06	3.40E-03
Dredging/Meandering (疏浚/漫漶)	m <sup>3</sup> /yr	1.6	0.5	5.0
River sediment resuspension (河流沉積物再懸浮)	m/yr	1.00E-04	6.40E-06	3.40E-03
River gross sedimentation (河流總沈積量)	m/yr	1.60E-05	1.60E-06	1.60E-04
Bed-load (河床)	kg/yr	1.60E+05	1.00E+05	2.20E+05
Diffusion due to bioturbation in a local marine environment (濱海環境生物活動造成之擴散)	m <sup>2</sup> /yr	3.20E-05	3.20E-06	3.20E-04
Gross sedimentation in a local marine environment (濱海環境的總沈積量)	m/yr	7.50E-05	3.80E-06	3.70E-04
Net sedimentation (淨沈積量)	m/yr	5.00E-05	7.50E-06	3.70E-03

表 3-3 劑量轉換係數

Nuclides (核種)	Ingestion (嚥入, Sv/Bq)	Inhalation (吸入, Sv/Bq)	External Irradiation (體外照射)	
			Soil 土壤 [(Sv/hr)/(Bq/m <sup>3</sup> )]	Water 水 [(Sv/hr)/(Bq/m <sup>3</sup> )]
Ac227	4.00E-06	1.90E-03	3.90E-14	1.50E-13
Am241	1.00E-06	1.20E-04	8.40E-16	6.80E-15
Am243	1.00E-06	1.20E-04	1.70E-14	7.90E-14
Cm245	1.00E-06	1.30E-04	6.60E-15	3.20E-14
Cm246	1.00E-06	1.30E-04	2.20E-18	3.80E-17
Cs135	1.90E-09	1.30E-09	7.40E-19	4.00E-18
Nb93m	1.20E-10	7.80E-09	2.00E-18	3.70E-17
Nb94	1.40E-09	9.10E-08	1.90E-13	6.00E-13
Np237	1.10E-06	1.30E-04	1.50E-15	8.40E-15
Pa233	9.10E-10	2.40E-09	2.00E-14	7.40E-14
Pa231	2.90E-06	3.60E-04	3.70E-15	1.40E-14
Pb210	1.40E-06	3.60E-06	1.20E-16	7.00E-16
Pd107	3.80E-11	3.60E-09	0.00E+00	0.00E+00
Po210	4.50E-07	2.30E-06	1.00E-18	3.30E-18
Pu239	9.80E-07	1.20E-04	5.70E-18	3.50E-17
Pu240	9.80E-07	1.20E-04	2.80E-18	4.00E-17
Pu241	1.90E-08	2.40E-06	3.60E-19	1.80E-18
Pu242	9.30E-07	1.10E-04	2.50E-18	3.40E-17
Ra226	3.10E-07	2.20E-06	2.20E-13	6.90E-13
Ra228	3.30E-07	1.20E-06	1.20E-13	3.70E-13
Se79	2.40E-09	2.50E-09	3.60E-19	2.10E-18
Sm151	9.30E-11	7.70E-09	1.90E-20	3.10E-19
Sn126	5.40E-09	2.40E-08	2.30E-13	7.60E-13
Tc99	3.60E-10	2.00E-09	2.40E-18	1.10E-17
Th228	2.00E-07	8.40E-05	2.00E-13	6.30E-13
Th229	1.10E-06	5.80E-04	3.10E-14	1.20E-13
Th230	1.50E-07	8.60E-05	2.30E-17	1.40E-16
Th232	7.50E-07	4.50E-04	1.00E-17	7.20E-17
U233	7.20E-08	3.80E-05	2.70E-17	1.30E-16
U234	7.10E-08	3.80E-05	7.70E-18	6.30E-17
U235	6.90E-08	3.30E-05	1.50E-14	6.20E-14
U236	6.80E-08	3.60E-05	4.10E-18	4.20E-17
U238	6.70E-08	3.30E-05	2.90E-15	1.10E-14
Zr93	4.50E-10	8.60E-08	0	0

表 3-4 成人對各類食物攝食量

Foodstuff (食品)		Units (單位)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)
Agricultural products (農產品)	Rice (米)	kg/yr	59.8	5.0	150.0
	Grain (穀類)	kg/yr	28.5	5.0	150.0
	Root vegetables (根莖類蔬菜)	kg/yr	47.2	5.0	400.0
	Green vegetables (葉類蔬菜)	kg/yr	26.7	25.0	80.0
	Fruits (水果)	kg/yr	28.5	0.0	50.0
Animal products (動物產品)	Beef (牛肉)	kg/yr	8.8	4.0	10.0
	Mutton (羊肉)	kg/yr	0.6	4.0	10.0
	Pork (豬肉)	kg/yr	9.5	4.0	10.0
	Chicken (雞肉)	kg/yr	7.4	4.0	10.0
	Cow liver (牛肝)	kg/yr	0.2	0.0	40.0
	Chicken liver (雞肝)	kg/yr	0.3	0.0	40.0
	Chicken eggs (雞蛋)	kg/yr	15.4	10.0	200.0
	Cow's milk (牛奶)	kg/yr	46.0	20.0	400.0
Freshwater products (淡水產品)	Freshwater fish (淡水魚)	kg/yr	0.4	-	-
	Freshwater crustaceans (淡水甲殼類動物)	kg/yr	0.2	-	-
Marine products (濱海產品)	Marine fish (海水魚)	kg/yr	14.9	-	-
	Marine crustaceans (海水甲殼類動物)	kg/yr	2.9	-	-
	Marine mollusks (海水軟體動物)	kg/yr	1.8	-	-
	Marine plants (seaweed) (海生植物)	kg/yr	1.9	-	-
Others (其他)	Water (水)	m <sup>3</sup> /yr	0.61	0.40	0.75
	Soil (土壤)	kg/yr	0.037	0.001	0.100



表 3-5 不同沉積物對各種元素的吸附係數

單位: m<sup>3</sup>/kg

Element (元素)	Surface soil, VSZ (表層土壤)			River sediment (河流沉積物)			Local marine sediment (濱海沉積物)		
	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)
Se	0.15	0.0003	3	0.01	0.004	5	1	0	10
Zr	0.6	300	10	10	0.005	10	10	1	5000
Nb	0.16	0.03	6	10	0.01	100	10	1	1000
Tc	0.00014	0	0.4	0.1	0	0.2	0.1	0.01	10
Pd	0.055	0	1	2	0.004	10	50	10	500
Sn	0.13	0.1	1000	10	0.005	50	10	0.02	200
Cs	0.27	0.002	50	2	1	30	3	0.1	20
Sm	0.24	0.001	1000	100	0.01	1000	2000	20	200000
Pb	0.027	0.003	60	10	0.01	10	200	10	10000
Po	0.015	0.006	7	10	0.01	10	200	10	10000
Ra	0.049	0.007	1000	1	0.5	30	5	0.5	500
Ac	0.045	0.4	10	100	0.01	1000	2000	10	10000
Th	3	0.008	5000	5000	0.7	5000	5000	100	10000
Pa	0.054	0.5	6	5000	1	5000	5000	100	10000
U	0.0033	0.00005	20	0.05	0.05	3	0.5	0.1	5
Np	0.0041	0.0001	3	0.5	0.01	50	2	0.2	50
Pu	0.54	0.01	300	100	0.01	100	2000	10	20000
Am	2	0.001	1000	100	0.01	1000	2000	100	20000
Cm	4	0.1	50	100	10	100	2000	0.01	20000

表 3-6 各種元素從土壤傳輸到農作物的濃度轉換因子

單位: (Bq/kg) 農產鮮重/(Bq/kg)土壤乾重

Element (元素)	Root vegetable (根莖類植物)			Green vegetable (葉類蔬菜)			Grain (穀類)		
	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)
Se	1.E+00	1.E-02	1.E+01	1.E+00	1.E-02	1.E+01	1.E+00	1.E-02	1.E+00
Zr	5.E-03	3.E-06	2.E-02	5.E-03	3.E-06	2.E-02	5.E-03	3.E-06	5.E-03
Nb	1.E-02	3.E-03	2.E+00	1.E-02	3.E-03	2.E+00	1.E-02	3.E-03	1.E-02
Tc	1.E+01	4.E-01	5.E+02	1.E+01	4.E-01	5.E+02	1.E+01	4.E-01	1.E+01
Pd	6.E-02	6.E-03	6.E-01	2.E-01	2.E-02	2.E+00	2.E-01	2.E-02	6.E-02
Sn	1.E-01	1.E-03	5.E+00	1.E-01	2.E-03	5.E+00	2.E-01	2.E-03	1.E-01
Cs	3.E-02	1.E-03	1.E+00	3.E-02	1.E-02	1.E+00	2.E-02	1.E-03	3.E-02
Sm	2.E-03	5.E-06	2.E-02	2.E-03	5.E-06	2.E-02	2.E-03	5.E-06	2.E-03
Pb	1.E-02	3.E-04	7.E-02	1.E-02	3.E-04	7.E-02	1.E-02	3.E-04	1.E-02
Po	2.E-04	2.E-06	7.E-03	2.E-04	2.E-06	7.E-03	2.E-04	2.E-06	2.E-04
Ra	4.E-02	5.E-05	8.E-01	4.E-02	7.E-05	8.E-01	4.E-02	7.E-05	4.E-02
Ac	1.E-03	2.E-07	5.E-03	1.E-03	2.E-07	5.E-03	1.E-03	2.E-07	1.E-03
Th	5.E-04	4.E-05	1.E-03	5.E-04	1.E-04	1.E-03	5.E-04	1.E-04	5.E-04
Pa	4.E-02	4.E-04	4.E+00	4.E-02	4.E-04	4.E+00	4.E-02	4.E-04	4.E-02
U	1.E-03	2.E-05	2.E-01	1.E-03	2.E-05	2.E-01	1.E-04	2.E-06	1.E-03
Np	1.E-03	5.E-05	4.E-01	1.E-02	5.E-04	4.E+00	3.E-04	3.E-05	1.E-03
Pu	1.E-03	4.E-08	4.E-02	1.E-04	4.E-08	4.E-02	3.E-05	4.E-08	1.E-03
Am	1.E-03	2.E-07	5.E-03	1.E-03	2.E-07	5.E-03	1.E-05	2.E-07	1.E-03
Cm	1.E-03	2.E-07	5.E-03	1.E-03	2.E-07	5.E-03	1.E-05	2.E-07	1.E-03

Element (元素)	Pasture (牧草)			Rice (米)			Fruits (水果)		
	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)
Se	1.E+00	1.E-02	1.E+01	1.E+00	1.E-02	1.E+01	5.E-01	5.E-03	5.E+00
Zr	5.E-03	3.E-06	2.E-02	5.E-03	3.E-06	2.E-02	5.E-03	3.E-06	2.E-02
Nb	1.E-02	3.E-03	2.E+00	1.E-02	3.E-03	2.E+00	5.E-03	3.E-03	2.E+00
Tc	1.E+01	4.E-01	5.E+02	1.E+01	4.E-01	5.E+02	2.E+01	1.E-01	2.E+02
Pd	2.E-01	2.E-02	2.E+00	2.E-01	2.E-02	2.E+00	2.E-01	2.E-02	2.E+00
Sn	2.E-01	2.E-03	5.E+00	2.E-01	2.E-03	5.E+00	1.E-01	2.E-03	5.E+00
Cs	3.E-02	1.E-02	1.E+00	2.E-02	1.E-02	3.E-01	5.E-02	1.E-02	1.E+00
Sm	2.E-03	5.E-06	2.E-02	2.E-03	5.E-06	2.E-02	2.E-03	5.E-06	2.E-02
Pb	1.E-02	3.E-04	7.E-02	1.E-02	3.E-04	7.E-02	1.E-02	3.E-04	7.E-02
Po	2.E-04	2.E-06	2.E-02	2.E-04	2.E-06	7.E-03	2.E-04	2.E-06	7.E-03
Ra	4.E-02	7.E-05	8.E-01	4.E-02	7.E-05	8.E-01	4.E-02	7.E-05	8.E-01
Ac	1.E-03	2.E-07	2.E-02	1.E-03	2.E-07	5.E-03	5.E-04	1.E-07	3.E-03
Th	5.E-04	1.E-04	2.E-03	5.E-04	1.E-04	1.E-03	5.E-04	1.E-04	1.E-03
Pa	4.E-02	4.E-04	4.E+00	4.E-02	4.E-04	4.E+00	4.E-02	4.E-04	4.E+00
U	1.E-03	2.E-05	2.E-01	1.E-04	2.E-06	2.E-02	1.E-04	2.E-06	2.E-02
Np	5.E-03	3.E-04	3.E-01	3.E-04	3.E-05	4.E-02	3.E-04	3.E-05	3.E-02
Pu	1.E-03	4.E-08	4.E-02	1.E-03	4.E-08	4.E-02	1.E-04	1.E-05	1.E-03
Am	5.E-03	1.E-04	5.E-02	1.E-03	2.E-07	5.E-03	1.E-03	2.E-07	5.E-03
Cm	5.E-03	1.E-04	5.E-02	1.E-05	2.E-07	5.E-03	1.E-03	2.E-07	5.E-03

表 3-7 各類動物產品的各元素轉換因子

單位: (Day/Kg)農產鮮重

Element (元素)	Beef (牛肉)			Mutton (羊肉)			Pork (豬肉)		
	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)
Se	5.4E-01	2.0E-04	5.4E-01	1.4E+00	3.0E-02	1.4E+00	7.2E-01	3.2E-01	7.2E-01
Zr	3.1E-03	5.0E-04	2.0E-01	1.0E-02	1.0E-02	3.0E-01	3.5E-03	3.5E-04	3.5E-02
Nb	2.0E-04	1.7E-04	2.5E-01	2.0E-03	2.0E-04	2.0E-02	1.0E-03	5.5E-04	1.0E-03
Tc	6.0E-03	1.3E-06	1.0E-02	8.6E-02	1.0E-02	5.0E+00	1.0E-04	1.0E-04	3.0E-02
Pd	7.1E-05	7.1E-05	1.0E-03	1.0E-04	1.0E-05	1.0E-03	3.6E-05	3.6E-06	3.6E-04
Sn	1.9E-03	2.0E-04	1.0E-02	1.3E-02	3.0E-03	3.0E-02	4.4E-03	4.4E-04	4.4E-02
Cs	5.0E-02	2.0E-03	9.2E-02	3.0E-01	3.2E-04	4.5E-01	2.4E-01	3.0E-02	1.1E+00
Sm	5.1E-04	5.4E-04	5.0E-03	3.2E-04	5.4E-04	5.0E-03	1.0E-04	9.8E-06	9.8E-04
Pb	1.0E-02	1.0E-04	1.0E-02	8.8E-02	3.0E-03	8.8E-02	3.1E-02	3.1E-03	3.1E-01
Po	4.0E-03	4.0E-04	4.0E-02	5.0E-02	5.0E-03	5.0E-01	3.1E-02	3.1E-03	3.1E-01
Ra	1.3E-03	2.0E-05	1.9E-02	9.9E-02	6.0E-03	9.9E-02	3.5E-02	3.5E-03	3.5E-01
Ac	1.6E-04	2.0E-06	1.6E-04	4.7E-04	3.0E-05	3.0E-03	1.7E-04	1.7E-05	1.7E-03
Th	2.7E-03	1.0E-04	2.7E-03	1.3E-02	1.0E-03	6.0E-02	4.6E-03	4.6E-04	4.6E-02
Pa	5.0E-05	2.6E-05	5.0E-03	3.4E-04	3.4E-04	6.0E-02	1.1E-04	1.1E-05	1.1E-03
U	6.9E-04	2.0E-04	3.0E-02	7.4E-03	2.1E-03	4.0E-01	2.6E-03	2.6E-03	6.2E-02
Np	1.2E-04	7.8E-06	5.0E-03	1.4E-04	1.1E-04	6.0E-02	4.5E-05	4.5E-06	4.5E-04
Pu	2.0E-04	5.0E-09	2.0E-04	1.0E-03	6.0E-08	1.0E-03	8.3E-05	4.0E-06	8.3E-05
Am	4.0E-04	2.0E-06	4.0E-04	2.0E-03	3.0E-05	2.0E-03	1.0E-03	1.2E-05	1.0E-03
Cm	9.8E-05	3.0E-06	5.0E-03	3.0E-04	3.0E-05	3.0E-03	9.9E-05	9.9E-06	9.9E-04

Element (元素)	Chicken (雞肉)			Cow liver (牛肝)			Chicken liver (雞肝)		
	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)
Se	8.3E+00	8.3E+00	9.0E+00	1.0E+01	6.0E-03	1.0E+01	7.6E+01	7.6E+00	7.6E+02
Zr	1.4E-01	1.4E-02	1.4E+00	3.1E-03	8.9E-05	3.1E-03	1.4E-01	1.4E-02	1.4E+00
Nb	4.0E-02	2.0E-03	4.0E-02	1.7E-04	1.7E-04	3.0E+00	2.2E-02	2.2E-03	2.2E-01
Tc	1.2E+00	6.0E-02	1.2E+00	2.1E-02	2.1E-03	2.1E-01	1.2E+00	1.2E-01	1.2E+01
Pd	1.4E-03	1.4E-04	1.4E-02	9.8E-03	9.8E-04	9.8E-02	9.8E-01	9.8E-02	9.8E+00
Sn	1.8E-01	1.8E-02	1.8E+00	2.2E-02	2.0E-04	2.2E-02	1.0E+00	1.0E-01	1.0E+01
Cs	1.2E+01	3.0E-01	1.8E+01	3.1E-02	7.0E-03	9.0E-02	1.2E+01	1.2E+00	1.2E+02
Sm	3.9E-03	3.8E-04	3.8E-02	5.8E-01	4.0E-03	5.8E-01	2.6E+00	2.6E-01	2.6E+01
Pb	1.2E+00	1.2E-01	1.2E+01	8.1E-01	2.0E-04	1.3E+00	7.7E+01	7.7E+00	7.7E+02
Po	1.2E+00	1.2E-01	1.2E+01	1.1E-01	4.0E-04	1.6E-01	7.7E+01	7.7E+00	7.7E+02
Ra	4.8E-01	4.8E-02	4.8E+00	1.9E-02	2.0E-05	1.9E-02	4.8E-01	4.8E-02	4.8E+00
Ac	6.6E-03	6.6E-04	6.6E-02	1.4E-01	2.0E-03	2.0E-01	2.7E+00	2.7E-01	2.7E+01
Th	1.8E-01	1.8E-02	1.8E+00	6.3E-02	9.0E-05	6.3E-02	2.1E+00	2.1E-01	2.1E+01
Pa	4.1E-03	4.1E-04	4.1E-02	1.1E-03	6.0E-05	6.0E-03	1.1E+00	1.1E-02	1.1E+00
U	1.0E-01	1.0E-01	1.2E+00	6.9E-04	6.9E-04	3.0E+02	1.0E-01	1.0E-02	1.0E+00
Np	1.7E-03	1.7E-04	1.7E-02	1.5E-02	2.0E-04	1.5E-02	1.3E-01	1.3E-02	1.3E+00
Pu	1.0E-01	1.9E-05	1.0E-01	6.8E-02	2.0E-03	1.0E+00	1.4E+00	1.4E+00	1.4E+02
Am	1.0E-01	2.0E-05	1.0E-01	6.8E-02	2.0E-03	5.3E-01	1.4E+00	1.4E+00	1.4E+02
Cm	4.0E-03	4.0E-04	4.0E-02	3.2E-02	3.2E-03	3.2E-01	6.3E-01	6.3E-02	6.3E+00

表 3-7 各類動物產品的各元素轉換因子(續)

單位: (Day/Kg)農產鮮重

Element (元素)	Cow milk (牛奶)			Chicken eggs (雞蛋)		
	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)
Se	4.0E-03	1.0E-03	6.0E-02	8.3E+00	8.3E+00	9.3E+00
Zr	3.0E-05	3.0E-06	5.0E-04	1.4E-01	1.4E-02	1.4E+00
Nb	2.0E-02	0.0E+00	2.0E-01	2.2E-02	3.0E-03	2.2E-02
Tc	7.5E-03	2.3E-05	4.0E-01	1.2E+00	1.2E+00	3.0E+00
Pd	2.5E-04	2.5E-04	5.0E-03	1.4E-03	1.4E-04	1.4E-02
Sn	1.0E-03	1.0E-04	1.0E-02	1.8E-01	1.8E-02	1.8E+00
Cs	8.0E-03	1.0E-03	2.7E-02	4.0E-01	6.0E-02	1.2E+01
Sm	2.0E-05	2.0E-06	2.0E-04	3.9E-03	3.9E-04	3.9E-02
Pb	3.0E-04	2.0E-05	4.0E-04	1.2E+00	1.2E-01	1.2E+01
Po	3.0E-04	2.0E-05	4.0E-04	1.2E+00	1.2E-01	1.2E+01
Ra	1.3E-03	9.0E-05	1.0E-02	2.5E-01	2.5E-02	2.5E+00
Ac	4.0E-07	4.0E-08	2.0E-05	1.6E-02	1.6E-03	1.6E-01
Th	5.0E-06	5.0E-07	5.0E-04	1.8E-01	1.8E-02	1.8E+00
Pa	5.0E-06	5.0E-07	5.0E-04	4.1E-03	4.1E-04	4.1E-02
U	4.0E-04	4.0E-05	6.0E-04	1.0E-01	1.0E-02	1.0E+00
Np	5.0E-06	5.0E-07	1.0E-04	1.7E-02	1.7E-03	1.7E-01
Pu	5.0E-06	2.0E-09	1.0E-05	8.0E-03	3.3E-05	8.0E-03
Am	5.0E-06	4.0E-08	5.0E-05	3.9E-03	1.0E-03	9.0E-03
Cm	9.0E-06	9.0E-06	1.1E-04	4.0E-02	4.0E-03	4.0E-01

表 3-8 淡水生物的各元素濃度轉換因子

單位: (L/kg)

Element (元素)	Freshwater fish (淡水魚)			Freshwater crustaceans (淡水甲殼類動物)		
	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)
Se	2.0E+02	3.0E+01	3.0E+02	2.0E+03	1.0E+02	1.0E+04
Zr	3.0E+02	1.0E+00	4.0E+02	1.0E+02	1.0E+01	1.0E+03
Nb	3.0E+02	2.0E+01	3.0E+04	1.0E+02	1.0E+01	5.0E+02
Tc	2.0E+01	2.0E+01	8.0E+01	5.0E+00	5.0E-01	1.0E+02
Pd	2.0E+01	2.0E+00	2.0E+02	5.0E+02	5.0E+01	5.0E+03
Sn	1.0E+02	1.0E+02	1.0E+04	1.0E+03	1.0E+02	1.0E+04
Cs	2.0E+02	3.0E+01	1.0E+04	1.0E+03	5.0E+01	1.0E+04
Sm	3.0E+01	1.0E+01	2.0E+02	1.0E+03	1.0E+02	1.0E+04
Pb	3.0E+02	1.0E+02	3.0E+02	1.0E+02	1.0E+01	1.0E+03
Po	5.0E+01	1.0E+01	5.0E+02	2.0E+04	2.0E+03	2.0E+05
Ra	5.0E+01	1.0E+01	2.0E+02	3.0E+02	3.0E+01	3.0E+03
Ac	8.0E+02	5.0E+02	1.0E+03	3.0E+03	3.0E+02	3.0E+04
Th	3.0E+01	3.0E+01	1.0E+04	5.0E+02	5.0E+01	5.0E+03
Pa	1.0E+01	2.0E+00	1.0E+02	1.0E+02	1.0E+01	1.0E+03
U	1.0E+01	2.0E+00	5.0E+01	1.0E+02	1.0E+01	5.0E+03
Np	1.0E+01	1.0E+01	3.0E+03	4.0E+02	4.0E+01	4.0E+03
Pu	4.0E+00	4.0E-01	5.0E+02	1.0E+02	1.0E+01	1.0E+03
Am	8.0E+02	3.0E+01	1.0E+03	3.0E+03	3.0E+02	3.0E+04
Cm	3.0E+01	2.0E+01	3.0E+02	1.0E+03	1.0E+02	1.0E+04

表 3-9 濱海生物的各元素濃度轉換因子

單位: (L/kg)

Element (元素)	Marine fish (海水魚)			Marine crustaceans (海水甲殼類動物)		
	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)
Se	6.0E+03	1.0E+03	1.0E+04	5.0E+03	2.0E+03	1.0E+04
Zr	2.0E+01	1.0E+00	5.0E+01	2.0E+02	5.0E+01	5.0E+02
Nb	1.0E+01	1.0E+00	5.0E+01	2.0E+02	5.0E+01	5.0E+02
Tc	3.0E+01	1.0E+01	2.0E+02	1.0E+03	5.0E+02	5.0E+04
Pd	3.0E+02	3.0E+01	3.0E+03	3.0E+02	3.0E+01	3.0E+03
Sn	5.0E+04	1.0E+03	1.0E+05	5.0E+04	1.0E+03	1.0E+05
Cs	1.0E+02	1.0E+01	3.0E+02	3.0E+01	5.0E+00	1.0E+02
Sm	5.0E+02	2.0E+02	8.0E+05	1.0E+03	1.0E+02	1.0E+04
Pb	2.0E+02	1.0E+01	3.0E+02	1.0E+03	4.0E+01	2.0E+05
Po	2.0E+03	1.0E+02	1.0E+04	5.0E+04	4.0E+02	3.0E+06
Ra	5.0E+02	5.0E+01	1.0E+03	1.0E+02	1.0E+02	1.0E+03
Ac	5.0E+01	5.0E-01	2.0E+02	1.0E+03	1.0E+02	1.0E+04
Th	6.0E+02	1.0E+02	1.0E+04	1.0E+03	1.0E+03	6.0E+03
Pa	5.0E+01	5.0E-01	2.0E+02	1.0E+01	5.0E-01	2.0E+02
U	1.0E+00	1.0E-01	3.0E+04	1.0E+01	2.0E-01	2.0E+05
Np	1.0E+01	1.0E-01	5.0E+01	1.0E+02	1.0E+01	1.0E+03
Pu	4.0E+01	5.0E-01	1.0E+02	2.0E+02	1.0E+01	1.0E+03
Am	5.0E+01	5.0E-01	2.0E+02	5.0E+02	1.0E+02	1.0E+03
Cm	5.0E+01	5.0E-01	2.0E+02	5.0E+02	1.0E+02	1.0E+03

Element (元素)	Marine mollusks (海水軟體動物)			Marine plant(Seaweed) (海生植物)		
	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)
Se	6.0E+03	3.0E+03	1.0E+04	1.0E+03	5.0E+02	5.0E+03
Zr	5.0E+03	1.0E+03	1.0E+05	3.0E+03	5.0E+02	5.0E+03
Nb	1.0E+03	1.0E+03	1.0E+05	3.0E+03	1.0E+02	5.0E+03
Tc	1.0E+03	1.0E+02	1.0E+04	1.0E+03	5.0E+02	1.0E+05
Pd	3.0E+02	3.0E+01	3.0E+03	1.0E+03	1.0E+02	1.0E+04
Sn	5.0E+04	1.0E+03	1.0E+05	2.0E+04	5.0E+03	5.0E+04
Cs	2.0E+01	5.0E+00	5.0E+01	1.0E+02	1.0E+01	1.0E+03
Sm	5.0E+03	1.0E+03	1.0E+04	3.0E+03	3.0E+02	5.0E+03
Pb	1.0E+03	4.0E+01	2.0E+05	1.0E+03	1.0E+03	2.0E+04
Po	1.0E+04	4.0E+02	3.0E+06	1.0E+03	1.0E+03	2.0E+04
Ra	1.0E+03	1.0E+02	1.0E+03	1.0E+02	1.0E+01	1.0E+03
Ac	1.0E+03	1.0E+02	1.0E+04	1.0E+03	1.0E+02	1.0E+04
Th	1.0E+03	1.0E+03	6.0E+03	2.0E+02	1.0E+02	5.0E+02
Pa	5.0E+02	1.0E+02	5.0E+03	1.0E+02	6.0E+00	1.0E+02
U	3.0E+01	1.0E+01	6.0E+03	1.0E+02	5.0E+01	2.0E+02
Np	4.0E+02	1.0E+02	1.0E+03	5.0E+01	1.0E+01	5.0E+02
Pu	3.0E+03	5.0E+02	5.0E+03	2.0E+03	5.0E+02	1.0E+04
Am	2.0E+04	5.0E+03	5.0E+04	8.0E+03	5.0E+03	1.0E+04
Cm	3.0E+04	5.0E+03	5.0E+04	8.0E+03	5.0E+03	1.0E+04

表 3-10 成人生活習慣可能接觸核種的相關參數

Exposure Group (曝露群體)	Compartment (區塊)	Inhalation rate (吸入速率) (m <sup>3</sup> /hr)			Occupancy (發生頻率) (hr/yr)		
		Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)
Farming (耕種)	River water (河水)	0.5	0.4	0.5	1.2E+02	3.7E+01	1.8E+02
	Surface soil (表層土壤)	1.8	1.2	2.4	1.3E+03	7.3E+02	4.4E+03
Freshwater Fishing (淡水捕魚)	River water (河水)	1.2	1.1	1.3	2.2E+03	7.3E+02	3.7E+03
	River sediment (河流沉積物)	1.2	1.1	1.3	2.2E+03	7.3E+02	3.7E+03
Marine Fishing (濱海捕魚)	Local marine water (海水)	1.2	1.1	1.8	2.2E+03	7.3E+02	3.7E+03
	Local marine sediment (海洋沉積物)	1.2	1.1	1.8	2.2E+03	7.3E+02	3.7E+03

Exposure Group (曝露群體)	Compartment (區塊)	Dust level (粉塵程度) (kg/m <sup>3</sup> )			Aerosol level (氣霧程度) (m <sup>3</sup> /m <sup>3</sup> )		
		Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)
Farming (耕種)	River water (河水)	5.0E-08	5.0E-09	2.0E-06	0	-	-
	Surface soil (表層土壤)	2.0E-06	5.0E-09	5.0E-05	0	-	-
Freshwater Fishing (淡水捕魚)	River water (河水)	0	-	-	0	-	-
	River sediment (河流沉積物)	5.0E-08	5.0E-09	5.0E-07	0	-	-
Marine Fishing (濱海捕魚)	Local marine water (海水)	0	-	-	1.0E-11	1.0E-12	1.00E-10
	Local marine sediment (海洋沉積物)	1.0E-07	5.0E-09	5.0E-06	0	-	-

表 3-11 牲畜生活習慣可能接觸核種的相關參數

Animal (動物)	Fodder (飼料) (kg/day)			Soil (土壤) (kg/day)			Water (水) (m <sup>3</sup> /day)		
	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)
Cow (牛)	50	9	300	0.6	0.1	2.2	0.07	0.02	0.2
Sheep (羊)	7	3.5	14	0.08	0.08	0.3	0.004	0.002	0.008
Pig (豬)	10	5	20	0.2	0.1	0.4	0.005	0.0025	0.01
Chicken (雞)	0.3	0.07	0.6	0.02	0.1	0.4	0.0005	0.0002	0.001

Animal (動物)	Inhalation rate (吸入速率) (m <sup>3</sup> /hr)			Occupancy (發生頻率) (hr/day)			Stocking density (放養密度) (1/m <sup>2</sup> )		
	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)
Cow (牛)	5.4	-	-	2.4	-	-	4.E-04	-	-
Sheep (羊)	0.36	-	-	2.4	-	-	5.E-04	-	-
Pig (豬)	0.5	-	-	2.4	-	-	4.E-04	-	-
Chicken (雞)	0.01	-	-	2.4	-	-	3	-	-



表 3-12 農作物特性相關的參數

Crops (農作物)	Soil contamination (土壤污染) (kg <sub>soil dry weight</sub> /kg <sub>crop fresh weight</sub> )			Edible plant yield (食用植物產量) (kg/m <sup>2</sup> )		
	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)
Root vegetable (根莖蔬菜)	1.50E-04	-	-	2.4	2	5
Green vegetable (葉類蔬菜)	1.00E-04	-	-	3.1	0.8	50
Grain (穀類)	9.00E-05	-	-	0.4	0.2	0.6
Pasture (牧草)	3.40E-03	-	-	3.9	-	-
Rice (米)	9.00E-05	-	-	0.5	-	-
Fruit (水果)	1.50E-04	-	-	1.4	-	-

Crops (農作物)	Depth of irrigation water applied 使用的灌溉水深度 (m)			Fraction of irrigation water in- tercepted (-) 阻截的灌溉水深度		
	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)
Root vegetable (根莖蔬菜)	0.7	-	-	0.3	0.2	0.6
Green vegetable (葉類蔬菜)	0.7	-	-	0.3	0.2	0.6
Grain (穀類)	0.7	-	-	0.05	0.01	0.06
Pasture (牧草)	0	-	-	0	-	-
Rice (米)	1.9	-	-	0.05	-	-
Fruit (水果)	0.7	-	-	0.5	-	-

表 3-13 農作物的風化速率

單位: (L/kg)

Element (元素)	Root vegetables & Pasture (根莖蔬菜和牧草)			Green vegetables & Fruits (葉類蔬菜和水果)			Grain & Rice (穀類和米)		
	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)
Se	18	9	30	18	9	30	8.4	-	-
Zr	18	9	30	18	9	30	8.4	-	-
Nb	18	9	30	18	9	30	8.4	-	-
Tc	18	9	30	18	9	30	8.4	-	-
Pd	18	9	30	18	9	30	8.4	-	-
Sn	18	9	30	18	9	30	8.4	-	-
Cs	18	9	30	18	9	30	8.4	-	-
Sm	18	9	30	18	9	30	8.4	-	-
Pb	18	9	30	18	9	30	8.4	-	-
Po	18	9	30	18	9	30	8.4	-	-
Ra	18	9	30	18	9	30	8.4	-	-
Ac	18	9	30	18	9	30	8.4	-	-
Th	18	9	30	18	9	30	8.4	-	-
Pa	18	9	30	18	9	30	8.4	-	-
U	18	9	30	18	9	30	8.4	-	-
Np	18	9	30	51	30	80	51	30	80
Pu	18	9	30	51	30	80	51	30	80
Am	18	9	30	51	30	80	51	30	80
Cm	18	9	30	18	9	30	8.4	-	-

表 3-14 農作物的各元素轉換比

Element (元素)	Root vegetables (根莖蔬菜)			Green vegetables & Pasture (穀類和牧草)		
	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)
Se	0.068	0.068	0.1	0.3	0.3	0.8
Zr	0.53	0.01	0.53	0.13	0.013	1.3
Nb	0.53	0.01	0.53	0.52	0.01	0.52
Tc	0.11	0.011	1.1	0.28	0.1	0.28
Pd	0.039	0.0039	0.39	0.37	0.037	3.7
Sn	0.22	0.022	2.2	0.22	0.022	2.2
Cs	0.3	0.1	0.85	0.19	0.019	1.9
Sm	0.02	0.002	0.2	0.076	0.0076	0.76
Pb	0.022	0.002	2.2	0.22	0.022	2.2
Po	0.22	0.022	2.2	0.22	0.022	2.2
Ra	0.099	0.01	0.099	0.18	0.018	1.8
Ac	0.29	0.029	2.9	0.45	0.045	4.5
Th	0.29	0.029	2.9	0.38	0.0038	0.38
Pa	0.29	0.029	2.9	0.45	0.045	4.5
U	0.043	0.043	0.1	0.36	0.036	3.6
Np	0.29	0	0.29	0.45	0.045	4.5
Pu	0.043	0	0.043	0.36	0.036	3.6
Am	0.29	0	0.29	0.28	0.02	0.28
Cm	0.11	0	0.11	0.27	0.027	2.7

Element (元素)	Grain & Rice (穀類和米)			Fruits (水果)		
	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)
Se	0.13	0.13	0.7	0.12	0.012	1.2
Zr	0.056	0.0056	0.56	0.062	0.0062	0.62
Nb	0.056	0.0056	0.56	0.062	0.0062	0.62
Tc	0.12	0.012	1.2	0.12	0.012	1.2
Pd	0.17	0.017	1.7	0.16	0.016	1.6
Sn	0.1	0.01	1	0.11	0.011	1.1
Cs	0.088	0	0.4	0.098	0.0098	0.98
Sm	0.048	0.0048	0.48	0.029	0.0029	0.29
Pb	0.1	0.01	1	0.11	0.011	1.1
Po	0.1	0.01	1	0.11	0.011	1.1
Ra	0.08	0.008	0.8	0.073	0.0073	0.73
Ac	0.2	0.02	2	0.21	0.021	2.1
Th	0.13	0.013	1.3	0.13	0.013	1.3
Pa	0.2	0.02	2	0.21	0.021	2.1
U	0.16	0.016	1.6	0.19	0.019	1.9
Np	0.2	0.02	2	0.21	0.021	2.1
Pu	0.16	0.016	1.6	0.19	0.019	1.9
Am	0.13	0.03	0.13	0.13	0.025	0.13
Cm	0.2	0.02	2	0.21	0.021	2.1

表 3-15 農作物處理成食物的損失率

Element (元素)	Root vegetables & Fruits (根莖蔬菜和水果)			Green vegetables (葉類蔬菜)			Grain & Rice (穀類和米)		
	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)
Se	0	-	-	0.9	0.7	0.95	0.85	0.5	0.9
Zr	0	-	-	0.9	-	-	0.85	-	-
Nb	0	-	-	0.9	0.7	0.95	0.85	0.5	0.9
Tc	0	-	-	0.9	0.7	0.95	0.5	0.5	0.9
Pd	0	-	-	0.9	0.7	0.95	0.85	0.5	0.9
Sn	0	-	-	0.9	0.7	0.95	0.85	0.5	0.9
Cs	0	-	-	0.9	0.7	0.95	0.5	0.5	0.9
Sm	0	-	-	0.9	-	-	0.85	-	-
Pb	0	-	-	0.9	0.7	0.95	0.85	0.5	0.9
Po	0	-	-	0.9	0.7	0.95	0.85	0.5	0.9
Ra	0	-	-	0.9	0.7	0.95	0.85	0.5	0.9
Ac	0	-	-	0.9	0.7	0.95	0.85	0.5	0.9
Th	0	-	-	0.9	0.7	0.95	0.85	0.5	0.9
Pa	0	-	-	0.9	0.7	0.95	0.85	0.5	0.9
U	0	-	-	0.9	0.7	0.95	0.85	0.5	0.9
Np	0	-	-	0.9	0.7	0.95	0.9	0.5	0.9
Pu	0	-	-	0.9	0.7	0.95	0.9	0.5	0.9
Am	0	-	-	0.9	0.7	0.95	0.9	0.5	0.9
Cm	0	-	-	0.9	-	-	0.85	-	-

表 3-16 海水水霧強化因子

Element (元素)	Sea-spray enhancement factors (海水水霧強化因子)		
	Best Est. (計算值)	Min. (最小值)	Max. (最大值)
Se	1	1	3
Zr	1	1	3
Nb	1	1	3
Tc	1	1	3
Pd	1	1	3
Sn	1	1	3
Cs	1	1	3
Sm	1	1	3
Pb	10	3	50
Po	10	3	50
Ra	10	3	50
Ac	10	3	50
Th	10	3	50
Pa	10	3	50
U	10	3	50
Np	10	3	50
Pu	10	3	50
Am	10	3	50
Cm	10	3	50

## 4. 分析應用

### 4.1 劑量轉換因子

生物圈的安全評估模型通常以劑量轉換因子作為代表。經由本研究的案的建立與分析過程可知，核種在河岸表層土壤、土壤內的飽和帶地下水、河水、河流沉積物、濱海鹽水和濱海沉積物之間複雜的遷移過程，以及最終對耕種、淡水捕魚和濱海捕魚三種可能曝露群體造成的劑量結果，此乃功能評估模型的分析結果；而安全評估模型所使用的劑量轉換因子結果則如圖 3-7 所示，由 1 Bq/yr 的不同核種透過生物圈傳輸途徑針對不同曝露群體獲得此不同核種的劑量轉換因子，如此無論處置場安全評估中的源項、近場或遠場的核種存量或遷移途徑改變，皆不影響生物圈的安全評估結果，最終的曝露群體劑量只要根據進入生物圈不同核種的年活度乘上劑量轉換因子即可獲得。隨著生物圈模型與模型使用的參數和數值不同，會有不同的劑量轉換因子。

### 4.2 傳輸情節比較

由圖 3-8 針對耕種曝露群體的不同曝露途徑造成之劑量轉換因子比較結果可知，整體來說對於耕種曝露群體造成的劑量主要來自飲水、攝取農作物及吸入塵土，其次才是攝取牲畜有關產品，而其中的特例是 Se-79，其影響主要來自攝取牲畜有關產品；Nb-94 和 Sn-126 的主要影響來自表土的曝露。由上述的結果可知對於不同核種各有不同的重要傳輸路徑，而針對這些不同路徑的影響參數需有不同的重要程度。

## 5. 結論

本報告依據我國處置場可能的生物圈環境並根據參考案例相關情節與資料，探討包含河岸表層土壤、飽和帶地下水、河水、河流沉積物、濱海鹽水和濱海沉積物環境之核種遷移路徑，和耕種、淡水捕魚和濱海捕魚三種可能的曝露群體，運用 GoldSim 平台生物圈劑量分析案例建立，結果顯示：

- (A)經評估國際間的生物圈評估使用的分析軟體，以及美國 DOE 對生物圈評估分析軟體的比較結果，建議我國未來可使用 GoldSim 平台作為生物圈評估的分析軟體之用。
- (B)GoldSim 確實可有效且彈性地建構生物圈評估模型，且分析過程可輕易地建立核種衰變鍊關係。
- (C)由本生物圈評估模型案例的建構與運跑結果，證實本研究已建立 GoldSim 與 Excel 表格的連結技術，此技術的使用將有助於模式參數使用的一致性，降低人工輸入的失誤並增加參數的管理效能。

由前述生物圈評估模型案例的建構與相關運用可知，在 GoldSim 平台上可彈性建構生物圈功能評估與安全評估模型，未來再連結源項、近場與遠場的評估模型，即可確實地進行處置場全系統劑量評估計算，有助於我國進行放射性廢棄物的最終處置工作。

本報告另將生物圈評估技術要項研究成果整理如附件四的問與答(Q&A)，以利專家學者進行意見交流與研討。

## 6. 建議

由於本研究主要與「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則(第0版)」中,「第七章處置設施之安全評估」之「(五)核種外釋到達人類活動範圍之傳輸機制」的其他傳輸機制項目有關。在其他傳輸機制中的生物傳輸,需進行生物傳輸機制分析,本報告即針對此機制探討耕種群體、淡水捕魚群體和濱海捕魚群體可能受到的劑量曝露機制分析。比較不同群體對不同傳輸機制造成的劑量,可瞭解產生人員劑量的主要核種傳輸途徑。

由本研究的演練可知,導則對生物圈評估的要求內容甚為合理,無論是傳輸機制說明、輸入資料、輸出資料、評估結果或使用之評估程式皆為進行劑量計算時必須交待的內容。因此,經由本研究之查核結果提出建議,認為對於審查導則(第0版)現有內容,應能符合處置設施安全分析審查工作之需要。



## 參考文獻

- 汪子文，”生物圈輻射劑量初期評估模式技術，調查實施與技術發展階段第三工作年度計畫”，SNFD-INER-90-509 (2002)。
- 馬志銘、張經昌，”生物圈輻射劑量評估技術，潛在母岩特性調查與評估階段一發展初步功能/安全評估技術(94-96 年計畫)”，SNFD-INER-90-572 (2007)。
- 陳智隆、蘇碩懿、劉育銓，”驗證與增進 GoldSim 平台的質傳管流模式”，台電工程月刊，第 688 期，第 100-110 頁 (2005)。
- 陳智隆，”在 GoldSim 平台建立與應用遠場(INPAG-F)與生物圈(AMBER)評估程式整合介面”，INER-4751R (2007)。
- 陳智隆、賴仁杰，”區塊傳輸模式(AMBER)與管流傳輸模式(GoldSim)的比較研究”，台電核能月刊，第 302 期，第 28-43 頁 (2008a)。
- 陳智隆、賴仁杰，”建立與驗證 GoldSim 平台的離散裂隙網路技術”，台電核能月刊，第 307 期，第 38-57 頁 (2008b)。
- 陳智隆、賴仁杰，”FEHM 與 GoldSim 的一維核種傳輸模擬比較與驗證研究”台電核能月刊，第 312 期，第 25-58 頁 (2008c)。
- 陳智隆，”發展具代表性放射性廢棄物處置評估模型之技術驗證”，台電核能月刊，第 317 期，第 21-38 頁 (2009)。
- 陳智隆，”放射性廢棄物處置多核種安全評估模型之技術發展”，台電工程月刊，第 750 期，第 41-51 頁 (2011)。
- 經濟部，”建議候選場址遴選報告”，低放射性廢棄物最終處置設施場址選擇小組 (2011)。
- 龔繼康、汪子文、方新發，”生物圈輻射劑量初期評估模式技術，調查實施與技術發展階段第四工作年度計畫”，SNFD-INER-90-535 (2003)。
- BIOMOVS II, “An Overview of the BIOMOVS II Study and its Findings. Stockholm”, Swedish Radiation Protection Institute, BIOMOVS II Technical Report No. 17

(1996).

J.W. Buck, G. Whelan, J.G. Droppo, D.L. Jr. Strenge, K.J. Castleton, J.P. McDonald, C. Sato and G.P. Streile, “Multimedia Environmental Pollutant Assessment System (MEPAS) Application Guidance, Guidelines for Evaluating MEPAS Input Parameters for Version 3.1”, Pacific Northwest Laboratory PNL- 10395 (1995).

CRWMS M&O, “Dose Conversion Factor Analysis: Evaluation of GEN II -S Dose Assessment Methods”, ANL-MGR-MD-000002 REV 00 (1999).

EPRI, “Evaluation of the Proposed High-Level Radioactive Waste Repository at Yucca Mountain Using Total System Performance Assessment”, Phase 6, EPRI TR-1003031 (2002).

EPRI, “Potential Igneous Processes Relevant to the Yucca Mountain Repository: Extrusive-Release Scenario”, EPRI TR-1008169 (2004).

IAEA, “Validation of models using Chernobyl fallout data from the Central Bohemia region of the Czech Republic Scenario CB, First report of the VAMP Multiple Pathways Assessment Working Group, Part of the IAEA/CEC Co-ordinated Research Programme on the Validation of Environmental Model Predictions (VAMP)”, IAEA-TECDOC-795 (1995).

IAEA, “An International Peer Review of the Biosphere Modelling Programme of the US Department of Energy’s Yucca Mountain Site Characterization Project”, Report of the IAEA International Review Team (2001).

IAEA, ““Reference Biospheres” for solid radioactive waste disposal, Report of BIOMASS Theme 1 of the BIOSphere Modelling and ASSESSment (BIOMASS) Programme”, Part of the IAEA Co-ordinated Research Project on Biosphere Modelling and Assessment (BIOMASS), IAEA-BIOMASS-6 (2003).

IAEA, “Environmental Modelling for Radiation Safety (EMRAS) - A Summary Report of the Results of the EMRAS Programme (2003–2007)”, IAEA - TECDOC-1678 (2012).

- IAEA, <http://www-ns.iaea.org/projects/emras/emras2/> (2013)
- JNC, “H12: Project to Establish the Scientific and Technical Basis for HLW Disposal in Japan” (2000).
- C.D. Leigh, B.M. Thompson, J.E. Campbell, D.E. Longsine, R.A. Kennedy and B.A. Napier, “User’s Guide for GENII-S: A Code for Statistical and Deterministic Simulations of Radiation Doses to Humans from Radionuclides in the Environment”, Sandia National Laboratories SAND91-0561 (1993).
- B.A. Napier, R.A. Peloquin, D.L. Strenge and J.V. Ramsdell, “Conceptual Representation. Volume 1 of GENII: The Hanford Environmental Radiation Dosimetry Software System”, Pacific Northwest Laboratory PNL-6584 (1988).
- NCRP, “Recommended Screening Limits for Contaminated Surface Soil and Review of Factors Relevant to Site-Specific Studies”, NCRP Report No.129 (1999).
- NRC, “ENCLOSURE 1: RESPONSE TO ADDRESS KEY TECHNICAL ISSUE (KTI) AGREEMENT TOTAL SYSTEM PERFORMANCE ASSESSMENT AND INTEGRATION (RESPONSE TO TSPAI 1.02)” (2004).
- ORNL, “RISCC Computer Code Selection: AIRDOS-PC Clean Air Act Compliance Software for Personal Computers”, Oak Ridge National Laboratory CCC-551 (1990).
- ORNL, “RISCC Computer Code Selection, CAP88-PC Clean Air Act Assessment Package”, Oak Ridge National Laboratory CCC-542C (1995).
- ORNL, “RISCC Computer Code Selection, RASCAL 2.2 Radiological Assessment for Consequence Analysis”, Oak Ridge National Laboratory CCC-553 (1998).
- Quintessa Ltd., Geofirma Engineering Ltd. and SENES Consultants Ltd., “OPG’s Deep Geologic Repository for Low and Intermediate Level Waste – Postclosure Safety Assessment”, NWMO DGR-TR-2011-25 (2011).
- K.E. Rasmuson, K.R. Rautenstrauch, A.J. Smith, M.A. Wasiolek and D.W. Wu, “Biosphere Model Report”, Sandia National Laboratories, MDL-MGR-MD-000001 REV 02 (2007).
- J.F. Schmitt, C.H. Tung and G.T. Hanson, “Biosphere Process Model Report”, TRW

Environmental Safety Systems Inc., TDR-MGR-MD-000002 REV00 ICN01 (2000).

C. Yu, A.J. Zielen, J.J. Cheng, Y.C. Yuan, L.G. Jones, D.J. LePoire, Y.Y. Wang, C.O. Loureiro, E. Gnanapragasam, E. Faillace, A. Wallo, W.A. Williams and H. Peterson, "Manual for Implementing Residual Radioactive Material Guidelines Using RESRAD", ANL/EAD/LD-2 (1993).











附件二：不同曝露群體的劑量轉換因子

RNs	Farming	Fresh Fishing	Marin Fishing	RNs	Farming	Fresh Fishing	Marin Fishing
Ac225	2.98E-05	2.24E-05	1.07E-06	Po218	3.36E-09	3.44E-09	1.5E-10
Ac227	5.61E-05	5.05E-05	2.79E-05	Pu239	1.39E-05	1.05E-05	8.5E-06
Ac228	2.98E-05	2.24E-05	1.07E-06	Pu240	1.36E-05	1.02E-05	8.23E-06
Am241	1.5E-05	1.15E-05	9.12E-06	Pu241	1.05E-07	7.05E-08	2.98E-08
Am243	2.9E-05	2.63E-05	2.07E-05	Pu242	1.31E-05	9.82E-06	7.91E-06
At217	98.323	4.41E-18	8.04E-19	Ra223	2.56E-06	7.93E-07	1.56E-06
At218	109.71	4.92E-18	8.04E-19	Ra224	2.3E-06	7.82E-07	1.1E-07
Bi210	98.323	4.41E-18	8.04E-19	Ra225	2.3E-06	7.82E-07	1.1E-07
Bi211	99.574	4.46E-18	1.07E-17	Ra226	2.3E-06	7.82E-07	1.1E-07
Bi212	98.318	4.41E-18	8.03E-19	Ra228	2.45E-06	8.32E-07	1.17E-07
Bi213	98.323	4.41E-18	8.04E-19	Rn219	99.79	4.47E-18	1.14E-17
Bi214	101.53	4.55E-18	8.07E-19	Rn220	98.318	4.41E-18	8.03E-19
Cm245	3.78E-05	2.97E-05	2.69E-05	Rn222	98.323	4.41E-18	8.04E-19
Cm246	3.46E-05	2.55E-05	2.4E-05	Sb126	267.53	1.2E-17	3.21E-17
Cs135	3.29E-08	6.17E-09	2.83E-10	Sb126m	99881	4.48E-15	1.05E-15
Fr221	98.323	4.41E-18	8.04E-19	Se79	1.69E-06	9.63E-09	1.03E-08
Fr223	322.8	1.45E-17	3.42E-16	Sm151	8.17E-10	4E-10	1.99E-10
Nb93m	9.09E-10	6.2E-10	7.45E-11	Sn126	1.42E-06	3.23E-05	6.84E-07
Nb94	1.18E-06	2.67E-05	4.02E-07	Tc99	4.38E-09	8.14E-10	9.27E-11
Np237	4.78E-06	2.84E-06	9.61E-08	Th227	7.74E-06	2.73E-06	4.54E-05
Pa231	0.000333	3.72E-05	3.01E-05	Th228	1.45E-06	5.28E-07	1.02E-07
Pa233	1.51E-09	1.84E-06	5.37E-10	Th229	7.97E-06	2.9E-06	5.63E-07
Pa234	2.27E-06	2.29E-07	1.82E-07	Th230	1.09E-06	3.96E-07	7.68E-08
Pa234m	2.19E-06	1.96E-07	1.71E-07	Th231	1.35E-06	4.93E-07	1.39E-06
Pb209	1.45E-05	3.84E-06	3.98E-07	Th232	5.43E-06	1.98E-06	3.84E-07
Pb210	1.45E-05	3.84E-06	3.98E-07	Th234	5.61E-06	2.04E-06	7.76E-07
Pb211	1.47E-05	3.88E-06	5.3E-06	Tl207	99.58	4.46E-18	1.06E-17
Pb212	1.45E-05	3.83E-06	3.98E-07	Tl208	98.318	4.41E-18	8.03E-19
Pb214	1.53E-05	4.06E-06	3.99E-07	Tl209	98.323	4.41E-18	8.04E-19
Pd107	1.03E-09	1.23E-10	3.79E-11	U233	5.36E-07	1.92E-07	2.56E-08
Po210	3.84E-06	4.35E-06	4.28E-08	U234	5.29E-07	1.89E-07	2.56E-08
Po211	2.43E-07	1.97E-08	1.82E-08	U235	5.19E-07	1.97E-07	2.39E-08
Po213	3.05E-09	3.09E-09	1.49E-10	U236	5.07E-07	1.81E-07	2.42E-08
Po214	3.14E-09	3.19E-09	1.5E-10	U237	5.96E-06	2.05E-06	2.89E-07
Po215	2.44E-07	1.97E-08	1.83E-08	U238	4.99E-07	1.8E-07	2.26E-08
Po216	3.03E-09	3.09E-09	1.48E-10	Zr93	8.97E-09	4.09E-09	3.2E-09

附件三：耕種群體的不同曝露途徑之劑量轉換因子

RNs	Ingestion water	Ingestion animal	Ingestion crops	Ingestion surface soil	Ingestion dust	Irra surface soil	Irra river water
Sm151	2.01E-10	2.75E-11	4.07E-10	1.02E-11	1.71E-10	1.46E-13	3.45E-16
Cs135	4.22E-09	3.18E-10	2.82E-08	1.47E-10	1.08E-11	4.01E-12	2.80E-15
Sn126	1.19E-08	1.79E-08	2.41E-07	3.85E-10	2.42E-10	1.15E-06	1.02E-09
Pd107	8.38E-11	6.57E-12	9.12E-10	1.15E-12	2.78E-11	0.00E+00	0.00E+00
Tc99	8.02E-10	8.28E-10	2.75E-09	9.81E-15	1.32E-14	4.57E-15	5.21E-15
Nb94	3.09E-09	2.78E-09	1.03E-08	1.22E-10	1.06E-09	1.16E-06	7.97E-10
Zr93	9.92E-10	4.61E-10	4.57E-09	1.39E-10	2.81E-09	0.00E+00	0.00E+00
Nb93m	2.63E-10	4.28E-11	5.64E-10	1.59E-12	3.57E-11	1.85E-12	7.46E-15
Se79	5.35E-09	1.42E-06	2.60E-07	6.96E-11	6.91E-12	7.30E-13	9.88E-16
Pu240	2.13E-06	3.62E-07	3.01E-06	5.07E-07	7.60E-06	1.01E-10	9.33E-14
U236	1.51E-07	1.57E-08	3.16E-07	4.42E-10	2.31E-08	1.86E-12	2.01E-14
Th232	1.67E-06	3.28E-07	3.43E-06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.40E-14
Ra228	7.35E-07	4.07E-07	1.31E-06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.72E-10
Th228	4.46E-07	8.75E-08	9.16E-07	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.79E-10
Cm245	2.17E-06	8.18E-07	8.91E-06	1.74E-06	2.34E-05	8.05E-07	3.40E-11
Pu241	4.08E-08	8.82E-10	3.44E-08	5.76E-10	2.88E-08	7.63E-13	2.46E-16
Am241	2.17E-06	4.67E-07	3.84E-06	5.51E-07	7.90E-06	3.24E-08	4.56E-12
Np237	2.45E-06	8.36E-09	2.28E-06	9.95E-10	4.42E-08	9.48E-11	4.51E-12
Pa233	4.40E-10	6.79E-12	1.02E-09	2.74E-14	5.12E-12	4.21E-11	1.01E-14
U233	1.60E-07	1.67E-08	3.34E-07	4.67E-10	2.44E-08	1.23E-11	6.23E-14
Th229	2.45E-06	4.81E-07	5.04E-06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	5.67E-11
Cm246	2.17E-06	7.54E-07	8.56E-06	1.60E-06	2.16E-05	2.46E-10	3.70E-14
Pu242	2.02E-06	3.62E-07	2.93E-06	5.09E-07	7.28E-06	9.56E-11	8.39E-14
U238	1.49E-07	1.55E-08	3.11E-07	4.35E-10	2.12E-08	1.32E-09	5.27E-12
U234	1.58E-07	1.64E-08	3.30E-07	4.61E-10	2.44E-08	3.50E-12	3.02E-14
Th230	3.34E-07	6.56E-08	6.87E-07	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.62E-14
Ra226	6.91E-07	3.82E-07	1.23E-06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.26E-10
Pb210	3.12E-06	5.67E-06	5.72E-06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.30E-13
Po210	8.06E-07	1.49E-06	1.54E-06	1.07E-10	6.16E-09	1.66E-14	1.27E-16
Am243	2.17E-06	1.05E-06	6.48E-06	1.29E-06	1.64E-05	1.54E-06	1.24E-10
Pu239	2.13E-06	3.76E-07	3.06E-06	5.28E-07	7.85E-06	2.15E-10	8.50E-14
U235	1.54E-07	1.60E-08	3.20E-07	4.48E-10	2.12E-08	6.81E-09	2.97E-11
Pa231	6.26E-06	1.45E-06	2.95E-04	1.81E-06	2.76E-05	1.62E-07	3.94E-11
Ac227	8.61E-06	4.78E-07	2.06E-05	1.76E-07	2.61E-05	1.20E-07	3.56E-11

附件三：耕種群體的不同曝露途徑之劑量轉換因子(續 1)

RNs	Ingestion water	Ingestion animal	Ingestion crops	Ingestion surface soil	Ingestion dust	Irra surface soil	Irra river water
Sm151	24.65%	3.37%	49.83%	1.25%	20.89%	0.02%	0.00%
Cs135	12.83%	0.97%	85.71%	0.45%	0.03%	0.01%	0.00%
Sn126	0.84%	1.26%	16.97%	0.03%	0.02%	80.81%	0.07%
Pd107	8.12%	0.64%	88.44%	0.11%	2.69%	0.00%	0.00%
Tc99	18.32%	18.90%	62.78%	0.00%	0.00%	0.00%	0.00%
Nb94	0.26%	0.24%	0.88%	0.01%	0.09%	98.46%	0.07%
Zr93	11.06%	5.14%	50.94%	1.55%	31.31%	0.00%	0.00%
Nb93m	28.96%	4.71%	62.02%	0.17%	3.93%	0.20%	0.00%
Se79	0.32%	84.30%	15.38%	0.00%	0.00%	0.00%	0.00%
Pu240	15.63%	2.66%	22.13%	3.72%	55.86%	0.00%	0.00%
U236	29.91%	3.11%	62.34%	0.09%	4.56%	0.00%	0.00%
Th232	30.76%	6.04%	63.20%	0.00%	0.00%	0.00%	0.00%
Ra228	30.02%	16.60%	53.37%	0.00%	0.00%	0.00%	0.01%
Th228	30.75%	6.04%	63.19%	0.00%	0.00%	0.00%	0.02%
Cm245	5.73%	2.16%	23.54%	4.61%	61.83%	2.13%	0.00%
Pu241	38.69%	0.84%	32.63%	0.55%	27.29%	0.00%	0.00%
Am241	14.49%	3.12%	25.66%	3.68%	52.82%	0.22%	0.00%
Np237	51.21%	0.17%	47.67%	0.02%	0.92%	0.00%	0.00%
Pa233	29.07%	0.45%	67.36%	0.00%	0.34%	2.78%	0.00%
U233	29.91%	3.11%	62.35%	0.09%	4.54%	0.00%	0.00%
Th229	30.76%	6.04%	63.20%	0.00%	0.00%	0.00%	0.00%
Cm246	6.26%	2.17%	24.70%	4.61%	62.25%	0.00%	0.00%
Pu242	15.40%	2.76%	22.35%	3.88%	55.60%	0.00%	0.00%
U238	29.92%	3.11%	62.37%	0.09%	4.24%	0.26%	0.00%
U234	29.89%	3.10%	62.31%	0.09%	4.60%	0.00%	0.00%
Th230	30.76%	6.04%	63.20%	0.00%	0.00%	0.00%	0.00%
Ra226	30.02%	16.60%	53.36%	0.00%	0.00%	0.00%	0.01%
Pb210	21.50%	39.08%	39.42%	0.00%	0.00%	0.00%	0.00%
Po210	20.99%	38.80%	40.05%	0.00%	0.16%	0.00%	0.00%
Am243	7.49%	3.63%	22.35%	4.46%	56.76%	5.30%	0.00%
Pu239	15.25%	2.70%	21.98%	3.78%	56.29%	0.00%	0.00%
U235	29.64%	3.08%	61.79%	0.09%	4.08%	1.31%	0.01%
Pa231	1.88%	0.44%	88.79%	0.54%	8.29%	0.05%	0.00%
Ac227	15.36%	0.85%	36.64%	0.31%	46.62%	0.21%	0.00%

#### 附件四：生物圈評估技術要項問與答(Q&A)

**Q1：生物圈評估不是就是 BIOMASS 和 ERB 1 模型？**

**A1：**

BIOMASS 只是 IAEA 生物圈研究的階段性專案(Project)名稱，而 ERB 1 只是 BIOMASS 中的一個參考生物圈案例。詳細說明如下。

IAEA 對生物圈的研究主要區分成 5 個時期，說明如下：

(1) BIOMOVIS (1985 – 1990)

BIOMOVIS (**B**IOspheric **M**odel **V**alidation **S**tudy)是一個國際合作研究計畫，最初由瑞典輻射管理局(Swedish Radiation Authority)於 1985 年發起，之後由 IAEA 贊助此研究計畫。計畫區分成 BIOMOVIS 和 BIOMOVIS II 兩階段。此計畫主要進行放射性核種和其他微量元素在環境中的轉移和生物累積機制量化之模式設計，其中包括：(A) 測試環境評估模型的預測精度；(B) 建議未來的研究重點，用以改善這些預測的準確性；(C) 說明本研究中不同模式預測結果的差異。

(2) VAMP (1988 – 1994)

鑑於車諾比事件(Chernobyl accident)，在 1988 年國際核安全諮詢組(INSAG)建議 IAEA 成立「陸地、城市與水文環境之放射性核種遷移模型驗證及有關資料彙整計畫，該計畫簡稱為 VAMP (**V**Alidation of **M**odel **P**redictions)。該計畫主要目的在運用前蘇聯和許多歐洲國家在車諾比事件後之核種活度測量結果，作為放射性核種的環境行為評估模型的可靠性測試，並用以評估所有的核燃料循環的放射性影響。

該計畫區分成四個研究小組，包括陸地環境工作小組、城市環境工作小組、水文環境工作小組和多途徑評估工作小組。該計畫整體目標為：(A) 運用因車諾比事件造成之核種遷移環境資訊作為評估模型的驗證機制；(B) 基於前述目的，從受影響國家彙整有關資訊；(C) 彙整

當前環境模型作成報告，並作為車諾比事件後改進模型的依據。

### (3) BIOMASS (1996 – 2002)

IAEA 於 1996 年開始 BIOMASS (**BI**Osphere **M**odelling and **AS**-**S**essment)計畫，此計畫主要著重於發展與增進對放射性核種在環境中遷移的預測能力，該計畫區分成三個研究主題：

主題 1：放射性廢棄物處置。目標在發展一個標準或參考生物圈的概念，用以作為處置場長期安全評估，為達成此目標，在此主題下籌組 6 個工作小組，包括：關鍵群體和其他曝露群體的界定原則小組、評估模型資料運用原則小組、考量替代評估範圍小組、生物圈系統定義與識別小組、生物圈描述小組、以及模式發展小組。

在此主題下提出下列三種參考生物圈案例(Example Reference Biosphere, ERB)：

- ERB 1 – 飲用水井深入受污染的含水層。
- ERB 2A – 農業灌溉水井深入受污染的含水層。
- ERB 2B – 從受污染的含水層產生之天然補注進入不同的棲息地，包括耕地，牧場，半天然濕地和湖泊等。

ERB 1 又區分成兩種情形，ERB 1A：假設地質模型可供推算井內的核種濃度；ERB 1B：假設生物圈模型範圍含括提供飲用井水的近地表含水層。

主題 2：環境外釋。BIOMASS 提供一個有助於增進環境外釋之輻射曝露評估方法與模型信心的國際論壇，此主題下有兩個小組關注於重建人類接受過去外釋於環境的放射性核種產生的輻射劑量，及評估其補救措施效益的議題。

主題 3：生物圈進程。此主題目標在增進生物圈特定部份的核種遷移模擬能力，此生物圈特定部份與模式建構可能有程度上的差距。此主題下有三個小組分別測試以下模型：環境中氫長期的擴散行為模

型、經由水果攝入放射性核種的模型，以及森林生態內的放射性核種遷移和累積模型。

#### (4) EMRAS I (2003 – 2007)

EMRAS I (**E**nvironmental **M**odelling for **R**adiation **S**afety)計畫主要延續 BIOMASS 的放射性生態學評估與模擬研究計畫，EMRAS I 主要著重於模型預測能力的不確定性，特別是特定環境型態之放射性核種外釋可能造成的結果、具放射性核種殘留的場址復原及對非人類物種的影響。此計畫區分成三個主題：

主題 1：放射性外釋評估。

主題 2：具放射性核種殘留的場址復原。

主題 3：環境保護。主要進行生物群體劑量評估的模型驗證。

#### (5) EMRAS II (2009 - 2011)

EMRAS II 延續前述計畫，對於環境模擬的主要目標為：

- 測試用以評估環境內核種遷移和對人類與環境造成放射性衝擊之模擬模型的性能。
- 發展與改進針對特定環境的模擬模型。
- 提供作為經驗、想法和研究訊息交流的國際論壇。

共區分成三個主題：

- 主題 1：人員劑量評估參考方法。
- 主題 2：生物群劑量評估參考作法。
- 主題 3：評估緊急狀況的作法。

**Q2：美國雅卡山(Yucca Mt.)計畫的生物圈評估分析軟體為何？**

**A2：**

美國 DOE 目前以 GoldSim 軟體建構一套針對雅卡山場址的生物圈特性及考量情節的模型 ERMYN (Environmental Radiation Model for Yucca Mountain Nevada)。美國 DOE 對生物圈評估軟體的詳細選擇過程與考量如下所述。

美國雅卡山(Yucca Mt.)計畫目前被暫停中，但該計畫被暫停以前已執行至申請執照階段，故該計畫的執行成果仍值得參考。該計畫在建議場址(Site Recommendation, SR)階段對當時的生物圈評估軟體進行分析，以選擇適用的分析工具，其篩選條件為：

- 1.以環境劑量評估為主要目的並為監管機關可接受
- 2.使用特定條例(如 ICRP-30)指定的方法論
- 3.可考慮雅卡山計畫的全部或大部分重要情節
- 4.可評估長期緩慢的外釋情節
- 5.可進行序率模擬(Stochastic Modelling)的不確定分析
- 6.以食物和飲水型態反應特定群體(Critical Group)的特徵
- 7.以地下水中的放射性核種濃度當作地下水污染情節的源項(Source)
- 8.是已有的電腦軟體

評估的電腦程式有橡樹嶺國家實驗室發展的 AIRDOS-PC、CAP-88PC 和 RASCAL，及 RESRAD、MEPAS、GENII 和 GENII-S。評估結果僅 GENII-S 符合所有條件，故雅卡山計畫在 SR 階段選用 GENII-S 程式，根據雅卡山場址生物圈特性，計算劑量轉換因子(Dose Conversion Factor, DCF)供作全系統安全評估之生物圈劑量評估使用。

IAEA 在 2000 年受美國能源部(DOE)委託對雅卡山計畫的生物圈模擬評估計畫進行專家審查，其發現 GENII 和 GENII-S 有一些缺點：

- 該程式模擬方式較固定，甚難對具體或尚未發現的需要進行調整，

如因土壤侵蝕導致之核種外釋情形或替代處置方式等。

- 該程式一次僅能針對一個核種進行模擬，顯而易見的，該程式無法模擬核種衰變狀況。
- 該程式無法輕易的獲取計算過程中的成果，特別是 GENII-S。如此甚難明白核種在生物圈內的遷移行為，和模式模擬的果效。

因此，DOE 發展 ERMYN (Environmental Radiation Model for Yucca Mountain Nevada)以取代 GENII-S。ERMYN 本質上就是使用 GoldSim 軟體進行生物圈模型的建構。ERMYN 根據雅卡山場址的生物圈特性及考量的情節，在 GoldSim 平台上建構完成後與五個其他程式建構模型 (GENII/GENII-S/GENII Version 2、BIOMASS ERB2A、EPRI-YM、RESRAD 和 NCRP-129)進行比較。EPRI-YM 是美國電力研究所(EPRI)從 1996 年開始發展用以模擬雅卡山場址的地下水外釋情形，主要根據 BIOMASS ERB2A 進行發展，另外發展火山噴發情節之核種外釋分析模型。NCRP-129 由美國輻射防護與測量國家委員會(NCRP)發展，主要針對土壤污染情節進行分析。ERMYN 與其他模型的比較結果顯示，ERMYN 僅三個評估路徑情節無法達成優於其他模型，其中空氣曝露情節和浸水曝露情節造成的劑量遠低於土壤曝露情節的劑量，且該地區並不食用內臟，故該三種情節應可予以排除。



**Q3：國際間的其他處置計畫所使用的生物圈評估分析軟體為何？**

**A3：**

各國在生物圈評估上使用的軟體各有其特殊考量。在功能評估上：西班牙使用 TOUGH，瑞士用 TAME，而加拿大以 BIOTRAC、BIOTRAC2 計算生物圈內含水層內核種濃度。安全評估上：瑞典 Ecolego、MIKE SHE、PANDORA 和 ERICA；日本 AMBER；西班牙 GIS、UNTAMO、PANDORA 和 EIKOS；芬蘭 UNTAMO、SHYD、Pandora 和 Ecolego，各國使用在生物圈安全評估的分析軟體各有差異。另外，GoldSim 平台亦普遍被使用，除美國運用建構在 GoldSim 平台上的 ERMYN 進行生物圈分析外；西班牙則運用 GoldSim 進行遠場核種傳輸評估並作為安全評估的整合介面；芬蘭在 2011 年的報告中也運用 GoldSim 作為核種在近場和遠場的安全評估計算。

在低放處置方面，以加拿大中低階放射性廢棄物 DGR(Deep Geologic Repository)最終處置場的安全評估為例，其考量的生物圈情節有：(1)含有核種的地下水外釋至鄰近的休倫湖之湖水外釋情節；(2)人類抽取地下水進行農耕、畜牧等的井水情節。並以 AMBER 作為安全評估分析程式。

**Q4：我國的生物圈評估技術發展歷程？**

**A4：**

我國生物圈評估技術主要隨著「我國用過核子燃料處置計畫」的研究進程而發展。在「調查實施與技術發展」階段，生物圈輻射劑量評估主要以 GENII 為主軸，並進行有關的環境參數蒐集；在「潛在母岩特性調查與評估」階段，引進 AMBER 程式並根據 IAEA BIOMASS 方法，建構 ERB 1A 和 ERB 1B 飲水情節。

**Q5：對我國的生物圈評估技術發展的建議？**

**A5：**

由 IAEA 對於 BIOMASS 的參考生物圈案例的描述可知，其區分成三階段(ERB 1, ERB 2A, ERB 2B)或四階段(ERB 1A, ERB 1B, ERB 2A, ERB 2B)乃是提供作為建構生物圈評估時，不同複雜程度的階段區別之用，並非特定分析模式；而 GENII 因無法有效考量核種衰變鍊關係而被美國 DOE 以 ERMYN 取代；AMBER 為另一套進行生物圈評估的軟體，日本、西班牙、加拿大 DGR 和我國都曾使用過，AMBER 主要以區塊模式(Compartmental Model)模擬核種遷移現象，GoldSim 的區塊模組(Cell Module)也具有相同功能，但 GoldSim 另外具備與 FracMan/PAWorks 直接連結的功能，可進行裂隙網路的主要路徑核種遷移現象模擬。儘管 AMBER 也可以被 GoldSim 平台直接呼叫運跑並成果展示，但基於生物圈評估所需參數眾多並需要進行機率分析，因此，建議在 GoldSim 單一平台上進行生物圈評估技術發展是較為可行的。

## Q6：如何在 GoldSim 平台上建構生物圈評估模型？

A6：

經濟部於 100 年 3 月 29 日公告「建議候選場址遴選報告」，建議將台東縣達仁鄉及金門縣烏坵鄉列為建議候選場址。其中，台東縣達仁鄉境內多溪流，該地區考量的曝露途徑除地下水的飲用情節外，河流遷移情節可能是另一個需要考量的重要情節。國際間討論此重要情節有充足的參數資料且相關的研究並不多見，日本 H12 是其中之一，該報告生物圈評估假設的參考案例，假設核種外釋於河流，且河流流經人類居住地，在人類居住地因人類飲用河水、利用河水灌溉作物或眷養牲畜，而導致人類接觸核種，造成人員劑量。因此，參考此案例在 GoldSim 平台上建立生物圈評估模型，詳細內容如下。

### (1) 參數

該案例假設核種經由地下含水層直接流入河水，並在河岸表層土壤、土壤內的飽和帶地下水、河水、河流沉積物、濱海鹽水和濱海沉積物之間遷移。關鍵群體接受的劑量來自嚥入(ingestion)、吸入(inhalation)和接觸三種不同途徑，並依不同的關鍵群體特性有不同特性的接受劑量途徑。案例中使用的參數包括：(1)介質特性參數、(2)遷移特性參數、(3)從土壤到作物的轉換因子、(4)成人對各類食物的攝食量、(5)不同沉積物對各種元素的吸附係數、(6)各種元素從土壤傳輸到農作物的濃度轉換因子、(7)各類動物產品的各元素轉換因子、(8)淡水生物的各元素濃度轉換因子、(9)濱海生物的各元素濃度轉換因子、(10)成人生活習慣可能接觸核種的相關參數、(11)牲畜生活習慣可能接觸核種的相關參數、(12)農作物特性相關的參數、(13)農作物的風化速率、(14)農作物的各元素轉換比、(15)農作物處理成食物的損失率以及(16)海水水霧強化因子。

### (2) 衰變鍊

案例使用的衰變鍊包含：(1)活化與分裂產物、(2)4N 系列、(3)4N+1 系

列、(4)4N+2 系列、(3)4N+3 系列。

### (3) 案例模型建立

將生物圈評估模式建立在 GoldSim 平台上，將有助於全系統安全評估的進行，因此，本分析案例即建構在 GoldSim 平台上。在 GoldSim 平台上依不同參數種類與特性以資料夾方式進行分類。案例模型建立核種在河岸表層土壤、土壤內的飽和帶地下水、河水、河流沉積物、濱海鹽水和濱海沉積物之間遷移路徑關聯。再依不同群體接受不同途徑的劑量特性，建構不同的劑量曝露途徑。

**Q7：如何得到生物圈的劑量轉換因子？**

**A7：**

生物圈的安全評估模型通常以劑量轉換因子作為代表。經由本研究的案例的建立與分析過程可知，核種在河岸表層土壤、土壤內的飽和帶地下水、河水、河流沉積物、濱海鹽水和濱海沉積物之間複雜的遷移過程，以及最終對耕種、淡水捕魚和濱海捕魚三種可能曝露群體造成的劑量結果，此乃功能評估模型的分析結果，而安全評估模型所使用的劑量轉換因子結果乃由 1 Bq/yr 的不同核種透過生物圈傳輸途徑針對不同曝露群體獲得此不同核種的劑量轉換因子，如此無論處置場安全評估中的源項、近場或遠場的核種存量或遷移途徑改變，皆不影響生物圈的安全評估結果，最終的曝露群體劑量只要根據進入生物圈不同核種的年活度乘上劑量轉換因子即可獲得。隨著生物圈模型與模型使用的參數和數值不同，會有不同的劑量轉換因子。

## Q8：生物圈核種外釋評估審查要項

A8：

生物圈核種外釋評估需注意(1)分析軟體(2)參數數量(3)主要情節與參數。詳細說明如下。

### (1)分析軟體

從生物圈分析評估模型案例建構在 GoldSim 平台上，及分析運跑過程發現，生物圈內的核種傳輸行為以 GoldSim 的區塊模組(Cell module)足以模擬，由區塊間的固體沈積物傳輸理論驗證亦已證實 GoldSim 區塊模組可以進行固體沈積物的核種遷移模擬；GoldSim 內的方程式模組可以方便地計算群體接觸核種的各類曝露途徑；另外，分析參數敏感度時，亦可在 GoldSim 平台內輕鬆地加入參數取樣分佈模組，並連結該參數的取樣計算方式。生物圈的分析評估模型在 GoldSim 平台乃隨使用者依實際模擬需要進行建構，並未受限於某特定核種傳輸途徑或曝露途徑，此部份對於我國目前處置場可能影響的生物圈位置未明朗前，確實可以有很大的彈性發展空間。

### (2)參數數量

由前述生物圈分析評估模型案例說明可知，所有使用的參數近千個，若再考量各參數可能的分佈上限值和下限值，則需要的參數數量將再增加約 2 倍。因此，參數的引用來源與管理將成為很重要的一環，此部份亦是進行生物圈評估時很龐大的工作。從在 GoldSim 平台上建構生物圈分析評估模型案例的經驗，顯示經由 GoldSim 以呼叫 Excel 表格的連接方式來進行相關參數的輸入，不僅可節省在 GoldSim 內建構模型時輸入參數的時間，對於參數的引用可避免人工輸入的錯誤，亦有助於模型參數的維護和管理，此點也是使用 GoldSim 進行生物圈評估分析的一大優點。

### (3)主要情節與參數

不同曝露群體受核種輻射作用的主要曝露途徑不同，因此，對於主要傳輸或曝露途徑的掌握有助於規劃生物圈的研究方向。另外，透過參數敏

感度分析將有助於瞭解在整個生物圈模型中那些參數對結果的影響最明顯，而參數分佈的均值化有助於結果的比較以及明白參數之間的分佈範圍差異，這些結果皆可提供作為生物圈中參數深入研究的規劃參考依據。



## Q9：低放射性廢棄物審查導則安全評估章節之精進建議

A9：

本研究主要與「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則(第 0 版草案)」中，「第七章 處置設施之安全評估」之「(三)正常狀況之輻射劑量」、「(四)異常狀況之輻射劑量」以及「(五)核種外釋到達人類活動範圍之傳輸機制」有關。導則中要求輻射劑量評估需包括傳輸機制說明、情節分析、輸入資料、輸出資料、敏感度分析、不確定性分析、評估結果及使用之評估程式等。

由本研究的演練可知，導則的要求內容皆為合理，且符合進行劑量計算時所必須應有的作為。因此，經由本研究之查核結果提出建議，認為對於審查導則(第 0 版)現有內容，應能符合處置設施安全分析審查工作之需要。

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

美國低放射性廢棄物處置法規  
**10 CFR 61 變革之研究**

計畫編號：102FCMA004

報告編號：102FCMA004-05

執行單位：核能研究所

計畫主持人：周鼎

子項工作負責人：吳禮浩

報告作者：紀立民、吳禮浩

報告日期：中華民國 102 年 12 月

[本頁空白]

# **Study on USNRC Regulatory Analysis for Proposed Revisions to Low-Level Waste Disposal (10 CFR 61)**

Chi, Li-Min and Wu, Li-Hao

## Abstract

The USNRC published its licensing requirements for the disposal of commercial low-level radioactive waste in 10 CFR 61 since 1982. Over the last several years, however, a number of regulatory issues have called into discussion. It's includes site-specific performance assessment, flexibility for site-specific waste acceptance criteria, updated dosimetry theory. Potential revision of 10 CFR Part 61 is in rulemaking process in USA.

Some of the regulation articles in Taiwan are following 10 CFR 61. Thus, the NRC's regulatory analysis report for proposed revisions of 10 CFR 61 is studied. The detail of the technical basis for regulatory issues is translated to Chinese and the potential influence to existing regulations is discussed. The study results will be helpful for regulatory authority and operators of radioactive management in Taiwan.

Keyword: 10 CFR 61, proposed revisions, low-level radioactive waste disposal

Institute of Nuclear Energy Research

# 美國低放射性廢棄物處置法規 10 CFR 61 變革之研究

紀立民、吳禮浩

## 摘 要

美國核管會 1982 年發布的 10 CFR 61 為低放射性廢棄物處置場設置申請要求的重要法規。近年來由於長半化期低放射性廢棄物處置、特定場址功能評估、接收準則變通性、更新劑量理論等議題的發生與討論，使得美國核管會開始著手進行該法規的修訂工作。

由於我國放射性廢棄物分類系統與管制法規多係源自參考美國，因此有必要進行先期研究工作，以瞭解美國法規變革原因與趨勢，並預先規劃我國因應措施。本研究故對美國法規分析報告進行翻譯與瞭解其法規修訂之技術細節。研究成果有助於我國管制機關研擬法規與作業單位執行放射性廢棄物管理工作之參考應用。

關鍵字：10 CFR 61、法規修訂、低放射性廢棄物處置。

核能研究所

# 目 錄

1. 前言 .....	1
1.1 研究目的 .....	1
1.2 研究範疇 .....	1
1.3 報告架構 .....	2
2. 美國低放射性廢棄物處置法規體系與 10 CFR 61 修法沿革 .....	3
2.1 美國重要法規 .....	3
2.2 美國低放射性廢棄物管理體系 .....	4
2.3 美國 10 CFR 61 修法沿革 .....	6
3. 美國 10 CFR 61 法規要點 .....	12
3.1 美國 10 CFR 61 章節架構 .....	12
3.2 美國 10 CFR 61 重要規定 .....	13
4. 美國 10 CFR 61 法規修法的重要議題 .....	19
4.1 特定場址的功能評估與其他考慮 .....	19
4.1.1 功能時期的背景 .....	19
4.1.2 以往針對分析時間尺度的法規作法 .....	21
4.1.3 跨世代正義 .....	32

4.1.4 技術考慮 .....	34
4.1.5 修法考慮的選項 .....	37
4.1.6 修法建議 .....	43
4.2 特定場址廢棄物接收準則的變通性 .....	44
4.2.1 背景 .....	44
4.2.2 美國其他法規作法 .....	46
4.2.3 技術考慮 .....	47
4.2.4 修法考慮的選項 .....	50
4.2.5 修法建議 .....	54
4.3 更新 10 CFR 61 劑量理論 .....	55
4.3.1 技術考慮 .....	55
4.3.2 修法考慮的選項 .....	55
4.3.3 修法建議 .....	56
5. 美國 10 CFR 61 法規修訂對我國可能的影響 .....	57
5.1 我國低放射性廢棄物處置法規影響分析 .....	57
5.2 低放射性廢棄物審查導則安全評估章節之精進建議 .....	61
6. 結論與建議 .....	65
參考文獻與參考網址 .....	66

附錄：美國聯邦法規 10 CFR 61 暨修訂草案譯文 .....A-1



## 附 圖 目 錄

圖 2-1：美國放射性廢棄物分類系統及與 IAEA 系統比較.....	11
-------------------------------------	----

## 附表目錄

表 3-1：附表一(單一長半化期核種濃度值).....	17
表 3-2：附表二(單一短半化期核種濃度值).....	18
表 4-1：不同的廢棄物處置與管理計畫對於分析時間尺度的作法 .....	27
表 4-2：特定場址分析法規要求的選項考慮 .....	42
表 5-1：10 CFR 61 修訂草案重要內容概要 .....	62
表 5-2：低放射性廢棄物審查導則第 0 版之精進建議 .....	64

[本頁空白]

# 1. 前言

## 1.1 研究目的

本研究係配合放射性物料管理局 102 年度「精進放射性物料安全管制技術發展」委託研究計畫而執行，為其所屬「低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究」子項計畫研究項目之一。

美國 10 CFR 61 法規「Licensing requirements for land disposal of radioactive waste」發布於 1982 年(NRC, 1982)，是低放射性廢棄物處置設施設置的重要管制法規。立法的需求主要針對特定的低放射性廢棄物源流(waste stream)之近地表處置(near surface disposal)進行管制。法規實施迄今，部分內容已不合時宜，例如 2009 年起，考慮耗乏鈾(depleted uranium)等長半化期廢棄物處置問題，因而有大幅修法之必要。美國核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission, NRC)(以下簡稱美國核管會)爰推動立法程序，重點在於長半化期廢棄物功能評估、特定處置場址接收準則變通彈性、劑量標準的考量等，預定 2014 年完成修法(NRC, 2012)。

由於我國放射性廢棄物分類系統與管制法規多係源自參考美國，因此有必要進行先期研究工作，以瞭解美國法規變革原因與趨勢，以便預先規劃我國因應方案。

## 1.2 研究範疇

研究範疇包含下列三項：

- (1)美國核管會低放射性廢棄物處置法規變革議題分析：釐清 10 CFR 61 可能更新的內容，探討安全評估時間尺度、情節分析、無意闖入者、廢棄物接收準則等相關議題。

(2)我國低放射性廢棄物處置法規影響分析：依據美國法規變革影響，專章針對國內管制法規可能的修訂方案提出分析與建議。

(3)綜合分析前述研析成果與我國現行技術規範，研擬「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則(第0版)」安全評估相關章節之精進建議。

由於美國修法程序仍在推動中，本報告的研究重點集中在兩部份，第一部分是對美國 10 CFR 61 現行條文的瞭解(NRC, 1982)。第二部分則是針對美國核管會所提出供公眾評論的法規分析報告(regulatory analysis report)(NRC, 2012)與法規修訂條文草案進行內容研讀。以瞭解重要的議題與可能的修法方向。

### 1.3 報告架構

報告內容第 1 章說明研究目的、範疇與報告架構。第 2 章說明美國低放射性廢棄物處置的法規背景與 10 CFR 61 修法過程。第 3 章說明 10 CFR 61 現行條文的重要內容。第 4 章說明 10 CFR 61 法規變革的重要議題與美國核管會可能的修法方向。第 5 章討論對我國可能的影響與我國審查導則第 0 版可能的修訂內容。第 6 章對報告內容進行總結並提出後續研究建議。此外，另於附錄登載 10 CFR 61 原版條文與修訂條文草案之中譯內容。

## 2. 美國低放射性廢棄物處置法規體系與 10 CFR 61 修法沿革

### 2.1 美國重要法規

#### (1) 原子能法

美國放射性廢棄物管理體系的母法是 1954 年公布的原子能法 (Atomic Energy Act of 1954)。原子能法的特色如下：

- 為美國民用與軍用核子物料使用的管制母法。
- 政策宣示：和平使用核子物料以促進世界和平、增進社會福祉、提升生活水準、強化私有企業自由競爭。
- 建立後續制定法規與發展核能設施的依據。
- 建立核子物料使用須提出執照申請的體制，並授權美國核管會建立相關規範與採取管制作為，以保障公眾健康與安全，並減少輻射對生命與財產的危害。
- 規範美國核管會的執法程序，必要時須納入公聽會與聯邦法院覆核的機制。
- 依據第 274 節，美國核管會得與各州簽訂協議移轉某些核子物料/廢棄物的管轄權給州政府。但州政府須提出符合美國核管會規定的法規管理體系。美國核管會主要保有核電廠與核子物料輸出的管制權。
- 本法後續主要曾針對核子損害賠償進行修訂。

#### (2) 低放射性廢棄物政策法

1985 年公布的低放射性廢棄物政策修訂法 (Low-Level Radioactive Waste Policy Amendments Act of 1985) 為低放射性廢棄物管制的特別法，特色為：

- 各州境內低放射性廢棄物最終處置是州政府的責任。
- 各州政府得共同簽訂契約(compacts)設置共用設施進行處置。
- 處置設施得由美國核管會管制或依原子能法第 274 節簽署移轉管轄權協議(agreements)由州政府進行管制。
- 美國核管會應制定相關管制規範，包含豁免管制(below regulatory concern)的標準。

### (3)處置設施申請執照要求：10 CFR 61

美國 10 CFR 61 法規公布於 1982 年，詳細條文本研究翻譯如附錄(含修訂條文案草案)，並於本報告第 3 章摘述重點。

### (4)美國核管會其他規範

對於低放射性廢棄物處置，美國核管會除了法規(regulations)層級的 10 CFR 61 外，亦發布多項指引(guidances)文件與技術報告(Reports)，重要者舉例如下：

- Regulatory Guide 4.19 : Guidance for Selecting Sites for Near-Surface Disposal of Low-Level Radioactive Waste, 1988
- NUREG-1199 : Standard Format and Content of a License Application for a Low-Level Radioactive Waste Disposal Facility
- NUREG-1200 : Standard Review Plan for the Review of a License Application for a Low-Level Radioactive Waste Disposal Facility
- NUREG-1241 : Licensing of Alternative Methods of Disposal of Low-Level Radioactive Waste

## 2.2 美國低放射性廢棄物管理體系

美國低放射性廢棄物處置體系可以劃分為五個利益相關的群體：

### (1)美國能源部(Department of Energy, DOE)

- 負責國防工業所產生的低放射性廢棄物處置。

## (2)美國核管會

- 負責管制民生應用所產生的低放射性廢棄物處置。
- 制定聯邦法規與技術規範。
- 審核州政府管制體系與能力，簽署管制權移轉協議。
- 審查非協議州的處置設施申請執照。

## (3)州政府

- 設立管制機構，制定州法規。
- 與美國核管會簽署協議取得低放射性廢棄物管制權。
- 審查核准低放射性廢棄物處置設施執照，並進行稽核，或與其他州簽署合約將低放射性廢棄物運往其他州處置。

## (4)處置設施經營者

- 處置設施調查、設計、建造、營運。
- 取得建造與運轉(廢棄物接收)執照。
- 財務保證、公眾溝通、環境監測。

## (5)低放射性廢棄物產生者(電廠、國家實驗室、醫療院所、檢測機構...)

- 支付處置費用。
- 妥善管理與減量。

美國放射性廢棄物分類有能源部與核管會兩個系統，如圖 2-1 所示。圖 2-1 中亦顯示美國分類系統與國際原子能總署分類系統的比較關係。我國放射性廢棄物分類係規定於「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第 3 條，分為 A、B、C、與超 C 四類。此即參考美國核管會的廢棄物分類系統而來。



## 2.3 美國 10 CFR 61 修法沿革

根據美國核管會專屬網頁內容：Potential Revision of 10 CFR Part 61-  
<http://www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/rulemaking/potential-rulemaking/potential-part61-revision.html>，說明修法沿革如下：

### (1) 背景

10 CFR 61 原版次的草擬始於 1978 年 10 月，到 1982 年 11 月正式發布，歷時約 4 年。法規內容主要為商用低放射性廢棄物處置設施之申請程序、功能目標、與技術要求。配合該法規的亦同時發布環境影響說明書 NUREG-0945，內容包括針對 10 CFR 61 的詳細法規分析、決策基礎、核管會人員立場(staff positions)、與公眾意見回應等。

10 CFR 61 適用於商業低放射性廢棄物近地表處置設施。包含選址、設計、申照、運轉、封閉、封閉後穩定、到主動監管期(active institutional controls)結束為止的各階段管制。法規內容亦包含核管會據以發給或更新執照的相關程序、準則、名詞定義、與條件等規定。法規要求強調處置系統的整體性，包含廢棄物形體(waste form)、選址、設計、運轉、封閉的功能性結合。由於考量處置安全需要的長時間，10 CFR 61 亦強調利用被動系統(也就是減少主動的維護與巡視等)以遲滯放射性物質釋出到環境中的原則。低放射性廢棄物依據半化期與濃度分成不同類別，以便增加選址與設計的彈性。10 CFR 61 採用由上而下整合系統的方式訂定，以功能目標(performance objectives)為導向，考慮短期與長期的輻射曝露。換言之，該法規藉由整體性的功能來定義安全目標。個別的功能目標由一組技術標準所支持(含過去的運轉經驗)。10 CFR 61 以功能目標導向的立法方式是希望法規具有彈性，使處置設施經營者可以考量廢棄物與廠址特性，以適當的設計與運轉實務來達到功能目標。法規並未納入

太多的技術細節，原因在於需要更多的資訊支持、而隨著技術進步可能會導致頻繁修法、也可能抑制法規的彈性。所以 10 CFR 61 採用功能目標導向的立法方式，處置設施申請者僅需證明處置系統整體功能可以符合功能目標確保安全，而不拘泥於其所採取的個別結構、設備或措施。

10 CFR 61 的訂定有其基本假設。原版法規訂定時係考慮當時美國低放射性廢棄物存量(inventory)，根據廢棄物產生來源的實務經驗劃分為 36 種廢棄物產源流(waste streams)。其中包含有 24 個需要進行安全管制的重要核種(radionuclides)。當時並未考慮美國能源部負責的國防事業低放射性廢棄物。

近年來隨著時間演變，已有多項現況與當時 10 CFR 61 立法時的假設有所偏差，導致修法的必要，包括：

- 出現過去未曾考慮數量龐大的廢棄物源流，包含耗乏鈾(depleted uranium)、調和的廢棄物(blended wastes)、以及將來若用過核子燃料再處理(reprocessing)衍生的低放射性廢棄物。
  - 耗乏鈾：指鈾-235 含量低於天然鈾 0.7% 者(耗乏鈾一般含 0.2–0.3% 的鈾-235，其餘為鈾-238)。耗乏鈾通常來自鈾燃料製程或核武製造過程的副產物。
  - 調和的廢棄物：指大規模將 C 類或 B 類廢棄物跟 A 類廢棄物混合形成的廢棄物(即所謂的 Class A mixture)。所造成的特殊廢棄物源流與劑量後果有別於一般，故須特別管制。也就是要另訂接收準則。
- 美國能源部擴大使用商業處置設施，處置國防事業產生的低放射性廢棄物。
- 國際上累積大量處置場運轉經驗，過去未曾於美國法規中考慮。

## (2) 修法過程

2009年3月18日，依據美國核管會委員會(NRC Commission)決議(SRM-SECY-08-0147)，指示美國核管會人員(NRC staff)應著手辦理 10 CFR 61 修法事宜，包含：

- 提出所需資源(時程、人力、經費)。
- 基於風險告知(risk-informed, RI)與功能基準(performance-based, PB)的精神進行修法。
- 全面檢討廢棄物分類架構。
- 更新輻射評估的假設與參考國際放射防護委員會(International Committee on Radiation Protection, ICRP)最新的方法。
- 確認需變更與更新的事項。
- 推動與完成立法的程序。
- 評估法令修訂後的影響(相關機構與利害相關者(stakeholders))。
- 明確定義耗乏鈾的廢棄物分類。
- 長半化期核種(包含鈾)近地表處置設施的功能基準技術分析。

2010年12月27日，由美國核管會聯邦暨州物料與環境管理計畫辦公室(Office of Federal and State Materials and Environmental Management Programs)提出修法工作方式報告(Staff's Approach to Comprehensive Revision to 10 CFR Part 61, SECY-10-0165)。向委員會說明如何以風險告知與功能基準(RI/PB)的方式全面修訂 10 CFR 61。該報告內容與規劃的作法包含：

- 規劃修法作業所需時程、人力、經費。
- 以風險告知與功能基準方式進行檢討、分析與修訂。
- 透明公開發布修法方向、修訂理由、可能條文等相關訊息。

- 利害相關者與社會公眾意見蒐集與溝通(網路與公眾研討會)。
- 推動立法程序。
- 研訂與發布修訂法規與相應配套的技術規範。

美國核管會對 10 CFR 61 修法構想中亦考慮，由於國防事業廢棄物係依循 1999 年能源部發布的 DOE G 435.1-1 命令進行管制。10 CFR 61 既然要考慮納入國防事業低放射性廢棄物於商用處置場，則該命令亦為修法的重要參考文件。而實際上能源部的該命令亦同樣強調功能評估的重要性。

2011 年美國核管會主要進行公眾溝通與立法程序準備工作。

2012 年 1 月 19 日委員會對修訂方向提出政策指示：

- 允許處置場經營者在進行特定場址功能評估時(site-specific performance assessment)能彈性使用 ICRP 發展的劑量評估方法。
- 以兩階段方法建立處置場功能評估時間問題，包含第一段的符合時期(compliance period)即合理可預見的未來(reasonably foreseeable future)，以及之後第二段的更長的功能時期(longer period of performance)。功能時期需考慮候選場址的特性(廢棄物形體、包件、處置技術、掩埋技術、與水文地質等)以及對潛在接受者所造成的尖峰劑量。
- 允許申請者得依場址功能評估與闖入者評估的結果，建立特定場址廢棄物接收準則(waste acceptance criteria)的彈性。
- 修訂法規條文，確保在賦予各州推動安全要求的彈性時，亦能維持聯邦政府與協議州在安全原則上的一致性。

2012 年正式進入立法程序(rulemaking)，其過程與後續規劃如下：

- 2012 年 1 月~2012 年 9 月：進行技術基準(technical basis)分析。

- 2012 年 9 月～2013 年 7 月：進行修訂條文草案研擬。
- 2013 年 7 月～2013 年 9 月中(約 75 天):進行修訂條文草案公眾評議。  
(註：修訂條文草案目前最新版次為 2013 年 9 月 20 日發布)
- 2013 年 10 月～2014 年 7 月：預定進行修訂條文定案。
- 2014 年 7 月～：預定於委員會核准後正式發布。

美國核管會估計該法規修訂所需資源為 9.3 人年與 150 萬美元預算。

### (3)公眾溝通

美國核管會的作法認為在正式進入立法程序前，應當公開透明的讓利害相關者與社會公眾知道法規為何修訂、如何修訂、以及修訂條文草案，以便提出批評與建議。

2009 年到 2012 年期間美國核管會舉辦或參加公眾研討會共 15 場次。此外亦透過網路接受意見。公眾溝通的目的在瞭解利害相關者關切的議題，包括：

- 廢棄物分類架構。
- 全面的法規修訂內容。
- 特定場址的廢棄物接收準則。
- 國際技術水準的接軌。
- 耗乏鈾的處置問題。

<b>DOE</b> 分類	對應IAEA分類%		
	LILW-SL	LILW-LL	HLW
11e2	100	0	0
低放	99.5	0.5	0
超鈾類	0	100	0
高放	0	0	100

<b>NRC</b> 分類	對應IAEA分類%		
	LILW-SL	LILW-LL	HLW
11e2	100	0	0
A類低放	100	0	0
B類低放	100	0	0
C類低放	75	25	0
超C類低放	0	100	0
高放	0	0	100

註：11e2 為美國原子能法第 11e.(2)節所定義之鈾礦提煉副產物。

IAEA 分類參考 IAEA, 2009, Safety Standards Series GSG-1

圖 2-1：美國放射性廢棄物分類系統及與 IAEA 系統比較

### 3. 美國 10 CFR 61 法規要點

本章摘要說明美國 10 CFR 61 法規現行條文中，對我國低放射性廢棄物處置場選址與設施設計具有重要影響的相關條文。美國 10 CFR 61 法規全部譯文請參見本報告附錄。

#### 3.1 美國 10 CFR 61 章節架構

美國 10 CFR 61 法規條文共分為 7 個次部份(subparts)，包含 84 個小節(sections)，概述如下：

Subpart A 說明申請低放射性廢棄物處置的一般規定，包括目的與範疇、名詞定義、取得執照的要求、通訊、解釋、豁免、概念、資訊蒐集要求、雇員的法令保護等。

Subpart B 說明申請執照所需的資訊，包括申請書內容、一般資訊、特定技術資訊、技術分析、監管資訊、財務資訊、其他資訊、申請書提交與分發、重複性資訊的排除、申請書的更新、執照核發的標準、執照條件、變更、執照的修正、更新或封閉申請、封閉申請書內容、封閉後觀察與維護、執照移轉、執照終止、保防協定、設施資訊與驗證等。

Subpart C 說明處置設施的功能目標，包括一般要求、保護一般公眾免於放射性釋出的危害、保護無意闖入者、保護作業期間之人員、處置場址封閉後之穩定性等。

Subpart D 說明陸地處置設施技術要求，包括陸地處置的處置場址適宜性要求、陸地處置的處置設施設計、陸地處置設施運轉與處置場址封閉、環境監測、設計與運轉的替代要求、廢棄物分類、廢棄物特性、標示、廢棄物分類與特性的替代要求、監管要求等。

Subpart E 說明財務保證要求，包括申請人資格與保證、處置場址封閉與穩定基金、監管的財務保證。

Subpart F 說明州政府與印地安部落之參與程序，包括範疇、州政府與印地安部落諮商、州政府與印地安部落參與規劃的提交、美國核管會對參與計畫的核備等。

Subpart G 說明紀錄、報告、測試，及視察的相關規定，包括紀錄、報告及移交的維護、陸地處置設施現地測試、核管會對陸地處置設施的視察、違法行為、罰則等。

### 3.2 美國 10 CFR 61 重要規定

美國 10 CFR 61 法規條文中，與我國有關者多屬安全標準與技術要求，而與我國無關的則是該國的行政程序內容。與我國有關的重要節次摘錄如下：

#### Subpart A-一般規定

##### § 61.7 概念

- B 類與 C 類廢棄物處置容器設計須維持整體物理性質與與特徵超過 300 年。
- 處置場監管須達 100 年以上。
- C 類廢棄物的侵入者障壁須達 500 年。

#### Subpart C-處置場功能目標

##### § 61.41 保護公眾免於處置場輻射危害

- 公眾年劑量應小於 25 毫侖目(millirems)。

##### § 61.42 保護無意闖入的個人

##### § 61.43 保護作業人員



## § 61.44 維持處置場封閉後的長期穩定

### Subpart D-處置設施技術要求

#### § 61.50 場址適合性

- 須遠離地下水面，或地下水流動性低，但不得位於地下水面變動區。
- 地下水不得排出於場區地表。

#### § 61.51 處置場設計

- 場址封閉後應能維持長期隔離性，避免連續主動維護。
- 封閉計畫切合場址特性。
- 設計能改善場址特性。
- 覆蓋層設計能防止地表水入滲與生物侵入。
- 表層設計須具排水效能並防止沖刷。
- 處置作業期間須防止水與包件接觸。

#### § 61.52 設施運轉與封閉

- C類廢棄物距地表至少有 5m 覆蓋層，或具備防止侵入者障壁達 500 年的設計。
- 包件間的空隙應填實。
- 包件表面輻射劑量率應予限制。
- 處置單(壕溝)應精確測繪。
- 處置場週邊應維持適當緩衝區。
- 處置後應採取封閉與穩定措施。
- 進行中的處置作業不得危害已完成的區域。
- 僅允許具放射性的廢棄物進行處置。

#### § 61.53 環境監測

- 處置場運轉前即應執行監測計畫。
- 應有環境復育補救措施規劃。
- 建造與運轉期間應持續監測。
- 封閉後仍應維繫適當的監測，以便對核種釋出提出預警。

#### § 61.55 廢棄物分類

我國低放射性廢棄物法定分類，即根據美國 10 CFR 61.55 依放射性核種濃度分為四類，明訂於「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第三條(原能會，2012)，規定如下

- A 類廢棄物：指低放射性廢棄物所含核種濃度低於(含)附表一(表 3-1)濃度值之十分之一倍及低於(含)附表二(表 3-2)第一行之濃度值者；或廢棄物所含核種均未列入附表一及附表二者。
- B 類廢棄物：指低放射性廢棄物所含核種濃度高於附表二第一行之濃度值且低於(含)第二行之濃度值者。
- C 類廢棄物：指低放射性廢棄物所含核種濃度高於附表一濃度值十分之一倍且低於(含)附表一之濃度值者；或高於附表二第二行之濃度值且低於(含)第三行之濃度值者。
- 超 C 類廢棄物(greater than Class C waste, GTCC waste)：指低放射性廢棄物所含核種濃度高於附表一之濃度值者；或高於附表二第三行之濃度值者。

#### § 61.56 廢棄物形體(waste form)

- 最低廢棄物形體物理特性的規範，所有的商業低放射性廢棄物形體必需符合此規範方可被接受於近地表處置。

#### § 61.59 監管要求

- 要求在低放射性廢棄物處置設施封閉之後 100 年進行主動監管以看顧場址。

要達到核發執照的標準，美國核能管制委員會人員必須獲得結論，合理確保所提出的設施能符合 10 CFR 61 Subpart C 的功能目標，與 Subpart D 陸地處置設施的技術要求。而為證明可符合 10 CFR 61 的功能目標，執照申請者必須完成未來潛在劑量對一般群眾影響的評估。執照申請者亦必須證明侵入處置設施的潛在無意闖入者，亦即有可能在處置場址主動監管結束後的任意時間內佔用場址者，將會受到保護。分析與依據這些分析所做的任何執照申請核定，所必要的技術分析與伴隨的資訊需求均規定於 10 CFR 61.13。

表 3-1：附表一(單一長半化期核種濃度值)

核種	濃度值
C-14	0.3 TBq/m <sup>3</sup>
C-14(活化金屬內)	3.0 TBq/m <sup>3</sup>
Ni-59(活化金屬內)	8.1 TBq/m <sup>3</sup>
Nb-94(活化金屬內)	0.0074 TBq/m <sup>3</sup>
Tc-99	0.11 TBq/m <sup>3</sup>
I-129	0.003 TBq/m <sup>3</sup>
TRU(半化期大於 5 年之超鈾阿伐放射核種)	3.7 kBq/g
Pu-241	130 kBq/g
Cm-242	740 kBq/g

(原能會，2012)

表 3-2：附表二(單一短半化期核種濃度值)

核種	濃度值(TBq/m <sup>3</sup> )		
	第一行	第二行	第三行
半化期小於 5 年之所有核種總和	26	註一	註一
H-3	1.5	註一	註一
Co-60	26	註一	註一
Ni-63	0.13	2.6	26
Ni-63 (活化金屬內)	1.3	26	260
Sr-90	0.0015	5.6	260
Cs-137	0.037	1.6	170

註一：B 類廢棄物及 C 類廢棄物並無此核種濃度值之限制。可從實際執行運送、吊卸與最終處置作業時，考量體外輻射與衰變熱，而限制這些核種之濃度。除非由本表內其他核種決定廢棄物歸於 C 類廢棄物，否則應歸於 B 類廢棄物。

註二：多核種之分類：若低放射性廢棄物中含有多核種時，其分類應按下式判斷。

$$\sum_{i=1}^n \frac{C_i}{C_{i,0}} \leq 1$$

式中 C<sub>i</sub>：第 i 個核種之濃度。  
 C<sub>i,0</sub>：第 i 個核種第 0(0=A,B,C)類之濃度值。  
 n：所含核種之數目。

若滿足上式，則可歸為第 0(0=A,B,C)類廢棄物。

(原能會，2012)

## 4. 美國 10 CFR 61 法規修法的重要議題

依據美國核管會所提出供公眾評論的法規分析報告(regulatory analysis report)(USNRC, 2012)，本次 10 CFR 61 的修法主要有三大議題：(1)特定場址(site-specific)的功能評估與其他考慮；(2)特定場址廢棄物接收準則的變通性；(3)更新 10 CFR 61 劑量理論。詳細技術內容摘譯說明如後。

### 4.1 特定場址的功能評估與其他考慮

#### 4.1.1 功能時期的背景

功能時期(performance period)是功能評估程序的一項重要元素。功能時期的影響是必須提供何種資訊以證明符合10 CFR 61 Subpart C的功能目標。一般而言，較長的功能時期須考慮更多的特徵、事件、與作用。此外，相較於短的功能時期，要證明符合較長的功能時期則更具有技術挑戰性。低放射性廢棄物處置設施功能評估的目的是在可接受的信心程度下符合規定限值，以確實保護公眾健康與安全。所謂的信心程度(degree of confidence)，美國核管會的術語稱之為合理確保(reasonable assurance)。符合分析(compliance analysis)的結果不應被解釋為廢棄物處置設施預期行為的明確數值證明，因為漫長的時間會牽涉不確定性的問題。

低放射性廢棄物處置設施功能時期的選定一直是爭議性的問題，可以回溯自1995年。利害相關者持續對此有強烈的意見。當指定放射性廢棄物處置設施的功能時期時，必須考慮技術因素(例如廢棄物特性與歸因於廢棄物的放射性危害)、社會經濟的因素(例如跨世代正義)、與政策因素。2011

年美國核管會人員依據利害相關者的意見回饋，針對功能時期曾擬定一種變通性的簡單作法。亦即美國核管會人員建議採行二段式的方法：

- 第一段規定為 20,000 年內的峰值年劑量，10 CFR 61.41 的總有效等效劑量 (total effective dose equivalent, TEDE) 限值為 0.25 毫西弗(25 毫侖目)，以及 10 CFR 61.42 的 TEDE 限值為 5 毫西弗(500 毫侖目)。
- 第二段規定為 20,000 年以後的峰值年劑量；無劑量限值規定。

美國核管會人員建議此作法的原因，在於其能提供調整分析的變通性以適應廢棄物源流的特性。如後面節次所討論的作法，許多國際計畫在建立放射性廢棄物處置法規要求時，初步考慮的是處置廢棄物的特性。美國核管會人員建議的作法可以應用於傳統商業低放射性廢棄物處置概念(亦即主要為短半化期廢棄物僅含有限數量與濃度的長半化期廢棄物)，而必要時亦可允許對長半化期廢棄物進行較長時期的分析。此作法可考慮類似效應所增加的危害，例如含耗乏鈾者。此作法亦考慮伴隨長時間尺度所增加的不確定性、減少場址穩定性與核種釋出時增加地下水對放射性核種的傳輸等。

廢棄物處置相關分析使用不同的術語描述時間尺度。一般使用下列定義：

- 分析時間尺度(analysis timeframe)：用於分析的一段時間，這段時間內需評估廢棄物處置設施場址封閉後的功能。分析時間尺度由二時段組成：(a)符合時期；與(b)功能時期。
- 符合時期(compliance period)：在該時間尺度內須評估是否符合 10 CFR 61.41 與 61.42 的功能目標。
- 功能時期(performance period)：符合時期之後的時間尺度，處置長半化期廢棄物須進行此功能評估。

#### 4.1.2 以往針對分析時間尺度的法規作法

##### (1)美國核管會的作法

廢棄物處置的分析時間尺度，其考量與爭議可以回溯到早期的1990年代。美國核管會的各種工作小組曾討論不同作法之優缺點，以定義廢棄物處置的分析時間尺度。10 CFR 61法規並未對符合時期提供定值。美國核管會人員曾於10 CFR 61環境影響說明書草案(NUREG-0782)中以時間尺度10,000年進行分析。早期美國核管會人員在研訂10 CFR 61時，曾對典型的商業低放射性廢棄物設施依功能評估目，建議類似的符合時期。對於10 CFR 61技術基準所考慮的原始核種，藉由符合時期可以充分的考慮包含來自短半化期核種的風險，這些核種構成處置的整體活度；亦可以考慮到移動性較高的長半化期核種所造成的峰值劑量，這些長半化期核種會在較長的時間尺度造成潛在的劑量(例如超過10,000年)。

為提升美國核管會人員審查低放射性廢棄物功能評估的能力，美國核管會成立功能評估工作小組(Performance Assessment Working Group, PAWG)以促進公眾與利害相關者對此議題與其他功能評估相關主題的認同。1996年5月17日美國核管會人員在SECY-96-103「低放射性廢棄物功能評估的法規議題」中向美國核管會委員會提出分析時間尺度的提案，且建議10,000年的符合時期。

PAWG於2000年發布NUREG-1573報告。美國核管會人員在報告中引用其它標準與技術建議的一致性，提出10,000年時間尺度以證明符合10 CFR 61.41。美國核管會人員曾對合於該建議的假想低放射性廢棄物處置設施進行測試計算，測試案例計算評估時間達100,000年。測試案例計算屬於建議10,000年符合時期基準的一部分工作。PAWG相信典型的商業低放射性廢棄物設施(例如制定10 CFR 61時所考慮者)可接受大量數百年內可衰變到無害



程度的短半化期廢棄物以及有限數量的長半化期廢棄物。PAWG認為10,000年符合時期足以涵蓋來自短半化期核種的風險，此為亦為處置的主要活度。並且涵蓋傳統低放射性廢棄物中較長時間尺度(超過10,000年)易移動長半化期核種的潛在劑量峰值。

PAWG的建議見於NUREG-1573報告，在該報告中提及對於10,000年符合時期的建議可能存在例外。NUREG-1573報告提供一個處置大量鈾或超鈾廢棄物的範例。在該報告中美國核管會人員主張使用第二時段方法(亦即功能時期)，以用於瞭解如果有移動性低的核種存在時，會發生何種影響，以便符合10 CFR 61.41功能目標。

於1990年代中期，核廢棄物諮詢委員會(Advisory Committee on Nuclear Waste, ACNW)建議可利用建立符合時間範圍作為法規的基本原則。ACNW建議採二段式的方法：

- 第一段建立的時間考慮(A)污染物核種釋出與傳輸到達關鍵群體的預估時間；(B)定義參考生物圈與關鍵群體生活型態；與(C)不確定性。本時段應適度合理便於允許顯著作用效應的時間外插。
- 第二段時間可用於評估經過長期時間後設施的堅固性。

第一個時段的功能目標並不能用於第二個時段。關於雅卡山處置場的符合時期，ACNW相信第一個時段應使用既有設施與環境的工程與科學方面知識加以定義。該論述認為符合時期的時間跨度不應短於預估污染物潛在的核種到達最近關鍵群體的所需預期時間，且不長於超過科學外插能夠令人信服的時間。

為了申論此立場，ACNW故主張對低放射性廢棄物的時期分析採二段式的方法：

- 第一段將專注於對某些設定功能時期評估易移動核種的行為。功能時期歷時的選擇考慮：(A)符合放射性危害；與(B)合理考慮計算所伴隨的不確定性。
- 第二段將評估處置設施(與場址)的堅固性，若存在任何低移動性核種時。此計算於用定性評估以利瞭解可能發生的峰值劑量，以及與第一時段所定義功能時期的時間關係。分析將強調釐清造成峰值劑量的風險因素與潛在的管理策略，以說明該風險。

ACNW突顯對所有的低放射性廢棄物選擇單一功能時期的困難，因為廢棄物可能會有不同的特性。ACNW強調考慮有害地表作用的重要性，例如侵蝕，亦指出工程與天然障壁可能長期時間延遲核種釋出。ACNW於後續文件中持續提倡此時間尺度二段式分析的作法。低放射性廢棄物源流的問題中，例如含鈾者，ACNW建議訂定的規則不指定符合時期。ACNW轉而建議分析時間尺度宜考慮放射性危害性質的持續時間，其影響程度依個案基準判斷。

## (2)美國其他管制機關意見與作法

表4-1包含美國能源部或美國環保署不同的計畫，對化學或放射性廢棄物處置或清理措施風險管理，所使用的時間尺度(以及見於10 CFR 61法規的時間尺度)。如表4-1所示，不同機構之間甚至機構內作法不同。儘管如此，此並不意味有不同程度保護。如後續節次討論的國際作法，所需進行的分析，與伴隨分析的時間尺度，均須視廢棄物特性及處置或清理概念而定。不同的作法均用於減少對未來世代的風險。

化學有害廢棄物的處置依據資源保育與回收法(Resource Conservation and Recovery Act, RCRA)，美國環保署選擇30年符合時期。30年結束後若可預期能保護公眾健康與安全，則有害廢棄物處置設施可以免除管制。若預

期無法保護，則設施仍將維持法規管制。場址除役依據10 CFR 20使用1,000年符合時期。而此明顯比NUREG-1573報告所建議低放射性廢棄物處置10,000年的時間尺度較短。值得注意的是不受限制解除管制分析，係假設復育場址在釋出後，放射性立刻潛在的民眾所被接觸。同樣的，殘留放射性會存在於環境介質中(亦即土壤與水)。不受限制解除管制分析通常不考慮工程障壁與天然系統的延遲。在絕大多數分析中，不受限制解除管制的峰值風險發生於1,000年符合時期，且多數情況下，發生於場址釋出的第1年。本質上，場址除役分析會刪除或大幅減少於低放射性廢棄物處置分析中的延遲考慮。復育與處置在保護公眾健康與安全的措施有些不同，對於處置而言，僅能在確認安全時進行。

為了處置歸屬於美國政府負責的低放射性廢棄物，美國能源部在其命令435.1號指定符合時期為1,000年。該命令規定功能評估應包含封閉後1,000年時期的潛在的劑量計算，以確認設施場址的潛在釋出對未來代表性公眾個人不會超過合理預期的功能目標。美國能源部命令435.1號指出執行符合時期之後的計算，雖然計算結果並不被用於證明符合法規，但可能有助於瞭解設施與模型的功能。超過功能目標1,000年後的計算結果，雖然有可能影響處置系統設計的變更，但並非一定要變更。

用過核子燃料與其他高放射性廢棄物地質處置分析的時間尺度係依據下列考慮：(A)充分的時間以便工程障壁喪失完整性隨後釋出輻射時，能確保人類與環境安全；(B)適當的時間以結合會造成最大風險的顯著作用與事件；(C)限制時期使在該期間不確定性得以依規定合理確保；與(D)充分的時間以確保源項大幅減少，且降低至大約相當於天然礦床的危害。一般(亦即雅卡山以外的場址)用過核子燃料與高放射性廢棄物處置的標準與法規(40 CFR 191「用過核子燃料、高放射性與超鈾放射性廢棄物管理與處置的環境

輻射保護標準」，以及10 CFR 60「處置高放射性廢棄物於地質處置場內」)指定符合時期為10,000年。美國核管會另制訂內華達州雅卡山高放射性廢棄物特定處置場址的標準與法規於10 CFR 63「處置高放射性廢棄物於內華達州雅卡山地質處置場」。

美國環保署的標準(40 CFR 197，雅卡山處置場公眾健康與環境輻射保護標準)指定雅卡山的符合時期為10,000年。但是美國哥倫比亞特區巡迴區聯邦上訴法院撤銷美國環保署10,000年的符合時期，因為該規定未能“...『根據與符合』國家科學院的研究發現與建議”，以及滿足1992年能源政策法第801節的要求(42 USC § 10141)。國家科學院指出雅卡山處置場功能在大多數自然與地質方面進行一百萬年時間尺度的符合評估是可行的。對於高放射性廢棄物處置，國家科學院建議符合評估應執行達到當最大的風險發生的時間，且合於地質環境長期穩定性的限值內。國家科學院指出，雖然沒有科學理由限制評估時限於10,000年，但仍可能由政策考慮去加以限定。本案發回後，美國環保署修訂標準(亦即對超出10,000年的功能評估規定不同的劑量限值與額外的制約因素)以說明進行分析超出10,000年時的困難性與不確定性。

雅卡山特定場址新標準採取分時段的作法。對於首先的10,000年，合理的最大曝露個人劑量不得超過150西弗/年(15毫侖目/年)總有效等效劑量。原本從封閉後10,000年後到1百萬年，美國環保署提出的劑量是不超過3.5毫西弗/年(350毫侖目/年)。但最終標準用於從10,000年到1百萬年的劑量限值訂定為1毫西弗/年(100毫侖目/年)。美國環保署曾於聯邦公報發布40 CFR 197的修訂內容。雅卡山是美國處置放射性物質被要求考慮潛在效應達一百萬年的唯一前例。美國核管會亦配合於10 CFR 63執行美國環保署的標準。

10 CFR 40附錄A「關於鈾礦尾料作業與提煉尾料或礦物原物料主成分

提煉或濃縮產生廢棄物安排之準則」為管理鈾礦提煉尾料的標準。要求處置需配合適當設計以合理確保能提供管制放射性危害達1,000年，並應儘可能合理達成在任何情況下至少達200年。該標準亦要求政府永久持有場址所有權並長期的監控(可能包含必要時的監測)。因此，在此時段內可假定不會有長期性無意闖入者進入或佔用場址的情況。該法規使用氬-222流通量限值、超過平均的覆蓋系統、與特定的地下水保護標準。

美國環保署制定40 CFR 191，提出用過核子燃料、高放射性廢棄物、與超鈾放射性廢棄物的管理與處置環境標準。用於處置超鈾放射性廢棄物的廢棄物隔離先導廠(Waste Isolation Pilot Plant, WIPP)雖然並非美國核管會的管制設施，但仍可比照適用前面討論的管制措施。美國政府核准WIPP遵循40 CFR 191法規。在提出與確定該法規時，美國環保署設定阻滯廢棄物10,000年的要求。選擇10,000年的原因是專家相信未來的某些方面可以合理的預測，以允許處置方法的比較與選擇。美國環保署亦相信運作10,000年的地質處置系統應持續保護民眾與環境達10,000年。10,000年的長時期已足夠確保瞭解可能的地下水效應，且主要的地質變遷尚不會發生。所以，系統應可被合理的預測。

表 4-1：不同的廢棄物處置與管理計畫對於分析時間尺度的作法

項目	危害	歷時	措施	時間尺度要求	基準 <sup>[1]</sup>
美國環保署 RCRA	化學	$\infty$ <sup>[2]</sup>	處置	30+年	非技術
鈾礦提煉尾料	輻射	LL	復育	200年(<1,000年)	非技術
Part 20不受限制釋出	輻射	SL-LL	復育	1,000年	技術
美國能源部命令435.1號	輻射	SL-LL	處置	1,000年	非技術
低放射性廢棄物處置設施 (10 CFR 61)	輻射	SL-LL	處置	[10,000年] <sup>[3]</sup>	技術
美國環保署地下注射計畫	化學	$\infty$	處置	10,000年	技術
美國能源部WIR	輻射	SL-LL	復育	DOE：1,000年 <sup>[4]</sup> NRC：10,000年	技術
美國能源部選址準則 (10 CFR 960)	輻射	LL	處置	100,000年	技術
美國環保署 高放射性廢棄物/SNF/TRU 一般標準	輻射	LL	處置	10,000年	技術
美國環保署 高放射性廢棄物/SNF 特定場址的標準	輻射	LL	處置	10,000年–0.15毫西弗 1,000,000年–1毫西弗	技術

附註：

1. 基準所稱技術者指其主要為考慮廢棄物特性與伴隨的處置概念。稱非技術者則係依據政策或社會經濟的考慮。
2. 某些化學廢棄物甚至某些金屬會在環境中分解。
3. 此數值係功能評估工作小組於NUREG-1573所建議。
4. 自從2005年以後，美國能源部評估10,000年，甚至在某些案例評估更長時間。

### (3)國際作法

時間尺度的分析是功能評估之關鍵要件，用於評估整體放射性廢棄物管理系統的安全性。雖然許多國家有低與中放射性廢棄物處置設施營運中，但分析時間尺度規範的作法各國不同。以下對國際廢棄物處置作法提供一般概述並檢視特定不同國家的作法。選擇某些特定國家作更詳細討論，可以合理整體的瞭解國際上的普遍作法。

美國核管會人員進行文獻回顧以評估其他國家與國際機構對於長半化期廢棄物風險管理的作法。功能時期的選擇即為一項作法，用於判定長半化期廢棄物處置的影響並給予適當的限制。幾乎每一個國家或國際組織會限制廢棄物在近地表處置的數量或不允許長半化期廢棄物進行近地表處置。多數國家會明確訂定長半化期阿伐發射廢棄物的濃度限值。濃度限值由管制單位依據一般性的分析加以訂定，而不是根據特定場址的分析訂定。特定場址的分析係在廢棄物滿足一般限值下進行。如前文討論，此作法極類似10 CFR 61初期制定時的規定。10 CFR 61具有技術分析規定可補充廢棄物濃度限值與其他處置要求，例如某些廢棄物類型的最小處置深度。

某些國際計畫的廢棄物分類系統係將廢棄物依照不同的同位素濃度與半化期進行分類。美國的低放射性廢棄物類別(亦即A類、B、C、與超C類)係以濃度以及短與長半化期廢棄物定義進行分類。例如，A類廢棄物可能同時含有10 CFR 61.55表1與表2的核種。實務上混合短與長半化期廢棄物的結果其分類系統係依照功能要求，例如適合此廢棄物源流的符合時期必須考慮廢棄物之間的高變異性以及環境影響的長久性。某些國際計畫例如法國同時依照濃度與半化期進行廢棄物分類。國際原子能總署亦倡導此類型的分類系統。功能要求與處置系統可以依照特定的廢棄物特性進行較佳的量身定制。為了確保安全處置顯著不同於原始制定10 CFR 61所考慮的廢棄物

且不改變廢棄物分類系統，則美國須訂定或修訂其他處置要求以便於能適用於混合短與長半化期廢棄物以確保能持續保護公眾健康與安全。

不同國家或組織的主要計畫對長半化期廢棄物近地表處置技術分析設置某些形式的限制，或設置多種限制(亦即深度防禦)。換言之，技術分析被使用於安全決策但是分析結果並非唯一的依賴。最普通的限制形式是在進行特定場址分析前的濃度與數量限值的設定，以及限制處置概念(例如禁止近地表處置)或要求進行長期分析。在此長期定義為10,000年以上。美國核管會人員所獲得的不同國家或組織作法的資訊數量差異頗大。以下為選出來說明各國所用概念與架構的例子。

許多國家發展長半化期廢棄物或長半化期阿伐發射廢棄物的濃度限值，用於判定低放射性廢棄物是否可能考慮處置於近地表，或者需要採取中深度或深層地質處置。長半化期阿伐濃度限值的範圍從約 $1E7$ 貝克/公斤到低於此限值的數個量級。多數約在 $1E6$ 貝克/公斤。國際原子能總署訂定廢棄物分類系統於其放射性廢棄物分類一般安全導則。國際原子能總署依據濃度與半化期的考慮訂定六個廢棄物類別。低放射性廢棄物可處置於近地表，可能包含較高放射性濃度的短半化期核種，與少量放射性濃度的長半化期核種。低放射性廢棄物(近地表處置)與中放射性廢棄物(中深度處置)的界線約為 $4E5$ 貝克/公斤，某些國家的推導數值大約 $1E6$ 貝克/公斤。

法國的廢棄物分類系統如先前所述係依據濃度與半化期，有利於對風險管理訂定法規要求。對於短半化期廢棄物使用300年的功能時期。雖然此時間尺度內須維持監管，但亦須研究評估人類的闖入。廢棄物歸類為長半化期中放射性廢棄物者須進行深層地質處置。僅極有限濃度的長半化期廢棄物適合於近地表處置。

瑞典對放射性廢棄物淺地層處置設定濃度與數量限值。長半化期阿伐



發射廢棄物的最大值約10GBq(約相當1噸剛產生的耗乏鈾)。對於長半化期廢棄物處置安全分析時間尺度的作法採取視需要的長時間(as-long-as-needed)，但是至少達10,000年。瑞典使用二段式作法：前1,000年使用目前的生物圈與所含的不確定性；其後對長半化期廢棄物採取較一般的分析但是至少考慮100,000年且包含如冰河作用等。此種時間尺度的作法用於瑞典的深層地質處置，適於超出前述限值的長半化期廢棄物處置。對於不是用過核子燃料或長半化期的廢棄物，最大後果風險分析的時期可達到100,000年。

芬蘭目前將所有的廢棄物處置於硬岩深處(>60公尺)，對應多數國家的法規體系相當於中深度處置。芬蘭認為處置對未來世代的效應不得高於目前世代可接受的標準。低放射性廢棄物的濃度限值低於1E6貝克/公斤。其分析的時間尺度至少數千年，但是此時間之後，芬蘭依據核種釋出的自然流通率作為額外的限值(規定於Guide YVL 8.4)。

瑞士禁止地表與近地表處置，且處置衍生的風險不可超過目前可接受者。瑞士在其「放射性防護條例」中同時規定特定的活度限值與絕對活度限值。亦訂定時間尺度以提供永久保護。基本考慮為隨著時間與地質的危害。特定的功能時期為1百萬年，其後管制單位會將結果的範圍與天然風險進行比較。並假定放射性釋出到環境時有人類存在。

英國設定低放射性廢棄物與其他類型廢棄物的濃度界限值。對於可以作為低放射性廢棄物處置的廢棄物，管制單位並未明確地訂定時間尺度。定量評估須進行直到出現峰值風險或直到不確定性大到評估不再具有意義。評估結果不再具有意義的時間點由處置設施開發者訂定而非管制者。處置設施開發者被要求探討預期情節與較不可能發生情節。實務上，管制單位要求定量評估達100,000年，與簡單危害評估達250,000年。

加拿大，未來效應評估應包含預期最大影響發生的時期，且未來影響僅允許不得超過目前效應者。並無對評估效應的時間限制規定，設施開發者得使用界線分析。低與中放射性廢棄物深層地質處置場封閉後安全評估所使用的時間尺度為1百萬年。進行技術評估時可考慮各種技術因素(例如危害、工程障壁、管制、事件)。

西班牙對低放射性廢棄物近地表處置採取總數量限制(27TBq或相當10公噸耗乏鈾)。西班牙的作法是拘限放射性300年，其後場址可以外釋自由利用。西班牙進行300年監管。除了直接釋出到人體，其他僅有的規定潛在釋出途徑是水。對於地下水途徑計算，時間尺度視所評估廢棄物的持久性設定。對於短半化期放射性廢棄物計算進行達1,000年。對於長半化期放射性地下水途徑需評估達1百萬年。

比利時對低放射性廢棄物地表處置設定濃度限值(4E5到4E6貝克/公斤)。其法規架構係依據隔離必要的長時間之原理，主要仰賴被動作法以便隨時間達到安全。對於符合濃度限值的廢棄物，分析工作劃分為不同的情節。預期演變與異常演變情節的評估達到約2,000年的截止時間。此時間尺度後，評估不利情節(本質上保守情節用於管理長期的不確定性)。管制單位評估運轉階段(50年)後與核子法規管制階段(300年)後的人類闖入情節。

澳洲在低放射性廢棄物具危害的期間內予以隔離，包含考慮其衰變鏈。在廢棄物危害時間內場址須維持穩定地形。未來對社會的危害不得超過目前的危害，但是必須對目前世代有淨效益。澳洲訂定濃度限值與廢棄物類別類似美國訂定者。不同的廢棄物類別有最小處置深度的設定。例如，鈾-238處置深度5公尺的濃度限制為1E7貝克/公斤。澳洲依據管制者意見與處置設施可能所在的代表性鄉村環境，推導假定情節所產生的濃度限值。這些條件包含極少降雨、住屋建造無地基、以及與美國10 CFR 61訂定條件

相比，曝露時間較短的情節。假定條件符合澳洲採用該法規時的环境條件與目前的實務。

南韓設定整體的阿伐限值為 $3.7E6$ 貝克/公斤以保護未來世代。若濃度限值符合，管制單位定義分析時間尺度為1,000年。因為長半化期廢棄物的量受到限制，1,000年分析已足以充分評估低放射性廢棄物處置的風險。儘管如此，南韓亦規定處置設施必須確認此時間尺度後將不會增加顯著洩漏，且不會有急性風險。此立場意指須分析較長的時間或須使用結合式分析。

不同的國際計畫對於達成保護未來世代免於長半化期放射性廢棄物處置危害的作法，在其法規要求中有不同的考慮。儘管如此，各國與國際安全組織均一致設定對長半化期廢棄物近地表處置限制(例如禁止處置、濃度限值、處置深度要求、流通量限值、長期分析等)。

#### 4.1.3 跨世代正義

跨世代正義係考慮目前世代所做的決策如何影響未來世代，特別是關於廢棄物處置的決策。因為科學與技術對目前世代給予高度的保護，而在經過漫長時間後，目前的世代提供給未來世代的保護程度變得不確定。多數的法規計畫嘗試使用簡單與保守方法以確保能保護公眾安全。

美國公共行政國家研究院(National Academy of Public Administration, NAPA)應美國能源部要求曾進行一項跨世代正義研究。公共行政國家研究院意識到世代間決策涉及一些變因。依據公共行政國家研究院研究發現，任何世代不僅必須考慮其行為會如何影響未來世代，且亦須考慮若不作為，對目前世代以及對未來世代的可能負面影響。低放射性廢棄物處置的潛在環境效應可能從目前世代延伸到未來世代。公共行政國家研究院提出四項基本原則：

- (1)每一個世代均具有義務作為託管人去保護未來世代的利益。
- (2)沒有一個世代可以剝奪未來世代生活於其相應品質的機會。
- (3)每一個世代的基本義務為提供生活必需於後續世代。短期確知的危害優先於長期假想的危害。
- (4)不得進行會造成不可逆災害實質威脅或災變性後果的活動，除非具有某些補償措施能有益於目前的或未來世代。

四項基本原則反應信託、永續、責任鏈、與注意事項。公共行政國家研究院的世代間決策架構指出，因為資源有限而需求巨大，所以世代間義務必須包括更廣泛的問題，而非僅考慮特別狹隘的議題(例如核廢棄物處置)。

經濟合作暨發展組織(Organisation for Economic Co-Operation and Development, OECD)曾發布對於長半化期放射性廢棄物地質處置環境與道德基準的彙整意見。美國為經濟合作暨發展組織的會員國，應配合該組織的使命促進可以改善全世界民眾經濟與社會福祉的政策。經濟合作暨發展組織訂定數項原則作為廢棄物管理策略道德抉擇的指引。這些原則如下：

- 當承諾新的計畫時應考慮廢棄物管理的義務。
- 廢棄物產生者應負責，並提供物料管理的資源，使其不會對未來世代造成過分的負擔。
- 廢棄物應妥善管理以確保能保護人類健康與環境在可接受的程度，且至少給予未來世代目前可接受的安全程度。對於未來健康與環境損害風險在道德基準上不能打折扣。
- 廢棄物管理策略不得依據假定未來未知的穩定社會結構或技術的進步。寧可依賴被動安全的狀況而不是依賴主動監管。

美國公共行政國家研究院與經濟合作暨發展組織的原則有許多類似的

地方。二者均確信目前世代對未來世代具有義務。重要差異之一是公共行政國家研究院認為短期危害可以有前提，而經濟合作暨發展組織認為未來健康與環境損害風險在道德基準上不可打折扣。

美國在2003年4月9日簽署用過核子燃料安全管理與與放射性廢棄物安全管理聯合公約。其中第11條「一般安全要求」：提供要求以確保所有的廢棄物管理階段對人員、社會、與環境均能適當的被保護，免於放射性風險。第11條指定下列事項：

- 努力避免進行合理可預見對未來世代有影響且超過目前世代可接受的活動。
- 嘗試防止將不必要的負擔加諸於未來世代。

這些觀點是人類中心主義的，經濟合作暨發展組織的觀點較為強硬，而公共行政國家研究院與聯合公約則較為軟性。其他團體與研究人員亦曾提出生物為中心與經濟為中心的觀點。不同的觀點代表不同的意見，各有其內在價值或道德地位。美國核管會人員並不打算以一個法定的理性標準去制定法規要求，且美國核管會亦未曾正式建立跨世代決策政策。

#### 4.1.4 技術考慮

廢棄物特性為根本的技術因子之一，用來發展法規體系以確保維護公眾健康與安全，免於放射性廢棄物處置的危害。活度與半化期用於判定在放射性廢棄物管理架構內物料應被如何置放且必須建立何種要求以保護公眾健康與安全。一般而言，較長半化期的廢棄物應比短半化期廢棄物處置較深。

美國核管會人員說明不同的商業低放射性廢棄物處置設施符合功能評估目標所接收的存量。功能評估用於計算廢棄物的濃度與數量，以及預估

從不同釋出途徑造成的最終環境濃度與不同時間尺度產生的效應。存量以達到25毫侖目/年總有效等效劑量結果的減少因素代表，並考慮飲用水途徑與各同位素的半化期。分析若只考慮單一飲用水途徑，此情況在某些特定場址可能不顯著。儘管如此，仍可依據該評估結果對接收的源項進行相關的比較。但該評估結果不宜作為任何特定場址的執照申請決策。

同位素顯示銥-90需要最大的減少量，而銻-241與長半化期鈾-238與鈾-232次之。美國核管會人員用於評估的所有處置設施都假設處置中量或大量的長半化期廢棄物。藉由場址地球化學分析可以達到重要同位素的平均減少。該研究中，研究人員使用溶解限值，可以分析多少量的同位素可以溶解於特定體積的水。半化期達到數百年者，必要的減少可以藉由工程障壁(例如廢棄物形體、容器、處置窖)達成。對於長半化期廢棄物，減少主要為來自場址的天然特性(例如地球化學、延散、稀釋)。科學家可以強化廢棄物形體以擴大放射性的遲滯，雖然本方法不常大規模用於美國的商業低放射性廢棄物處置設施。

10 CFR 61法規制定期間的公眾互動，一些利害相關者曾表達低放射性廢棄物存量主要為短半化期同位素，因此，分析時間尺度應該相對應的短(例如1,000年或更少)。處置的危害主要來自短半化期同位素但是風險主要來自持續多久與逸出的物質，而不是留在原地的衰變物質。功能評估的目的在使執照持有者、申請者、管制單位、與公眾能瞭解廢棄物整體特性可能的處置風險。風險告知的法規必須依據風險，而非危害。不是依據短半化期存量的危害風險告知去設定的功能要求(例如分析時間尺度)，此部分預期會在原地衰變而不會影響公眾健康與安全。

商業低放射性廢棄物處置來自短半化期廢棄物(例如銻-137與銥-90)的風險可以依據10 CFR 61進行極良好的管理，且預期能依據功能評估予以抑

低。此風險的管理主要靠廢棄物處置設施的工程達成。儘管如此，支持長時間尺度工程障壁功能的經驗仍極有限，且多根據類比而非直接觀測。功能評估應被預期能提供結果給執照持有者、申請者、與管制單位使用，以評估與溝通處置場址關於長半化期存量的功能。10 CFR 61法規制定必須說明長半化期廢棄物的處置。處置大量耗乏鈾因為所牽涉的濃度與數量所以是獨特的個案。過去曾經且將來亦會持續在商業低放射性廢棄物處置設施處置少量長半化期廢棄物，從風險的角度來看具有重要意義。

功能評估用於預估何時與何種速度放射性核種可能釋出進入環境。許多的不同作用可以影響功能評估中的釋出，例如工程障壁的功能、廢棄物形體的功能、與經由環境介質的傳輸等。這些作用可以造成從處置設施封閉後到放射性核種釋出進入環境之間的延後或延遲。對於短半化期廢棄物，這些延遲造成在當地的衰變或在傳輸間的衰變，得以減少或消除釋出進入環境。對於長半化期廢棄物，這些延後通常僅延遲最終的釋出但是並非減少或消除。若分析係用於預估來自長半化期廢棄物的風險，則法規對該分析的要求應考慮進行評估的功能評估模型與系統。重要的是評估過程對管制單位與其他利害相關者應該透明，以便於其能瞭解場址與廢棄物處置設施在相關時間尺度下預估的功能。

當美國核管會訂定10 CFR 61時，即確認穩定性是低放射性廢棄物處置概念的基石。依據法規，置放廢棄物的系統必須充分的穩定以便能確實保護公眾健康與安全。對於短半化期廢棄物與低濃度的長半化期廢棄物，其廢棄物、處置設施、與處置場址，依據10 CFR 61.55對此廢棄物分類必須維持數百年的穩定性要求(此穩定性對不同類別的廢棄物有不同要求)。儘管如此，對於濃縮的長半化期廢棄物，即使在穩定性內其廢棄物管理系統仍可能造成放射性核種釋出到環境而危害公眾健康與安全。若無濃度限值、長

期的分析、處置深度、或其他要求，則僅能有限的保證長期風險會落在目前可接受的風險範圍內。當美國核管會訂定10 CFR 61時，處置設施並未預期發展廢棄物形體與工程障壁，能提供對未來數千年造成風險的物料完成遏制。因此，功能分析須仰賴預估可能釋出的污染物與其伴隨的效應。

處置濃縮耗乏鈾具有特定的活度大約 $1E7$ 貝克/公斤。具有較高活度的鈾-234濃度可能大約 $1E8$ 貝克/公斤。子核種蛻變後濃度大約 $1E9$ 貝克/公斤。法規計畫訂定長半化期阿伐發射廢棄物近地表處置的最高濃度限值次方數約為 $1E7$ 貝克/公斤，雖然在此濃度下都會有額外的處置限制。目前10 CFR 61法規對於超鈾長半化期廢棄物有適合處置於近地表環境的濃度限值( $3.7E6$ 貝克/公斤)。建立長半化期廢棄物濃度限值可以減輕伴隨長期分析的不確定性，在提供公眾健康與安全保護時是簡便的作法。

#### 4.1.5 修法考慮的選項

除了先前於制定特定場址分析法規時所考慮的初期草案外，美國核管會人員亦考慮新的選項。初期美國核管會人員提案考慮各種選項作法，以明定低放射性廢棄物處置特定場址分析的法規要求。美國核管會人員對於10 CFR 61.41分析作法的建議，係要求執照持有者進行處置後20,000年內的峰值年劑量預估，與適用25毫侖目/年總有效等效劑量的限值。符合分析將會進行功能時期分析藉以預估年劑量峰值，以證明處置系統與場址的長期的功能。此作法可給予變通性以便配合處置廢棄物特性進行特定分析，亦可確保對利害相關者潛在長期效應的透明度。

表4-2摘要說明初期考慮的選項，以及新增的選項。先前美國核管會人員考慮五種不同的作法界定特定場址分析的時間尺度。這些作法另經補充五種額外的選項。依據美國核管會指示與參考各國相關管制機關所使用的



各種作法，美國核管會人員認為這些選項應被擴大。如前述國際作法的節次，許多的不同的作法曾被用於限制長半化期廢棄物於近地表環境的處置。

選項6是目前10 CFR 61廢棄物分類與10 CFR 20場址除役進行分析作法的變化。10 CFR 61廢棄物分類系統使用美國核管會從固定情節與條件推導而來的濃度限值，以及10 CFR 61.58廢棄物分類與特性替代方案要求規定的程序，可以藉由特定場址分析發展替代分類。場址除役使用分段的分析，雖然其分析被設定於規範，而非於法規中。對於除役，執照持有者可依據美國核管會訂定的篩選值，判定是否需要進行特定場址的劑量評估。若不符合篩選值，則可以使用RESRAD進行特定場址的分析，RESRAD為美國核管會贊助發展的計算程式。在某些案例，場址可能較複雜或問題的概念性可能不同於RESRAD計算程式。此時執照持有者可選擇自行發展計算程式以執行特定場址的劑量評估。分段分析架構曾被成功用於大量污染場址的除役。對於執照持有者與管制單位具有風險告知的意涵，因為分析的類型可以針對問題進行量身定制。

選項6對低放射性廢棄物近地表處置分析時間尺度的作法，將包含：

- 達到10,000年的符合時期。
- 在第二時段(功能時期)僅適用於當存在長半化期阿伐發射廢棄物濃度超過10 nCi/g(目前A類的TRU限值)時，或廢棄物濃度超過61.55表1所列數值的十分之一。

第二時段的分析將使用：(A)執行篩選程序以判定是否需要長期分析，若需長期分析則；(B)進行長期特定場址的峰值劑量分析(限於1百萬年)。長期分析的功能要求將可維持公眾合理抑低的效應。用於第二時段的分析將於規範中說明，而非於法規中。法規將僅說明分析的高位階原則。

在此選項下(表4-2，選項6)，處置短半化期廢棄物或有限數量長半化期

廢棄物的設施需執行其符合分析，且無須要求額外的分析。但若長半化期阿伐發射廢棄物濃度超過10 nCi/g或若廢棄物其他核種濃度超過10 CFR 61.55表1設定值的十分之一者，則執照持有者須執行第二時段分析。該選項設想規範會提倡使用保守篩選分析(screening analysis)，或，如果需要的話，對第二時段進行特定的場址分析(site-specific analysis)。規範中會對個別的適當技術分析加以說明。篩選分析將會依據保守作法(例如於定義情節時考慮子同位素的成長峰值、假設傳輸時無遲滯)以管理長期不確定性與確保公眾健康與安全。若篩選分析結果顯示可以符合功能目標，則存量限值可以依據篩選分析或者能證明足以保護公眾健康與安全的長期特定場址分析而建立。使用此架構，分析可以是風險告知的。考慮中的標準若是第二時段的效應可接受，則亦須合理抑低對公眾的劑量。

美國核管會人員亦增加一個選項類似於先前建議的選項(選項3)，但是取代封閉後20,000年內的峰值年劑量，而改採封閉後10,000年內峰值年劑量(表4-2，選項7)。此選項亦增列劑量限值得到第二時段分析值100毫侖目/年。取代設定的要求最強烈技術方面問題(例如廢棄物特性、核種傳輸、穩定性)的考慮已於先前嘗試，此作法將嘗試配合類似計畫的法規先例。

美國國內廢棄物分類(不限於低放射性廢棄物)主要為依據定義與法規，而非依據技術考慮。對此存在對比性，亦即高放射性廢棄物較超鈾廢棄物高風險，此亦較低放射性廢棄物高風險，但是此對比性並非完美的。若是存在大量濃縮長半化期廢棄物做為低放射性廢棄物處置時，從技術觀點此類廢棄物更近似於高放射性廢棄物或超鈾廢棄物。對於高放射性廢棄物處置依據10 CFR 60一般地質處置場法規指定10,000年符合時期。對於處置於廢棄物隔離先導廠(WIPP)的TRU，依據適用於該場址的法規(40 CFR 197)設定10,000年的分析。指定低放射性廢棄物10,000年內的年劑量峰值可

確保當含有高濃度長半化期核種時，使處置低放射性廢棄物與類似的高放射性廢棄物或超鈾廢棄物處置一樣，能保護公眾健康與安全。增加第二時段分析的劑量限值能更好的向許多的國際計畫作法看齊，如針對處置長半化期廢棄物建立非特定場址的補充要求(例如濃度限值)或以其他要求取代例如長期的分析。

表4-2的選項8係參照美國能源部處置低放射性廢棄物所使用的方法。此作法指定進行單一時段1,000年分析。對於此時期後可能發生的影響並無規定限值。此作法係依據認為較長的時間計算的結果受因不確定性逐漸顯著而不再有意義，且須要求謹慎解釋。毫無疑問的，此作法係限制目前世代的義務對未來世代提供類似程度的保護。法規導則指出實務上若評估更長期的影響且若能考慮修改處置系統，則可能更有益。此作法的基本挑戰是其難以論證符合未來世代的需要。雖然低放射性廢棄物整體的活度受短半化期核種主導，但如10 CFR 61.41所預估廢棄物處置的風險受長半化期核種主導。所有的美國廢棄物處置設施均處置某些數量的長半化期廢棄物。對於不造成風險的廢棄物制定法規時並未要求風險告知。數量不等的長半化期廢棄物已被處置於所有的商業低放射性廢棄物設施中。許多案例中，第一個1,000年的風險極低，但是隨後會顯著增加。在大多數案例中，預測的風險仍低因為長半化期廢棄物的整體存量經過適當管理。儘管如此，若是長半化期廢棄物的存量顯著增加，例如處置大量耗乏鈾或其他長半化期廢棄物的情況(且不受其他法規限制)，功能評估能證明首先1,000年內可以符合功能目標，但是隨後會大幅度超過。其實，此結果可合乎預期。缺少長期影響(1,000年後)的作業標準，會在美國核管會協議州進行低放射性廢棄物處置時，造成歧異與不一致。額外措施的決策將會是主觀的，不同團體會使用不同指標依個案考慮決策。

選項9源自於從美國核管會委員會指示，雖然該指示不是明確的特定要求。美國核管會委員會的指示已於本文件先前章節有更詳細說明。此類作法的要求將涉及數百年到1,000年的符合時期，此時期涵蓋美國核管會人員所思考的合理的可預見的時期。若社會組成問題所伴隨的不確定性能藉由指定合理保守情節予以管理，則符合時期可以長達10,000年。

此作法的第二段將評估峰值劑量而無指定劑量限值，可以確保利害相關者資訊透明而無須依據預測的影響採取必要行動。若有指定劑量限值，則第二段的作法將類似於表4-2選項7。

最後考慮的作法(選項10)係使用一段式(符合時期)達到數千年的分析，再補充以管制者推導的長半化期同位素濃度與數量限值。此作法能極有效的改善長期不確定性的影響進而避免不必要的推測與確實保護目前與未來世代的公眾健康與安全。使用此作法的挑戰在於難以考慮不同的場址、處置設施、與其他使用此作法的特性。為確實保護公眾健康與安全可能必須依最受限制的情況(例如場址與設計)設定限值，而此可能不適用於不同的情況。

表 4-2：特定場址分析法規要求的選項考慮

選項	類型	描述	評論
1	既有	未改變	分析的時間尺度未於法規中定義。
2	既有	峰值劑量	評估峰值劑量，而不論發生的時間。
3	既有	管制先例	依據場址與廢棄物功能差異的知識建立符合時期；兩段式作法。
4	既有	不確定性之作法	三段式作法依據廣泛的不確定性背景建立符合時其、評估時期、與功能時期進行分析。
5	既有	其他工業金屬	類似美國環保署使用的作法。
6	新創	目前 10CFR61 與除役相似之作法	分段分析作法允許分析型式的變通性。多數場址與廢棄物採取單一時段(10,000年)分析。對特定場址分析可擇一使用篩選程序或長半化期廢棄物長期分析(若適用，討論於規範)。當未使用篩選分析時則第二時段分析結果應合理抑低。
7	新創	有長期限值的法規先例	類似選項3，符合時期10,000年，且第二時段分析有100 毫倫目/年的劑量限值。
8	新創	美國能源部作法	單一時段1,000年。此時期後效應無法規限值。
9	新創	混合作法	二段式作法，第一時段從數百年到1,000年，其後第二時段考慮特定場址特性(達到峰值劑量但是無劑量限值)。
10	新創	國際作法	單一時段達到數千年，並補充以管制單位推導的長半化期同位素濃度與數量限值。

註：「既有」指該選項係美國核管會白皮書所提出；「新創」指該選項為本文件所增列。

#### 4.1.6 修法建議

不同的管制作法可用於管理不確定性。風險告知並不一定意味著複雜與負擔。美國核管會法規的原始作法係依據闖入者進行分析建立濃度限值以證實符合10 CFR 61.42，並對特定場址補充一般濃度限值分析以證實符合10 CFR 61.41。此作法係基於提供保護且免於過度的推測關於未來人類的行為。

當處置長半化期廢棄物採用風險告知的作法時，則亦要求進行不確定性告知分析以確保能保護公眾健康與安全。儘管如此，風險告知不應忽視潛在的長期的影響，因為大量的不確定性並未考慮於其他法規要求以確保能保護公眾健康與安全。風險告知亦非將目前世代應承擔假想與未知風險的廣泛與沉重負擔要求施加於長遠的未來世代。在2008年擬訂SECY-08-147“回應關於耗乏鈾委員會命令CLI-05-20”時所進行的分析，美國核管會人員預估耗乏鈾(例如濃縮的長半化期廢棄物)得以處置於近地表但是僅能以有限的數量或在某些條件下。但並無指定法規要求以判定處置的適當條件或公眾健康與安全未能獲得適當保護的禁止處置條件。

美國核管會人員舉辦公眾研討會期間，許多利害相關者表達意見，認為功能時期應被包含於法規並指定兼容性B類(Compatibility Category B)(將要求各協議州採用實質上一致的法規)以確保各協議州之間的一致性，並確保用於法規分析所使用功能時期的適當性。目前功能時期的歧義導致各協議州採取不同的作法，將可能影響不同場址的執照申請。

美國核管會人員建議特定的作法以建立分析時間尺度應被包含於此次10 CFR 61修訂，且建議採用類似表4-2選項6的作法。

建議採用表4-2選項6的理由如下：

- 提供分段，風險告知分析可允許針對問題量身訂制分析。
- 為一種精簡作法可以在協議州法規架構內良好運作。
- 提供濃度限值，當需要進行第二段分析時提供一種制式作法。
- 對第二段分析提供架構適當納入不確定性效應並合理抑低。
- 美國有許多的利害相關者較能接受放射性廢棄物處置的 10,000 年分析時間尺度。

如前述章節所討論，美國核管會人員先前初步考慮提出的作法係針對耗乏鈾廢棄物源流，以因應美國核管會SRM-SECY-08-147的指示。耗乏鈾具有獨特的放射性特性，其潛在的數量龐大且有極長半化期必須予以處置。此外，耗乏鈾危害會超過極長期時間，因為其衰變會蛻變成鈾的子核種。先前作法嘗試平衡廢棄物放射性特性與伴隨長期功能評估的不確定性。廢棄物在特定時間點的濃度若與峰值濃度僅有一個數量級的差異，則其對初始廢棄物的假定同位素質量分率(mass fractions)敏感。較高的質量分率如鈾-234，此時間可能較快發生。該結果估計峰值劑量會發生在10,000年內(符合時期)，相當於先前美國核管會人員對較高質量分率的建議。美國核管會訂定的法規要求必須能保護公眾健康與安全，且能促進有利場址的選擇以及達成良好的處置實務作業。

## 4.2 特定場址廢棄物接收準則的變通性

### 4.2.1 背景

10 CFR 61的Subpart D規定商業低放射性廢棄物陸地處置設施的技術要求。技術要求規定可接受於近地表處置的放射性廢棄物類別與特性，以及其他要求。10 CFR 61.55提供近地表廢棄物接收處置與判定可接受廢棄物

類的基本準則(亦即廢棄物分類系統)。10 CFR 61.56「廢棄物特性」判定所有類別廢棄物的最小特性並規定某些廢棄物應具有穩定性。此外，10 CFR 61.52(a)規定近地表處置設施的運轉，包含分類分區處置與對不同類別廢棄物的闖入者障壁要求。10 CFR 61.58規定依個案考慮基準的廢棄物分類與特性，若經評估後，美國核管會確認其能合理確保符合功能目標。

美國核管會依據二項考慮在10 CFR 61.55規定三個廢棄物類別A類、B類、與C類。首先係考慮長半化期核種濃度，其潛在危害在採取如監管、改善廢棄物形體、處置較深等預防措施失效後，仍將持續長久時間。其次考慮短半化期核種濃度，可藉由監管、廢棄物形體、與處置方法等加以有效要求。

歷史上，從闖入者與處置設施核種遷移造成曝露的觀點，A類廢棄物通常並不含有足夠數量的核種值得顧慮。100年的主動監管時期即在A類廢棄物仍有危害時保護闖入者。所以10 CFR 61僅對A類廢棄物特性提出最小要求，規定於10 CFR 61.56(a)，而於10 CFR 61.52(a)(1)規定A類廢棄物須與較高活度廢棄物分離的作業要求。

B類或C類廢棄物必須符合更嚴格的廢棄物特性要求，規定於10 CFR 61.56(b)，以確保處置後穩定性。此外，C類廢棄物，因其活度較高，亦要求處置設施額外措施以保護防止無意闖入。10 CFR 61.52(a)(2)規定需要額外作業要求以保護防止無意闖入。廢棄物放射性濃度超過C類廢棄物限值規定者通常不可接受於近地表處置。

美國廢棄物分類系統的制定係直接依據功能目標。分類系統已經跟廢棄物特性與處置設施運轉要求整合良好。此整合係根源於1982年美國核管會人員制定10 CFR 61一般要求時對一般廢棄物性質所作的分析。整合要求將藉以確保，在非特定場址基準下盡最大可能符合功能目標。美國核管會



人員採用通用性方法的部份原因包括：(A)須考慮用於一般系統所推斷或歸納的資料程度，相對於特定場址有顯著數量資訊與特定廢棄物處置的設施設計可用於分析的情況；(B)考慮不同的廢棄物管理階段可行替代方案之必要性(例如廢棄物處理與處置)；與(C)必須評估替代方案行為的相關費用與影響以制定可應用於區域處置場址的一般要求，以符合1985年低放射性廢棄物政策修訂法案設想之聯邦政策。

#### 4.2.2 美國其他法規作法

美國核管會人員曾執行國內與國際廢棄物接收作法的文獻回顧。一般而言，各國實務作法有別但是均介於管制機關的準則規範與處置設施經營者對特定場址訂定的廢棄物接收準則之間。在所有的案例中，管制機關均對處置要項進行監督，包含廢棄物接收要求的核准。

以美國而言，所有運轉中的近地表處置設施受協議州管制。目前，處置設施自行訂定廢棄物接收準則。這些準則通常明定可接受的廢棄物與廢棄物形體、說明廢棄物接收程序、與明定運送方式與交運清單要求。可接受的核種與廢棄物特性限值源自廢棄物分類系統，由各協議州制定符合10 CFR 61的法規。這些方案亦包含可接受的廢棄物特性調查作法，以證明廢棄物符合廢棄物接收準則。

此外，美國能源部對於歸屬政府的低放射性廢棄物處置，具有訂定特定場址廢棄物接收準則的廣泛經驗。美國能源部手冊M435.1-1明定要求，併同推動規範列於美國能源部G435.1-1文件。手冊中明定對於所有處置的低放射性廢棄物之技術與行政管理以及評估與接收的要求。廢棄物接收要求通常是基於功能性的，其中對於廢棄物形體有數項特定的要求以限制接收廢棄物的某些特性，包含自由液體、爆裂與易燃物料、產生毒性廢棄物氣

體、與某些氣體性廢棄物形體等。

美國能源部亦要求處置設施經營者執行計畫以進行特性調查與檢驗廢棄物符合廢棄物接收準則。廢棄物特性調查計畫必須判定參數、不確定性的可接受程度、與最少的一組廢棄物特性調查資料。廢棄物檢驗計畫必須說明檢驗機構的責任；指定特性調查、運送、與驗證所需文件；指定文件稽核、取出、與儲存要求；與指定紀錄保存。此外，美國能源部手冊M435.1號-1要求廢棄物在運往處置設施前須經過檢驗，且檢驗過後的廢棄物須妥適管理以維持其合格狀態。

國際上，放射性廢棄物近地表處置的廢棄物接收要求各國家有別，但不外乎由管制機關制定一般性的規定(如同10 CFR 61)，或者由設施經營者在一般性或特定場址分析的基準上訂定規定，再由管制機關核准。不論廢棄物接收準則是如何訂定的，重要的內容包含核種目錄、廢棄物物理與化學性質、防火、廢棄物容器的結構與識別等。此外，廢棄物產生者與處置設施經營者均須執行品質保證計畫以證實符合廢棄物接收要求並確保設施安全。

#### **4.2.3 技術考慮**

10 CFR 61分類系統濃度限值制定過程已整合考慮廢棄物特性、廢棄物分離、與闖入者障壁的分析。用於設定分類限值、廢棄物特性調查要求、與運轉要求的根本基準是限制參考處置設施潛在的無意闖入者所受到的的曝露，雖然其他考慮(例如長期的環境影響、處置設施穩定性、監管費用、與小型機構的財務影響等)亦有貢獻。特別的是，廢棄物類別限值係推導分析自考慮各種因素的結合，包含核種特性與濃度、廢棄物形體、置放方式、以及某種程度的場址特性。這些因素受到核種濃度從處置廢棄物移轉到闖

入者進入點的情節所影響。特定的因素討論於下列段落。

該分析評估37個具有獨特特性的廢棄物源流。廢棄物源流推算到1980年到2000年的例行運轉廢棄物。該分析判定各廢棄物源流的最重要核種，並判定放射性濃度範圍的幾何平均值。各地區各廢棄物源流加以平均化與正規化為1百萬立方公尺(4千萬立方英呎)。闖入行為假定發生於置放廢棄物的最終處置室，並限制放射性衰變的效應。

場址設計與運轉的因素考慮廢棄物置放效率以及是否使用闖入者障壁以隔離某些廢棄物。層狀置放的廢棄物作為闖入障壁的替代進行比較評估。分析假定層狀廢棄物置放在2公尺覆蓋層材料與4到5公尺其他廢棄物之下。其後假定發生闖入情節，殘留至少1公尺覆蓋層材料屏蔽闖入者。美國核管會人員係依據過去一般普遍的處置實務經驗假設廢棄物置放深度以制定10 CFR 61，而這可能與目前實際設計與運轉的現代處置設施有別。特定的處置設施應進行特定場址的分析以評估其獨特的設計與運轉作業。

各廢棄物源流的廢棄物形體特性因素考慮包含延散性、滲濾性、存在螯合劑、結構穩定性、與未固化高金屬含量廢棄物的核種易接觸性等。這些特性影響廢棄物形體與包裝的考慮因素。在擬定廢棄物類別限值時，穩定的廢棄物形體，當其與不穩定廢棄物分離開時，則可與周圍土壤區隔分辨達500年，但是不穩定廢棄物(或混有不穩定廢棄物者)長時間後則無法與土壤區隔分辨。因此，某些廢棄物形體特性例如延散性，則並未於不穩定廢棄物分析中考慮。

一般而言，分析採用保守方法在非特定場址的基準上去量化廢棄物形體特性。基於比較的目的該分析盡力量化37個廢棄物源流的廢棄物形體特性。本次10 CFR 61法規修訂後，將可允許變通性由各處置設施採用相似的分析方法，使用目前更豐富的資訊以擬定特定場址的廢棄物接收準則。

另一方面，一般分析的特性考慮並未設計的很詳細。依據特定的場址條件，在擬定廢棄物分類系統時某些重要的廢棄物形體特性可能並未在一般分析中加以考慮。例如，10 CFR 61的一般分析並未考慮廢棄物形體對化學與生物攻擊的力學或熱力抵抗能力。處置單元的生物化學環境很可能會受到長期場址環境的影響。特定場址的分析利於評估此類型影響。

美國核管會人員考慮的最後一項因素是有限度的場址特性。考慮環境途徑之間的移轉因素(例如土壤到空氣)以及導致曝露歷時的行為。移轉因素決定於處置設施位置的環境條件。參考處置設施並不意圖代表任何特定的地點；而是用於反應該地區的典型環境條件。美國核管會人員選擇東南部區域，因為當時多數的廢棄物產生於美國東部且預期會在該地區處置。目前，僅四個運轉中的處置場址僅有一個位於美國東部；其他三個則位於乾燥或半乾燥的美國西部。此顯示制定10 CFR 61時所考慮的參考處置設施環境特性無法代表目前大量廢棄物處置設施的環境特性(亦即美國西部的處置設施)。

不論參考處置設施假設的場址特性是否符合目前的場址，美國核管會人員相信10 CFR 61制定法規時廢棄物源流分析所擬定的廢棄物分類系統仍可保護公眾健康與安全，因為該分析係基於合理保守的性質去擬定廢棄物分類系統。儘管如此，因為10 CFR 61的一般假設與營運中處置設施實際場址條件及實務之間的不一致(例如處置實務與場址特性)，使得核種濃度限值可能過度嚴格或寬鬆。若核種濃度限值過度嚴格依據實際場址特性、設施設計、與運轉實務，10 CFR 61仍可持續確保處置安全，但是會造成不必要的法規負擔。反之，若一般濃度限值過度寬容於實際場址特性、設施設計、與運轉實務，則廢棄物分類系統可能不足以在無意闖入處置設施實際發生時確實保護公眾健康與安全。因此，一般分析與目前實務之間的不一致突

顯考慮場址特性變通性的潛在需要，以發展特定場址的廢棄物接收準則，在持續保證保護公眾健康與安全時亦避免對良好場址、設計、運轉的處置設施造成不必要的法規負擔。若委員會發現廢棄物分類規定對特定的處置設施過於寬容時，得提出額外的要求以確保符合10 CFR 61功能目標。因此，10 CFR 61功能目標得以持續確實保護公眾健康與安全。

#### 4.2.4 修法考慮的選項

美國核管會人員考慮三種決定廢棄物可接受性的作法。首先美國核管會人員考慮維持目前的作法以決定廢棄物可接受性，亦即一般廢棄物分類系統。美國核管會人員亦考慮第二種作法將目前的廢棄物分類系統取代為準則，允許執照持有者判定特定場址的廢棄物接收準則的變通性。最後，美國核管會人員考慮第三種作法將建立特定場址廢棄物接收準則的變通性增加到既有的廢棄物分類系統。在下列段落將更詳細說明美國核管會人員建議的第三種作法，以因應美國核管會委員會的指示修訂10 CFR 61。

##### (1) 選項1：一般廢棄物分類系統

目前美國10 CFR 61.55與61.56係規定近地表處置廢棄物特性分類與接收要求的一般準則。美國核管會在10 CFR 61訂定廢棄物分類系統係根據分析1980年具代表性的廢棄物源流與處置設施實務考慮與預期演變而來。分析背景在前述4.2.1節概略提及。因為該分析假設與作法的保守性質，廢棄物分類系統被預期能在處置的長時間內保護公眾健康與安全。

儘管如此，近年來新的實務問題偏離原始分析的假設，使得對於該法規架構的信心受到考驗。例如，當初制定10 CFR 61時所未考慮的新廢棄物源流(例如大量濃縮的耗乏鈾)。還有，目前的處置設施設計與運轉實務與當初假設的偏差(例如處置廢棄物容器於混凝土處置窖中)。

10 CFR 61目前允許使用替代方案規定以決定廢棄物可接受性(亦即分類與特性調查)，在依個案考慮的基準下根據10 CFR 61.58某些利害相關者建議美國核管會人員對執照持有者提供變通性以利發展特定場址的廢棄物接收準則。儘管如此，10 CFR 61.58與協議州之間目前仍有法規兼容性仍問題，因此並不被要求採用。迄今僅有一個協議州對其運轉中處置設施採用此規定。更重要的是，10 CFR 61.58不能提供例外場址、環境、或監管要求的彈性。因此，目前的10 CFR 61.58不能適當的設定國家要求，允許發展特定場址的廢棄物接收準則的變通性，亦不能用於設定對處置設施的一般要求。

#### (2)選項2：特定場址的廢棄物接收

另一可能提供變通性的作法是美國核管會拋棄既有的廢棄物分類系統且取代為從特定場址的分析結果發展出特定場址的廢棄物接收準則要求。此作法將要求處置設施執照持有者自行定義廢棄物的可接受性。依據定義出來的廢棄物源流確認可接受的核種濃度或活度與廢棄物形體，處置設施執照持有者將被要求根據10 CFR 61.13技術分析進行特定場址的技術分析。

#### (3)選項3：一般廢棄物分類或特定場址的廢棄物接收

美國核管會人員考慮的第三種作法，將允許執照持有者發展特定場址的廢棄物接收準則或遵照既有的廢棄物分類系統。某些利害相關者表達支持此所謂的混合作法。提出的作法仍將要求執照持有者須判定廢棄物的可接受性。再由可接受的核種濃度或活度與廢棄物形體定義廢棄物源流時，執照持有者將被允許使用10 CFR 61.13指定特定場址技術分析的結果，或者使用10 CFR 61.55的廢棄物分類要求。超出核種限值與可接受的廢棄物特性，執照持有者需如先前於特定場址所討論的作法，必須發展調查廢棄物特性與方法的策略以證明廢棄物符合接收準則。

對於選擇發展廢棄物接收準則的執照持有者，依據目前的廢棄物分類要求，此作法不會對其目前營運中場址的運轉實務造成顯著額外的負擔，如第4.2.2節討論的其他法規作法，目前新的廢棄物接收準則本質上與既有的準則為相似類型。執照持有者通常從既有的10 CFR 61要求與美國核管會規範發展這些廢棄物接收準則。這些執照持有者仍將被要求須證明藉由10 CFR 61.13指定的分析，他們可以符合功能目標。要求分析可能證明對某些超出濃度限值與廢棄物特性調查要求的廢棄物源流需採取額外的復育需要，尤其是對並未在制定廢棄物分類系統時考慮的廢棄物源流。

因為混合作法不會改變10 CFR 61廢棄物分類的要求，此作法亦可維持10 CFR 61廢棄物分類要求與「1985年低放射性廢棄物政策修訂法」聯邦與州對商業低放射性廢棄物處置責任劃分的一致性。各州可維持自由選擇是否允許所管轄的處置設施去接收處置超出「1985年低放射性廢棄物政策修訂法」所定義州責任的廢棄物(亦即濃度超過C類限值的放射性廢棄物)。例如，各州得選擇允許接收「1985年低放射性廢棄物政策修訂法」指定為聯邦責任的廢棄物，若特定場址分析的結果證明該廢棄物可被接受處置於特定的處置設施。此外，既有的法規下，雖然各州依「1985年低放射性廢棄物政策修訂法」有接收濃度低於C類限值放射性廢棄物的責任，但各州仍得採行變通措施以限制某些其應負責處置之廢棄物於特定的處置設施。美國核管會人員研擬的作法建議不改變此變通性。

如前述章節所討論僅考慮特定場址的作法，某些利害相關者評論認為執照持有者應有變通性可分析考慮主動監管時期的替代方案，據以推導特定場址的廢棄物接收準則。此問題於前面僅考慮特定場址作法的章節有討論過，混合作法的修訂須配合維持目前100年的限制，以便採用混合作法中廢棄物分類系統的執照持有者可持續使用，由於監管100年的時間歷時是構

成10 CFR 61.55原始推導核種濃度限值的整體假設。因此，美國核管會人員建議維持10 CFR 61.59主動監管100年的限制。

混合作法亦須變更10 CFR 20附錄G中，對於要求低放射性廢棄物運送到執照許可陸地處置設施與交運清單的規定。這些變更將類似前面僅考慮特定場址作法的討論。特別的是，附錄G第I.C.12節與第I.D.4節要求廢棄物運送者與處置設施依照10 CFR 61.55判定廢棄物分類，並依10 CFR 61.56(b)的規定於制式交運清單說明是否符合結構穩定性要求。由於混合作法保留廢棄物分類系統作為平行選項以增加發展特定場址廢棄物接收準則的變通性，這些交運清單要求相關的廢棄物分類無需修訂。美國核管會可維持既有要求或修訂得更好以反映增加的變通性。

持續要求交運清單要依10 CFR 61.55所判定的廢棄物類別提出說明，可以視為對選擇發展特定場址廢棄物接收準則者不必要的法規負擔。另一方面，美國核管會說明10 CFR 20附錄G規定要求的目的是在於提供運送與處置低放射性廢棄物所需的不同法規資訊。這些資訊需求，判定於「伴隨最終規則的考慮說明書」，其中包括取得證明評估符合10 CFR 61功能目標的所需資訊。此亦包含各州與各聯盟(Compacts)確信必須執行其責任的資訊。由於廢棄物分類系統為定義聯邦與州責任的一環，此資訊可持續向其報告(亦即各州或聯邦政府)依據「1985年低放射性廢棄物政策修訂法」應盡的廢棄物處置責任。此外，刪除此要求將造成持續依靠一般廢棄物分類系統廢棄物託付處置設施資訊的遺漏。因此，美國核管會人員建議維持此交運清單要求。

如先前所述，10 CFR 20附錄G規定的目的之一，是要取得評估證明符合10 CFR 61功能目標所需資訊。允許設施依據10 CFR 61.13特定場址分析的結果建立特定場址廢棄物接收準則的變通性，而可能不是依10 CFR 61.55



的廢棄物類別。美國核管會人員相信處置設施廢棄物可接受性的資訊，為證明符合功能目標的主要資訊。因此，美國核管會人員建議於附錄G第I節增加要求於制式交運清單以判定運到陸地處置設施的廢棄物是否合於該設施的廢棄物接收準則。除此要求外，美國核管會表單Form 541「制式低放射性廢棄物交運清單-容器與廢棄物描述」與搭配的規範NUREG/BR-0204「NRC制式低放射性廢棄物交運清單填寫說明」亦須修訂以符合此新的要求。

如同僅考慮特定場址的作法，混合選項要求可修訂於10 CFR 20附錄G第II節。第II節要求廢棄物產生者、處理者、或收集者須證明交運的低放射性廢棄物被正確的分類。由於此選項將要求執照持有者使用既有的廢棄物分類系統或特定場址分析的結果發展廢棄物接收準則，此證明要求將必須更新以便於運送者能證明託付給處置設施的廢棄物符合該設施的廢棄物接收準則。

此外，任一作法對於制定特定場址的廢棄物接收準則(亦即僅考慮特定場址或混合作法)，將要求發展特定場址廢棄物接收準則的處置設施訂定額外的規範以提供可接受的作法。規範將說明依照10 CFR 61.13技術分析規定以決定核種限值的作法，證明廢棄物可接受性，與調查廢棄物特性以判定是否符合接收準則。

#### **4.2.5 修法建議**

美國核管會人員建議採行選項3。選項3提供架構給選擇使用10 CFR 61.55設定的一般廢棄物分類系統或10 CFR 61.13分析要求的結果。其中任何一種作法，當結合此法規訂定的其他修訂建議，將可於商業低放射性廢棄物陸地處置期間持續提供公眾健康與安全保護的合理確保。選項3可提供架

構以決定處置設施的廢棄物可接受性，實現下列內容：

- (a)提供變通性以發展特定場址的廢棄物接收準則，藉以符合近期美國核管會委員會的指示。
- (b)減少推動10 CFR 61的修訂需求。
- (c)維持與1985年低放射性廢棄物政策修訂法的一致性。
- (d)減輕執照持有者額外的法規負擔。
- (e)提供各州變通性以運作國家架構內的管制機關。
- (f)選項3亦符合第4.2.2節所討論美國與國際低放射性廢棄物處置的實務範籌。

### 4.3 更新 10 CFR 61 劑量理論

#### 4.3.1 技術考慮

10 CFR 61發布時間比國際放射防護委員會建議的新版安全標準早數十年。修訂法規可允許執照持有者使用新版的國際放射防護委員會建議標準。

使用更新劑量理論以前即曾有人提出。美國核管會高放處置場法規10 CFR 63即引用國際放射防護委員會建議。美國核管會允許美國能源部使用“...目前最新的與適當的...”劑量理論於功能評估計算中，但未明訂特定的適用規範版次。任何更新輻射與器官或組織權重因子必須由美國環保署在其聯邦輻射規範中考量。美國核管會亦認為，美國能源部得使用目前最新的與適當的科學模型與方法以計算總有效等效劑量。

#### 4.3.2 修法考慮的選項

美國核管會考慮三個選項以回應美國核管會委員會對此議題的指示。第1選項，美國核管會人員考慮於法規中指定執照持有者應在任何10 CFR 61

執照申請中採行何種版次的國際放射防護委員會文件。第2選項，美國核管會人員考慮採用版次中立(edition-neutral)作法以解決此議題。在10 CFR 63中，例如，委員會先前所核准的作法同意執照持有者採行最新的與適當的劑量理論於其符合聯邦輻射規範的功能評估計算。目前有效的條文如下：

法規生效後，美國核管會得允許執照持有者使用更新因子，其經由具共識性科學組織發布與經由美國環保署整併於聯邦輻射規範者。此外，當估算劑量的科學模型與方法論被更新，執照持有者得使用最新與適當的(例如國際放射防護委員會接受的)科學模型與方法論以計算總有效等效劑量。用於計算總有效等效劑量的權重因子必須與用於執行計算的方法一致...

此第2選項與利害相關者提供的建議類似。第3選項的考慮則允許法規對此維持沉默，而將此議題另於相關的低放射性廢棄物功能評估規範中論述。

### **4.3.3 修法建議**

美國核管會人員建議採行上述的選項2，以達到法規制定的目的。美國核管會人員的理由是美國核管會已核准與推動此特別形式的管制作法。由於國際放射防護委員會的建議從歷史上看，其更新頻率高於美國核管會對低放射性廢棄物法規的修訂，採用版次中立作法可以避免未來因聯邦輻射規範與國際放射防護委員會建議版次更新而需更新10 CFR 61的問題。

## 5. 美國 10 CFR 61 法規修訂對我國可能的影響

### 5.1 我國低放射性廢棄物處置法規影響分析

美國 10 CFR 61 法規修訂過程尚在進行中，預定在 2014 年才會提出最終結果。配合 10 CFR 61 的修訂，美國核管會亦規劃將較細節性與較低強制性的技術內容以一冊或多冊發布為導則文件(guidance document)(例如 Regulatory Guide 或 NUREG 系列的報告)。該導則文件主要將作為長半化期低放射性廢棄物特定場址分析的審查導則。或者將包含多項文件以便對功能評估的技術細節(如情節與評估時間)提供規範(NRC, 2012)。

迄今美國核管會雖已發布修訂條文草案(NRC, 2013)，但哪些內容會制定在新版 10 CFR 61 條文中，而哪些較細節性的技術內容會列入較低位階的規範中，哪些公眾意見會被採納等，這些疑問目前均仍未定案，有待後續追蹤觀察。

本次美國 10 CFR 61 法規修訂的重點歸納如下(NRC, 2012；2013)：

- (1)修訂法規以要求低放射性廢棄物處置設施執照持有者進行特定場址的功能評估，確保該設施能符合安全劑量要求。該評估將用於判定特定場址是否適合於處置任何包含耗乏鈾與大量長半化期同位素的其他低放射性廢棄物。
- (2)特定場址功能評估分析的時間尺度由二段式的方法構成，包括一個符合時期與之後更長時間的功能時期，以便評估更長時間尺度的場址功能。
- (3)修訂法規以要求執照持有者進行考慮主動監管結束後的闖入者評估。
- (4)修訂法規以允許執照持有者得依據功能評估與闖入者評估的結果，建立特定場址廢棄物接收準則的變通性。

(5)在進行任何特定場址的功能評估時，允許執照持有者使用國際放射防護委員會最新建議的變通性。換言之，10 CFR 61修訂過程間，有利害相關者認為劑量標準應該跟ICRP的標準國際接軌，但是美國核管會認為ICRP的建議標準，變動比美國法規快得多，因此除了美國法規規定的濃度與劑量(0.25mSv/yr)限值外，傾向於在法規條文訂定業者亦得引用ICRP的最新版次規定。希望藉由特定場址的功能評估，採合理保守的認定，以增加法規變通的彈性。

本研究針對本次 10 CFR 61 目前修法的整體觀察發現與分析心得歸納如下：

- (1)美國本次修法的基本精神是針對長半化期低放射性廢棄物增加法規的變通彈性。
- (2)導入特定場址(site-specific)的觀念，個別場址可以依其場址特性與設計進行功能評估與闖入者評估，並據以訂定接收準則。
- (3)對長半化期廢棄物功能評估的時間尺度以 10,000 年為界，分為符合時期與功能時期。
- (4)最根本的分類系統由於影響深遠，並未修訂。但於 61.13(e)新增表 A 規定需要進行功能時期分析的長半化期核種平均濃度。
- (5)增加視個案進行適當評估或豁免條文適用的彈性。
- (6)明確強化無意闖入者評估的規定，特別是符合時期 5 毫西弗的劑量限值。
- (7)允許使用 ICRP 最新的理論方法進行劑量評估。

本研究根據前述分析與美國核管會 10 CFR 61 法規修訂條文草案(參見附錄)，並檢視我國目前低放射性廢棄物處置相關的法規，包括：

- 「低放射性廢棄物最終處置設施場址設置條例」
- 「放射性物料管理法」

- 「放射性物料管理法施行細則」
- 「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」
- 「放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法」
- 「低放射性廢棄物最終處置設施場址禁置地區之範圍及認定標準」
- 「放射性物料營運技術及最終處置之研究發展計畫認定作業程序及原則」
- 「低放射性廢棄物最終處置盛裝容器審查規範」
- 「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則」

本研究認為「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」、「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則」、與草擬中的「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則(第0版)」可能受到本次美國法規修訂影響。對於 10 CFR 61 條文修訂草案的重點內容整理如表 5-1。並補充說明本研究對於我國的因應建議如下：

- (1)特定場址技術分析議題：此議題研判對於我國的影響不大，因為我國在可預見的 60 年內可能只會建設一處低放射性廢棄物處置場。各類低放射性廢棄物理論上會儘可能納入處置場，除非是超 C 類才會另考慮進行深層地質處置。而對處置場址本來就會進行特定的功能評估。
- (2)功能評估時間尺度議題：針對此議題美國法規的最大變革是以 10,000 年為準，劃分為符合時期與功能時間二階段，一般處置場僅須評估至 10,000 年；欲接收長期化期廢棄物者則須評估更久。美國本次修法的肇因在於大量長半化期廢棄物的處置問題。對於我國技術發展實務現況而言，以國內的廢棄物特性評估，並無大量長半化期廢棄物，峰值劑量可能出現在 1000 年內，因此似無特別定義 10,000 年評估時間尺度之必要。本研

究建議我國應無需於法規中特別強調。若一定須有所規範的話，建議可以考慮在相關導則要求計算至少達最大劑量峰值時間即可。

(3)無意闖入者評估的議題：10 CFR 61 修訂草案明定符合時期內的無意闖入者劑量限值為每年 5 毫西弗，此為一項重要標準。因為無意闖入者的干擾是放射性物質可能提前從處置場釋出的重要情節。我國雖已要求處置場申請者須加以評估，但評估方法與安全標準仍相當模糊。我國法規可以加以考慮。但須注意，美國係在監管期 100 年的前提下訂定出此數值。我國宜針對國情與場址特性考慮。

(4)廢棄物接收準則的議題：美國各處置場原來的接收準則係依據 10 CFR 61.55 的廢棄物分類系統訂定，亦即依重要核種濃度分為 A、B、C、超 C 各類。本次考量長半化期廢棄物與調和廢棄物的處置需求，增加彈性使處置場得依特定場址功能評估的結果接收特別來源的廢棄物，簡言之美國的作法即為在安全的前提下進行法規鬆綁，而又不影響既有的分類系統。我國現況雖管制機關對廢棄物接收準則已有關切與要求，但現有的法規條文並無太多著墨，可以考慮訂定適當的原則性要求或送審規定。至於特殊類別廢棄物接收問題，可以比照超 C 類的規定，必要時以專案審查形式取得許可。

(5)劑量理論議題：10 CFR 61.7(g)草案允許處置場申請人得使用 ICRP 的理論方法進行劑量評估。此部份亦並非強制性，而是增加彈性與國際技術水準接軌的作法。對此，我國可以考慮是否在相關導則加註說明，但對技術分析實務應影響不大。

## 5.2 低放射性廢棄物審查導則安全評估章節之精進建議

本研究的計畫範疇雖僅包含研擬「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則(第 0 版)」(本節簡稱審查導則第 0 版)安全評估相關章節之精進建議。但實務上對於本節的建議內容「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則」亦宜同步參酌修訂。

美國 10 CFR 61 法規修訂主題中的接收準則與場址特性，分別可對應於審查導則第 0 版的 2.5 節「廢棄物來源與特性」與第 3 章「場址之特性描述」，審查導則第 0 版內容應無重大變更之必要。而對於審查導則第 0 版第七章「處置設施之安全評估」，本研究建議可因應美國 10 CFR 61 法規修訂配合修訂下列內容(亦參見表 5-2)：

- (1)參照 10 CFR 61.13(b)增補無意闖入者評估之原則性說明：在監管期後，須考量無意闖入者的劑量分析。包括農耕、居住、鑽井、或其他合理可預見的活動。並確認能抑制無意闖入者與廢棄物接觸或受到廢棄物輻射曝露影響的障壁措施，並提供障壁有效性的時間基準。
- (2)參照 10 CFR 61.42(a)新增無意闖入者評估之劑量限值：在監管期後，無意闖入者最大個人年劑量，不得超過 5 毫西弗。
- (3)參照 10 CFR 61.7(e)(3)修訂闖入者障壁的規定：C 類廢棄物應比其他類別廢棄物處置更深，以使後來無意闖入者的地表活動不會干擾廢棄物。當場址狀況無法處置較深時，得使用闖入者障壁例如混凝土覆蓋層。闖入者障壁的有效壽命應為至少 500 年。



表 5-1：10 CFR 61 修訂草案重要內容概要

10 CFR 61 修訂節次	修訂草案重要內容概要
61.2 名詞定義	<ul style="list-style-type: none"> <li>▪ 符合時期(一萬年)、闖入者評估、長半化期廢棄物、功能評估、功能時期(一萬年後)的名詞定義。</li> </ul>
61.7 概念(a)處置設施	<ul style="list-style-type: none"> <li>▪ (1)處置的替代方法得依豁免條款視個案情況經核准免除部分條文之適用。</li> </ul>
61.7 概念(c)技術分析	<ul style="list-style-type: none"> <li>▪ (1)特定場址分析原則規定。</li> <li>▪ (2)功能評估原則規定。</li> <li>▪ (4)闖入者評估原則規定。</li> <li>▪ (5)長半化期廢棄物視個案進行功能時期(即 10,000 年後)評估的原則說明。</li> </ul>
61.7 概念(d)廢棄物接收	<ul style="list-style-type: none"> <li>▪ 依據技術分析訂定接收準則的彈性。</li> </ul>
61.7 概念(e)廢棄物分類與近地表處置	<ul style="list-style-type: none"> <li>▪ (1)(2)由於 61.55(a)(6)將核種不屬表 1 與表 2 的廢棄物，視為 A 類。本段新增對長半化期者應進行技術分析，以證明其符合功能目標。</li> <li>▪ (4)依據功能評估與無意闖入者評估結果必要時應強化管制與限制的規定。</li> </ul>
61.7 概念(g)劑量方法論的履行	<ul style="list-style-type: none"> <li>▪ 允許使用 ICRP 的理論方法進行劑量評估。</li> </ul>
61.13 技術分析(a)功能評估	<ul style="list-style-type: none"> <li>▪ (1)正常情節功能評估。</li> <li>▪ (2)干擾情節功能評估。</li> <li>▪ (3)情節分析技術基準。</li> <li>▪ (4)評估模式技術基準。</li> <li>▪ (5)傳輸途徑分析。</li> <li>▪ (6)不確定性與變異性說明。</li> <li>▪ (7)替代概念評估。</li> <li>▪ (8)天然與人工障壁的權衡。</li> </ul>
61.13 技術分析(b)無意闖入者評估	<ul style="list-style-type: none"> <li>▪ (1)據以建立接收準則。</li> <li>▪ (2)應設置闖入者障壁。</li> <li>▪ (3)無意闖入者評估方法規定。</li> </ul>
61.13 技術分析(e)功能時期分析	<ul style="list-style-type: none"> <li>▪ 新增表 A：需要進行功能時期分析的長半化期核種平均濃度</li> </ul>
61.41 保護一般公眾免於放射性釋出的危害	<ul style="list-style-type: none"> <li>▪ (a)符合時期規定。限值僅保留全身 0.25 毫西弗。刪除甲狀腺 75 毫侖目、與其他器官 25 毫侖目。</li> <li>▪ (b)功能時期規定。合理抑低，無限值規定。</li> </ul>
61.42 保護無意闖入者	<ul style="list-style-type: none"> <li>▪ (a)符合時期規定。新增限值 5 毫西弗。</li> <li>▪ (b)功能時期規定。合理抑低，無限值規定。</li> </ul>
61.50(a)近地表處置的處置場址適宜性	<ul style="list-style-type: none"> <li>▪ (2)500 年內水文特性規定。</li> <li>▪ (3)500 年後水文特性不得顯著影響功能目標。</li> </ul>
61.52(a)近地表處置設施	<ul style="list-style-type: none"> <li>▪ (12)僅有符合接收準則的廢棄物方能處置。</li> </ul>

運轉與處置場址封閉	<ul style="list-style-type: none"> <li>▪ (13)符合技術分析者方能處置。</li> </ul>
61.57 標示	<ul style="list-style-type: none"> <li>▪ 依接收準則標示包件。</li> </ul>
61.58 廢棄物分類與特性的替代要求	<ul style="list-style-type: none"> <li>▪ (a)廢棄物接收準則規定。</li> <li>▪ (b)廢棄物特性評估規定。</li> <li>▪ (c)廢棄物交運前驗證規定。</li> <li>▪ (d)(e)(f)(g)(h)執照變更、更新、修訂、核准等。</li> </ul>
61.80 紀錄、報告及移交的維護	<ul style="list-style-type: none"> <li>▪ (m)應維持廢棄物接收紀錄。</li> <li>▪ (1)接收準則、特性分析方法、與驗證計畫資訊保存。</li> <li>▪ (2)作成的紀錄保存3年。</li> </ul>

表 5-2：低放射性廢棄物審查導則第 0 版之精進建議

審查導則 第 0 版章節	審查導則第 0 版原始內容	建議修訂
7.1 五.(一).4.(4)	在被動監管期間，須考量人員無意闖入的劑量分析。	在監管期後，須考量無意闖入者的劑量分析。包括農耕、居住、鑽井、或其他合理可預見的活動。並確認能抑制無意闖入者與廢棄物接觸或受到廢棄物輻射曝露影響的障壁措施，並提供障壁有效性的時間基準。[參照 10 CFR 61.13(b)]
7.1 六.(二).3.	無。新增第 3 項。	在監管期後，無意闖入者最大個人年劑量，不得超過 5 毫西弗。[參照 10 CFR 61.42(a)]
7.3 (二).3.	入侵者工程障壁在場址封閉後是否能保持 500 年的功能性與完整性，是否能滿足需求。並檢視所有使用的數據與假設及計算方法之適用性，以及分析結果之合理性。	C 類廢棄物應比其他類別廢棄物處置更深，以使後來無意闖入者的地表活動不會干擾廢棄物。當場址狀況無法處置較深時，得使用闖入者障壁例如混凝土覆蓋層。闖入者障壁的有效壽命應為至少 500 年。[參照 10 CFR 61.7(e)(3)]

## 6. 結論與建議

本次美國 10 CFR 61 法規修訂的重點主要為：

- (1)低放射性廢棄物處置設施執照持有者得變通進行特定場址的功能評估與闖入者評估，並依此結果建立特定場址廢棄物接收準則。
- (2)特定場址的功能評估分析的時間尺度由二段式的方法構成，包括一個符合時期與之後更長的功能時期，以便評估更長時間尺度的場址功能。
- (3)在進行任何特定場址的功能評估時，執照持有者可變通使用國際放射防護委員會最新建議。
- (4)執照持有者應考慮主動監管期結束後的闖入者評估。

本研究結論認為：

- (1)美國低放射性廢棄物處置法規與技術規範累積多年的發展經驗，其理論基礎頗值得國內參考。
- (2)美國本次修法對於功能評估與闖入者評估的議題觀點，我國亦可參酌修訂相關規範。
- (3)我國低放射性廢棄物特性與處置場址具有獨特性，對於美國法規的變革，仍宜考量國情以建立本土化的管制規範。

美國 10 CFR 61 修訂最終定稿規劃於 2014 年，本研究建議對於後續演變仍應持續追蹤，以便掌握相關國際技術新知，確保我國放射性廢棄物管理在安全前提下經濟有效。

## 參考文獻與參考網址

### (1) 參考文獻

原能會，2004，低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則。

原能會，2012，低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則。

物管局，2012，低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則(第 0 版)。

DOE, 1999, DOE G 435.1-1 Chapter 4, Low-Level Waste Requirements.

[https://www.directives.doe.gov/directives/0435.1-EGuide-1ch5/at\\_download/file](https://www.directives.doe.gov/directives/0435.1-EGuide-1ch5/at_download/file)

NRC, 1982, Licensing Requirements for Land Disposal of Radioactive Waste.

<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part061/>

NRC, 2008, Response to Commission Order CLI-05-20 Regarding Depleted Uranium, SRM-SECY-08-0147.

<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/commission/cvr/2008/2008-0147vtr.pdf>

NRC, 2010, Staff Approach to Comprehensive Revision to 10 CFR Part 61, SECY-10-0165.

<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/commission/secys/2010/secy2010-0165/2010-0165scy.pdf>

NRC, 2012, Regulatory Analysis for Proposed Revisions to Low-Level Waste Disposal Requirement (10 CFR Part 61).

<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1230/ML12306A480.pdf>

NRC, 2013, Revisions to Low-Level Radioactive Waste Disposal Requirements (10 CFR Part 61).

<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1320/ML13203A078.pdf>

(2) 參考網址

NRC: Potential Revision of 10 CFR Part 61

<http://www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/rulemaking/potential-rulemaking/potential-part61-revision.html>

NRC: Site-Specific Analysis Rulemaking (Unique Waste Streams)

<http://www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/rulemaking/potential-rulemaking/uw-streams.html>

NRC: Risk and Performance Concepts in the NRC's Approach to Regulation

<http://www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/risk-informed/concept.html>

NRC: 10 CFR Part 61 Proposed Rule Language (9/20/13)

<http://www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/rulemaking/potential-rulemaking/uw-streams/10-cfr-part-61.pdf>

## 附錄：美國聯邦法規 10 CFR 61 暨修訂草案譯文

### 「放射性廢棄物陸地處置執照申請要求」

#### 目錄

#### Subpart A 一般規定

61.1 目的與範疇

61.2 名詞定義

61.3 取得執照的要求

61.4 通訊

61.5 解釋

61.6 豁免

61.7 概念

61.8 資訊蒐集要求: OMB核准

61.9 雇員的法令保護

61.9a 資訊的完整與正確

61.9b 蓄意從事錯誤行為

#### Subpart B 執照

61.10 申請書內容

61.11 一般資訊

61.12 特定技術資訊

61.13 技術分析

61.14 監管資訊

61.15 財務資訊

61.16 其他資訊

61.20 申請書提交與分發

61.21 重複性資訊的排除

61.22 申請書的更新

61.23 執照核發的標準

61.24 執照條件

61.25 變更

61.26 執照的修正

61.27 更新或封閉申請

61.28 封閉申請書內容

61.29 封閉後觀察與維護

61.30 執照移轉

61.31 執照終止

US/IAEA 保防協定

61.32 設施資訊與驗證

Subpart C 功能目標

61.40 一般要求

61.41 保護一般公眾免於放射性釋出的危害

61.42 保護無意闖入者

61.43 保護作業期間之人員

61.44 處置場址封閉後之穩定性

Subpart D 陸地處置設施技術要求

61.50 陸地處置的處置場址適宜性要求

61.51 陸地處置的處置場址設計



61.52 陸地處置設施運轉與處置場址封閉

61.53 環境監測

61.54 設計與運轉的替代要求

61.55 廢棄物分類

61.56 廢棄物特性

61.57 標示

61.58 廢棄物分類與特性的替代要求

61.59 監管要求

Subpart E 財務保證

61.61 申請人資格與保證

61.62 處置場址封閉與穩定基金

61.63 監管的財務保證

Subpart F 州政府與印地安部落之參與

61.70 範疇

61.71 州政府與印地安部落諮商

61.72 州政府與印地安部落參與規劃的提交

61.73 核管會對參與計畫的核備

Subpart G 紀錄、報告、測試，及視察

61.80 紀錄、報告及移交的維護

61.81 陸地處置設施現地測試

61.82 核管會對陸地處置設施的視察

61.83 違法行為

61.84 罰則

## Subpart A 一般規定

### 61.1 目的與範疇

(a) 10 CFR 61旨在建立核管會據以核發放射性廢棄物陸地處置執照之程序、準則、條文與條件，以供申請人進行包括副產物、射源、特殊核子物料等放射性廢棄物之接收與處置申請。個人處置廢棄物之執照申請，另規定於10 CFR 20。10 CFR 61的規定適用於核管會核發廢棄物處置設施執照。10 CFR 61生效日期視核管會已核發的執照條文與條件，以及已發布之行政命令，進行個案認定。

(b) 10 CFR 61適用的豁免情況見於10 CFR 150以及10 CFR 61.6節。10 CFR 61除某些協議州(Agreement States)的管制機關外，適用於美國所有人。10 CFR 61不適用於：

(1) 10 CFR 60所規定高放射性廢棄物之處置。

(2) 10 CFR 40所規定數量超過10,000 kg且含鐳-226 超過5 mCi的鈾或鈾礦渣或廢棄物之處置(副產物依10 CFR 40.4(a-1)定義)。

(3) 10 CFR 20所核准物料之處置。

(c) 10 CFR 61通告所有相關人員，當執照持有人受10 CFR 61管制時，有意對執照持有人、及其承包商或分包商提供組件、設備、材料、或其他商品或服務時，其個人若違反61.9b節，則亦將受到核管會之管制。

### 61.2 名詞定義

10 CFR 61所使用之名詞定義如下：

主動維護(Active maintenance)：指為合理確保能維持符合61.41節與61.42節功能目標，於監管期間必須採行的任何顯著改善行為。此主動維護包

括持續行為，例如抽取與處理來自處置單元的水；或一次性措施，例如更換處置單元覆蓋層。主動維護不包括保管行為，例如修理圍牆、修理或更換監測設備、再種植、少量增添土壤覆蓋層、少量修理處置單元覆蓋層、與一般處置場址保養例如除草。

緩衝區(Buffer zone)：屬於處置場址的一部分，受到執照持有人管制，位在處置單元下方，以及處置單元與場址邊界之間的地區。

螯合劑(Chelating agent)：指胺多羧酸(amine polycarboxylic acids)(例如 EDTA、DTPA)、羥基羧酸(hydroxy-carboxylic acids)、與多羧酸(polycarboxylic acids)(例如檸檬酸、石碳酸、與葡萄糖酸)。

開始建造(Commencement of construction)：指整地、開挖、或其他具體行為對陸地處置設施環境造成不可逆影響者。但不包括以建立處置場址適宜性或環境保護背景資訊為目的，所進行之處置場址探勘、處置場址探勘所需的開路、決定地基狀況的鑽探、或其他建造前的監測或測試。

核管會(Nuclear Regulatory Commission)：指核管會或其授權之代表人。

符合時期(Compliance period)：指須證明符合61.41、61.42、與61.44各節功能目標的時間。此時間從處置設施封閉到之後10,000年為止。

保管機關(Custodial agency)：指政府指定的機關，代表政府擔任處置場址所有人。

主任(Director)：指美國核管會聯邦與州物料與環境管理計畫辦公室主任。

處置(Disposal)：指將放射性廢棄物置放於陸地處置設施，使其隔離於人類生活的生物圈與食物鏈。

處置場址(Disposal site)：指陸地處置設施用於處置廢棄物的部分。包含處置單元與緩衝區。

處置單元(Disposal unit)：指處置場址分開的部分，於其內進行廢棄物的置

放或處置。對近地表處置而言，處置單元通常為壕溝。

工程障壁(Engineered barrier)：指人造結構物或裝置用於改善陸地處置設施的能力以使其符合Subpart C之功能目標。

爆裂材料(Explosive material)：指任何化學的複合物、混合物、或裝置，能自發地或接觸火花或火焰時瞬間釋出氣體與熱。

政府機關(Government agency)：指任何美國政府部分或全部擁有的執行部門、委員會、獨立機構、公司；或美國政府所轄之部會、局、組、行政部門、辦公室、軍警機構、管理機構、行政機構、或其他政府執行部門。

有害廢棄物(Hazardous waste)：指美國環保署於40 CFR 261法規中指定之有害廢棄物。

水文地質單元(Hydrogeologic unit)：指任何土壤或岩石單元或區段因具有良好的或欠缺的孔隙度或滲透度，以致明顯影響地下水貯存或移動者。

無意闖入者(Inadvertent intruder)：指處置場址封閉後可能佔用地表從事日常活動，例如農耕、築舍、資源探勘或開採(如鑽井)或其他合理可預見工作的人員。該人員可能不知不覺地曝露於廢棄物造成之輻射。

印地安部落(Indian Tribe)：指印地安自決與教育補助法所定義的印地安部落。

闖入者評估(Intruder assessment)：指分析：(1)假設無意闖入者佔用場址從事一般活動或其他合理可預見的工作，而可能不知其已曝露於廢棄物的輻射中；(2)檢測闖入者障壁抑制闖入者接觸到廢棄物或限制輻射曝露的能力；(3)考慮所伴隨的不確定性，推估闖入者潛在的年劑量。

闖入者障壁(Intruder barrier)：指廢棄物上方有充分深度的覆蓋層，可以限制無意闖入者接觸廢棄物，並確保輻射曝露符合10 CFR 61設定的功能目

標、或工程結構物能提供無意闖入者相當的防護。

陸地處置設施(Land disposal facility)：指用於處置放射性廢棄物的土地、建築物與結構物、與設備。以10 CFR 61為目的，10 CFR 60或10 CFR 63定義之「地質處置場」不納入陸地處置設施考慮。

執照(License)：指依據10 CFR 61法規核發之執照。執照持有人(Licensee)：指持有前述執照者。

長半化期廢棄物(Long-lived waste)：指廢棄物所含核種：(1)10,000年後核種仍留存高於10%的初始活度(例如長半化期母核種；(2)子核種的尖峰活度發生在10,000年後(例如長半化期母核種-短半化期子核種；或(3)10,000年內高於10%的尖峰活度(含子核種)仍持續到10,000年後(例如短半化期母核種-長半化期子核種。

監測(Monitoring)：指觀察與進行量測以提供資料用於評估處置場址的功能與特性。

近地表處置設施(Near-surface disposal facility)：指將放射性廢棄物處置於地表或地下30m範圍內之陸地處置設施。

功能評估(Performance assessment)：指分析：(1)判定可能影響處置系統的特徵、事件、與作用；(2)檢測這些特徵、事件、與作用對處置系統功能的效應；(3)推估顯著特徵、事件、與作用對公眾個人所造成的年劑量。

功能時期(Performance period)：指在符合時期後考慮廢棄物與場址特性以評估場址功能因而建立的時間尺度。

人員(Person)：指(1)任何個人、公司、合資公司、商號、社團、集團、地產商、公立與私立公共機構、團體、核管會或能源部以外的政府機關(除特定能源部人員，其設施與行為涉及依據10 CFR 61法規向管制機關申請執照而受核管會依法管制以外)、美國各州或各州之政治分區或政治

實體、外國政府或國家或其政治分區或其他政治實體；與(2)任何合法繼承人、代表人、代理人、或前述之代辦人。

自燃性液體(Pyrophoric liquid):指任何在130度F(54.5度C)乾或濕空氣下或產生自燃的液體。自燃性固體則為爆裂物以外的材料，在正常狀況易因摩擦產生火焰、在製造或或處理過程間會發熱、或極易點火燃燒，在運輸、操作、或處置時造成激烈與持續的危害。包含與水反應後會發生自燃的材料。

場址封閉與穩定(Site closure and stabilization):指完成運轉後採取的措施，包括準備將處置場址進行保管看護，與確保處置場址將可維持穩定與無須持續主動維護。

州(State):指美國各州、領地、或屬地波多黎各與哥倫比亞特區。

穩定性(Stability):指結構的穩定性。

監視(Surveillance):指以目視偵查進行處置場址觀察，以達到維護、保管看護、察覺闖入跡象、與符合其他執照與法規要求的目的。

部落自治團體(Tribal Governing Body):指印地安自決與教育補助法定義的部落組織。

廢棄物(Waste):指含有射源、特殊核子物料、或副產物，適於陸地處置設施接收與處置之低放射性廢棄物。依本定義的目的，低放射性廢棄物指非高放射性廢棄物、超鈾廢棄物、用過核子燃料、或副產物。副產物依10 CFR 20.1003(2)(3)(4)各段定義。儘管1982年核廢棄物政策法案已有規定，根據2013會計年度國防授權法案，低放射性廢棄物亦包括來自醫療同位素製造但已永久自反應器移出的放射性物質，或不再使用的次臨界組件，且其處置方式符合10 CFR 61規定者。

### 61.3 取得執照的要求

- (a) 未經核管會依據10 CFR 61核發執照，或依據10 CFR 61.6核准豁免，任何人員不得於陸地處置設施接收、持有、與處置含有射源、特殊核子物料、或副產物之放射性廢棄物。
- (b) 任何人員在開始建造陸地處置設施前，應向核管會提報申請書，並依10 CFR 61取得執照。未依本規定得拒絕核發執照。

### 61.4 通訊

除非特別指定，10 CFR 61法規與申請書所有相關的通訊與報告書應寄達郵件地址：Document Control Desk; Director, Office of Federal and State Materials and Environmental Management Programs, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC 20555-0001。或親自送交核管會辦公室11555 Rockville Pike, Rockville, Maryland。或以電子檔傳送，例如電子資訊交換 (Electronic Information Exchange)，或光碟。電子檔須能被核管會接收、讀取、識別、分發、存檔，並單頁列印。詳細的電子檔提交規定參見核管會網站 <http://www.nrc.gov/site-help/e-submittals.html>。或以電子郵件 [MSHD.Resource@nrc.gov](mailto:MSHD.Resource@nrc.gov)，或以信件Office of Information Services, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC 20555-0001聯繫。電子檔之規定除一般事項外，尚說明核管會可接受的檔案格式、電子簽章、與非公眾資訊的處理方式等。

### 61.5 解釋

除非特別經核管會書面核准或核管會法律顧問的書面解釋，核管會官員或雇員對於10 CFR 61法規意義的解釋，並不具有約束核管會的效力。

## 61.6 豁免

核管會在法令授權範圍內，在不危害生命或財產、共同防禦與保安、及其他公眾利益下，得應申請案關係人員要求或核管會主動發起，准予免除10 CFR 61任何條文的法規要求。

## 61.7 概念

### (a) 處置設施

(1) 10 CFR 61適用於放射性廢棄物陸地處置，並不適用於其他處置方法，例如 海域處置或外太空處置。10 CFR 61包含適用於任何陸地處置方法之程序要求與功能目標。其中包含對放射性廢棄物近地表處置之特定技術要求。近地表處置為陸地處置分支，係在地表上部約30m範圍內進行處置。近地表處置將廢棄物處置於全部或部分構築地面上的工程設施中，上方由~~土~~覆蓋層提供保護。近地表處置不包含部分或全部位於地面上，而無覆蓋層保護的處置設施，即所謂的「地面處置」。10 CFR 61可能亦符合掩埋深度超過30m 者，此替代方法之技術要求將來另訂定之。處置的替代方法依61.6節得依個案情況核准。

(2) 放射性廢棄物近地表處置在近地表處置設施執行，設施包含所有進行處置所必須的土地與建築物。處置場址為設施的一部分，用來進行廢棄物處置，包含處置單元與緩衝區。處置單元為處置場址內分開的部分，廢棄物置放其內以進行處置。~~對近地表處置而言，處置單元通常為壕溝。~~緩衝區為處置場址的一部分，受執照持有人管制，位於場址下方及處置場址邊界與任一處置單元之間。緩衝區提供管制空間以建立監測位置，用來提供核種遷移的早期預警，~~與必要時採取改善措施。~~



早期預警可使執照持有人進行必要的改善措施。處置場址選擇時，對於場址特性調查就無限期的未來而言，應考量廢棄物的放射性特性，考慮評估至少500年的時間範圍。

(b)廢棄物分類與近地表處置功能目標

(1)放射性廢棄物近地表陸地處置設施之安全目標如下：保護一般公眾免於放射性物質釋出的危害、保護無意闖入的個人、與保護運轉期間的個人、以及第四個目標保證場址封閉後的穩定性。達成這些目標須取決於多項因素，包含陸地處置設施的設計、運轉程序、設施周圍的環境特性、以及所接收進行處置的放射性廢棄物。

(c)技術分析

(1)欲證實符合功能目標則須評估特定場址因素，包含工程設計、運轉實務、場址特性、以及所接收進行處置的放射性廢棄物。技術分析須評估特定場址因素對處置設施功能與場址環境的影響，包含分析運轉期間對作業人員的保護，以及更重要的，對長時間處置放射性廢棄物，須分析保護一般公眾免於放射性釋出的危害、保護無意闖入者、以及處置場址封閉後的穩定性。

(2)功能評估係用於證實保護一般公眾免於放射性釋出危害所進行的分析。功能評估可判識處置場址特定的特性(例如水文、氣象、地球化學、生物、與地形等)；工程障壁退化、劣化、或變質作用(包含廢棄物形體與容器)；與可能影響處置場址功能的場址特性與工程障壁之間的交互作用。功能評估可以檢驗這些作用的效應以及與處置場址限制廢棄物釋出能力的交互作用，並且推估對公眾個人的年劑量，以便與10 CFR 61 Subpart C適當的功能目標進行比較。

(3)未來雖不太會但仍可能有人員佔用場址從事日常工作，而不知道受到

輻射曝露。這些人員稱為無意闖入者。無意闖入者保護牽涉兩個管制原則：在運轉後由場址所有人對場址進行監管作業，以確保無佔用或不當使用場址情事發生；或認定哪些廢棄物對闖入者可能造成無法接受的劑量風險，且將本類廢棄物適當處置，以提供某種型式的闖入者障壁，用於防止闖入者接觸廢棄物。10 CFR 61 包含此兩種保護性管制。

(4)欲證實保護無意闖入者則應評估封閉後監管結束無意闖入者佔用處置場址的潛在輻射曝露。闖入者可能因廢棄物受到擾動釋出放射性物質於環境或仍留存於處置場址的廢棄物輻射照射，而曝露於放射性中。闖入者評估的結果可與10 CFR 61 Subpart C適當的功能目標進行比較。闖入者評估可使用類似於功能評估的方法，但闖入者評估須假設處置場封閉後結束監管無意闖入者佔用處置場址，並從事活動，而不知其已曝露於廢棄物的輻射中

(5)廢棄物含有顯著濃度與數量的長半化期核種者，可能需要特別的處理、設計、或場址條件以利處置。處置此類廢棄物欲證實能保護一般公眾與無意闖入者免於放射性釋出的危害則應評估長期的影響性。視個案進行功能時期分析以評估處置此類廢棄物的適當性。一般而言，若處置設施僅含有限數量的長半化期廢棄物，則毋需進行功能時期分析以證實能保護一般公眾與無意闖入者免於放射性釋出的危害。然而，可能因特定場址情況執照持有人應評估處置設施超越符合時期，即使其長半化期廢棄物含量有限。這些情況須依個案評估，以決定分析是否須超越符合時期。

(d)廢棄物接收。欲證實符合功能目標亦須決定廢棄物接收的準則。對於任何陸地處置設施可以藉由證實符合功能目標的技術分析結果來決定接收準則。對於近地表處置設施其廢棄物分類要求則依10 CFR 61 Subpart D。

## (2)(c)廢棄物分類與近地表處置

(1)廢棄物分類系統的基石為穩定性-包含廢棄物與處置場址的穩定性。藉此可以抑低水接觸到已置放與覆蓋的機會。限制水與廢棄物接觸可以抑低核種的遷移，進而避免長期主動維護的需求並減少放射性釋放到環境的潛在危險。雖然穩定性是可取的，但從健康與安全的立場來看，大多數廢棄物並無須強調穩定性，因為多數廢棄物並不含有足需顧慮的放射性。這些較低活度的廢棄物(例如正常的垃圾類廢棄物)趨向於無需穩定。若無需穩定的廢棄物與需要穩定性的廢棄物共同處置，則無需穩定廢棄物的劣化可能導致處置系統的毀損。處置系統的毀損則會使水滲入處置單元，對需穩定的廢棄物造成問題。以便一旦置放與覆蓋後使滲水與廢棄物的接觸能減至最小。核種遷移因而減至最小，長期主動維護得以避免，亦減少闖入者可能的潛在曝露。雖然期望所有廢棄物都具有穩定的特性，但多數放射性廢棄物並不合足夠大量的核種值得高度關注。儘管如此，某些廢棄物例如一般灰渣型式的廢棄物仍傾向於不穩定。若混合以較高放射性的廢棄物，則其劣化可能導致系統的失效，使水滲入處置單元與較高放射性的廢棄物接觸而產生問題。因此，應避免將有置放要求的穩定廢棄物形體加諸於相對無害的廢棄物上，這些廢棄物分類為A類廢棄物。無需穩定的A類廢棄物宜置放於處置場址內分開的處置單元。然而，穩定的A類廢棄物仍可能與其他類別廢棄物混合處置。這些較高放射性的廢棄物一定須穩定方能處置者分類為B類與C類廢棄物。實務上要達到的程度，應使B類與C類廢棄物形體或容器設計穩定(即維持整體物理性質與特徵)達300年以上。處置長半化期廢棄物的處置場址穩定性，可能有更多的不確定性，且需要更強健的技術評估，因為影響的作用可能不同於隔離短半化期廢

棄物的處置系統能力。對長半化期廢棄物與某些易於遷移的核種，應依據處置場址特性所限制的潛在曝露建立最大的處置場址存量。

~~(4)~~(2) 進入場址的監管要求達100年。如此可使處置A類與B類廢棄物無須對闖入者防護有特殊規定，因為這些廢棄物所含放射性同位素核種的類型與含量大致可於100年期間衰變，其後對闖入者造成的危害是可接受的。然而，61.55(a)(6)的A類廢棄物有可能在100年內尚未衰變到可接受的程度。對於61.55(a)(6)所分類的廢棄物，安全的提供來自限制物質的含量與濃度，以符合處置場址的設計。安全處置61.55(a)(6)分類的廢棄物需藉由技術分析與符合功能目標加以證實。掌管主動監管計畫的政府土地所有人有管制場址出入的彈性，包含在不影響場址完整性與長期功能的前提下，允許土地生產利用。

~~(5)~~(3) 廢棄物無法於100年內衰變至對闖入者危害程度達可接受者，指定為C類廢棄物。C類廢棄物應穩定並比其他類別廢棄物處置更深，以使後來闖入者的地表活動不會干擾廢棄物。當場址狀況無法處置較深時，得使用闖入者障壁例如混凝土覆蓋層。闖入者障壁的有效壽命應為至少500年。所有廢棄物核種的最大濃度應規定於61.55節表1與表2，以使500年結束時殘餘的放射性程度不至於對無意闖入者或公眾健康與安全造成無法接受的危害。廢棄物核種濃度高於前述限值者，一般不被近地表處置接受。某些情況下，核種濃度大於C類廢棄物者，經特殊處理或設計可被近地表處置接受。處置此類廢棄物將依61.13節技術分析要求進行個案評估。C類廢棄物亦必須穩定。

(4) 不管分類，某些廢棄物對於特別的陸地處置設施可能須強化管制或限制。功能評估與闖入者評估可用於判別這些強化管制與限制，這些評估係基於特定場址與特定廢棄物考量。強化管制或限制可包含對廢棄

物濃度或總活度的額外限制、更強健的闖入者障壁、更深的掩埋深度、與特定廢棄物的穩定性要求。這些強化管制或限制可減輕自然環境變遷效應與符合時期的處置設施功能所伴隨的不確定性。

(e)(f)執照申請程序

- (1)在運轉前階段，可能的申請人應進行處置場址選址程序，從選擇可能區域，到測試該區域內的數個可能處置場址，到縮小範圍選定預定場址。經由詳細的處置場址特性調查，可能的申請人獲得處置場址資料，並據以分析處置場址適宜性。藉此資料與分析，申請人連同其他一般資訊，以申請書型式向核管會申請陸地處置執照。核管會依據法令建立之行政程序審查申請書，必要時會同受到影響的州政府或印地安部落進行審查。儘管在核管會核發執照前，預定處置場址須由州或聯邦政府擁有。但在運轉前階段仍允許私人擁有，只要在執照核發前州或聯邦政府適當安排完成土地繼承取得所有權即可。
- (2)在運轉階段，執照持有人依據10 CFR 61要求與執照核可條件進行處置作業。核准執行的地表運轉與廢棄物處置須週期性進行執照更新，到該時間將審查營運過程，以決定是否許可或拒絕持續運轉。當終止處置運轉時，執照持有人得提出其執照修正案，以取得場址封閉許可。審查執照持有人最終場址封閉與穩定計畫後，核管會將核准處置場址最後的必要準備作業，以使監管期間無須於場址進行持續主動維護。
- (3)在最終場址封閉與穩定作業期間，執照持有人處於處置場址封閉階段。隨後5年的時間，執照持有人須在處置場址進行封閉後觀察與維護，以確保處置場址是穩定的且準備好進行監管。封閉後觀察與維護的時間係用來確保最終場址的封閉與穩定作業，不會造成處置場意想不到的不穩定。若狀況合理，核管會可核准較短或要求較長的時間。

本階段結束時，執照持有人應申請將執照移轉給處置場址所有人。

(4)處置場址封閉獲得滿意的結論後，核管會將移轉執照給擁有處置場址的州或聯邦政府。若能源部為代表聯邦政府作為管理土地的聯邦機關，則執照將終止，因核管會對此一行為欠缺管制的法規。在移轉執照條件下，土地所有人應進行監測計畫，以確保持續符合處置場址功能，監視限制出入場址與進行少量保管措施。本期間在不影響場址穩定與符合功能目標能力之前提下，可允許進行土地生產使用。在規定的監管期間結束時，執照將由核管會終止。

(g)劑量方法論的履行。用於證實符合10 CFR 61功能目標的劑量方法論必須符合10 CFR 20輻射防護標準所指定者。在前述法規生效日期之後，申請人與執照持有人得使用環保署納入聯邦輻射防護導則中的更新參數因子或亦得使用最新的科學模型與方法論(例如被國際輻射防護協會所接受者)，適用於特定場址狀況以計算劑量。劑量計算所使用的權種因子必須符合用於執行計算的方法論。

## **61.8 資訊蒐集要求：OMB核准**

(a)核管會已依1980年書面作業減量法(Paperwork Reduction Act)提報10 CFR 61所需的資訊蒐集要求予管理與預算辦公室(Office of Management and Budget, OMB)。核管會不會進行或支助資訊蒐集，人員亦無須回應，除非出示有效的管制編號。OMB已核准10 CFR 61內含的資訊蒐集要求，管制編號為3150-0135。

(b)核准的資訊蒐集要求包含於10 CFR 61的61.3、61.6、61.9、61.10、61.11、61.12、61.13、61.14、61.15、61.16、61.20、61.22、61.24、61.26、61.27、61.28、61.30、61.31、61.53、61.55、61.57、61.58、61.61、61.62、61.63、

61.72、與61.80各節。

(c)第61.32節的表N-71及附屬表單核准管制編號為3150-0056。DOC/NRC表AP-1、AP-A及附屬表單核准管制編號為0694-0135。

## 61.9 雇員的法令保護

(a)雇員進行某些受保護行為時，禁止核管會執照持有人、核管會執照申請人、或其承包商或分包商對其不公平對待。不公平對待包括解雇與其他作為，如涉及雇傭之津貼、權限、條件、或權利者。保護行為依據1974年能源重組法(Energy Reorganization Act)及其修正案第211節規定。一般與管理或原子能法或能源重組法額外增加的要求相關。

(1)受保護行為包括但不限於：

(i)提供核管會雇主不實的資訊致違反本節(a)段前言法規或相關要求。

(ii)當違反本節(a)段前言法規或相關要求時，雇員可向雇主聲明並拒絕從事任何不合法的行為。

(iii)因管理或修訂的要求，請求核管會對其雇主提起訴訟。

(iv)雇員就本節(a)段前言法規規定(或草案)在核管會或國會或任何聯邦或州會議提出證詞。

(v)協助或參與，或即將協助或參與前述行為。

(2)雇員協助或參與這些行為即受到保護，即使未正式的實際進行。

(3)本節不適用本節所述未受不公平對待的雇員，或其行為未受雇主(或雇主代理人)指揮，或蓄意違反能源重組法或原子能法及修正案者。

(b)任何雇員從事本節(a)(1)段受保護行為而遭到解雇或不公平對待者，得依行政程序向勞工部尋求救濟。該行政程序須於違反情事發生後180天內提出。雇員可向勞工部職業標準局薪資與工時組提出申訴。勞工部將協助

其恢復原職、補發薪資、或損失補償。

(c)違反本節(a)，(e)，或(f)各段的核管會執照持有人、核管會執照申請人、或其承包商或分包商，將可能據此：

(1)拒絕核發、撤銷、或擱置申請執照。

(2)對執照持有人或申請人或其承包商或分包商訴諸民事處罰。

(3)其他申請強制執行判決的訴訟。

(d)雇主或其他人對雇員的不利影響行為亦可能被認定為非不公平對待。雇員從事受保護行為時有不得對其不公平對待的禁令。但雇員從事受保護行為時並不自動使其在合法的或非禁止不利影響行為情況下，免於被解雇或懲處。

(e)

(1)任何執照持有人與執照申請人須將核管會10 CFR 19.11(c) Form 3「員工注意事項」張貼於顯目處。該表單張貼位置須使員工往返工作位置時，得以瀏覽本節所述保護內容。在申請書登記在案後30天內即應於工作場所張貼，並在執照期間內持續張貼，迄執照終止後30天止。

(2)核管會Form 3表格可洽10 CFR 20 App。D列示之核管會區域辦公室，或電話(301) 415-5877，或電子郵件forms@nrc.gov，或從網址<http://www.nrc.gov>首頁點選表單標籤等方式取得。

(f)當雇員依核管會法規責任提供資訊給核管會或雇主時，不得有協議致影響雇員之津貼、權限、條件、或權利，包括勞工部依據能源重組法211節對雇員申訴案的調解協議。員工參與本節(a)(1)所定義但不限於受保護行為時，不得協議對其禁止、限制、或解雇。

## 61.9a 資訊的完整與正確



- (a)執照申請人或執照持有人提供資訊予核管會，或者應法規與核管會法令要求的提報資訊，或者申請人或執照持有人為維持執照條件所提報的資訊，所有相關文件應注重完整與正確。
- (b)申請人或執照持有人應告知核管會，申請人或執照持有人在進行受管制行為中，發現有顯著涉及公眾健康與安全或共同防禦與保安的資訊。申請人或執照持有人若未知會核管會顯著涉及公眾健康與安全或共同防禦與保安的發現資訊，將違反本段規定。在判明資訊後應於兩個工作天內通知核管會對應的區域辦公室主管。本段規定不適用於已提報核管會的書面資訊或更新要求。

#### **61.9b 蓄意從事錯誤行為**

- (a)執照持有人或申請人、執照持有人或申請人的雇員、承包商(包括供應商或顧問)與分包商、或承包商或分包商的雇員等，其知情地提供給執照持有人、申請人、承包商、或分包商的組件、設備、材料、或其他貨物或服務，與執照持有人或申請人依據10 CFR 61進行相關行為時，不得有以下情事：
- (1)蓄意從事錯誤行為，若未被發現，將導致執照持有人或申請人違反法律、法規、或命令，或者影響核管會核發執照的條文、條件或限制。
  - (2)提交人蓄意提交已知某些方面不完整或不正確的資訊予核管會、執照持有人、申請人、或其承包商或分包商。
- (b)違反本節(a)(1)或(a)(2)者將依據10 CFR 2 Subpart B程序，受到執法的行動。
- (c)本節(a)(1)節所稱蓄意從事錯誤行為，指人員在明知下列情況下故意作為或不作為：

- (1)蓄意從事錯誤行為，若未被發現，將導致執照持有人或申請人違反法律、法規、或命令，或者影響核管會核發執照的條文、條件或限制。
- (2)構成違反執照持有人、申請人、承包商、或分包商的要求、程序、指示、合約、採購訂單、或政策。

## **Subpart B 執照**

### **61.10 申請書內容**

欲以陸地處置方式對外接收、持有與處置含有廢棄物或受射源、副產物或特殊核子物料污染的廢棄物，須依61.11節至61.16節提出申請，內容包括一般資訊、特定技術資訊、監管資訊、與財務資訊。依據10 CFR 51 Subpart A準備的環境報告書應併案附送。

### **61.11 一般資訊**

一般資訊須包括以下各項：

#### **(a)申請人基本資料，包括：**

- (1)申請人全名、住址、電話與單位職稱。
- (2)若申請人為合資關係，應包括各合資者姓名、住址與主要營利處所。
- (3)若申請人為法人或未註冊協會，應包括：(i)所在州與主要執業處所；  
(ii)代表人與主辦人員之姓名與地址。
- (4)若申請人為受託填報申請書的代理人或代表人，應檢附委託者的所有資料。

#### **(b)申請人資格**

- (1)以行政指令、合約規定、或其他型式，說明申請人的組織架構(包括本

部與外派單位)、管理權限與職掌。

(2)技術資格應包括申請人與其從事預定工作員工的訓練與資歷。本節

(b)(1)要求說明重要職務有人員之基本訓練與資歷。

(3)說明申請人之人員訓練計畫。

(4)說明計畫，以維持適當而完整的受過訓練人員，安全的從事廢棄物接收、操作、與處置運轉。

(c)說明下列項目：

(1)預定處置場址位置。

(2)預定作業的一般特性。

(3)接收、持有、與處置放射性廢棄物的型態與數量。

(4)除處置放射性廢棄物外，對陸地處置設施的其他使用計畫。

(5)預定的設施與設備。

(d)陸地處置設施建造、接收廢棄物、與置放廢棄物的預定時程。

## 61.12 特定技術資訊

特定技術資訊須包括下列資訊，以證明符合10 CFR 61 Subpart C的功能目標以及10 CFR 61 Subpart D適用的技術要求：

(a)說明處置場址選址與特性調查所獲得的處置場址自然與人文特性。說明須包括處置場址與鄰近地區的地質、地工、地球化學、地形、水文、氣象、氣候、與生物特徵。

(b)說明陸地處置設施與處置單元之設計特徵。近地表處置之說明須包括下列設計特徵：入滲水；處置單元的覆蓋層完整性；回填材料、廢棄物與覆蓋層的結構穩定性；積水與廢棄物接觸；處置場址排水；處置場址封閉與穩定；儘可能消除長期處置場址維護；無意闖入；職業曝露；處置

- 場址監測；與適當大小的緩衝區，以便進行監測與可能的改善措施。
- (c)說明主要設計準則，及其與功能目標的關係。
  - (d)說明設計基準天然事件或現象，及其與主要設計準則的關係。
  - (e)說明申請人設計以及將應用於建造陸地處置設施參用之規範與標準。
  - (f)說明陸地處置設施之建造與運轉。說明至少須包括：處置單元建造方法；廢棄物置放；廢棄物分開置放程序與地區；闖入者障壁類型；場內交通與排水系統；調查管制計畫；廢棄物貯存方法與地區；控制地表水與地下水到達廢棄物的方法。說明亦須包括操作與處置螯合劑或其他非放射性廢棄物的方法，以免影響符合10 CFR 61 Subpart C功能目標。
  - (g)說明處置場址封閉計畫。包括用於促進處置場址封閉與消除持續主動維護之設計特徵。
  - (h)判定處置場址已知天然資源，以免導致停止監管後無意闖入者因探採資源而接觸低放射性廢棄物。
  - (i)說明陸地處置設施預定接收、持有、與處置的放射性材料種類、數量、分類與規格，包含接收廢棄物的準則。
  - (j)說明申請人建立之低放射性廢棄物處置品質保證計畫，以便適用於：
    - (1)決定處置場址自然特性。
    - (2)技術分析的發展。
    - (3)陸地處置設施設計、建造、運轉、與封閉，以及廢棄物接收、操作、與置放的品質保證。
  - (k)說明輻射安全計畫，以管制與監測放射性排放，確保符合10 CFR 61.41功能目標及符合10 CFR 20對職業輻射曝露與人員、車輛、設備、建築物、與處置場址的污染管制。例行運轉與意外均須說明。計畫內容須包括程序、儀器、設施、與設備。

- (l)說明環境監測計畫，以提供資料用於評估潛在健康與環境影響。以及若發現核種遷移時，採取改善措施的計畫。
- (m)說明申請人將用於陸地處置設施管理行為之行政程序。
- (n)說明第61.80節所要求之設施電子紀錄保存系統。

### 61.13 技術分析

特定技術資訊須包括下列分析以證明能符合10 CFR 61 Subpart C之功能目標。陸地處置設施有效執照的執照持有人須於本Subpart生效後，在下次執照更新時或生效日期5年內，視何者先屆期，提出下列分析。

~~(a)途徑分析證實能防護一般群體免於放射性釋出影響。須包括空氣、土壤、地下水、地表水、植物、與掘穴動物挖掘等途徑分析。分析須明確的判明與區別處置場址天然特性與設計特徵在隔離與分離廢棄物所扮演的功能角色。分析須明確的證明能合理的確保放射性釋出對人類的曝露未超過第61.41節規定的限值。功能評估可證實能合理確保放射性釋出對人類的曝露符合61.41(a)功能目標。功能評估必須：~~

(1)考慮可能影響證實符合§ 61.41(a)的特徵、事件、與作用。所考慮的特徵、事件、與作用須能代表一定範圍的現象對功能有益或不利的效應，且必須考慮61.12(a)到(i)指定的技術資訊。必須提供納入或排除特定特徵、事件、與作用的技術基準。若其遺漏將會顯著影響符合61.41(a)功能目標的特定特徵、事件、與作用必須詳細評估。

(2)考慮可能的干擾或不常發生的特徵、事件、與作用以比較61.41(a)設定的限制。

(3)納入或排除退化、劣化、或變質作用(例如工程障壁、廢棄物形體、場址特性)以及處置設施與場址特性之間的交互作用，而可能影響設施穩

定性以符合61.41(a)功能目標者，必須提供其技術基準。

(4)用於功能評估的模式，例如詳細作用模式的輸出比較或經驗觀察(例如實驗室測試、現地調查、與天然類比)，必須提供其技術基準。

(5)評估途徑包含空氣、土壤、地下水、地表水、植物吸收、與掘穴動物挖掘。

(6)說明預測處置系統行為的不確定性與變異性(例如處置設施、天然系統、與環境)。

(7)考慮符合可取得資料與最新科學認知的替代概念模式與作用，並評估替代概念模型對所知處置設施功能的效應。

(8)判定與區隔天然處置場址特性與處置設施設計特徵在限制放射性釋放到一般公眾所扮演的角色。

~~(b)分析防護無意闖入的個人。須包括證明能合理的確保符合廢棄物分類與分離處置要求，且對無意闖入者提供適當的障壁。無意闖入者分析以合理確保：~~

(1)依據61.58發展廢棄物接收準則，並符合廢棄物分類與分隔要求。

(2)對無意闖入提供適當障壁。

(3)任何無意闖入者經闖入者評估所受曝露劑量不會超過61.42(a)規定的限值。闖入者評估應：

(i)假設在監管結束的符合時期任意時間有無意闖入者佔用處置場址，並從事正常活動包含農耕、築舍、資源探勘或開採(例如鑽井)；或其他合理可預見的工作，而不知其曝露於來自廢棄物的輻射。

(ii)判定能對無意闖入抑制與廢棄物接觸或限制來自廢棄物的輻射曝露的適當障壁，並提供障壁有效性的時間基準。

(iii)考慮不確定性與變異性。

- (c)分析防護運轉期間的個人。須包括評估操作、貯存、與處置廢棄物期間，例行運轉與意外情況下預期的曝露。分析須能合理的確保控制曝露，以符合10 CFR 20要求。
- (d)分析處置場址長期穩定性與封閉後持續主動維護的需求。須根據處置場址特性進行分析，包括活動中的天然作用如侵蝕、塊體崩壞、邊坡破壞、廢棄物與回填材料沉陷、處置地區上方覆蓋層與鄰近土壤的入滲、與地表排水。分析須能合理的確保處置場址封閉後無需持續主動維護。
- (e)分析處置場址如何限制潛在長期放射性影響的評估，符合可取得資料與最新科學認知。處置場址其廢棄物所含核種的平均濃度超過本段表A所列數值者或因特定場址情況所必需者，則應進行本分析。對於含有表A混合核種的廢棄物，總濃度應依61.55(a)(7)的分率規則總計。分析需判別與說明設計特徵與場址特性，可證實符合61.41(b)與61.42(b)的功能目標。

表A：需要進行功能時期分析的長半化期核種平均濃度

<u>核種</u>	<u>濃度(Ci/m3)<sup>[註1]</sup></u>
<u>C-14</u>	<u>0.8</u>
<u>在活化金屬中的C-14</u>	<u>8</u>
<u>在活化金屬中的Ni-59</u>	<u>22</u>
<u>Tc-99</u>	<u>0.3</u>
<u>I-129</u>	<u>0.008</u>
<u>長半化期放射阿伐核種<sup>[註2]</sup></u>	<u>10<sup>[註3]</sup></u>
<u>Pu-241</u>	<u>350<sup>[註3]</sup></u>
<u>Cm-242</u>	<u>2,000<sup>[註3]</sup></u>

註1：數值由61.55的A類廢棄物限值推導。

註2：包含放射阿伐超鈾核種及其他長半化期放射阿伐核種。

註3：單位為nCi/g。

#### **61.14 監管資訊**

監管資訊須包括：

- (a)證明聯邦或州政府擁有處置場址所有權，且聯邦或州政府同意在符合第61.30節時，接受執照移轉，且將於場址封閉後承擔保證管看護、觀察與維護的責任。
- (b)若預定處置場址土地並非聯邦或州政府擁有，申請人須在核管會核發執照前，證明已妥善安排聯邦或州政府進行徵收。

#### **61.15 財務資訊**

財務資訊須充分證明申請人具備適當的財務資格，以執行執照要求的作業，且符合其他財務保證如10 CFR 61 Subpart E的要求。

#### **61.16 其他資訊**

依據將處置的廢棄物性質以及陸地處置設施的設計與預定運轉方式，核管會得額外要求下列資訊：

- (a)實體保安措施，若適用。申請接收與持有特殊核子物料，其數量達10 CFR 73要求者，應證明其實體保安能符合10 CFR 73的要求。在決定接收與持有是否達到10 CFR 73的要求時，申請人無須將已完成處置之特殊核子物料數量納入考慮。
- (b)臨界考慮的安全資訊，若適用。
  - (1)申請接收與持有特殊核子物料數量達10 CFR 70.24 「臨界意外要求」規定者，應證明能符合該節要求，除非申請人依據10 CFR 70.24(d)提出豁免。在決定接收與持有是否達到10 CFR 70.24的要求時，申請人無須將已完成處置之特殊核子物料數量納入考慮。



(2)申請接收與持有特殊核子物料須說明避免意外臨界的預定程序，包括特殊核子物料處置前的貯存與處置時的廢棄物置放方式。

#### **61.20 申請書提交與分發**

- (a)10 CFR 61執照申請與隨後之變更，須由申請人將申請書提交給核管會聯邦與州物質及環境管理計畫辦公室主任，且須由申請人簽名或由申請人之代表人宣誓或證實後簽名，若文件為紙本，必須為簽名正本。
- (b)申請人須維持製作額外申請副本的能力，依照核管會計畫辦公室主任或其指派者之指示進行分發。
- (c)規費。放射性廢棄物陸地處置設施申請、變更、以及接收與處置視察所涵括的規費依10 CFR 170辦理。

#### **61.21 重複性資訊的排除**

若參考資料明確與單一，申請人得於申請書中合併或引用經核管會建檔的既有申請書、說明書或報告書中的資訊。

#### **61.22 申請書的更新**

- (a)申請書應依提送時所能獲得的資訊儘可能的完整。
- (b)必要時申請人應在核發執照前，進行預定執行行為的變更或預定行為資訊的變更，適時增補申請書內容，以利核管會進行審查。

#### **61.23 執照核發的標準**

在核管會審查發現無不利共同防禦與保安，且對公眾健康與安全不會造成不合理的風險時，得核發接收、持有與處置含有廢棄物或受射源、特

殊核子物料、或副產物污染的廢棄物之執照。而且：

- (a)申請人資格應具備合理的訓練與資歷，足以執行保護健康與減低生命或財產危害的處置運轉要求。
- (b)申請人所提之預定處置場址、處置設計、廢棄物接收準則、陸地處置設施運轉(包括設備、設施、與程序)、處置場址封閉、與封閉後監管，證明能適當的保護公眾健康與安全。因為能~~且~~合理確保能保護一般群體免於放射性釋出危害，符合10 CFR 61.41功能目標。
- (c)申請人所提之預定處置場址、處置設計、廢棄物接收準則、陸地處置設施運轉(包括設備、設施、與程序)、處置場址封閉、與封閉後監管，證明能適當的保護公眾健康與安全。因為能~~且~~合理確保能保護無意闖入者，符合10 CFR 61.42功能目標。
- (d)申請人所提之廢棄物接收準則與陸地處置設施運轉(包括設備、設施、與程序)，證明能適當的保護公眾健康與安全。因為能~~且~~合理確保符合10 CFR 20輻射防護標準。
- (e)申請人所提之預定處置場址、處置設計、廢棄物接收準則、陸地處置設施運轉、處置場址封閉、與封閉後監管，證明能適當的保護公眾健康與安全。因為能~~且~~合理確保能達成廢棄物與處置場址的長期穩定性，並消除處置場址封閉後持續主動維護的需求。
- (f)申請人證明能合理確保符合10 CFR 61 Subpart D適用的技術要求。
- (g)申請人所提之監管計畫，能合理確保執行必要時間長度的監管，以維持本節(b)至(e)的結果，並使監管符合10 CFR 61.59之規定。
- (h)財務保證資訊符合10 CFR 61 Subpart之規定。
- (i)當執照範圍適用於處置前持有特殊核子物料時，申請人所提之實體保安資訊，能合理確保符合10 CFR 73之規定。

- (j)當執照範圍適用於處置前持有特殊核子物料時，申請人所提之臨界安全程序能適當的保護公眾健康與安全，且能合理確保符合10 CFR 70臨界意外之規定。
- (k)依據10 CFR 61.16提交適當的額外其他資訊予核管會。
- (l)符合10 CFR 51 Subpart A之規定。

#### **61.24 執照條件**

- (a)依據10 CFR 61核發的執照或相關權益，可以移轉、轉讓、或以自願或非自願、直接或間接方式移轉執照的控制權給任何人員。但須經核管會確認資訊安全無虞，同意執照變更後，依據原子能法之規定移轉。
- (b)執照持有人在執照終止前應依核管會要求提出說明書，以利核管會決定是否修正、暫時取消或撤銷執照。
- (c)在徹底完成最終封閉計畫，包括封閉後觀察與維護，且經核管會核准後，執照方能移轉予場址所有人。
- (d)執照持有人應遵守現行及後續生效的原子能法或核管會所有的規則、法規、與命令。執照條文與條件將因原子能法與核管會規則、法規、與命令的修正、修訂、或調整，而受到管制。
- (e)執照得因下列情況被撤銷、中止或全部或部分修改：因申請書中不實的記載，或涉及原子能法第182節內容的不實的記載，或根據申請書、說明書、報告書、紀錄、視察或其他方法的發現，使核管會拒絕核准原申請書的執照，或未依執照條文進行設施運轉，或違反或未遵守原子能法及核管會規則、法規、與命令所訂的條文與條件。
- (f)持有核管會依10 CFR 61規定發予執照的人員，僅限在執照許可的地點從事持有與使用材料的目的。

- (g)在核管會視察陸地處置設施並確認其說明、設計及建造與申請書相符，並取得執照前，不得處置放射性廢棄物。
- (h)核管會得依據規則、法規、與命令，隨時對執照持有人進行接收、持有、與處置射源、特殊核子物料或副產物的任何執照併入額外適當的或必要的要求，以利於：
- (1)促進共同防禦與保安。
  - (2)保護健康或減少對生命或財產的危害。
  - (3)要求報告書與紀錄保存，以提供執照許可行為之視察，確保必須的或適當的履行原子能法與相關法規之規定。
- (i)10 CFR 61執照持有人在接收與持有特殊核子物料數量達10 CFR 70.24的規定時，亦須符合該法規之要求，但無須將已完成處置者納入考慮。
- (j)核准處置廢棄物的有效期限指定於執照中，除外的情況如10 CFR61.27(a) 61之規定。
- (k)
- (1)當依美國聯邦法規Title 11破產法規，有以下自願或非自願申請破產情況發生時，執照持有人應以立即書面通知核管會地區主管官員：
    - (i)執照持有人本身。
    - (ii)管控執照持有人的實體(該名詞依11 U.S.C。101(14)之定義)，或列示執照或執照持有人為其資產者。
    - (iii)執照持有人(該名詞依11 U.S.C。101(2)之定義)的成員。
  - (2)本項通知須包括：
    - (i)申請破產的立案法院。
    - (ii)申請破產的立案日期。

## 61.25 變更

(a)除執照特定註記的條件外，執照持有人不得變更執照申請所說明之陸地處置設施或程序。執照條件將禁止對核准之後且對公眾健康與安全有重要影響的設施與程序進行變更。這些執照限制依對其公眾健康與安全的遞減影響程度分為以下三類：

(1)若無以下條件，不得變更之特徵與程序：

- (i)60天前事先通知核管會。
- (ii)30天前通知先進行公聽會。
- (iii)經核管會事先核准。

(2)若無以下條件，不得變更之特徵與程序：

- (i)60天前事先通知核管會。
- (ii)經核管會事先核准。

(3)若未60天前通知核管會，不得變更之特徵與程序。

本節(a)(3)的特徵與程序，在核管會收到要求的通知後，仍可令其未得核管會核准前不得進行變更。

(b)廢棄物接收準則變更、場址封閉、執照移轉、或執照終止的變更核准包含於本節(a)(1)。

(c)核管會應提供通知的副本給本節(a)(1)的公聽會，以及州與地方官員或10 CFR 2.104(e)指定之部落自治團體。

## 61.26 執照的修正

(a)申請執照修正須依61.20節立案，並完整說明變更原因。

(b)核管會將依61.23節之準則決定是否核准執照修正案。

## 61.27 更新或封閉申請

- (a)執照的任何到期日期僅適用於地表作業與處置廢棄物的權力。執照未更新而失效並不能免除執照持有人應進行場址封閉、封閉後觀察與移轉執照予場址所有人的責任。申請執照更新或依61.28節申請封閉，須於執照到期前至少30天立案。
- (b)申請執照更新須依據61.10節至61.16節與61.20節立案。申請封閉須依據61.20節與61.28節立案。在資訊能引用明確與特定情況下，申請案得合併引用前已向核管會立案的申請案、說明書或報告之資訊。
- (c)若執照持有人能適時提出執照更新申請，則在核管會作出對更新申請案最終決定前，均能持續進行接收與處置，而無執照屆期的問題。
- (d)核管會將依61.23節之準則決定是否核准執照更新。

## 61.28 封閉申請書內容

- (a)處置場址在最終封閉前，或應核管會指示，申請人應提交申請書進行執照修訂以進行封閉。封閉申請書須包含最終版次與特定細節的處置場址封閉計畫，以及依據61.12(g)執照申請案提送的封閉計畫，內容如下：
- (1)運轉期間所獲得的額外處置場址地質、水文、或其他數據，而與長期圍阻所置放的放射性廢棄物相關者。
  - (2)測試、實驗、或其他開挖或回填地區相關分析、封閉與密封、廢棄物遷移及與置放介質的交互作用等有關者，或其他測試、實驗、或分析与長期圍阻處置場址所置放的放射性廢棄物相關者。包含使用最終封閉計畫與廢棄物存量詳細資訊對61.13節所做的更新分析。
  - (3)下列計畫的任何建議修訂：
    - (i)地表設施之除污與/或拆除；

(ii)開挖地區之回填；或

(iii)處置場址之穩定化以作封閉後之看護。

(b)申請書應檢附依據10 CFR 51 Subpart A完成之環境報告書或其補充。

(c)核管會審查與考慮依據本節(a)所提出的執照修訂申請，若其能合理確保符合10 CFR 61 Subpart C的長期功能目標，則將核准進行封閉。

### **61.29 封閉後觀察與維護**

依61.28節核准完成封閉後，執照持有人須於處置場址進行觀察、監測、與必要的維護與修理，直到核管會依據61.30節進行執照移轉。執照持有人對處置場址的責任須維持5年。但得視場址特定狀況於場址封閉計畫中，建立與核准更短或更長的封閉後觀察與維護時期。

### **61.30 執照移轉**

(a)封閉與封閉後觀察與維護時期以後，執照持有人得申請執照修訂，將其移轉予處置場址所有人。當核管會認定符合以下條件時，執照應進行移轉：

(1)處置場址封閉完成情形，與已核准的執照持有人所提封閉計畫一致。

(2)執照持有人能合理確保符合10 CFR 61 Subpart C之功能目標。

(3)依61.80(e)與(f)規定，進行看護與紀錄所需的基金已移交處置場址所有人。

(4)封閉後監測計畫已由處置場址所有人進行且運作中。

(5)應負權責的聯邦或州政府機關已完成承擔監管處置場址的準備，並保證會符合61.23(g)節必要的監管要求之規定。

### **61.31 執照終止**

- (a) 監管期間應符合61.23節必要的規定，在其後，執照持有人得申請終止執照。
- (b) 執照終止申請須立案並依據61.20節與本節之規定進行審查。
- (c) 當核管會認定符合以下條件時，執照得以終止：
  - (1) 已符合61.23(g)節必要的監管要求之規定；及
  - (2) 因應監管期間新的資訊發現，所作的額外要求已被滿足，且已設立永久性碑文與警告標誌防止無意闖入；
  - (3) 61.80(e)與(f)所要求的紀錄已提送負責處置場址監管的團體，並立即於執照終止前副知核管會。

## **US/IAEA 保防協定**

### **61.32 設施資訊與驗證**

- (a) 應核管會書面之要求，執照申請人與執照接受人應依據10 CFR 75.10之規定，以Form N-71及相關表單提報設施資訊，並以DOC/NRC Form AP-A及相關表單提報場址資訊。
- (b) 應補充議定書之要求，本節(a)之申請人與執照持有人應依據10 CFR 75.11之規定，以DOC/NRC Form AP-1及相關表單提報位置資訊。
- (c) 如10 CFR 75所述，將允許由國際子能總署執行驗證，並採取必要之其他措施，以執行US/IAEA保防協定。

## **Subpart C 功能目標**

### **61.40 一般要求**



陸地處置設施之選址、設計、運轉、封閉、與封閉後管制，須能合理確保對人類造成的曝露限值符合61.41節至61.44節之功能目標。

#### **61.41 保護一般公眾免於放射性釋出的危害**

- (a)放射性物料的濃度，其可能釋出於一般環境如地下水、地表水、空氣、土壤、植物、或動物者，不得在符合時期內對公眾的任何個人造成超過相當全身0.25毫西弗(25毫侖目)~~→甲狀腺75毫侖目、與其他器官25毫侖目~~之年劑量。並應在符合時期內採取合理措施以維持排放釋出到一般環境的放射性被合理抑低。藉由符合61.13(a)要求的分析得以證實符合本段。
- (b)在功能時期的任意時間應盡力合理抑低放射性從處置設施釋出到一般環境。藉由符合61.13(e)要求的分析得以證實符合本段。

#### **61.42 保護無意闖入者**

- (a)陸地處置設施之設計、運轉、與封閉，在處置場址主動監管撤除後的任何時間，須保證對無意闖入之任何個人侵入處置場址與佔用場址或接觸廢棄物提供保護。在符合時期內對任何無意闖入者其年劑量不得超過5毫西弗(500毫侖目)。藉由符合61.13(b)要求的分析得以證實符合本段。
- (b)在功能時期的任意時間應盡力合理抑低對任何無意闖入者造成的曝露。藉由符合61.13(e)要求的分析得以證實符合本段。

#### **61.43 保護作業期間之人員**

陸地處置設施之運轉，除放射性排放釋出應遵照10 CFR 61.41外，須按照10 CFR 20輻射防護標準執行。應採取所有的合理措施以維持輻射曝露被合理抑低。

#### 61.44 處置場址封閉後之穩定性

處置設施之選址、設計、使用、運轉、與封閉，須達成處置場址的長期穩定性，以儘可能消除處置場址封閉後持續主動維護的需要，便於僅須進行監視、監測、或少量保管看護。

#### Subpart D - 陸地處置設施技術要求

#### 61.50 陸地處置的處置場址適宜性要求

(a)近地表處置的處置場址適宜性。~~(1)本節之目的在確定能被接受作為近地表處置設施的最少量處置場址特性。處置場址適宜性的主要重點，不在於短期的便利與利益，而在於長期環境影響下能將廢棄物隔離，以及處置場址特徵能保證符合10 CFR 61 Subpart C之長期功能目標。~~

(2)(1)在可行的情況下，處置場址應能被進行特性調查、模擬、分析與監測。

(2)陸地處置設施應有封閉後500年的水文特性才能接受近地表放射性廢棄物處置，包含：

~~(5)(i)廢棄物不得處置於排水不良、亦遭水患、或常有積水的場址，處置場址須位於一般排水良好與無洪水或頻繁積水的地區。亦不得處置於行政命令編號11988「洪水平原管理指引」所定義的百年洪水平原、高危害性的海岸或溼地。~~

~~(6)(ii)上游排水區須儘量小，以減少逕流量對廢棄物處置單元可能的侵蝕與泛濫。~~

~~(7)(iii)處置場址的地下水位面應有足夠深度，以避免常年不斷的有水侵~~

入廢棄物。核管會將考慮允許此規定的例外情形，若處置於水位面以下，則須確定處置場址特性將使核種以分子擴散的主要方式移動，且其移動速率的結果能符合10 CFR 61 Subpart C之功能目標。絕不允許廢棄物處置於水位面變動帶。

~~(8)~~(iv)用於處置的水文地質單元不得排出地下水到處置場址範圍內的地表。

(3)500年後，第(2)段的水文特性不得顯著影響處置場址符合10 CFR 61 Subpart C功能目標的能力。

(4)其他的場址特性不得顯著影響處置場址符合10 CFR 61 Subpart C功能目標的能力，或排除可防衛的模擬與長期影響推估。特性包含：

~~(3)~~(i)對設施所在的區域或州，選擇處置場址應考慮人口成長與未來發展不致影響處置設施能力，以符合10 CFR 61 Subpart C之功能目標。

~~(4)~~(ii)須避免位於天然資源地區，以免因開採而導致未能符合10 CFR 61 Subpart C之功能目標。

~~(9)~~(iii)須避免位於大地構造作用的地區，例如斷層、褶皺、地震活動、或火山活動發生的地區，其發生頻率與範圍可能顯著影響處置場址符合10 CFR 61 Subpart C之功能目標之能力，或者可能排除可辯護的模擬與長期影響的預測。

~~(10)~~(iv)須避免位於地表地質作用的地區，例如塊體崩壞、侵蝕、坍塌、地滑、或風化發生的地區，其發生頻率與範圍可能顯著影響處置場址符合10 CFR 61 Subpart C之功能目標之能力，或者可能排除可辯護的模擬與長期影響的預測。

~~(11)~~(v)處置場址不得位於鄰近設施或活動可能有害地影響處置場址符合10 CFR 61 Subpart C功能目標之能力或者顯著掩蔽環境監測計

畫。

(b)近地表以外陸地處置的處置場址適宜性要求(保留)。

### **61.51 陸地處置的處置場址設計**

(a)近地表處置的處置場址設計。

- (1)場址設計特徵須導向長期隔離與避免場址封閉後需要持續主動維護。
- (2)處置場址設計與運轉須與處置場址封閉及穩定化計畫相容，且使處置場址封閉時能合理確保符合10 CFR 61 Subpart C之功能目標。
- (3)處置場址之設計應視需要補強與改善處置場址的天然特性，確保符合10 CFR 61 Subpart C之功能目標。
- (4)覆蓋層之設計應儘可能減少水的入滲，導引滲流水或地表水遠離處置的廢棄物，並且能抵抗地表地質作用與生物活動造成的剝蝕影響。
- (5)地表特徵須能導引地表水排水遠離處置單元，且其流速與坡度不得造成侵蝕，以免未來需要持續主動維護。
- (6)處置場址之設計須儘量減少貯存期間水與廢棄物接觸、處置期間積水與廢棄物接觸、以及處置後滲流水或積水與廢棄物接觸。

(b)近地表以外陸地處置的處置場址設計(保留)。

### **61.52 陸地處置設施運轉與處置場址封閉**

(a)近地表處置設施運轉與處置場址封閉

- (1)61.55節指定的A類廢棄物須與其他類廢棄物分離置放於處置單元，這些處置單元須與其他類廢棄物的處置單元充分分離，以避免A類廢棄物與其他廢棄物發生交互作用，因而無法符合10 CFR 61 Subpart C之功能目標。若A類廢棄物符合10 CFR 61.56(b)的穩定要求則無需分離。

- (2) 61.55節指定的C類廢棄物處置方式，應使廢棄物上部位在覆蓋層上部表面以下至少5公尺，或須設計闖入者障壁，以防止無意闖入者的侵入至少500年。
- (3) 所有類別廢棄物的處置應遵守本節(a)(4)至(1344)規定。
- (4) 廢棄物置放時應維持包件的完整性、包件之間的空隙應減至最少，且允許空隙被填充。
- (5) 廢棄物包件之空隙須以土或其他材料填充，以減少未來填充材料內可能的下陷。
- (6) 廢棄物之置放與覆蓋應使覆蓋層表面的輻射劑量率減至最小，使執照持有人在按照10 CFR 61.30移轉執照時符合10 CFR 20.1301與20.1302之所有規定。
- (7) 處置單元(如壕溝)的邊界與位置，須以土地測量方式準確定位與測繪。近地表處置單元須加以標示，使各單元的邊界均能容易認定。應利用美國地質調查所或國家測量所的測量控制點，在場址建立三個永久性測量標示控制點，以利測量。美國地質調查所或國家測量所的測站須查對其水平與垂直控制的紀錄檔。
- (8) 任何埋藏的處置廢棄物與處置場址邊界之間，以及處置的廢棄物下方，應維持緩衝區。緩衝區應有適當的範圍，以科允許執照持有人執行10 CFR 61.53(d)指定的環境監測作業，以及必要時的改善措施。
- (9) 應依照核准的場址封閉計畫所述，對任一已填滿並覆蓋的處置單元(如任一壕溝)，進行封閉與穩定化措施。
- (10) 進行中的廢棄物處置作業不得對已完成的封閉與穩定化措施有不良的影響。
- (11) 僅有放射性廢棄物或受放射性污染的廢棄物可以在處置場址進行處

置。

(12)僅有符合接收準則的廢棄物可以在處置場址進行處置。

(13)符合61.12(f)節提出說明與61.13節技術分析要求的廢棄物，才能夠被處置。

(b)近地表以外陸地處置的設施運轉與處置場址封閉(保留)。

### **61.53 環境監測**

(a)提出執照申請時，申請人應執行運轉前監測計畫，以提供處置場址特性的基本環境數據。申請人應取得處置場址的生態、氣象、氣候、水文、地質、地化、與地震資訊。數據特性受到季節性變化影響者，則至少須涵蓋12個月的時間。

(b)若核種遷移顯示可能無法符合Subpart C功能目標時，執照持有人應有改善核種遷移措施的計畫。

(c)陸地處置設施場址建造與運轉期間，執照持有人應維持監測計畫。須進行量測與觀察並作成紀錄，以提供數據作為設施建造與運轉期間評估可能的健康與環境影響，並使能評估長期效應及減輕措施之需要。監測系統應能提供核種從處置場址釋出，且離開場址邊界前的早期預警。

(d)處置場址封閉後，負責處置場址運轉後監視的執照持有人應依據處置場址的運轉歷史及處置場址的封閉與穩定化來維持監測系統，以負責運轉的監視。監測系統應能提供核種從處置場址釋出，及在離開場址邊界前的早期預警。

### **61.54 設計與運轉的替代要求**

針對特定個案的陸地處置設施之設計與運轉，核管會得應要求或主動

核准除了61.51節至61.53節規定以外的廢棄物分離與處置方式，若核管會發現有合理保證能符合10 CFR 61 Subpart C之功能目標。

## 61.55 廢棄物分類

(a)近地表處置的廢棄物分類。

(1)考慮因素。決定放射性廢棄物的分類牽涉到兩個考慮因素。首先，須考慮長半化期核種(及其較短半化期的母核種)濃度，因其潛在危害可能長期持續至監管、改善廢棄物形體、與較深處置等預防措施終止之後。這些預防措施可以延遲長半化期核種核種造成曝露的時間。此外，潛在劑量的大小亦受到曝露發生時，核種的濃度與可得性所限制。其次，須考慮較短半化期核種濃度，這些能藉由監管、廢棄物形體、與處置方法作有效的要求。

(2)廢棄物分類。

(i)A類廢棄物在處置場址通常與其他廢棄物分離處置。A類廢棄物的實體與特性須符合61.56(a)的最低要求。若A類廢棄物能符合61.56(b)的穩定性要求則無需與其他類別廢棄物分離處置。

(ii)B類廢棄物之廢棄物形體應符合更嚴格的要求，以保證處置後的穩定性。B類廢棄物實體與特性須符合61.56的最低與穩定性要求。

(iii)C類廢棄物不僅廢棄物形體應符合更嚴格的要求以確保穩定性外，亦要求於處置設施採取額外措施以防止無意闖入。C類廢棄物實體與特性須符合61.56的最低與穩定性要求。

(iv)一般不適於近地表處置的廢棄物，其廢棄物形體與處置方法與前述有所不同，甚至比C類廢棄物之規定更為嚴苛。10 CFR 61未對此類廢棄物提出特定規定，此類廢棄物應處置於10 CFR 60或63所定義

之地質處置場。依據10 CFR 61核發的處置場址執照，除非經核管會核准計畫否則不得處置此類廢棄物。

(3)依長半化期核種決定的分類。若放射性廢棄物僅包含表1的核種，其分類認定如下：

- (i)若濃度未超過表1數值0.1倍，則為A類廢棄物。
- (ii)若濃度超過表1數值0.1倍但未超過該值，則為C類廢棄物。
- (iii)若濃度超過表1數值，則該廢棄物不適於近地表處置。
- (iv)廢棄物若混合含有表1所示核種，則總濃度依本節(a)(7)分量規則之加總計算。

表1：

核種	濃度 Ci/m <sup>3</sup>
C-14	8
C-14 活化金屬內	80
Ni-59 活化金屬內	220
Nb-94 活化金屬內	0.2
Tc-99	3
I-129	0.08
半化期大於5年之超鈾阿伐放射核種	100(註1)
Pu-241	3,500(註1)
Cm-242	20,000(註1)

註1：單位為 nCi/g。

(4)依短半化期核種決定的分類。若放射性廢棄物不含表1列示的核種，則依表2濃度分類。儘管如此，如本節(a)(6)所指定，若放射性廢棄物不含任何表1或表2核種者，則為A類廢棄物。

- (i)若濃度未超過第1行數值，則為A類廢棄物。
- (ii)若濃度超過第1行數值，但未超過第2行數值，則為B類廢棄物。



- (iii)若濃度超過第2行數值，但未超過第3行數值，則為C類廢棄物。
- (iv)若濃度超過第3行數值，則該廢棄物不適於近地表處置。
- (v)廢棄物若混合含有表2所示核種，則總濃度依本節(a)(7)分量規則之加總計算。

表2：

核種	濃度 Ci/m <sup>3</sup>		
	第1行	第2行	第3行
半化期小於5年之所有核種總和	700	(註1)	(註1)
H-3	40	(註1)	(註1)
Co-60	700	(註1)	(註1)
Ni-63	3.5	70	700
Ni-63 活化金屬內	35	700	7000
Sr-90	0.04	150	7000
Cs-137	1	44	4600

註1：B類廢棄物或C類廢棄物並無此核種濃度限制。實務上可從運輸、裝卸，與處置作業時，考慮廢棄物外部輻射與內部衰變熱，而加以限制其核種濃度。除非表2其他核種決定廢棄物歸屬於C類廢棄物，否則視為B類廢棄物。

- (5)同時含有長與短半化期核種的分類。若放射性廢棄物同時混合含有某些表1與表2的核種，其分類認定如下
  - (i)若表1所列核種的濃度未超過表1數值的0.1倍，則其分類由表2所列核種的濃度決定。
  - (ii)若表1所列核種的濃度超過表1數值的0.1倍但未超過該數值，且表2所列核種的濃度亦未超過第3行數值，則為C類廢棄物。
- (6)不含本節表1與表2核種的廢棄物分類。若放射性廢棄物不含任何本節

表1或表2核種者，則為A類廢棄物。

(7)混合核種總濃度之分量規則。混合含有不同核種的廢棄物分類、須為各核種實際濃度除以適當限值後的分量加總。適當限值須為同一表的同一行。若廢棄物分類由同一行限值決定時，同一行的分量總和須小於1.0。例如：某廢棄物含Sr-90濃度為 $50 \text{ Ci/m}^3$ ，且含Cs-137濃度為 $22 \text{ Ci/m}^3$ 。二者濃度均超過表2第1行數值，因此須與第2行數值比較。Sr-90分量為 $50/150=0.33$ ；Cs-137分量為 $22/44=0.5$ ；分量總和為 $0.83$ 。此總和小於1.0，所以此廢棄物為B類廢棄物。

(8)廢棄物濃度的決定。核種濃度得使用間接方法決定，例如使用比例因子將推論的某一核種的濃度關聯到另一量測的核種，或核種物料的可計量性，但應合理確保該間接方法能與實際量測進行比對。廢棄物核種濃度若以 $\text{nCi/g}$ 為單位時，則可由體積或重量予以平均。

### 61.56 廢棄物特性

(a)下列要求係對~~各類~~所有廢棄物的最低要求，意在促進處置場址的操作並提供處置場址作業人員健康與安全的保護。

(1)廢棄物不得以紙箱或纖維板箱包裝後處置。

(2)液體廢棄物須固化或包裝於內含能吸收兩倍廢液體積的充足吸收劑材料容器中。

(3)含有液體的固體廢棄物應合理抑低自由水與腐蝕液體含量，但任何情況下液體含量不得超過體積的1%。

(4)廢棄物不得易於引爆、爆裂分解、在常溫常壓下反應、或與水反應後爆裂。

(5)廢棄物不得含有或可能產生，有毒氣體、蒸氣、或煙霧，以致危害廢

棄物運輸、操作、或處置之作業人員。本項不適用於依據本節(a)(7)包裝之放射性氣體廢棄物。

(6)廢棄物不得為自燃性。廢棄物含有自燃性材料者應處理、調製、與包裝成不可燃。

(7)廢棄物為氣體型態者，須以20度C時不超過1.5倍大氣壓的容器包裝。單一容器總活度不得超過100Ci。

(8)廢棄物含有害性、生物性、致病性、或感染性物質者，須以最大的實務能力予以處理，以減少非放射性物質的可能危害。

(b)本節為廢棄物穩定性之要求。廢棄物穩定性用於保證不致因其結構性劣化，導致坍塌、倒塌、或處置單元的其他破壞，最終影響場址的整體穩定性，因而導致水入滲。穩定性亦可使廢棄物具有可辨識與不分散的特點，為限制無意闖入者受到曝露的因素。

(1)廢棄物應具有結構的穩定性。結構穩定的廢棄物形體應能在預期的處置狀況下，例如覆蓋層與壓密設備造成的荷重、水分的存在、生物活動、內部因素如輻射效應與化學變化，維持其實體尺寸與形體。結構的穩定性可由廢棄物形體本身提供、處理廢棄物成為穩定的形體、或將廢棄物置放於處置容器或結構物以提供處置後的穩定性。

(2)儘管依據61.56(a)(2)與(3)的規定，液體廢棄物或含液體的廢棄物，須轉變形體合理抑低其自由水與轉變為非腐蝕液體，但任何情況下，將廢棄物置放於保證穩定性設計的處置容器中時，其液體含量不得超過廢棄物形體積的1%。或者廢棄物本身處理成穩定形體時，其液體含量不得超過廢棄物形體積的0.5%。

(3)廢棄物之內以及廢棄物與其包件之間的空隙應儘量減少。

## 61.57 標示

任何廢棄物包件均應明確標示，以識別陸地處置設施依61.58節發展廢棄物接收準則所要求的任何資訊。處置於陸地處置設施的各廢棄物包件，須依據61.55節廢棄物分類要求所發展的廢棄物接收準則，判別其為A類廢棄物、B類廢棄物廢棄物、或C類廢棄物。

## 61.58 廢棄物分類與特性的替代要求

~~針對特定個案，核管會得應要求或主動核准廢棄物分類與特性的其他規定，若在評估此廢棄物的特定特性、處置場址及處置方法之後，發現能合理保證符合10 CFR 61 Subpart C之功能目標的話。~~

(a)廢棄物接收準則。各申請人應提出廢棄物處置接收準則供核管會核准，以合理確保符合10 CFR 61 Subpart C的功能目標。廢棄物接收準則至少應說明下列資訊：

(1)許可活動與特定核種的濃度。許可活動與濃度應根據61.13節對各種陸地處置設施的技術分析或61.55節對近地表處置設施的廢棄物分類要求。

(2)可接收的廢棄物形體特性與容器規格。特性與規格應符合61.56(a)對所有廢棄物特性的最低要求，以及61.56(b)對廢棄物穩定性的要求，以證實符合10 CFR 61 Subpart C功能目標。

(3)限制或禁止接收可能影響設施能力致無法符合10 CFR 61 Subpart C功能目標者的廢棄物、物料、或容器。

(b)廢棄物特性。各申請人應提出廢棄物接收時可被接受的特性調查方法供核管會核准。這些方法應能判別特性參數以及特性資料有可被接受的不確定性。廢棄物特性調查至少應說明下列資訊：

- (1)物理化學特性。
  - (2)體積，包含廢棄物與任何安定化或吸附介質。
  - (3)容器與內容物重量。
  - (4)識別身分、活度、與濃度。
  - (5)特性分析日期。
  - (6)產生來源。
  - (7)廢棄物特性所需的任何其他資料，以證實符合依據61.58(a)所訂定的廢棄物接收準則。
- (c)廢棄物驗證。各申請人應提出廢棄物驗證計畫供核管會核准，以便在運往處置設施之前證明符合接收準則。驗證計畫應：
- (1)處置設施負責驗證與接收廢棄物的指定機構。
  - (2)提供符合廢棄物接收準則的廢棄物驗證程序。
  - (3)指定廢棄物接收所需文件，包含廢棄物特性、交運清單(含10 CFR 20 Appendix G的規定)、與驗證。
  - (4)遵照61.80規定提出所需紀錄、報告、測試、與稽核文件。
  - (5)提供經驗證並符合廢棄物接收準則並持續維持的廢棄物管理作法。
- (d)陸地處置設施有效執照的執照持有人須於本Subpart生效後，在下次執照更新時或生效日期5年內，視何者先屆期，完成遵守本節(a)、(b)、與(c)。
- (e)對於執照申請人，廢棄物接收準則將併入設施執照。對於陸地處置設施有效執照的執照持有人執照持有人在本Subpart生效後，須由核管會核准抑或符合適用的州與聯邦法律，核管會將發給變更執照，將廢棄物接收準則併入現有的執照中。
- (f)各執照持有人應每年審視廢棄物接收準則、廢棄物特性調查方法、驗證計畫的內容與履行情形。

(g)已獲核准廢棄物接收準則的修訂申請需依61.20節提出文件。

(h)核管會將根據61.23節的準則來決定廢棄物接收準則是否被核准。

### **61.59 監管要求**

(a)土地所有權。從他人接收之放射性廢棄物僅容許於聯邦或州政府繼承取得所有權之土地上處置。

(b)監管。處置場址由運轉者移轉控制權後，土地所有人或保管機關應執行監管計畫，實質管制處置場址的進出。監管計畫必須也包括但不限於，執行處置場址的環境監測計畫、定期監視、少量的保管看護、與其他核管會指定的要求；以及管理涵括前述作業經費的基金。監管期間由核管會決定，但監管原則上不會在處置場址移轉給土地所有人後超過100年。

## **Subpart E 財務保證**

### **61.61 申請人資格與保證**

申請人應證明已持有必要的資金或能合理確保取得必要的資金，或部分持有且部分取得資金。以便支付計畫運作期間，執行執照核准行為包含建造與處置所需之全部費用。

### **61.62 處置場址封閉與穩定基金**

(a)申請人應保證有充足的資金能進行處置場址封閉與穩定，包括：

(1)陸地處置設施結構物之除污或拆除。

(2)處置場址之封閉與穩定，以便隨後將處置場址移轉予場址所有人。並且儘可能消除持續主動維護的需要，而僅須進行少量保管看護、監視、

與監測。

前述保證應根據由核管會核准的處置場址封閉與穩定計畫，所求得的核管會核准的費用估算。申請人之費用估算須考慮若雇用獨立的承包商執行封閉與穩定工作時，可能的總成本費用。

- (b)為避免不必要的重複開支，核管會將同意接受已符合聯邦或州管制機關及/或地方自治團體要求的指定用途的專款或擔保，作為安排除污、封閉與穩定之財務擔保。但該部分擔保除須能適當的滿足前述要求外，並應明確的指定用於完成處置場址封閉作業。
- (c)核管會將每年審查執照持有人的擔保機制，以確保在假定由獨立的承包商進行工作時，仍有充足的資金可以完成封閉計畫。
- (d)擔保債務的數額將依據預測未來封閉與穩定所需費用而改變。影響封閉與穩定費用估算的因素包括：通貨膨脹、土地使用範圍增加、改變施工計畫、封閉與穩定已於前期完成與其他狀況等。依此要求，財務擔保應在下次執照更新前的任何時間，至少能包括處置單元封閉預期的所需最少經費。
- (e)擔保機制的期限須無終止期限的，除非證明另有其他能提供相當程度保證的安排。此保證應以書面提供指定期限的(例如5年)的擔保機制，並須自動更新，除非承保單位在至少90天前通知核管會與受益人(即場址所有人)與當事人(即執照持有人)不再持續更新。此情況下，執照持有人須於接獲註銷通知起30天內更換擔保品。若執照持有人未能提供能被核管會接受的更換擔保品，則場址所有人得收取其原始擔保品。
- (f)執照持有人若未能於前述期限前提出可接受的替代擔保品，則不得抗拒對原擔保品的沒入，該擔保品將於到期前被自動收取。此狀況應明訂於非無期限的擔保文書，並被相關團體同意。擔保機制的債務持續有效，

直至封閉與穩定計畫完成，並獲核管會核准，且執照移轉予場址所有人後終止。

(g)核管會能接受的一般財務擔保安排包括：擔保契約、現金存款、存款證明、政府公債、條件委付帳戶、不可撤消信用證明、信用貸款額度、信託基金、與前述之合併安排，或任何其他類型能被核管會核准的安排。儘管如此，自我保證或主要由執照持有人資產質押所作的安排、將不符合私人申請人的擔保要求，因其既有的財務已存在於執照要求中，並未能提供額外的保證。

### **61.63 監管的財務保證**

(a)執照核發前，申請人須提供與處置場址所有人之間的協議副本(例如契約)予核管會審查核准。內容應保證有充足的資金可供應監管期間監測與維護的所需費用。核管會將定期審查此協議，以確保通貨膨脹、技術與處置設施運轉的改變能適時反應於協議中。

(b)本節(a)段協議中，有關監管的改變，應提報核管會核准。

## **Subpart F 州政府與印地安部落的參與**

### **61.70 範疇**

Subpart F說明核管會推動正式請求州政府或部落參與陸地處置設施執照申請案審查的機制。Subpart F不得解釋用以限制州政府或部落自治團體，參與核管會對依聯邦法律與法規所提出的執照申請案，所舉行的會議。

### **61.71 州政府與印地安部落諮商**



因應州政府或部落自治團體的請求，核管會計畫辦公室主任應指派核管會人員，與州政府或部落自治團體代表針對申請人提供的資訊、適用的核管會法規、執照申請程序、預定時程、執照審查時州政府依法得許可的類型與範疇等進行討論。此外，核管會人員應對州政府或部落自治團體參與執照審查的計畫提供諮詢與合作。

### **61.72 州政府與印地安部落參與規劃的提交**

- (a) 預定場址所在地的州政府或部落自治團體，其權益受到近地表處置設施影響者，得向核管會計畫辦公室主任提交參與執照申請案審查的計畫。該計畫須於下列期限內提出：
- (1) 處置設施所在地的州政府，或該共同處置合約的任何州政府，在Federal Register公告依61.20節提出的申請案後，45天內。
  - (2) 其他任何州政府或部落自治團體，在Federal Register公告依61.20節提出的申請案後，120天內。
- (b) 參與執照申請程序的計畫須以書面提出，並經州或部落法律認定的州長或官員簽署。
- (c) 參與計畫至少須包括以下資訊：
- (1) 該州或部落期望如何參與執照申請程序的一般說明，特別是指出期望參與審查的議題。
  - (2) 該州或部落規劃於執照申請程序中提送核管會的文件與資訊說明。應包括審查參考步驟以及規劃提送日期之預定時程。
  - (3) 該州或部落擬配合執照申請程序，協助核管會執行的工作說明。
  - (4) 該州或部落擬促進地方政府與公眾參與的規劃說明。
  - (5) 該州對處置設施假若如預定設置後，預期影響型態與範圍的初步估計。

(6)其他對核管會的作業需求，如教育或資訊服務(研討會、公眾集會)或建立額外公眾文件室或依政府部門間人事法交換該州人員等。

### **61.73 核管會對參與計畫的核備**

- (a)收到依據61.72節所提出的參與計畫後，核管會計畫辦公室主任應安排會議，由州政府或部落自治團體代表與核管會人員討論參與計畫，以保證州或部落能全程與有效的參與核管會的執照審查。
- (b)應州政府或部落自治團體的要求，核管會計畫辦公室主任得依下列因素決定核准全部或部分的參與計畫：
- (1)預定活動合於核管會法規責任範疇，且處置設施影響該州或部落的類型與規模充分合於其參與的正當性。
  - (2)預定活動有助於執照申請審查。
- (c)核管會計畫辦公室主任的決定，將以書面遞交州長或部落自治團體指定的官員。
- (d)州或印地安部落的參與，並不影響其依10 CFR 2 所賦予參與裁決聽證的權利。

## **Subpart G 紀錄、報告、測試，及視察**

### **61.80 紀錄、報告及移交的維護**

- (a)執照持有人應依據執照條件或規則、法規，及核管會命令所要求的，保存與執照許可的活動有關的任何紀錄並撰寫任何報告。
- (b)10 CFR 61法規或執照條件要求的紀錄，須依10 CFR 61的特定規定或依執照條件保存一段時間。若未指定保存期限者，該等紀錄須保存並移轉

予本節(e)段指定的官員，作為~~至~~執照終止的條件，除非核管會另行核准其他處理方式。

- (c)依據10 CFR 61應予維持的紀錄得為原始文件或複製副本或微縮膠片，只要該複製副本或微縮膠片在要求的保存期限結束時仍能產生清晰可讀的副本即可。紀錄亦可存成電子媒體，在要求的保存期限內有能力產生可讀、正確與完整的紀錄。紀錄例如信件、設計圖件、規格書、須包括所有相關資訊，例如戳記、姓名的首字母，及署名。執照持有人應維持適當的防護措施，防止竄改與遺失紀錄。
- (d)若核管會10 CFR 61法規、執照條件、或其他核管會書面核准或授權，對同類型紀錄有不同保存期限時，以其時間較長者為準。
- (e)儘管本節(a)至(d)段有規定，執照持有人應記錄處置場址內放射性廢棄物的位置與數量，在執照終止時，移轉這些紀錄予核管會指定的最近城鎮首長、設施所在郡的首長、郡分區規劃局或土地開發與規劃機關、州長、與其他州政府、地方政府、與聯邦政府相關機關。
- (f)接收與接受放射性廢棄物的裝運之後，執照持有人應記錄裝運到處置設施接收的日期、廢棄物處置日期、可追蹤的交運清單號碼、任何提供給廢棄物處置的工程障壁或結構外包裝的敘述、處置場址內處置的位置、接收時廢棄物容器包封完整性、交運清單與接收實況不符之處、任何移動式貨架、夾板，或其他裝運設備的體積，或場址內產生受污染的物質，且被作為受污染或可疑物質進行處置者，以及任何處置容器洩漏或損壞的跡象，或輻射或污染程度超過運輸部與核管會法規限值者。執照持有人應簡要說明任何裝運廢棄物容器重新包裝的作業，以及核管會執照條件要求的其他資訊。執照持有人應保存這些紀錄，直至取得本節所述核管會移轉或終止執照的核准。

- (g)執照持有人接收或移轉的數量或活度超過10 CFR 30.55、10 CFR 40.64、10 CFR 74.13及10 CFR 74.15各節限值時，應遵照規定提出保防報告。但對已處置之物質不必提報這些節要求的存量報告。
- (h)受核准去處置從其他人接收放射性廢棄物的執照持有人，應將財務報告或財務認證說明書建檔，每年提報核管會以更新財務資格認定所需資訊。
- (i)
- (1)依據10 CFR 61取得核准可處置其他人所接收放射性廢棄物的執照持有人，應依10 CFR ~~60.4~~61.4的適當方法，提送年度報告予核管會聯邦與州物質及環境管理計畫辦公室主任，並依10 CFR 20 App。D提送副本予適當的核管會區域辦公室。年度報告須於每年第一季最後一日提報前一年者。
- (2)(i)年度報告應包括：
- (~~i~~)(A)前一年液體與空氣排放釋出到非限制區的主要核種及其數量。
  - (~~ii~~)(B)環境監測計畫的結果。
  - (~~iii~~)(C)處置單元調查與維護作業摘述。
  - (~~iv~~)(D)各類已處置廢棄物的核種活度與數量。
  - (~~v~~)(E)任何觀測事證顯示場址特性與執照申請有顯著差異者。
  - (~~vi~~)(F)其他核管會要求之資訊。
- (ii)若報告期間放射性物質釋出量、監測結果、或維護作業顯著與執照申請審查時所預期的不同，則於報告書中須特別註明。
- (j)執照持有人應依10 CFR 70.52提出報告。
- (k)執照持有人應依10 CFR 30.41、10 CFR 40.51、與10 CFR 70.42等規定移轉副產物、射源，及特殊核子物料。副產物、射源及特殊核子物料分別依這些法規定義。

(l)除本節其他要求外，執照持有人應儲存或已儲存放射性廢棄物接收與處置有關的交運清單與其他資訊於電子紀錄保存系統。

(1)應電子儲存的交運清單資訊為：

(i)10 CFR 2 App。G之內容，除交運者與運送者電話號碼及交運者與收件者認證之外。

(ii)本節(f)段要求的資訊。

(2)除設施執照條件特別指定外，執照持有人應以電腦可讀取的媒體就已儲存的資訊或次層資訊提出報告。

(m)各執照持有人應維持廢棄物接收紀錄，包含：

(1)廢棄物接收規定包含廢棄物接收準則、特性調查方法、與驗證計畫。

(2)稽查與審查計畫的內容與執行情形。執照持有人應於作成紀錄後留存3年。

### **61.81 陸地處置設施現地測試**

(a)執照持有人應進行或同意核管會進行，核管會認為10 CFR 61法規管理所適當或必要的測試，包括：

(1)放射性廢棄物與設施，用於接收、貯存、處理、裝卸及處置放射性廢棄物。

(2)輻射偵測與監測儀器。

(3)放射性廢棄物接收、持有、裝卸、處理、貯存、或處置的其他相關設備與裝置。

### **61.82 核管會對陸地處置設施的視察**

(a)執照持有人應在所有合理的時間提供核管會機會去視察尚未處置的放射性廢棄物，以及視察放射性廢棄物接收、持有、裝卸、處理、貯存與處

置的土地、設備、作業與設施。

- (b)執照持有人應在核管會合理通知後，空出時間，提出按照10 CFR 61法規保存的紀錄以供視察。核管會視察人員得複製10 CFR 61規定之紀錄並攜出副本以供核管會應用。

### **61.83 違法行為**

- (a)核管會得取得禁止令或其他法院命令，以防止違反下列規定：

- (1)1954年原子能法及修正案。
- (2)1974年能源重組法Title II及修正案。
- (3)依據前述各法發布之法規或命令。

- (b)核管會得依原子能法234節取得法院命令，以令違法者支付民事裁罰：

- (1)違反以下：

- (i)1954年原子能法及修正案的53、57、62、63、81、82、101、103、104、107、或109各節。
- (ii)能源重組法第206節。
- (iii)依本節(b)(1)(i)段各節所發布的規則、法規、或命令。
- (iv)依本節(b)(1)(i)段各節所核發執照內的條文、條件、或限制。

- (2)違反規定之執照得依1954年原子能法及修正案第186節進行撤銷。

### **61.84 罰則**

- (a)1954年原子能法及修正案第223節對依據161b、161i、或161o各節所發布的法規提供對故意違反、未遂違反、或意圖違反的刑事處分。依據第223節的目的，10 CFR 61除本節(b)段各節以外，均應遵守161b、161i、或161o各節之規定。

(b)10 CFR 61未受161b、161i、或161o管制的各節如下：61.1、61.2、61.4、61.5、61.6、61.7、61.8、61.10、61.11、61.12、61.13、61.14、61.15、61.16、61.20、61.21、61.22、61.23、61.26、61.30、61.31、61.50、61.51、61.54、61.55、61.58、61.59、61.61、61.63、61.70、61.71、61.72、61.73、61.83、與61.84各節。

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

坑道處置設施設計及其穩定性評估之  
審查技術發展(102 年成果報告)

計畫編號：102FCMA004

報告編號：102FCMA004-06

執行單位：核能研究所

計畫主持人：周鼎

子項工作負責人：吳禮浩

報告作者：王泰典、李宏輝

報告日期：中華民國 102 年 12 月



[本頁空白]

# **Review technology related research for underground repository facilities design and associated stability evaluation**

Wang, Tai-Tien\* Li, Hung-Hui\*\*

## Abstract

Taiwan is now actively promoting the planning of low radioactive waste final disposal. Due to the topographic-, geological- and demographic characteristics, an underground cavity is the most probably final disposal type, and associated control regulations and corresponding guidelines for review plan are urgently needed. The commissioned research projects entitled “Review technology related research for underground repository facilities design and associated stability evaluation” performed in 2012 have proposed key factors related with facilities design and associated stability issues, which are sophisticated objectives due to the unique site characteristics by Taiwan. This project list before results systematically to investigate the influence associated facilities requirements related with lining anomalies of tunnel, and proposes the essential factors based on underground repository facilities design and associated stability issues. Furthermore, this project investigates the site feature description and characteristics parameters which are corresponded to major influencing factors associated with long-term stability of existing tunnel lining, such as the mechanical properties of geological material varies with time and external force affection likes earthquake et al. Finally, this project analyzes the possible impacts of disposal facilities due to site characterization parameter varies, and supply appropriate design considerations of disposal facilities and provide the recommendations associated site characterization description and

parameters assessment for reference.

Keywords : Disposal of radioactive waste, tunnel anomalies, long-term stability,  
affecting factors, feature description, parameters assessment

\* National Taipei University of Technology  
Institute of Mineral Resources Engineering

\*\*Chung Cheng Institute of Technology, National Defense University  
Environmental Information and Engineering Dept.

# 坑道處置設施設計及其穩定性評估之審查技術發展

王泰典\*、李宏輝\*\*

## 摘 要

我國目前積極推動低放射性廢棄物最終處置規劃與建造作業，因地形、地質環境及人口分布特性，地下坑道處置方式極可能是未來處置方式的選項，亟需循序務實推動各項處置技術之建置。101 年度「坑道處置設施設計及其穩定性評估之審查技術研究」研究計畫，提出我國特殊地質條件下，影響坑道穩定與服務功能異常現象之關鍵因素。本計畫彙整以往研究成果，探討襯砌異狀對坑道設施功能需求之影響，繼而基於處置坑道設施設計及其穩定性的功能需求，研擬對應的設計考量要素與對策。另外，本計畫依據前期研究的坑道襯砌穩定影響主要因素，如環境因素中圍岩材料力學特性依時性變化與弱軟化特性、外力因素中如地震作用等因素，探討對應的場址特性描述及其特性參數，進而瞭解長期穩定場址特性關係、設計評估方法對結構穩定性之影響，作為後續分析場址特性參數變異對處置設施可能造成的影響，研析適切的處置坑道設施設計考量，並提出有關場址特性描述與參數評估的具體建議，供處置設施經營者執行處置計畫以及後續研修審查導則之參考。

關鍵詞：放射性廢棄物處置場，坑道異常現象，長期穩定，影響因素，特性描述，參數評估

\*國立台北科技大學 資源工程研究所

\*\*國防大學中正理工學院 環境資訊及工程學系

## 目 錄

第一章 前言 .....	1
1.1 計畫背景 .....	1
1.2 計畫目的與重要性 .....	1
1.3 國內外有關本計畫之執行情況 .....	2
1.4 報告內容 .....	3
第二章 處置坑道與一般地下坑道設計目標、對於坑道穩定與 服務功能需求 異同分析 .....	4
2.1 一般坑道 .....	4
2.2 處置坑道 .....	13
2.2.1 場址特性 .....	13
2.2.2 場址調查規範與成果 .....	15
2.2.3 場址調查項目 .....	18
2.3 處置坑道與一般地下坑道對於坑道穩定與服務功能需求異同分析	27
第三章 國內外坑道設施異狀案例探討與資訊彙整分析 .....	30
3.1 國內外相關研究 .....	30
3.2 坑道襯砌異狀資料蒐集 .....	34
3.3 坑道異狀整理與分類 .....	36
3.4 坑道穩定與服務功能異常現象影響因素探討 .....	43
3.4.1 坑道異狀影響因素 .....	43
3.4.2 異狀案例資訊彙整分析-外力因素 .....	46
3.4.2 異狀案例資訊彙整分析-環境因素 .....	59
第四章 影響坑道長期穩定與服務功能因素之場址特性描述與 對應參數探 討 .....	67

4.1 外力因素 .....	67
4.1.1 地震作用 .....	67
4.2 環境因素 .....	70
4.2.1 大地材料依時性變形 .....	70
4.2.2 大地材料弱軟化 .....	72
4.3 既有坑道設計方法與規範之檢討 .....	78
第五章 處置坑道功能需求分析以及對應的場址特性變異影響之探討 .....	79
5.1 不同地盤組合下地震作用之影響 .....	79
5.2 既有長期穩定影響因素耦合場址變異效應 .....	80
5.3 開挖擾動引致場址特性變異之效應 .....	82
5.4 開挖引致材料特性變異之影響 .....	86
5.5 處置坑道功能需求分析 .....	89
第六章 坑道處置設施設計與場址特性參數評估要項之探討 .....	93
6.1 場址特性描述項目與參數評估要項之探討 .....	93
6.2 坑道處置設施設計評估要項之探討 .....	95
第七章 結論與建議 .....	98
7.1 結論 .....	98
7.2 建議 .....	99
參考文獻 .....	102

[本頁空白]

# 第一章 前言

## 1.1 計畫背景

我國低放射性廢棄物處置場目前正積極進行選址規劃作業，處置設施之設計與建造已為核能工程發展的關鍵項目，其中天然障壁與工程障壁提供廢棄物處置的防護，其結構安全與長期穩定的確保，不僅為低放射性廢棄物最終處置設施設計與建造的關鍵議題，結構安全與長期穩定的影響因素亦為場址選擇必要考慮的重要因素。我國基礎工程與地下工程數十年來蓬勃發展，技術日趨成熟，然低放射性廢棄物處置場址工程規模龐大，其運行服務的生命週期需求亦十倍以上於一般之公共工程，因此坑道整體的結構安全與長期穩定的標準更高於現行一般工程之標準。

行政院原子能委員會放射性物料管理局(以下簡稱物管局)101 年度「坑道處置設施設計及其穩定性評估之審查技術研究」計畫，已具體提出我國特殊地質條件下，影響坑道穩定與服務功能異常現象之關鍵因素，主要包括外力作用與環境因素兩部分，外力作用中包含作用於坑道上方不均勻載重、地震作用與邊坡運動等因素，環境因素包含大地材料依時性變形與風化作用造成弱軟化行為等。然為提供處置坑道設施相關的設計參數評估要項，須瞭解長期穩定影響因素對應的場址特性描述調查及場址特性參數，以及場址特性參數變異對處置坑道穩定可能造成的影響，據以提供處置坑道設施設計的考量要素與評估參數，以俾利完善國內低放射性廢棄物處置架構及審查與管制單位核准相關計畫時之審查要項。

## 1.2 計畫目的與重要性

本計畫彙整以往之研究成果，藉已蒐集國內具代表性的既有坑道設施異狀案例，探討襯砌異狀對坑道設施功能需求之影響，繼而基於處置坑道設施設計及其穩定性的功能需求，研擬對應的設計考量要素與對策，提出處置坑道長期穩定設計考量因素以及對應的審查技術與管制要項的探討與建議。



另外，本計畫亦將初步掌握的既有坑道襯砌穩定影響主要因素，如環境因素中圍岩材料力學特性依時性變化與弱軟化特性、外力因素中如地震作用、邊坡運動與開挖擾動等因素，探討對應的場址特性描述及其特性參數，分析場址特性參數變異對處置設施可能造成的影響，據以研究適切的處置坑道設施設計考量，及相關場址特性描述與參數評估的具體建議，以供處置設施經營者執行處置計畫以及後續研修審查導則之參考。

### 1.3 國內外有關本計畫之執行情況

我國低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則草案之有關第三、四及五章中有關場址之特性描述、處置設施之設計以及處置設施之建造等部份，係參考 NUREG-1200 法規為基本架構而提出。然美國有關場址特性、處置設施設計、建造之管理單位、法規制度皆不同於我國，NUREG-1200 原版本中多處引用美國其他單位訂定之法規、條例或管理規則等，我國可能缺乏對應的法規、條例或管理規則，或由不同的單位訂有相近者，但因其事業主管目的不同，直接引用可能出現偏頗情事。

物管局 99 年度「放射性廢棄物坑道處置場址特性調查及設施設計與建造審查要項研究」計畫與 100 年度「放射性廢棄物坑道處置場址特性調查及設施設計審查要項建議以及天然障壁長期穩定潛在影響因子之探討」計畫，依據我國工程與環境特性進行深入比較與探討，針對本土化審查導則暨管制技術規範編修要點提出了具體之建議，並就我國天然障壁與處置技術先進國家相異處對坑道穩定影響之案例蒐集，提出國內天然障壁地工特性及特有自然條件因素對坑道穩定之影響，進而提出場址特性調查審查要項考量之初步建議。核研所 101 年執行「坑道處置設施設計及其穩定性評估之審查技術研究」計畫，依據既有坑道襯砌異狀歸納坑道設施長期穩定性影響因素，包括圍岩材料力學特性依時變化、隧道長期荷載外力的變化、突發性外力事件如地震作用、邊坡運動等因素，並就處置坑道與一般坑道功能需求與穩定性評估要項，指出既有一般坑道規範與準則應用於處置坑道之不足，仍須進一步針對長期穩定性影響因素

探討相關處置坑道設施設計與穩定性評估參數，供處置設施經營者執行處置計畫，以及相關單位研修審查導則之參考，詳參相關計畫之期末報告。

#### 1.4 報告內容

本報告為本計畫期末成果報告，除本章說明計畫之背景、目的、國內外有關本計畫之執行情況外，其餘各章節主要執行內容為：

第二章 處置坑道與一般地下坑道設計目標、對於坑道穩定與服務功能需求異同分析；

第三章 國內外坑道設施異狀案例探討與資訊彙整分析；

第四章 影響坑道長期穩定與服務功能因素之場址特性描述與對應參數探討；

第五章 處置坑道功能需求分析以及對應的場址特性變異影響之探討；

第六章 坑道處置設施設計與場址特性參數評估要項之探討；

第七章 結論與建議。

## 第二章 處置坑道與一般地下坑道設計目標、對於坑道穩定與服務功能需求異同分析

處置處置坑道設施主要以工程與天然等多重障壁概念封存放射性廢棄物，在考量的服務功能與使用年限內不致使廢棄物流出，而造成環境破壞以至影響國人健康，故設計目標上，對於坑道長期穩定的評估與安全性與一般坑道差異甚大，在設計的條件上所需考慮的因素亦較一般坑道多元且嚴謹。物管局 101 年度「坑道處置設施設計及其穩定性評估之審查技術研究」計畫中，已將處置坑道與一般坑道於設計目標、坑道穩定需求等考量下之調查準則、流程項目、方法與需求進行詳細整理，並比較處置坑道與一般地下坑道調查設計項目之異同分析。本計畫為「坑道處置設施設計及其穩定性評估之審查技術研究」研究計畫之延伸，就前期報告提出的影響坑道穩定與服務功能異常現象之關鍵因素，深入探討坑道穩定影響因素對應的場址特性描述項目與評估參數，以研究適切的處置坑道設施設計考量，及相關場址特性描述與參數評估的具體建議，供處置設施經營者執行處置計畫以及後續研修審查導則之參考。爰此，鑒於報告的完整性，本章及第三章「國內外坑道設施異狀案例探討與資訊彙整分析」，將引用部分前期報告成果，作為論述與佐證本計畫研究成果之基礎。

### 2.1 一般坑道

日本土木學會隧道工學委員會於 1996 年出版之「隧道標準示方書 山岳工法・同解説」，詳細說明山岳隧道之地盤調查準則、流程、項目、方法與需求等。隧道工程或地下坑道之工址調查可概分為：(1)選線階段；(2)設計階段；(3)施工階段；(4)施工後等四個階段，各階段之調查目的、內容與範圍如表 2.1-1 所示。圖 2.1-1 為各階段工址調查之流程、內容與方法，其主要調查方法如表 2.1-2 所示，調查項目則詳見表 2.1-1，表 2.1-4 為主要室內試驗項目與方法，另有關水文

地質調查之目的與內容可參考表 2.1-5，表 2.1-6 則為建議隧道周圍環境之調查項目。另外，國內外一般場址特性調查的規範或研究成果，如表 2.1-7 所示。

表 2.1-1 山岳隧道工址調查目的、內容與範圍 (日本土木學會, 1996)

施工與調查之流程	選線所需的調查	決定路線	設計、施工計畫所需的調查	開工	施工中的調查	竣工	施工後的調查
主要目的	未取得選擇適合於地形、地質及其他環境條件之路線所需的資料，以及為籌劃下一階段調查所需的基本資料。		取得初步設計、施工計畫及估價等所需的基本資料。		施工中可能發生的問題的預測及確認，設計變更、施工管理。取的供補償及日後所需的資料。		施工中及施工後所發生問題的確認。取的供補償或變狀對策所需的資料。
調查內容	地形與地質調查、環境調查，以及其他調查。一般概略性調查。		地形與地質調查、環境調查，以及其他調查。精密的地質調查、考慮具體周邊對策之調查，以及工程相關設備等所需之調查等。		地形與地質調查、觀測、環境調查，以及其他調查。隧道洞內之觀測係以觀察地盤狀態及觀測支撐之行為為主。隧道周邊的環境調查、觀測係以判別施工的影響及對策的效果為主。		地質調查、觀測、環境調查，以及其他調查。隧道周邊的環境調查、觀測係以判別施工的影響及對策的效果為主。
調查範圍	包括比較路線之廣泛範圍。		隧道、可能與隧道有關之處所及各該周邊。		隧道內及可能受施工影響的範圍。		已有問題處為中心之影響範圍。

表 2.1-2 主要地質調查方法 (日本土木學會, 1996)

調查方法	由調查可得知的項目	調查結果在規劃、設計上之利用	調查之存疑項目	
資料調查	計畫地區的地形、地質、水文、災害歷史、施工性等的概要	1. 在候補路線的選定階段，掌握應避開的地形、地質及水文上的存疑項目及存疑地區的概要。 2. 抽取地表勘查及其後在詳查實地加確認的存疑項目。	1. 因地區而異，有的地區有缺資料的情形。 2. 通常圖說類的精度較低。 3. 圖說類的表示未必與調查目的一致。	
空照圖判讀	1. 表層地質，尤其滑坡、崩塌地、崖錐堆積物等，隧道河口附近之不穩定地形、地質。 2. 地質構造，尤其斷層、裂縫等弱面。 3. 人工改變前的表層地質。		1. 計畫地區內雖然能夠以均一精度做出調查，但因有誤判的可能，故應在地表勘查時加以確認。 2. 在各勘查階段應在施行判讀，藉以提高精度。	
地表地質勘查	1. 崖錐、滑坡、崩塌地等之表層地質的分布、性質形態及穩定性。 2. 基盤地質的分布、性質形態 3. 地質構造(褶皺、斷層等)之分布、性質形態。	1. 綜合各種調查、試驗結果，編成地質平面圖、斷面圖等，俾明沿線組成地質的分布、性質形態等。 2. 有關沿線組成地質的安全性、施工性之定性評估	1. 由勘查而編成的地質圖類係一種解釋圖，應在其後的調查加以驗證。 2. 受所用地形圖精度的左右甚大。	
物理探查	彈性波探查 (折射波法)	1. 地盤的彈性波速度。 2. 起因於斷層、破碎帶之低速度帶的位置、規模及速度值。	1. 1. 洞口附近、小覆蓋區間之未固結堆積物、風化層厚度、性質狀態的掌握。 2. 開挖後基岩的狀態(硬度、風化變質、龜裂狀態等)的掌握。 3. 斷層、破碎帶、軟弱層的位置、規模、狀態或連續性的掌握。 4. 天然地盤分類的探討	
	電氣探查 (比電阻垂直探查法，比電阻二維探查法)	地盤比電阻值及比電阻值得斷層分布狀態	1. 崖錐和風化層深度的掌握。 2. 用比電阻值掌握地質結構和岩質。 3. 軟弱夾層之檢出。 4. 軟層之性質形態和規模的掌握。 5. 地下水和含水層之分布、性質形態的探討	
鑽孔調查	1. 土砂、岩盤的成層狀態與分布。 2. 斷層、破碎帶及軟弱層的位置、規模、性質形態或連續性。 3. 岩時的種類，風化或變質，裂縫、節理等之性質形態。 4. 有無地下水，湧水壓與其水量。	1. 直接確認規劃路線沿線的地質，俾明組成地質的分布、性質形態的詳細情況。 2. 依所採岩石的硬度、風化、變質狀況和龜裂情況等，探討地盤分類、開挖工法、支撐襯砌之炸藥使用量。	點的調查，應與地表勘查、物理探查等的各項調查應用。	
孔內試驗、檢測	標準貫入試驗	1. 地盤之N值與軟硬或緊密程度。 2. 土壤試驗的採取，組成土壤的判別和分類。	1. 隧道河口附近、小覆蓋區間之地盤穩定性的探討。 2. 岩盤或支撐層深度的掌握。	
	孔內水平載重試驗	地盤之變形係數及彈性係數等。	地盤之變形分析	
	透水試驗	地盤的水理特性(透水係數、由試驗方法求得之透水量係數之蓄水係數)	1. 含水層的突然湧水和恆常湧水的預測、評估。 2. 未固結地盤中間挖工作面自立性的評估。	1. 量測值為概略值，因就數量級(order)加以評估。 2. 應依地盤條件選定試驗方法。
	速度檢測 PS檢測	地盤之彈性波速度的垂直分布	1. 由速度直接推估岩盤、土砂的界面或岩盤的風化、變質及裂縫之多寡。 2. 掌握以彈性波探查未能獲知的低速度層。	1. 無地下水時，有時(使用浮游型受震器時)不能量測。 2. 在地下水水面下，有時不能量測低速度層。
	電氣檢測	鄰近孔壁部分之是比電阻值 $\rho_a(\Omega \cdot m)$	1. 依據比電阻值掌握地質分布。 2. 掌握含水層的地下水蘊藏狀況。	1. 限於在地下水水面以下量測， 2. 裝有套管(casing)區間不能量測。
	孔內電視 (borehole television)	1. 地層的成層狀況，斷層、裂縫的規模、性質形態、走向傾斜。 2. 湧水狀況。	1. 根據龜裂狀況、走向、傾斜，探討開挖工作面的穩定性。 2. 探討湧水處的性質形態。	應將孔內充分洗淨
室內試驗	1. 組成岩石之物理、力學特性：單位重量、彈性波速度、抗壓強度等。 2. 組成岩石之礦物化學特性：黏土礦物含量、消散(slaking)特性等。 3. 組成土質之物理、力學特性：顆粒組成、含水比、抗壓強度、稠度(consistency)等。	1. 掌握地盤彈性波速度、裂縫等所引起之岩盤的劣化程度。 2. 根據抗壓強度掌握岩盤的力學特性。 3. 膨脹性地盤的預測評估 4. 探討在隧道洞口附近，小覆蓋地盤未固結堆積物的穩定性。 5. 探討未固結地盤開挖工作面的自立性。	1. 對中硬岩、硬岩，因以無裂縫的試體試驗，故試驗值不能代表地盤的物理性質。 2. 軟岩試驗因含水比的不同，試驗結果有時會有大不相同的情形。 3. 力學試驗易受採取試體的擾亂影響。	

表 2.1-3 地質調查項目與方法 (日本土木學會, 1996)

地盤條件	調查項目																								
	地形			地質構造		岩質、土質					地下水			物理性質		力學性質		礦物化學性質			其他				
	斜坡、崩塌地	有偏壓作用的地形	覆蓋	地質分佈	斷層、褶皺	岩質、土質名稱	岩相	破裂等不連續面	風化、變質	固結度	含水層	地下水位	透水係數	彈性波速度	物理特性	強度特性	變形特性	黏土礦物	消散特性	吸水、膨脹等	地熱	溫泉	有害瓦斯	地下資源	
調查方法																									
一般地盤	硬岩、中硬岩	○	○		○	○	○	○	○	○		○	○		○	○					△	△		△	
	軟岩	○	○	○	○	○	○	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	△	△	△	△
	土砂	○	○	○	○		○					○	○	○		○	○	○							
	特殊地盤等	隧道洞口周邊或山谷有可能崩坍之地盤	○	○	○	○		○			○	○		○	○	○		○							
		小覆蓋地盤			○	○		○			○	○	○	○		○	○	○							
		斷層破碎帶、褶皺擾動帶	○			○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		△	△	
未固結地盤				○	○		○				○	○	○		○	○	○								
膨脹性地盤		○	○	○	○	○	○	○	○	○				○	○	○	○	○	○	○					
地盤條件	有可能崩坍之地盤						○	○	○					○	○	○									
	有高地熱、溫泉、有害瓦斯及地下資源等的地盤			△	○	○	○	○	△			○	○		△	○	△	△	△		△	○	○	○	△
	有可能發生高水壓或大湧水之地盤				○	○	○	○	△	○		○	○	○	○										
調查	資料調查	○	△	○	△	△	△																		
	空照圖判讀	○	△		△	○		△	△																
	地表地質勘查	○	○	○	○	○	○	△	△	○	○														
	彈性波探查	△			△	○		○	○	△				○										△	
	電氣探查	△			△			△		△	△	○	○		△						△	△			
	鑽孔調查	○			○	○	○	○	○	○	○	○	○												
精查	標準貫入試驗									○							△	△							
	孔內水平載重試驗																○								
	透水試驗										○		○									○			
	速度檢層				△	△			○	○	△														
	電氣檢層				△		△			△	△	○	△	△	○	△									
	孔內電視					△			○																
室內試驗														○	○	○	○	○	○						

表中符號： (地盤條件)

- 應掌握
- △ 有時應掌握

(調查方法)

- 有效
- △ 有時有效

註：室內試驗詳見解說表2.4所示。

表 2.1-4 主要室內試驗項目與方法 (日本土木學會, 1996)

試驗項目	由試驗可求得的 物理性質	地盤條件				目的
		硬 岩	軟 岩	土 砂		
				黏 土 質	砂 質	
單位體積重量試驗	單位體積重量	△	○	○	○	
自然含水比	含水比		○	○	○	砂質地盤開挖工作面穩定之標準
顆粒試驗	顆粒分佈			○	○	流砂之指標
土粒比重試驗	土粒的真比重			○	○	
稠度試驗	液性、塑性限度、塑性指數			△		
單軸壓縮試驗	單軸壓縮強度 靜彈性係數 靜柏松比(Poisson's ratio)	○	○	○	○	地盤強度比、數值分析的參考資料
三軸壓縮試驗	凝聚力、內摩擦角		△	△	△	數值分析的參考資料
壓裂試驗	抗張強度	△	△			
點載重試驗		△	△			強度的簡易指標
透水試驗	透水係數				△	含水未固結層之湧水量或開挖工作面穩定之探討
超音波傳播速度試驗	P 波及 S 波速度 動彈性係數 動剛性率、動柏松比	○	△			龜裂係數等之分類指標
消散(slaking)試驗	浸水分解程度		○			膨脹性之判斷指標
陽離子交換容量試驗(CEC)	蒙脫土(montmorillonite) 等含量推估		△			
X 線分析	黏土礦物的種類		△	△		

○：經常施行者

△：有時施行者

表 2.1-5 水文地質調查目的與內容 (日本土木學會, 1996)

項 目	調 查 目 的	調 查 內 容	調 查 階 段					
			路 線 選 定	施 工 計 畫	施 工 中	完 工 後		
水 文 調 查 的 綱 目	資料	收集地形、地質、水文、地下水利用之相關資料，並賞握調查地區之水文地質結構、地下水概要、疑慮處，藉以擬定調查計畫。	◎	◎	△	△		
	案例	參考地盤條件之類似地區及鄰近地區的以往工程，評估對象隧道之湧水及減水、缺水的規模、並探討調查方法的適用性。	◎	◎	△	△		
	水文地質	《含水層的結構》將地下水容器的水文地質結構(含水量的分佈、規模)及地下水性質型態(地層水、裂縫水)等整理成水文地質圖，藉以預測湧水地點集集水範圍，並擬定有效的水文地質調查計畫。	地表地質勘查 物理勘查 鑽孔調查 孔內檢層 水質調查	◎ ○ ○ △ △	◎ ◎ ◎ ◎ ○	○ ○ ○ ○ ○	△ △ △ △ ○	
		《含水層的特性》評估含水量的透水係數、儲蓄係數等之水理常數，俾依水理學方法預測湧水量與集水範圍。	單孔式透水試驗 湧水壓試驗、灌水試驗 抽水試驗、孔間透水試驗 追蹤劑試驗、流向流速試驗 減水深調查	△ △ △ △ △	◎ ◎ ○ △ △	△ △ △ △ △	△ △ △ △ △	
		水平衡	為掌握調查地周邊的水循環系統，實施水文氣象、地表流量、地下水位調查等，並探討水平衡，藉以預測因施工而引起的地下水動態。	水文氣象:降雨量、氣溫	◎	◎	◎	◎
				地表流量:河川流量、湖沼蓄水池、堰及用水量、湧泉量 地下水位:觀測井、現有井 蒸發散量 隧道湧水量、缺水影響	◎ ◎ ○ ○	◎ ◎ ○ ○	◎ ◎ ○ ◎	◎ ◎ ○ ◎
	水文環境	掌握上列調查所獲得的可能集水範圍及鄰近地區的水源與水利用實際狀態，藉以預測因施工而引起的影響。	水源:湧泉、河川、湖沼、蓄水池、井、有效雨量 水利用:公共給水、下水道、工業用水、農業用水	◎ ○	◎ ◎	○ ○	○ ○	
預測方法	預測隧道洞內是剖有湧水發生、湧水量、湧水位置及其集水範圍。預測的方法運用，係依據各調查、探討階段訊息的質、量及所需的預測精度及內容而實施	依施工案例的方法 依地形、水文地質條件的方法 依水理公式的方法 依數值分析的方法	◎ ○ ○	○ ◎ ◎	△ △ △ △	△ △ △ △		

◎ :應加以實施之調查    ○ :最好能夠加以實施    △ :必要時最好加以實施之調查



表 2.1-6 隧道周圍環境調查項目 (日本土木學會, 1996)

對象	調查項目	調查事項	留意點
施工前	地形 地質 地盤狀況	地形的狀況與成因、層序、層相、地質構造、地層時代區分、層厚、壓縮性、透水性	連續性、斷層的有無
	地下水狀況	含水層的分佈與透水性、各含水層的地下水壓與水質及經年變化、地下水的流向與流速、湧泉的分佈與湧水量、地下水的補注狀況	重視事前調查、充分進行水井調查等
	地盤下陷	事業對象區域的年間下陷量與累積下陷量、下陷的範圍、層別下陷量與下陷速度、下陷對建築物的影響	過去施工案例的調查
施工中	地盤的狀態變化 結構物的狀態變化	建物、建造物狀態(結構形式、健全度、用途、位置等)、地形(地面狀態、不穩定地形、地盤的物理性質等)、土地利用狀況(用途、使用狀況等)、地下水狀況(含水比、地下水位等)、有可能發生狀態變化的結構物之鄰近結構物	調查施工前的狀態、對於覆蓋小的區間、滑坡及斷層處應注意調查
	污濁水	排水狀態、流量及水質、排水路徑、水路狀態、管道末端河川狀態(流量、水質、利用狀態等)	調查法令等的規定狀況、污濁水的發生原因、仔細掌握排放前的狀態、影響程度
	交通障礙	搬運路的狀況(結構、交通量、堵塞狀況、道路管理者、道路周邊的環境等)	交通尖峰時,不能錯車處或退避處等
	減水 缺水	水利用狀況(用途、使用量)、地下水位、水質(水溫、濁度、含溶成分、臭氧、色等)、水源狀況(種類、供應量、供應路徑、變動等)、有可能發生缺水的鄰近工程	特別注意含水層及不透水層特別注意地下水位的變動測定應在開工前調查
	噪音 振動	環境噪音、環境振動 地形、地質(覆蓋、地盤的物理性質) 土地利用狀況(用途、受噪音及振動影響之房屋或設施的分佈)	特別注意城市區近旁的硬岩地盤,注意調查隧道洞口及附蓋小的區間
	穢物汙染 重金屬	湧水之 pH、電氣傳導度、水質分析、含有量試驗、溶質試驗(H <sub>2</sub> O <sub>2</sub> 、H <sub>2</sub> O)	留意礦化帶、礦床、探討礦渣、湧水處理
竣工後	空氣汙染	空氣汙染物質(濃度分佈特別注意特別是 CO <sub>2</sub> 、NO <sub>2</sub> )氣象狀況	注意隧道洞口及通風塔周邊

表 2.1-7 一般場址特性調查的規範或研究成果

規範或研究成果	
國外	<ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 日本土木學會，軟岩的調查・試驗的指針(案)，1991。</li> <li>(2) 日本土木學會，隧道在調查計測的評估與利用，1987。</li> <li>(3) 日本土木學會，隧道的地質調查與岩盤計測，1983。</li> <li>(4) 日本土木學會，隧道標準示方書 山岳工法・同解說，2006。</li> <li>(5) Bieniawski, Z. T., Rock Mechanics Design in Mining and Tunneling, A. A. Balkema Publishers, Rotterdam, 1984. Hoek, E. and Brown, E. T., Underground Excavations in Rock, The Institution of Mining and Metallurgy, London, 1982.</li> <li>(7) Hoek, E., Rock Engineering, Evert Hoek Consulting Engineer Inc., Canada, 2000.</li> <li>(8) U.S. Army Corps of Engineers, Engineering and Design Geophysical Exploration for Engineering and Environmental Investigations, Washington, 1995.</li> <li>(9) U.S. Army Corps of Engineers, Engineering and Design Tunnels and Shafts in Rock, Washington, 1997.</li> <li>(10) U.S. Army Corps of Engineers, Engineering and Design Geotechnical Investigations, Washington, 2001.</li> <li>(11) British Standards Institution, Code of practice for site investigations (BS 5930), 1999.</li> </ol>
國內	<ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 工址地盤調查準則(內政部建築研究所，1993)</li> <li>(2) 大地工程調查作業準則(交通部台灣區國道新建工程局，1999)</li> <li>(3) 隧道工程設計準則與解說(中國土木水利工程學會，1999)</li> <li>(4) 建築物基礎構造設計規範(內政部營建署，2001)</li> <li>(5) 台灣地區隧道岩體分類系統暨隧道工程資料庫之建立(行政院公共工程委員會，2003)</li> <li>(6) 初等工程地質學大綱(洪如江，2007)</li> </ol>

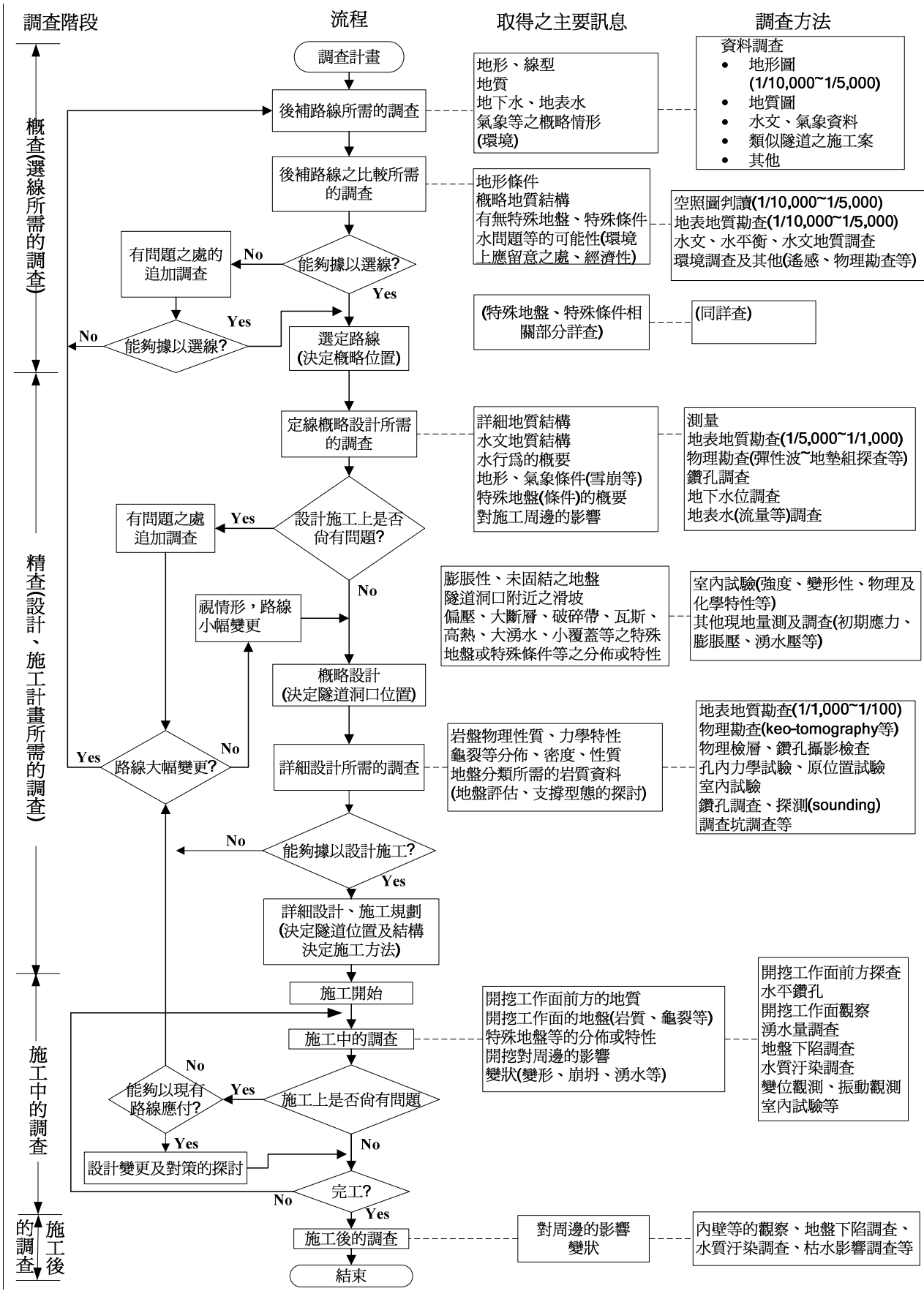


圖 2.1-1 山岳隧道各階段工址調查流程圖 (日本土木學會, 1996)

## 2.2 處置坑道

主要以「場址特性」、「場址調查規範與成果」與「場址調查項目」三個部分統整處置設施場址特性調查與參數評估架構。

### 2.2.1 場址特性

根據國際原子能總署(IAEA)與美國核能管制委員會(NRC)於 1991 至 2001 年間頒布之相關文件，包括準則、導則與報告等，其「場址特性」含括之項目如表 2.2-1，各文件場址特性要求項目如后。

A. 國際原子能總署(IAEA)於 1999 年頒布「近地表核廢料處置場(Near Surface Disposal of Radioactive Waste)」之安全準則 (IAEA Safety Standards Series No. WS-R-1) 中有關可接受場址特性要求之項目如下：

1. 一般 (General)。
2. 地質 (Geology)。
3. 水文地質 (Hydrogeology)。
4. 地球化學 (Geochemistry)。
5. 構造地質與地震 (Tectonics and seismicity)。
6. 地貌 (Surface processes)。
7. 氣象與氣候 (Meteorology and climate)。
8. 對人類活動的影響 (Impact of human activities)。

B. 國際原子能總署 (IAEA) 於 1994 年頒布「近地表處置設施選址 (Siting of Near Surface Disposal Facilities)」之安全導則 (IAEA Safety Series No. 111-G-3.1) 中有關選址所需之場址特性項目包括：

1. 一般 (General)。
2. 地質 (Geology)。
3. 水文地質 (Hydrogeology)。
4. 地球化學 (Geochemistry)。
5. 構造地質與地震 (Tectonics and seismicity)。

6. 地貌 (Surface processes)。
  7. 氣象 (Meteorology)。
  8. 人類引起之事件 (Man-induced events)。
  9. 廢棄物運輸 (Transportation of waste)。
  10. 土地利用 (Land use)。
  11. 人口分布 (Population distribution)。
  12. 環境保護 (Protection of the environment)。
- C. 國際原子能總署 (IAEA) 於 2001 年發表「Technical considerations in the design of near surface disposal facilities for radioactive waste」之報告(IAEA TECDOC-1256)，則說明設計階段必須獲得之場址特性內容有：
1. 既有基礎設施。
  2. 可利用空間。
  3. 接近廢棄物源(proximity to waste arisings)。
  4. 地形。
  5. 氣候與水文。
  6. 地質構造及其特性 (例如：力學、地形、裂隙、斷層、震態等)。
  7. 水文地質與地化特徵 (例如：滲透性、地下水流態、水質、遲滯過程等)。
  8. 地質演化過程。
- D. 美國核能管制委員會(NRC)於 1991 年頒佈之「申請低放射性廢棄物處置設施之標準格式與內容 (Standard Format and Content of a license application for a Low-Level Radioactive Waste Disposal Facility)」(NUREG-1199)與 1994 年頒佈之「申請低放射性廢棄物處置設施之審查導則 (Standard Review Plan for the review of a license application for a Low-Level Radioactive Waste Disposal Facility)」(NUREG-1200)中有關場址特性之項目包括：
1. 地理、人口統計及未來發展 (場址位置及其敘述、人口分佈)。

2. 氣象及氣候。
3. 地質與地震學 (含場址地質特性調查、地震調查)。
4. 水文 (含地表水文、地下水特性調查)。
5. 土工特性。
6. 地球化學特性。
7. 天然資源 (地質資源、水資源)。
8. 生物特性。
9. 運轉前環境監測。

表 2.2-1 場址特性項目

機構	國際原子能總署 (IAEA)	國際原子能總署 (IAEA)	國際原子能總署 (IAEA)	美國核能 管制委員會(NRC)
年份	1999	1994	2001	1991 與 1994
場址特性項目	(1) 一般	(1) 一般	(1) 既有基礎設施	(1) 地理、人口統計及未來發展
	(2) 地質	(2) 地質	(2) 可利用空間	(2) 氣象及氣候
	(3) 水文地質	(3) 水文地質	(3) 接近廢棄物源	(3) 地質與地震學
	(4) 地球化學	(4) 地球化學	(4) 地形	(4) 水文
	(5) 構造地質與地震	(5) 構造地質與地震	(5) 氣候與水文	(5) 土工特性
	(6) 地貌	(6) 地貌	(6) 地質構造及其特性	(6) 地球化學特性
	(7) 氣象與氣候	(7) 氣象	(7) 水文地質與地化特徵	(7) 天然資源
	(8) 對人類活動的影響	(8) 既有設施	(8) 地質演化過程	(8) 生物特性
		(9) 廢棄物運輸	(9) 運轉前環境監測	
		(10) 土地利用		
		(11) 人口分布		
		(12) 環境保護		
備註	選址階段之描述	選址階段之描述	設計階段之描述	選址階段之描述

### 2.2.2 場址調查規範與成果

有關處置場場址特性調查的規範或研究成果，目前以國際原子能總署 (International Atomic Energy Agency, IAEA) 發布之文件為首要考量，其次則為美國核能管制委員會 (U.S. Nuclear Regulatory Commission, NRC)、芬蘭輻射與核能安全局 (STUK)、澳洲國家健康與醫藥研究委員會 (National Health

and Medical Research Council, NHMRC)，中國國家環境保護總局等之規範、技術資料或研究成果亦可供參考。相關國家制定之規範如表 2.2-2 所示。

表 2.2-2 處置場場址特性調查規範

國家與機構	處置場場址特性調查規範
國際原子能總署 (IAEA)	(1) Geological Disposal of Radioactive Waste Safety Requirements (No. WS-R-4, 2006)
	(2) Technical Considerations in the Design of Near Surface Disposal Facilities for Radioactive Waste (IAEA-TECDOC-1256, 2001)
	(3) Characterization of Groundwater Flow for Near Surface Disposal Facilities (IAEA-TECDOC-1199, 2001)
	(4) Safety Assessment for Near Surface Disposal of Radioactive Waste Safety Guide (No. WS-G-1.1, 1999)
	(5) Near Surface Disposal of Radioactive Waste Safety Requirements (No. WS-R-1, 1999)
	(6) Hydrogeological Investigation of Sites for the Geological Disposal of Radioactive Waste (Technical Reports Series No. 391, 1999)
	(7) Principles of Radioactive Waste Management Safety Fundamentals (No. 111-F, 1995)
	(8) Siting of Near Surface Disposal Facilities (No. 111-G-3.1, 1994)
	(9) Siting of Geological Disposal Facilities (No. 111-G-4.1, 1994)
	(10) Site Investigations, Design, Construction, Operation, Shutdown and Surveillance of Repositories for Low-and Intermediate-Level Radioactive Wastes in Rock Cavities (Safety Series No. 62, 1984)
	(11) Criteria for Underground Disposal of Solid Radioactive Wastes (Safety Series No. 60, 1983)
	(12) Shallow Ground Disposal of Radioactive Wastes (Safety Series No. 53, 1981)
美國核能管制委員會 (NRC)	(1) Standard Review Plan for the review of a license application for a Low-Level Radioactive Waste Disposal Facility (NUREG-1200, Rev. 3, 1994)
	(2) Compilation of Nuclear Safety Criteria Potential Application to DOE Nonreactor Facilities (DOE-STD-101-92, 1992)
	(3) Standard Format and Content of a license application for a Low-Level Radioactive Waste Disposal Facility (NUREG-1199, Rev. 2, 1991)
	(4) Tests for Evaluating Sites for Disposal of Low-Level Radioactive Waste (NUREG/CR-3038, 1982)
芬蘭輻射與核能安全局 (STUK)	Disposal of Low and intermediate Level Waste from the Operation of Nuclear Power Plants (GUIDE YVL 8.1, 2003)
澳洲國家健康與醫藥研究委員會 (NHMRC)	Code of practice for the near-surface disposal of radioactive waste in Australia (No. 35, 1992)
中國國家環境保護總局	核技術利用放射性廢物庫選址、設計與建造技術要求(試行, 2004)



### 2.2.3 場址調查項目

#### A. 處置場址調查項目

1. 國際原子能總署 (IAEA) 於 1984 年發表「Site Investigations, Design, Construction, Operation, Shutdown and Surveillance of Repositories for Low- and Intermediate- Level Radioactive Wastes in Rock Cavities」之報告，報告編號為 Safety Series No. 62, 1984，說明場址調查之項目、內容與需取得之參數等。其中，場址調查之項目可概分五項，如表 2.2-3 所示：

- 一、 地質調查。
- 二、 水文與水文地質。
- 三、 構造地質。
- 四、 岩石力學特性。
- 五、 地形演化。

表 2.2-4 則為一般空氣、地表與地下調查技術，而有關水文地質調查之項目與技術詳見表 2.2-5，表 2.2-6 則舉例說明大地、物理與化學方面所需之參數與量測技術。

2. 美國核能管制委員會 (NRC) 於 1982 年發表「Tests for Evaluating Sites for Disposal of Low-Level Radioactive Waste」之報告，報告編號為 NUREG/CR-3038, 1982，亦列表說明低放射性廢棄物處置場之試驗項目、參數與相關規範。表 2.2-7 為低放射性廢棄物處置場場址特性所需參數。

3. 西元 1979 年，世界各國為瞭解放射性廢棄物處置場之可行性，並進一步探討需考量之場址特性、地下水流動模式與溶質之傳輸、工程障壁設計等，而建置一國際性計畫—Stripa，其第三階段之流程與項目如圖 2.2-1 所示，表 2.2-8 則為第三階段之試驗內容(Fairhurst et al., 1993)，其中技術研究小組分為：

- 一、 工程障壁。
- 二、 地質。

- 三、 地球物理。
- 四、 地球化學。
- 五、 水文地質。
- 六、 地下水流動之數值模擬。
- 七、 岩石力學。
- 八、 溶質傳輸。

4. 韓國於 Kaeri 地區設置一地下研究試驗室，其主要研究項目與內容詳見表 2.2-9。(Kwon et al., 2006)

- 一、 岩石力學。
- 二、 地質。
- 三、 工程障壁系統。
- 四、 流體傳輸。
- 五、 系統設計。

經整理處置坑道與一般坑道於場址特性項目要求及調查規範，顯現處置坑道因時間尺度較一般坑道尺度長，對場址特性掌握要求更高，其場址特性調查項目更嚴謹，比較處置坑道與一般坑道調查項目之差異，除考量與一般坑道調查項目相同的一般項目、地質項目、水文地質項目與構造地質項目等外，進一步考量上述項目於時間尺度上變異對處置設施之影響，本章歸納處置坑道較一般坑道增加之場址特性調查項目如后。

1. 地質演化過程(Geomorphological processes)：調查項目包含風化、侵蝕、邊坡滑動等；

2. 構造地質與地震(Tectonics and seismicity)：近期斷層活動、與地震震波造成之影響；

3. 熱 - 水 - 力 - 化 耦 合 作 用 (Thermal-Hydrologic-Mechanical-Chemical Coupled processes)：探討熱力學、水力、力學、化學等作用在耦合行為下對處置設施的反應。

表 2.2-3 場址特性調查之項目與技術 (IAEA, 1984)

1. 地質環境		2. 水文地質學及水文學	
調查項目	<p>上覆鬆散沉積物的岩石類型</p> <p>不同岩層介面連結與交叉的關係</p> <p>構造環境：褶皺、斷層與裂隙類型、均向及異向性之特性</p> <p>地質歷史</p>		<p>孔隙率及滲透率</p> <p>補給區及排水區</p> <p>地下水流速及年代</p> <p>水力梯度</p> <p>水</p> <p>遷移及吸附特性</p> <p>化學</p> <p>含水層與滯水層的幾何特性</p> <p>地表水體特性</p>
調查技術	<p>遙測</p> <p>空中及地面地球物理探查</p> <p>野外地質測繪</p> <p>地球物理陸上調查</p> <p>鑽孔測井</p>		<p>鑽孔測井</p> <p>現地試驗與量測</p> <p>室內研究</p> <p>遙測</p>
3. 構造學		4. 岩石力學特性	
調查項目	<p>地震</p> <p>地殼均衡及側向運動</p> <p>應力狀態</p> <p>近期斷層運動</p>		<p>岩石與裂隙填充材料的組成成分</p> <p>放射性核素與圍岩間物理特性及化學特性的相互影響</p>
調查技術	<p>遙測</p> <p>野外地質測繪</p> <p>大地/微震調查</p> <p>現地試驗與量測</p>		<p>野外測繪</p> <p>鑽孔測井</p> <p>現地試驗與量測</p> <p>室內研究</p>
5. 地形地貌演化過程			
調查項目	<p>風化</p> <p>侵蝕</p> <p>地滑</p> <p>沉積</p>		
調查技術	<p>遙測</p> <p>野外地質測繪</p>		

表 2.2-4 一般空氣、地表與地下調查技術 (IAEA, 1984)

調查技術	電位應用		
	空中	地表	地下
重力式	不同密度岩體之分佈與特徵形狀，例如噴出岩 <sup>a</sup> 、侵入岩與礦體。輔助辨別及解釋地質構造		量測現地岩石密度以改善區域性重力資料之判讀
磁力式	探測磁場強度於區域性與局部性之差異，以助描繪基岩、地質構造之解釋以及礦體之鑑定		
電磁力式	評估礦產潛勢以及探測斷層與裂隙		
震測式	不適用	辨別不同地層包括構造上的輪廓。也可辨別相關結晶質基盤的深度，及探測無擾動之岩體、斷層與裂隙	
電導式	不適用	指出沉積層厚度、鬆散或未固結沉積物之深度、剪切帶或破裂帶之分佈	指出岩性的變化、岩石孔隙率、地下水鹽度與裂隙產狀

<sup>a</sup>：為活動地核，如岩鹽，由淺至深地經由重力機制被注入較脆性的上覆岩石產生的構造

表 2.2-5 水文地質調查之項目與技術 (IAEA, 1984)

調查項目	調查技術
孔隙率	鑽孔測井、室內試驗
滲透率	現地試驗(抽水與注水試驗)、封塞試驗 室內試驗、模型率定
地下水流速	示蹤劑試驗、定年法、流體動力學方程式
水力梯度	水壓計水位之觀測
地下水位面自然波動	水井觀測、水壓計水位觀測 氣象觀測
地下水化學成分	化學分析、鑽孔測井
地下水滯留時間與年代	化學分析、同位素組成測定 流體動力學方程式
不同水文地質系統包括飲用水之尺度及關連	水井觀測、水文地質測繪鑽孔測井 現地試驗、化學分析
補注區及排水區位置	遙測、水文地質測繪、示蹤劑試驗 同位素分析、水溫量測
地下水及廢棄物之相互作用	室內試驗

表 2.2-6 大地、物理與化學之參數與量測技術 (IAEA, 1984)

調查項目	參數	量測技術
岩石樣本	材料及化學組成	顯微鏡(光學式、電子式) X 射線繞射分析、乾濕化學分析 放射量測法、X 射線螢光分析 原子吸收光譜法
	年代	同位素分析
	吸附性質	於放射性或其他示蹤劑試驗後之一般化學分析、 現地分析
地下水樣本	化學組成(包括氣體、有機物及微量元素含量)	乾濕式化學分析、放射法 X 射線螢光分析、原子吸收光譜法 光譜量測技術、氣相層析法
	酸鹼度(pH) 氧化還原電位(Eh) 導電率	室內或現地的電化學方法
	年代	同位素分析

表 2.2-7 低放射性廢棄物處置場場址特性之參數 (NUREG, 1982)

地層	孔隙率與孔隙比
岩性與土壤	水力勢能與壓力
構造	滲流速度
地形地貌	視速度
地下水系統及邊界	水流方向
地表水系統及邊界	擴散
補注區及排水區	孔隙水年代
目視描述	吸入壓力
土壤分類	吸入壓力函數
岩體分類	含水參數
材料範圍邊界	滲透量
水範圍邊界	蒸散量
直接場址邊界	降水量
延伸場址邊界	逕流係數(逕流)
顏色(材料顏色)	氣溫
粒徑分佈或參數(粒徑分佈)	氣壓
材料密度	風速與風向
含水量	分配係數
土壤水 pH 值與活性(土壤 pH 值與活性)	礦物學與黏土礦物學
導電率或電阻率(電阻率)	離子交換容量
透入參數	氧化還原電位
材料參數變異	自然伽瑪與光譜(放射性物質)
水力傳導係數	土壤可溶性物質
滲透函數	土壤有機物質
導水係數	氣體成分
蓄水率	地下水化學
異向性	地表水化學
崩陷係數	阿太堡限度
收縮膨脹參數	比重
強度	震波速度
壓密關係	凍脹係數(凍脹作用)
夯實關係	侵蝕度參數(侵蝕度)
回彈指數	界石與點位
材料溫度	埋葬(埋藏)單位邊界

表 2.2-8 Stripa 計畫第三階段之試驗內容 (Fairhurst et al., 1993)

試驗名稱	量測方法	試驗目的
第一次漂移試驗模擬	地下水流入經過排列的六個深度 100 m 的鑽孔之流速與分佈	藉等效孔隙介質與裂隙水流模型與預測值比較
第二次漂移試驗模擬	於已建置 50 m 深鑽孔後，利用剩餘編號 D 的 50 m 深鑽孔進行漂移之驗證	藉等效孔隙介質與裂隙水流模型與預測值比較，包括漂移井建置的影響
驗證漂移系統之裂隙分佈	描繪漂移試驗井於上盤、下盤與側壁之裂隙	比較裂隙網絡模型所預測的隨機裂隙型態
驗證漂移試驗	地下水流入量之流速與分佈	藉等效孔隙介質與裂隙水流模型與預測值比較
第一次雷達/鹽水示蹤劑試驗	在漂移試驗驗證前，於 D 鑽孔蒐集由 H 區域注入的鹽水示蹤劑	設計示蹤劑遷移試驗； 率定等效孔隙介質與裂隙水流遷移模型； 評估漂移井開挖之影響
第二次雷達/鹽水示蹤劑試驗	蒐集由 H 區域注入而漂移的鹽水示蹤劑	設計示蹤劑遷移試驗； 藉等效孔隙介質與裂隙水流遷移模型與預測值比較； 評估漂移井開挖之影響
示蹤劑遷移試驗	蒐集在漂移驗證井及 H 區域中完整岩石注入染料與復合金屬示蹤劑	藉等效孔隙介質與裂隙水流遷移模型與預測值比較
地下水頭之監測	在下列步驟下建立 SCV 場址周圍的地下水位水頭之分布 [1] 建置漂移驗證井 [2] 執行驗證的試驗 [3] 在 T1 鑽孔引流	藉等效孔隙介質與裂隙水流模型與預測值比較



表 2.2-9 韓國地下研究試驗室之研究項目與內容 (Kwon et al., 2006)

---

## R&D 項目

### ● 岩石力學

- 岩體分類
- 岩石應力與變形量測及分析
- 岩石不連續面與破裂帶之特性及力學效應
- 岩石不連續面水力特性受應力變化的影響
- 鄰近隧道爆破技術與爆破效應之影響
- 開挖擾動帶(EDZ)之發展及其特性
- 評估隧道穩定性與岩石支撐設計
- 岩石熱力特性(加熱試驗)
- 地下設施受震影響

### ● 地質

- 預測岩石邊界
- 岩石不連續面與破碎帶之分佈
- 岩石不連續面地下水網絡與水流特徵
- 裂隙系統水流試驗
- 流入隧道內水流速率的預測技術

### ● 工程障壁系統

- EBS 之熱-水-力學行為(THM)
- 工程障壁系統之氣體遷移
- 緩衝材料內污染物擴散與化學緩衝作用
- 緩衝材料與岩石的介面之膠體生成及遷移作用

### ● 流體遷移

- 岩體中污染物遷移作用
- 剪裂帶之氣體遷移作用
- 岩石基質之污染物擴散作用
- 岩石圈內膠體遷移及阻滯作用

### ● 系統設計

- 配置技術之展示
  - 隧道封閉技術
  - 堆積孔鑽井驗證技術
  - 混凝土底塞設計與應用
  - 修補操作驗證技術
  - 傳輸方法驗證技術
-

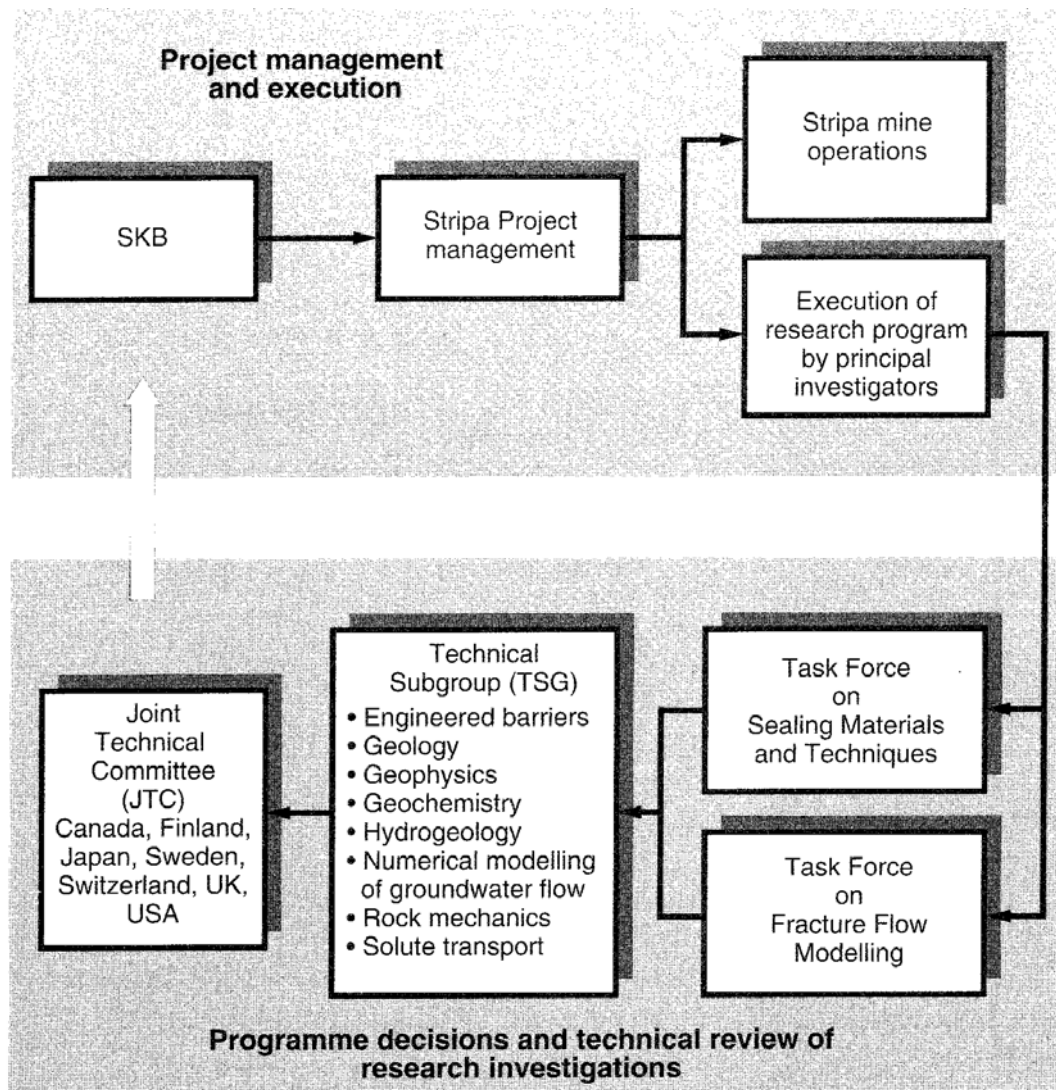


圖 2.2-1 Stripa 計畫第三階段之流程與項目 (Fairhurst et al., 1993)

### 2.3 處置坑道與一般地下坑道對於坑道穩定與服務功能需求異同分析

既有一般坑道設計方法與規範，於工址調查的選線、設計階段，其調查項目主要包括地形調查、地質調查、以及環境調查等，施工階段著重在開挖中坑道內圍岩變形量監測，及其他地質災害之調查與預防，施工後著重在施工完成後對整體環境的影響調查。綜整之，既有一般坑道的調查理念著眼於評估工程地質如地形、地質、水文地質等條件，對整體工程施工過程安全性與穩定性之考量，於竣工後環境參數的變異、外力作用對未來坑道長期穩定性的調查並未多作著墨，主要一般坑道營運年限多數以百年作為設計基準，且一般坑道長期

穩定性與否僅涉及坑道功能的維持，其影響的空間亦僅限區域尺度，不若處置坑道長期穩定性與否牽涉污染物傳輸的影響範圍甚廣。爰此，處置坑道因嚴謹的場址特性調查項目，對場址的特性掌握高於一般坑道工程，除增加開挖及營運階段安全性之外，對於影響處置設施長期穩定性之項目亦列入考量，有助提高處置設施整體的長期穩定性。初步歸納處置坑道於長期穩定性考量下與一般坑道場址特性調查項目的差異，主要有顯著的幾點差異：

1. 時間與空間尺度上的差異：黃燦輝(2013)指出一般坑道與處置坑道在時間與空間尺度上之差異(圖 2.3-1)，一般坑道工程時間上考量為百年，空間上考量尺度為百公尺，處置坑道在時間與空間尺度上分別為千年及公里級，因其尺度上的差異，如何獲得具代表性的場址特性參數，為處置坑道長期穩定性考量的關鍵課題。爰此，考量各種獲得場址特性參數方法的尺度，可明確看出以既有一般坑道的全尺度試驗，佐以地質演化過程的考量，應為獲取處置坑道場址特性參數的可行性作法。
2. 場址特性調查參數之差異：Yow and Hunt(2002)指出因處置坑道在時間與空間尺度上與一般坑道之差異，在場址特性調查參數部分，需考量熱力、水力、應力、化學因素相互耦合效應的影響，各因素間耦合的效應如圖 2.3-2 所示。並比較既有一般坑道與處置坑道於設計目標、調查項目等規範之差異，處置坑道調查項目亦考量地質演化過程包括風化、侵蝕、以及邊坡滑動等相關課題對處置坑道的影響，以確保處置坑道之長期穩定。

本章已初步歸納一般坑道與處置坑道於設計目標、調查項目等規範之差異，惟各調查項目中之影響因素與對應之場址特性描述項目與評估參數，國內外仍尚未有具體的結論，因此如何就坑道長期穩定性深入探討其影響因素，並獲得長期穩定性影響因素對應的場址特性描述項目與評估參數，為坑道處置設施長期穩定性評估之重要課題。

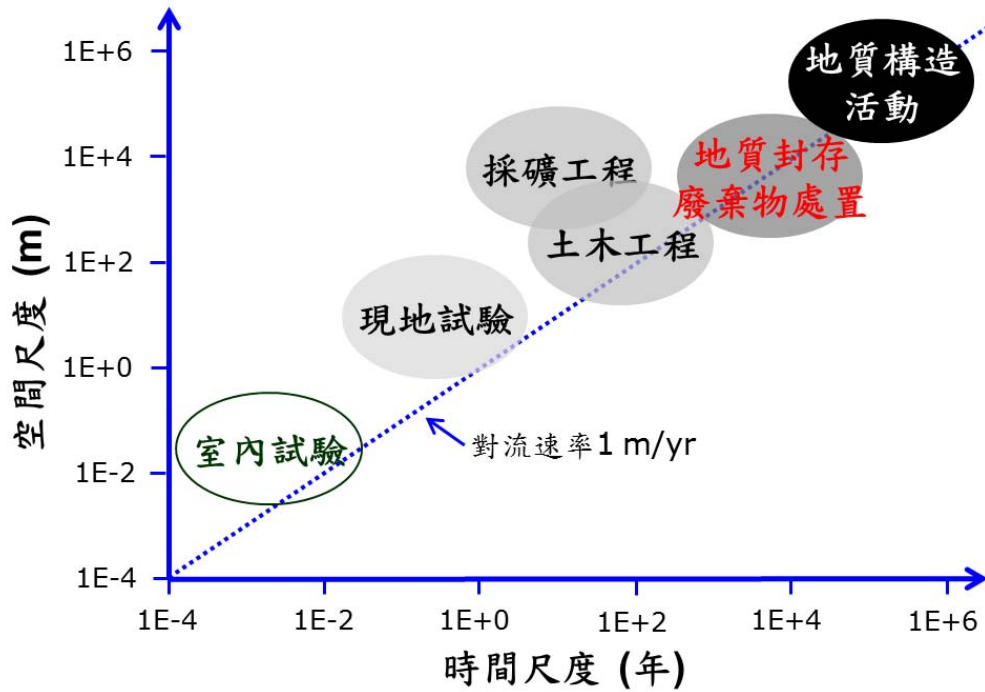


圖 2.3-1 一般坑道與處置坑道於時間與空間尺度上之差異(黃燦輝，2013)

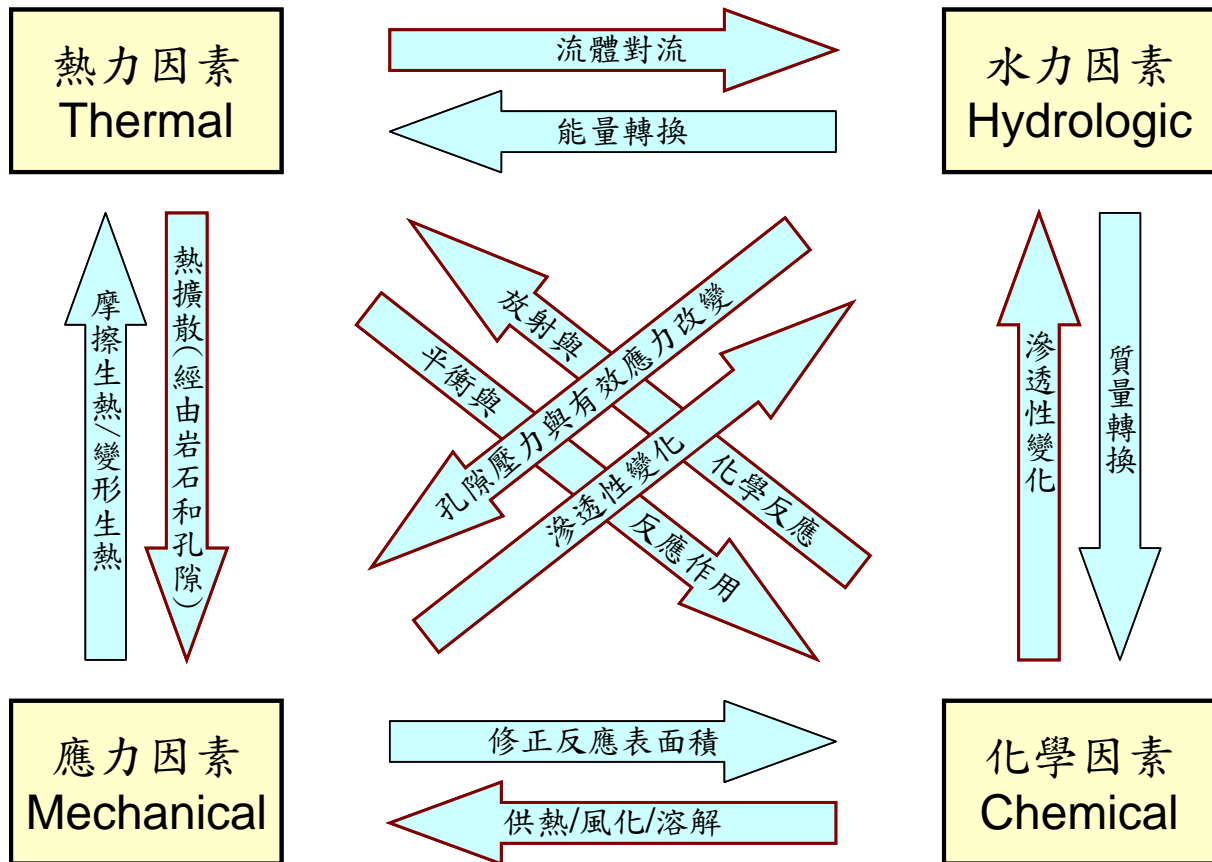


圖 2.3-2 岩體耦合行為互制效應的作用機制(譯自 Yow 與 Hunt, 2002)

### 第三章 國內外坑道設施異狀案例探討與資訊彙整分析

就坑道結構的建置流程而言，開挖期間圍岩與一次支撐即已達成力平衡狀態，圍岩變形穩定或趨於緩和後才設置的二次襯砌，基本上為美觀坑道結構與加強防護之設計，受力大小理論上應遠小於襯砌材料之強度。然國內外營運中隧道檢測與維護經驗顯示，坑道襯砌表面常發現裂縫、滲水、龜裂等異狀，且許多隧道建成之後未達設計年限一半即出現，顯示襯砌應力已超過混凝土強度，坑道建造完成後並非全然穩定。因應處置坑道於穩定性與使用年限之要求，本研究引用前期報告「坑道處置設施設計及其穩定性評估之審查技術研究」中”國內外坑道結構穩定與服務功能異常現象影響因素探討”章節，所蒐集整理國內外營運中坑道安全檢測報告以及長期行為有關之文獻，並增列本年度蒐集的異狀案例，據以彙整坑道設施異狀可能肇因，及影響其服務功能異常與穩定性疑慮之因素，提供後續探討長期穩定影響因素對應場址特性描述與參數評估項目之參考。

#### 3.1 國內外相關研究

日本土木學會於 2002 年出版之「山岳隧道覆工的現狀與對策」一書中，將隧道異狀依發生(出現)位置分為：(1)襯砌；(2)路面(路盤)；(3)洞口三大項，而異狀種類則有變形、裂縫、剝落、漏水等，詳見表 3.1-1。

而次年(2003 年)針對全國鐵路、公路及水利隧道，以問卷調查方式調查隧道異狀之種類，統計結果顯示：鐵路(JR)隧道以裂縫及接縫開裂最多，其次則依漏水、表面脫落、剝落、接縫錯位、冰柱、側冰(ice on inside wall)的順序排列；而公路隧道則以裂縫最多，其次則按剝離、施工縫裂開、石灰等的析出、路面變形、塊狀掉落、擠出、邊溝變形的順序排列，詳見圖 3.1-1。

隧道的變形現象有很多不同型式，不僅有在襯砌出現的裂縫、變形及漏水等現象，而且亦會在路基部分與周邊地盤出現變形。若將該等現象分別按發生變形的部位加以整理，則如圖 3.1-2 所示(日本土木學會，2003)。

此外，就隧道的異狀現象(圖 3.1-3)，主要是對於襯砌及軀體的變形、裂縫、剝落、漏水、或是使用金屬材料所構築時，發生腐蝕現象等狀況為代表。隧道會發生各種不同的異狀，這些異狀現象也會因為山岳隧道與都市隧道而有所不同。就山岳隧道及都市隧道的異狀現象不同的原因，說明如下(日本土木學會，2005)：

都市隧道在設計階段會將地層的荷重一併計算，但山岳隧道並不連同地層荷重一起做計算，這是因為如果增加地層荷重時，山岳隧道會比都市隧道更容易發生異狀。

山岳隧道的襯砌大多採用無筋混凝土來施工，都市隧道的襯砌或軀體是以 RC 來做施工，因此，都市隧道比山岳隧道容易發生鋼筋腐蝕及伴隨鋼筋腐蝕所發生的異狀。

都市隧道大多在都市的地下等較安定的環境條件下所建設，山岳隧道則是在寒冷地帶或地滑地帶等各種環境條件下所建設，所以山岳隧道比都市隧道更容易發生異狀。

王泰典等(2007a)與王泰典(2008、2010)以台灣隧道為背景，蒐集整理 1990 年代以來安全檢測作業調查所得的異狀，並納入相關報導中早期隧道的破壞案例指出，採用磚(石)砌、混凝土與鋼筋混凝土等不同的襯砌材料、以及不同構築方式之隧道所發生的異狀形態各不相同。

表 3.1-1 隧道異狀現象分類(日本土木學會，2002)

對象	異狀現象	
襯砌	裂縫	裂縫
		接縫斷裂
		錯位
		續灌接縫的開口
	變形、移動、沈下、側壁傾倒	
	襯砌修補材料的劣化、浮起、剝落	
路盤、路面	軌道偏差(鐵路)	
	排水溝的裂縫、變形	
	中央通路的裂縫、變形(鐵道)	
	路面、路肩、檢查走道的隆起或沈下、裂縫、緣石傾倒(道路)	
	噴泥	
洞口	裂縫	
	錯位	
	前傾、下陷、移動	

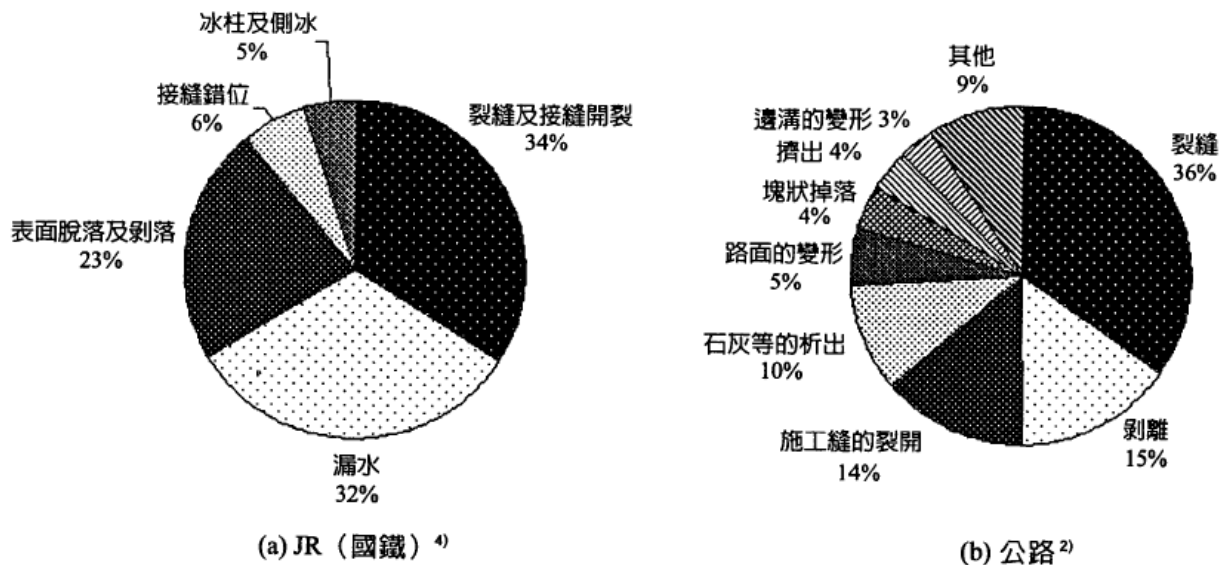


圖 3.1-1 隧道異狀種類比例(日本土木學會，2003)

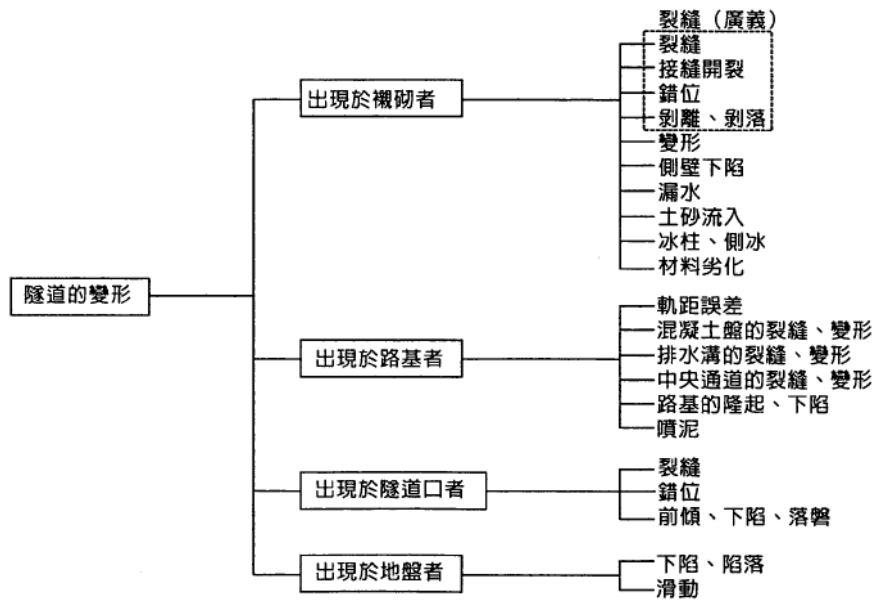


圖 3.1-2 隧道異狀分類圖(日本土木學會，2003)

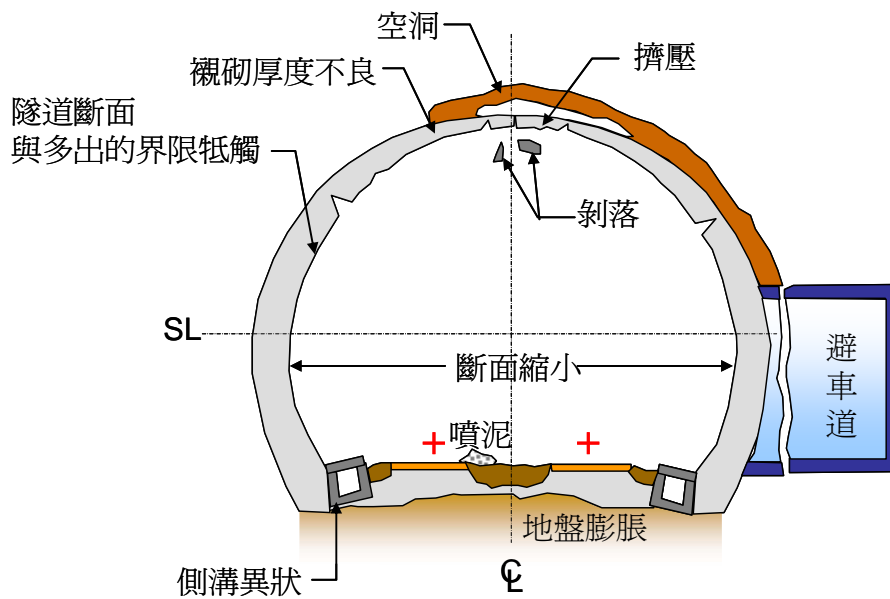


圖 3.1-3 山岳隧道異狀現象模式圖(日本土木學會，2005)



### 3.2 坑道襯砌異狀資料蒐集

本研究擴充王泰典(2010)有關隧道長期穩定影響因素之研究研究成果，共蒐集彙整 52 座隧道(累計長度達 87.994 公里)檢測案例，其中公路隧道 9 座(累計長度 5.466 公里)，鐵路隧道 39 座(累計長度 61.394 公里)，水利隧道 4 座(累計長度 21.134 公里)，詳見表 3.2-1。另外，李佳翰(2013)於「山岳隧道襯砌異狀肇因診斷技術研究」博士論文中，蒐集國內外 266 座隧道檢測案例，亦可參考。

表 3.2-1 本研究蒐集彙整隧道檢測案例總表

項次	隧道名稱	長度(m)	功能	建成年代	檢測時間	檢測報告
1	枋野一號隧道	324	鐵路	1992	1994	√
2	枋野二號隧道	180	鐵路	1992	1994	√
3	安朔三號隧道	240	鐵路	1992	1994	√
4	加津林隧道	170	鐵路	1992	1994	√
5	多良一號隧道	520	鐵路	1992	1994	√
6	和仁隧道	2,411	鐵路	1982	1997	√
7	清水隧道	2,106	鐵路	1982	1997	√
8	崇德隧道	2,682	鐵路	1982	1997	√
9	梗枋隧道	250	鐵路	1986	2000	√
10	蘇澳一號隧道	199	鐵路	1982	2001	√
11	蘇澳二號隧道	113	鐵路	1982	2001	√
12	蘇澳三號隧道	206	鐵路	1982	2001	√
13	蘇澳四號隧道	239	鐵路	1982	2001	√
14	永春隧道	4,021	鐵路	1982	2001	√
15	南澳隧道	5,286	鐵路	1982	2001	√
16	三義壹號隧道	7,354	鐵路	1996	2001	√
17	金崙隧道	4,392	鐵路	1992	2007	√
18	多良一號隧道	1,649	鐵路	1992	2007	√
19	大竹二號隧道	1,236	鐵路	1992	2007	√
20	大竹一號隧道	1,452	鐵路	1992	2007	√
21	大鳥隧道	3,652	鐵路	1992	2007	√
22	大武二號隧道	1,181	鐵路	1992	2007	√
23	安朔隧道	5,481	鐵路	1992	2007	√
24	集集第1號隧道	383	鐵路	1925	2009	√
25	集集第2號隧道	804	鐵路	1925	2009	√
26	集集第3號隧道	567	鐵路	1925	2009	√
27	中興隧道	90	鐵路	1960	2009	√
28	集集第4號隧道	141	鐵路	1925	2009	√
29	集集第5號隧道	105	鐵路	1925	2009	√
30	集集第6號隧道	67	鐵路	1925	2009	√
31	枋山一號隧道	300	鐵路	1992	2010	√
32	枋山二號隧道	585	鐵路	1992	2010	√
33	枋山三號隧道	688	鐵路	1992	2010	√
34	枋山四號隧道	156	鐵路	1992	2010	√
35	枋山五號隧道	205	鐵路	1992	2010	√
36	枋野一號隧道	1,809	鐵路	1992	2010	√
37	枋野二號隧道	720	鐵路	1992	2010	√
38	枋野三號隧道	1,360	鐵路	1992	2010	√
39	中央隧道	8,070	鐵路	1992	2010	√

表 3.2-1 本研究蒐集彙整隧道檢測案例總表(續)

項次	隧道名稱	長度(m)	功能	建成年代	檢測時間	檢測報告
40	台八線馬陵隧道	360	公路	N.A.	1997	√
41	149甲線草嶺隧道	505	公路	N.A.	1999	√
42	自強隧道	825×2	公路	1972	2004	√
43	金龍隧道	173×2	公路	1992	2004	√
44	莊敬隧道	210	公路	1972	2004	√
45	懷恩隧道	490+485	公路	1979	2004	√
46	雪霧隧道	375	公路	N.A.	2008	√
47	嘉寶隧道	310	公路	1989	2008	√
48	利稻隧道	735	公路	N.A.	N.A.	N.A.
49	武界隧道	15,130	水利	1934	1997	√
50	桃園大圳第四號隧道	300	水利	1924	2001	√
51	烏山嶺隧道	3,220	水利	1929	2004	√
52	員山子分洪隧道	2,484	水利	2005	2010	√

### 3.3 坑道異狀整理與分類

隧道襯砌損害與異狀的調查起於 1970 年前後，歐洲許多十九世紀建造的交通隧道面臨老朽化的問題，檢修工作因而陸續展開(Janin et al., 1970)，雖有少數報導探討損害之現象，但主要以工程案例個案研究為主(Eraud, 1974; Birkmeyer, 1978)。且歐美地區工程環境之特性係委由顧問公司依據其專業經驗進行檢測及相關修復之建議，並有契約保密相關規定，因此蒐集所得文獻資料多數以報導採用的檢測技術與修補工法為主，少有異狀型態的討論(Russel, 1993; Rogers, 1993; Lukacs, 1997; Chen, 1995; Sherwood, 1995; SANCOT, 1995; Haack et al., 1992; Bickel et al., 1996; ITA-Working Group Maintenance and Repair 1997)。

襯砌異狀可依目視是否可以直接觀察判別，區分為「目視可識別」以及「目視無法識別」兩大類。其中「目視可識別」的異狀絕大多數為發生在襯砌表面者，而與襯砌完整性以及襯砌背後孔洞有關的異狀，則多數無法直接目視識別。目視可識別的異狀種類繁多，圖 3.3-1 列舉常見的數種典型，其中除圖 3.3-1(i)係以彩色探測攝影機穿過襯砌開張之裂縫攝得背後之孔洞外，其餘皆可

自襯砌表面直接觀察判別(王泰典等, 2007)。

### (1) 以襯砌型式分類(王泰典等, 2007)

而不同的襯砌型式, 目視可識別的異狀亦各不相同, 圖 3.3-2 至圖 3.3-4 分別為磚(石)砌、混凝土以及鋼筋混凝土襯砌常見的異狀。磚砌襯砌常見的異狀包括常見於起拱線上  $30\sim 60^\circ$  的散狀剝落(圖 3.3-2(a))、起拱線附近的縱向剝落(圖 3.3-2(b))、黏結磚塊的勾縫材料劣化鬆落以及伴隨時磚塊錯移的鼓起現象(圖 3.3-2(c))等。

混凝土襯砌則以各式各樣的裂縫最為常見, 其中以頂拱的放射狀裂縫、兩縱向平行裂縫(圖 3.3-3(a))、頂拱中間開裂(圖 3.3-3(b))與起拱線附近斜向平行裂縫(圖 3.3-3(c))等, 最易識別。

鋼筋混凝土襯砌表面裂縫一般不若混凝土襯砌明顯, 但襯砌錯動或混凝土剝落以至鋼筋外露亦有數個案例, 其中鋼筋外露可進一步區分其位置是否為搭接處(圖 3.3-4(b)及(c)), 以及外露的鋼筋是否出現腐蝕或挫屈(圖 3.3-4(c))等。

預鑄環片襯砌一般完整性較佳, 多數的異狀係環 3-8(圖 3.3-5(c)), 環片發現裂縫的案例(圖 3.3-5(e))相當罕見。

### (2) 以襯砌構築方式分類(王泰典等, 2007)

不同構築方式隧道襯砌異狀亦不相同。1930 年代以前採疊砌圬工方式構築的襯砌, 勾縫材料多為水泥砂漿與石灰黏土, 常見劣化鬆落的現象。另疊砌式襯砌剛度低, 淨空入侵向內鼓起後, 多僅出現磚塊剝落  $1/4\sim 1/2$  寬度或錯動現象, 連續式的裂縫相常罕見。

採模板支撐現場澆置混凝土構築的襯砌可以 1970~80 年代施工的北迴線與南迴線鐵路隧道群為代表, 襯砌異狀受混凝土施工連續性影響甚大, 由於大多數隧道未設置防水層, 故在側壁與頂拱的施工界面上, 多有滲漏水現象, 裂縫的發展亦受環狀施工縫而影響, 且因早期混凝土灌漿設備與技術限制, 襯砌背後常檢測出孔洞。

採用預鑄混凝土環片配合背填灌漿構築的襯砌，因混凝土品質穩定，襯砌異狀多屬環片因施工碰撞受損，導致接頭處小規模局部破損或滲水現象。

### (3) 以隧道功能分類

圖 3.3-6 為鐵路隧道典型之異狀種類，依其異狀發生之部位可概分為(李佳翰等，2008)：

(1) 隧道洞口：(a)洞門開裂；(b)洞門前傾；(c)側抱式擋牆開裂；(d)側抱式擋牆位移；(e)排水溝阻塞等異狀。

(2) 襯砌：(a)裂縫或開裂；(b)剝離或剝落；(c)滲漏水；(d)白華；(e)鋼筋銹蝕；(f)變形入侵等異狀。

(3) 避車洞：(a)裂縫；(b)剝落；(c)滲漏水；(d)白華；(e)鋼筋銹蝕等異狀。

(4) 仰拱：(a)隆起；(b)噴泥；(c)積水；(d)軌道變形等異狀。

常見的水工隧道異狀與一般隧道常見的襯砌異狀相同，如襯砌裂縫、開裂、錯動、剝離、鋼筋外露、襯砌變形入侵(淨空)等異狀，皆常見於水工隧道之中。然其異於一般隧道者，水流經年累月地磨損，襯砌混凝土表面常見狀似蜂窩的現象(圖 3.3-7(a))。襯砌若有剝離、錯動現象，加上水流作用，即易導致混凝土剝落，甚至達圍岩可見的情況(圖 3.3-7(b))，此時採內視鏡觀察，通常可見襯砌與周圍岩土的間隙，甚至是襯砌背後在隧道內流水與地下水交互作用造成的孔洞與空洞。水流造成的磨損通常於仰拱最為明顯，可將數十毫米的仰拱磨耗殆盡(圖 3.3-7(c))，有時圍岩壓力較大，仰拱磨損達一定程度後，所剩餘者強度勁度不足，引致局部湧水、湧泥(圖 3.3-7 (d))，甚至是破裂隆起(圖 3.3-7 (e))等現象(尚新民等，2010)。

隧道滲水在水工隧道中相當常見(圖 3.3-7 (f))。若地層為土壤或是軟弱岩石，水工隧道的水流與地下水交互作用可能造成周圍岩土反覆的滲流作用，加速加劇細料的淘刷，滲水夾帶細料甚至砂礫進入隧道內。由於水流運搬了淘刷進入隧道內的細料，因此安全檢測過程並不易發現此一現象，然長期作用後，

淘刷範圍岩土強度逐漸喪失，影響範圍持續加大且向上發展，可能引致隧道上方地表下陷(圖 3.3-7 (g))，甚至發生開天窗式的煙囪狀破壞。即便隧道距離邊坡坡趾仍有數十公尺，亦可能由於滲透作用弱化周圍岩土，影響鄰近邊坡的穩定性。邊坡在地震、豪雨襲擊下，即可能失穩滑動並造成隧道裸露襯砌破壞(圖 3.3-7 (h))(尚新民等，2010)。



圖 3.3-1 數種典型的目視可識別異狀(王泰典等，2007)

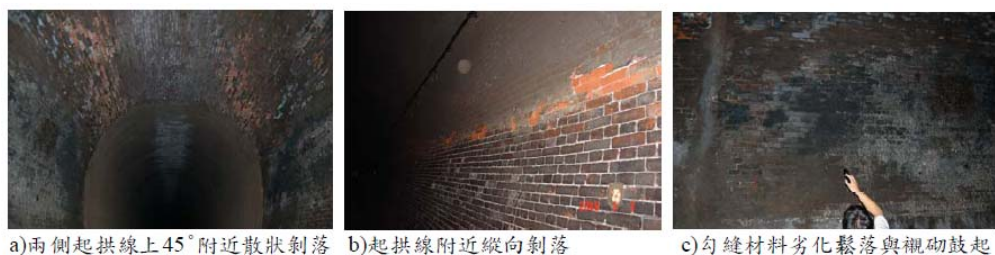


圖 3.3-2 磚造襯砌常見的目視可識別異狀(王泰典等，2007)

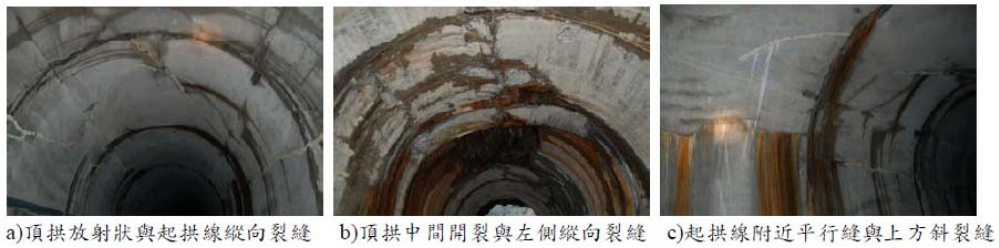


圖 3.3-3 混凝土襯砌常見的目視可識別異狀(王泰典等，2007)

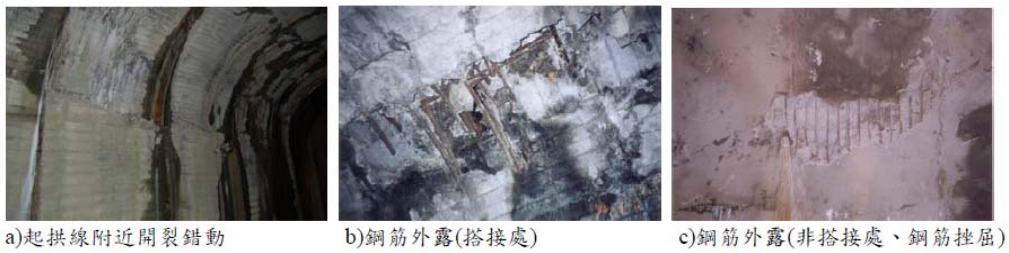


圖 3.3-4 鋼筋混凝土襯砌常見的目視可識別異狀(王泰典等，2007)

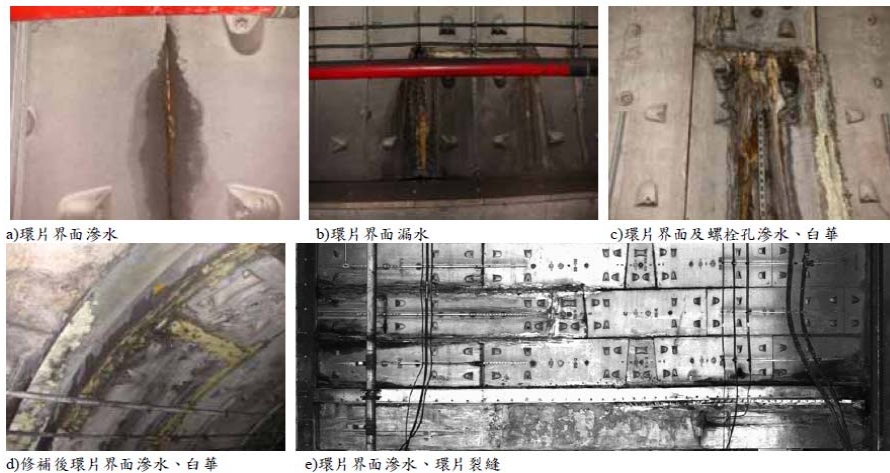


圖 3.3-5 預鑄環片襯砌常見的目視可識別異狀(王泰典，2008)

### (3) 以隧道功能分類

圖 3.3-6 為鐵路隧道典型之異狀種類，依其異狀發生之部位可概分為(李佳翰等，2008)：

(1) 隧道洞口：(a)洞門開裂；(b)洞門前傾；(c)側抱式擋牆開裂；(d)側抱式擋牆位移；(e)排水溝阻塞等異狀。

(2) 襯砌：(a)裂縫或開裂；(b)剝離或剝落；(c)滲漏水；(d)白華；(e)鋼筋銹蝕；(f)變形入侵等異狀。

(3) 避車洞：(a)裂縫；(b)剝落；(c)滲漏水；(d)白華；(e)鋼筋銹蝕等異狀。

(4) 仰拱：(a)隆起；(b)噴泥；(c)積水；(d)軌道變形等異狀。

常見的水工隧道異狀與一般隧道常見的襯砌異狀相同，如襯砌裂縫、開裂、錯動、剝離、鋼筋外露、襯砌變形入侵(淨空)等異狀，皆常見於水工隧道之中。然其異於一般隧道者，水流經年累月地磨損，襯砌混凝土表面常見狀似蜂窩的現象(圖 3.3-7(a))。襯砌若有剝離、錯動現象，加上水流作用，即易導致混凝土剝落，甚至達圍岩可見的情況(圖 3.3-7(b))，此時採內視鏡觀察，通常可見襯砌與周圍岩土的間隙，甚至是襯砌背後在隧道內流水與地下水交互作用造成的孔洞與空洞。水流造成的磨損通常於仰拱最為明顯，可將數十毫米的仰拱磨耗殆盡(圖 3.3-7(c))，有時圍岩壓力較大，仰拱磨損達一定程度後，所剩餘者強度勁度不足，引致局部湧水、湧泥(圖 3.3-7 (d))，甚至是破裂隆起(圖 3.3-7 (e))等現象(尚新民等，2010)。

隧道滲水在水工隧道中相當常見(圖 3.3-7 (f))。若地層為土壤或是軟弱岩石，水工隧道的水流與地下水交互作用可能造成周圍岩土反覆的滲流作用，加速加劇細料的掏刷，滲水夾帶細料甚至砂礫進入隧道內。由於水流運搬了掏刷進入隧道內的細料，因此安全檢測過程並不易發現此一現象，然長期作用後，掏刷範圍岩土強度逐漸喪失，影響範圍持續加大且向上發展，可能引致隧道上方地表下陷(圖 3.3-7 (g))，甚至發生開天窗式的煙囪狀破壞。即便隧道距離邊坡坡趾仍有數十公尺，亦可能由於滲透作用弱化周圍岩土，影響鄰近邊坡的穩定性。邊坡在地震、豪雨襲擊下，即可能失穩滑動並造成隧道裸露襯砌破壞(圖 3.3-7 (h))(尚新民等，2010)。





圖 3.3-6 鐵路隧道異狀類型(李佳翰等，2008)

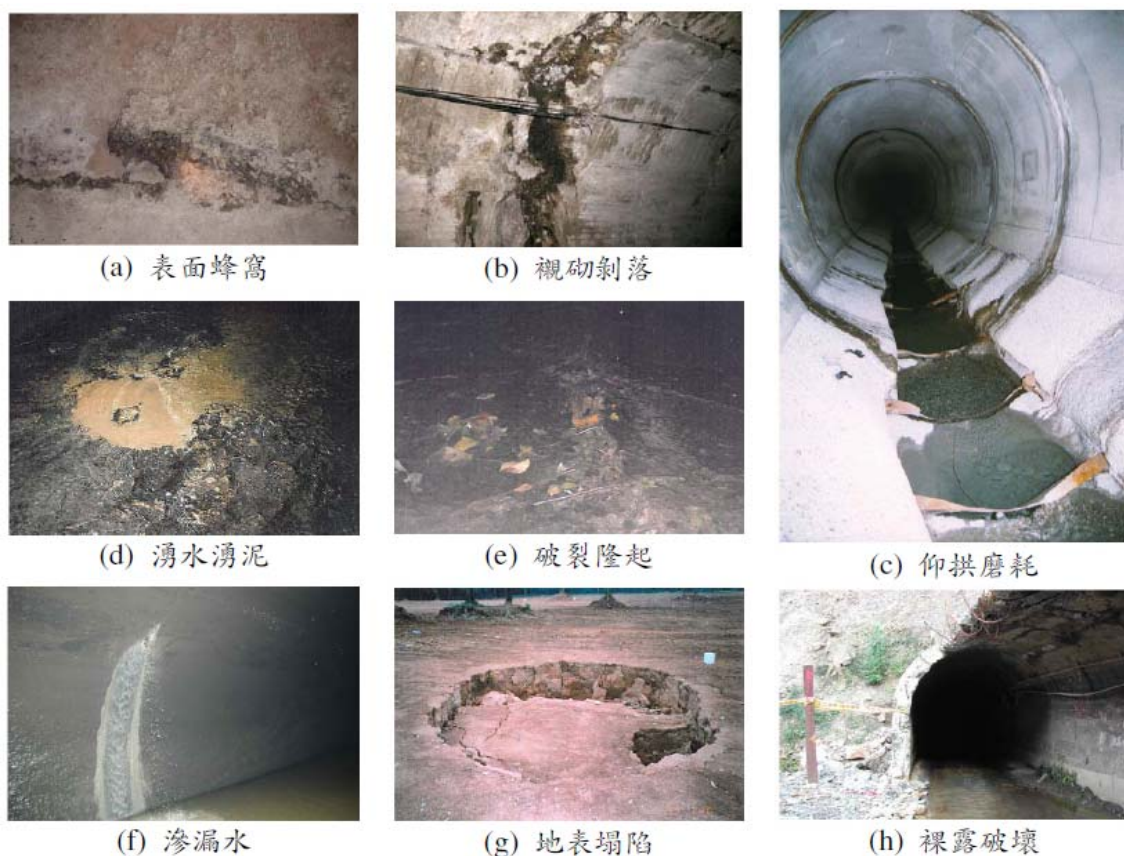


圖 3.3-7 水工隧道異狀種類(尚新民等，2010)

### 3.4 坑道穩定與服務功能異常現象影響因素探討

瞭解坑道有那些異狀種類後，其次必須進一步探討產生這些異狀之可能原因為何，以利後續探討影響坑道長期穩定影響因素。本章即歸納整理各項原因所產生之隧道異狀型態，利用這些異狀型態加以比對、判釋，探討坑道襯砌異狀可能的肇因。

#### 3.4.1 坑道異狀影響因素

黃燦輝與鄭富書(1997、1998)探討老舊交通隧道之安全檢測、維修與補強技術研訂，黃燦輝等(1999)探討震後隧道結構快速診斷手冊之建立與震後隧道結構快速補強手段相關計畫中，皆論及隧道襯砌異狀的影響因素，黃燦輝等(2006)延續前期之研究，並整合國外相關研究成果(朝倉俊弘等，2003)，提出襯砌異狀影響因素主要可分為外在因素與內在因素，其中外在因素可區分為物理性與化

學性因素，內在因素可分成設計、材料與施工三部分(表 3.4-1)。日本土木學會(2003)根據襯砌之受力機制、地形效應與異狀型態，將外力因素區分為：(1)塑性壓；(2)鬆弛土壓；(3)偏壓三大類，如表 3.4-2 所示。本計畫彙整前人及案例判釋獲得的結果，將坑道的異狀原因大致區分為「外在因素」與「內在因素」兩大類，其中外因又可細分為「外力」與「環境」二大因素；而內因則可細分為「材料」、「施工」與「設計」三大因素。

塑性壓係指因隧道開挖而引起隧道週圍岩盤之塑性化，雖已施加外支撐與內襯砌，惟由於圍岩之長期弱化或潛變，使得作用於襯砌之地壓持續增加而產生異狀。其異狀型態包括：挫曲、開口裂縫、剪力裂縫、側壁擠出及仰拱隆起等，詳見圖 3.4-1(a)。

鬆弛土壓係由於隧道超挖回填不實、外支撐經年腐蝕或地下水沖蝕形成空洞，經列車振動或地震引起地盤鬆弛而形成垂直向之鬆弛土壓作用於襯砌上方。若鬆弛土壓係連續作用於隧道頂拱縱斷面方向時，隧道襯砌頂拱會產生開口性裂縫，側壁則可能產生壓縮裂縫或剪力裂縫；惟若鬆弛土壓集中於一小範圍時，則會產生橢圓形、半月形、格子狀或放射狀之裂縫，甚至可能產生襯砌頂拱之崩落現象，如圖 3.4-1(b)所示。

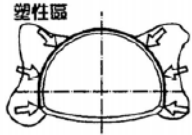
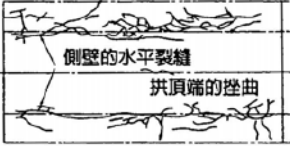
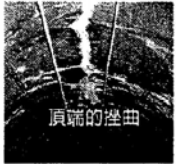
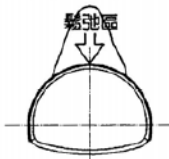
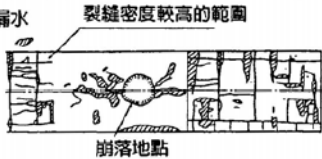
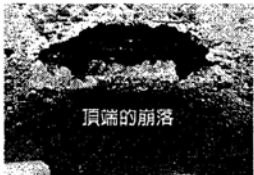
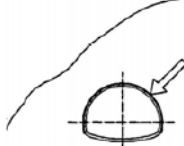
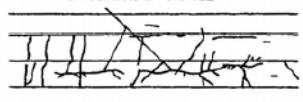

偏壓則主要係因隧道上方地形左右不對稱或由於邊坡滑動、潛移而形成一側地壓遠大於另一側地壓時，此地壓長期作用下使得襯砌肩部產生開口性張力裂縫，詳見圖 3.4-1(c)。

而當隧道襯砌周圍環境不良時，如：凍溶效應、火害、鹽害、溫差與中性化等；或者澆置混凝土襯砌所使用之材料不佳時，如：水化熱過高、鹼粒料(鹼骨材)反應等；亦或是打設混凝土襯砌時施工不當，如：拌合不勻、初凝現象、膠結不全、異常凝結、打設不連續等，皆會使隧道襯砌產生劣化現象，如圖 3.4-2 所示。

表 3.4-1 襯砌異狀影響因素分類(朝倉俊弘等，2003；黃燦輝等，2006)

外在因素			內在因素			
分類	物理性	化學性	分類	設計	材料	施工
自然因素	1.地形變異，如地滑、偏壓 2.地質變異，如膨脹壓、塑性擠壓、頂拱鬆動岩(土)壓、基礎沉陷或承载力不足 3.地下水變異，如水位昇降之水壓變化、凍脹壓 4.其他，如地震、地殼變動	1.圍岩(土)長期弱軟化 2.地下水具侵蝕性或含有害物質 3.鹽害、凍害	自然因素	—	1.澆置混凝土之溫濕度	—
			人為因素	1.未設置仰拱 2.側壁陡直 3.排水工設計不良 4.防水工設計不良 5.保護層不足 6.襯砌強度不足(設計岩(土)壓過低) 7.襯砌厚度不足(襯砌勁度不足)	1.骨材含泥量過高 2.異常凝結 3.鹼骨材反應 4.養護之溫差應力 5.乾縮	1.養護不良 2.拆模過早 3.粒料分離 4.襯砌背後孔洞 5.混凝土澆置不均勻 6.混凝土模板下陷 7.施工縫施作不良 8.澆置中斷形成冷縫 9.排水、防水工施作不良 10.支保下沉 11.襯砌強度不足 12.襯砌厚度不足
人為因素	1.近接施工，如開挖、回填、蓄排水 2.其他，如列車行駛振動、空氣壓力變化等	1.火災 2.煙害				

表 3.4-2 外力因素及其代表性異狀(日本土木學會，2003)

	地壓	代表性的案例圖	案例照片
塑性地壓	 <p>塑性區</p>	 <p>側壁的水平裂縫 拱頂端的壓曲</p>	 <p>頂端的壓曲</p>
鬆弛土壓	 <p>鬆弛區</p>	 <p>漏水 裂縫密度較高的範圍 崩塌地點 粉砂岩、砂岩~粉土、砂的單斜構造</p>	 <p>頂端的崩落</p>
偏壓		 <p>拱肩部的水平裂縫</p> <p>FL SL L SL FL</p> <p>產生偏壓、邊坡表層向下移動引起的變形之隧道，其變形展開圖之例</p>	 <p>肩部的張力裂縫</p>

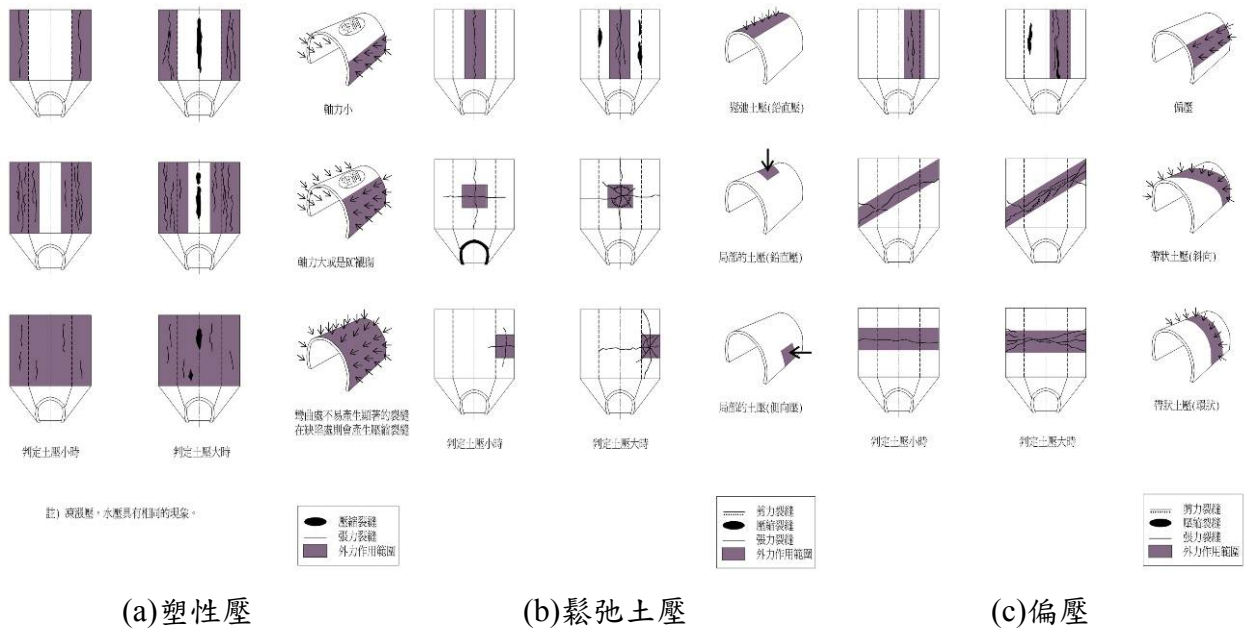


圖 3.4-1 塑性壓、鬆弛土壓與偏壓之裂縫型態(日本鐵道總合技術研究所，2007)

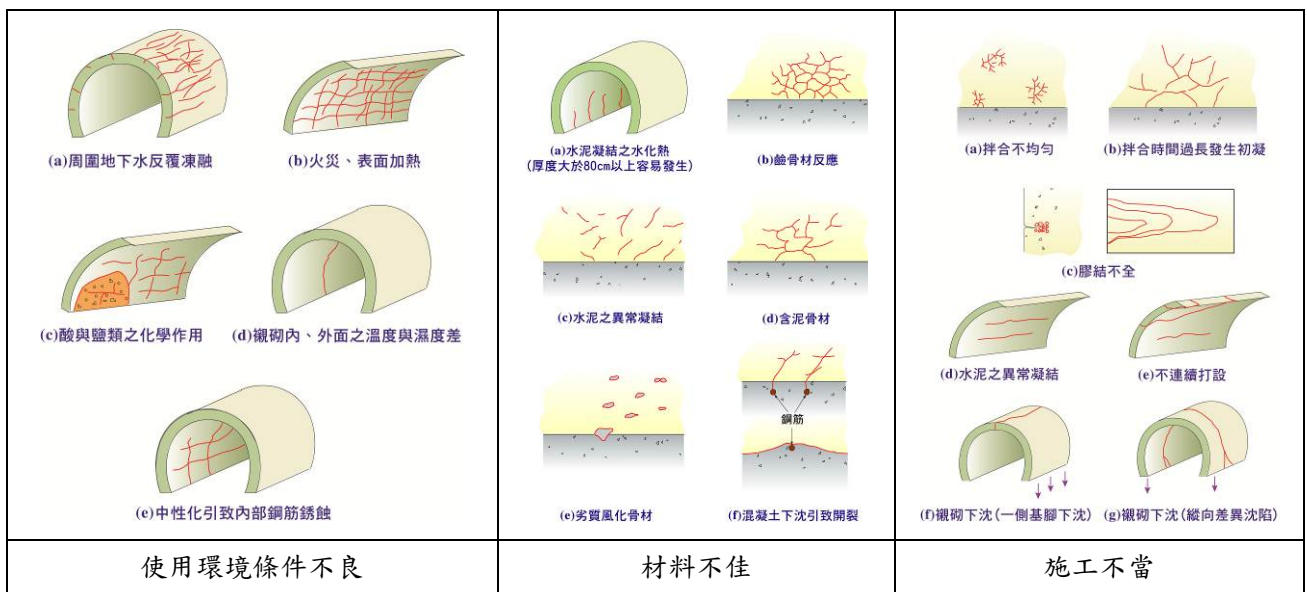


圖 3.4-2 環境、材料與施工因素之裂縫型態(日本鐵道總合技術研究所，1998)

### 3.4.2 異狀案例資訊彙整分析-外力因素

王泰典等(2007)依據隧道與邊坡潛移方向的相對空間關係，邊坡潛移引致隧道異狀之型態，可以分為：(1)邊坡潛移方向垂直於隧道軸向；(2)邊坡潛移方向斜交於隧道軸向；(3)邊坡潛移方向平行於隧道軸向等三種類別加以探討。

而欲診斷隧道異狀是否係邊坡潛移所致前，需先蒐集彙整該隧道之地形、地質、設計、施工、歷年安全檢測與維修補強記錄，再依下列步驟與流程(圖 3.4-3)進行診斷：(1)首先由地形圖或相片基本圖判斷此隧道是否位於偏壓地形；(2)由遙測影像(正射影像或航空照片)判釋隧道沿線是否具有潛在滑動面；(3)拍攝「襯砌影像展開圖」並繪製「隧道異狀展開圖」；(4)由「隧道異狀展開圖」之「裂縫型態」，包括裂縫形狀(縱向、斜向、環狀、雁形等)、部位(頂拱、側壁、仰拱)、狀態(開口、閉合、錯動)等，初步研判是否係邊坡潛移所致；(5)進行現地崩崖調查，尋找滑動邊界之直接證據；(6)利用地表位移與傾斜管觀測，確認潛移速率與滑動深度；(7)觀察裂縫長度與寬度之變化，以確認其有無進展性；(8)進行隧道內淨空「三維絕對坐標內空測量」，利用前後期相同位置之測量成果，將位移量與變形量分離，以探討隧道之滑移、旋轉、甚至受力大小；(9)若隧道曾進行噴凝土補強，亦可由噴凝土之裂縫型態、開裂位置與進展性，診斷滑動邊界與潛移速率(李佳翰等，2009)。

因此，為確認上述診斷流程之適用性，本研究選擇一案例隧道，進行現地調查、影像嵌接、檢測與監測、異狀判釋以及肇因診斷，詳述如后。

南部某雙車道公路隧道因公路舊線邊坡崩坍頻繁，路線往山側內移改採隧道穿越，於1989年建成。隧道線型呈弧形，自東洞口呈南北走向向西轉為西北走向，西洞口段與邊坡坡面斜交，交角約為 $45^{\circ}$ ，岩性以黑色片岩為主，間夾綠色片岩、砂質片岩。西口邊坡為一活躍的大規模崩塌地，隧道完工後約2年即發現襯砌出現龜裂，隨即陸續自隧道內鑽設排水孔、並加設鋼線網以及噴凝土等補強措施。由隧道襯砌影像與異狀展開圖(圖 3.4-4)顯示：襯砌裂縫型態具偏壓特徵，且隧道內檢測結果發現裂縫仍持續發生，尤以距洞口27至108 m區段最為活躍，其中在距洞口33 m及99 m處有嚴重錯動，襯砌分離逾300 mm，洞口側路面下陷亦分別逾150及400 mm，且錯動處襯砌與圍岩分離，狀如襯砌背後存在孔洞。為進一步釐清隧道之異狀是否係邊坡潛移所致，利用遙測影像進行判釋。據其成果(圖 3.4-5)研判應為邊坡潛移的三個滑動面所致，如圖 3.4-6所示。而2005~2007年間地表位移量測結果顯示位移速率平均約3.3~3.8 mm/月，

傾度管監測得知位移速率約 1.4~6.5 mm/月，較 1999~2000 年量測之位移速率增加數倍，進一步證明邊坡持續潛移。因此，綜合上述成果與兩個滑動面間之裂縫分布，大致可歸納出兩個主要的延伸方向，其一為與邊坡潛移滑動面平行的裂縫，另一為間隔 6 m 出現的環向裂縫，皆位於施工縫位置，研判係邊坡潛移過程襯砌仍具一定程度的完整性，然變形大部份集中在結構較弱的隧道襯砌施工縫位置所致。

曹孟真等人(2012)蒐集台灣中部橫貫公路某隧道資料，探討邊坡失穩造成隧道營運維護之影響。中部橫貫公路通過地質作用旺盛、山嶺重疊且地勢險峻的中央山脈，先天地質條件不佳引致邊坡抗災能力不足，2009 年 10 月和 2011 年 10 月，該隧道先後遭遇上邊坡崩塌壓毀(圖 3.4-7)，研究結果顯示該地區受邊坡失穩類型中落石與岩屑崩滑兩類影響甚鉅，主要與褶皺與片理發達，以及片岩與大理岩界面差異侵蝕作用造成弱帶有關，因而造成隧道結構的破壞。

李佳翰(2013)提出完整的隧道異狀診斷流程，透過蒐集襯砌表面影像及異狀展開圖，並特徵化襯砌表面異狀以量化裂隙型態，以及佐以其他安全檢測資訊如透地雷達、微變監測等資料，判別隧道襯砌異狀的肇因(圖 3.4-8)。

另王文禮等人(2000)彙整集集地震引致中部地區多處山岳隧道損害情況，各地區震度與中部地區受損隧道位置分佈之關係，則如圖 3.4-9，震動強度以車籠埔斷層為界，可劃分成斷層錯動區、上盤、下盤及其他地區等三大震區，其中以斷層錯動區所受震動強度為最大，上盤次之，下盤及其他地區則較小，詳細損害情況統計如圖 3.4-10，其中以襯砌龜裂為最多，其次為洞口邊坡坍滑及襯砌剝落；隧道較具代表性之受損型態如圖 3.4-11 所示，包括：(1)襯砌遭斷層剪斷破壞；(2)隧道因邊坡坍滑破壞；(3)襯砌縱向龜裂；(4)襯砌橫向龜裂；(5)襯砌單側斜向龜裂；(6)襯砌環狀斜向龜裂；(7)底版(路面)龜裂或隆起；(8)側壁向內擠壓變形。隧道遭受地震震波作用時，將可能發生縱向變形、斷面壓縮變形、軸向彎矩變形與 Ranking 變形(Owen and Scholl,1981)。縱向變形主要是由沿隧道縱軸之 P 波所引致，如圖 3.4-12(a)。若 P 波入射方向與隧道長軸形成正交，即 P 波沿隧道斷面環向前進時，將造成隧道斷面的壓縮變形，如圖 3.4-12(b)。軸向

彎矩變形主要由沿隧道縱軸之 S 波及瑞利波所造成，如圖 3.4-12(c)(d)。當 S 波沿圓形斷面隧道環向前進時，則可能產生橢圓狀變形(Ovaling)，如圖 3.4-12(e)；若是箱型斷面之隧道，則產生 Ranking(角度之變形，如圖 3.4-12(f))。

坑道開挖造成圍岩產生變形，因開挖擾動使得圍岩應力重新調整，隧道周圍圍岩產生變形量較大或岩石材料特性改變的區域，稱為開挖擾動帶(Excavation Disturbed Zone, EDZ)。Read(2004)利用加拿大原子能有限公司(Atomic Energy of Canada Limited, AECL)建置的地下坑道實驗室(Underground Research Laboratory, URL)，根據坑道監測開挖後 20 年的結果，探討開挖擾動帶對隧道穩定造成的影響，圖 3.4-13(a)為坑道開通後 20 年來整體變形狀況，可明顯看出坑道呈某方向擠壓變形，圖 3.4-13(b)為坑道剖面仰拱的變形狀況，圖 3.4-13(c)則為特定方向擠壓變形的局部放大，可明顯看出變形來自於圍岩的片狀剝落。進一步探討坑道變形的影響因素，研究結果指出因坑道開挖造成的開挖擾動帶(圖 3.4-14)，已使坑道部分圍岩因壓力重新調整而造成圍岩內部微裂隙產生，隨著部分損傷圍岩在時間與應力作用下損傷區域逐漸發展，進而產生一系列的挫屈與擠壓破壞(圖 3.4-15)，造成坑道逐漸變形影響其長期穩定性。王泰典等人(2007)依實際隧道開挖案例，探討隧道於軟弱岩盤之開挖擾動帶及其依時行為(圖 3.4-16)，研究結果顯示軟弱岩盤受開挖擾動後，開挖擾動帶隨時間遞增而範圍增大，其擴張規模與初始擾動帶範圍相似，顯現開挖擾動對岩盤依時性變形影響顯著。



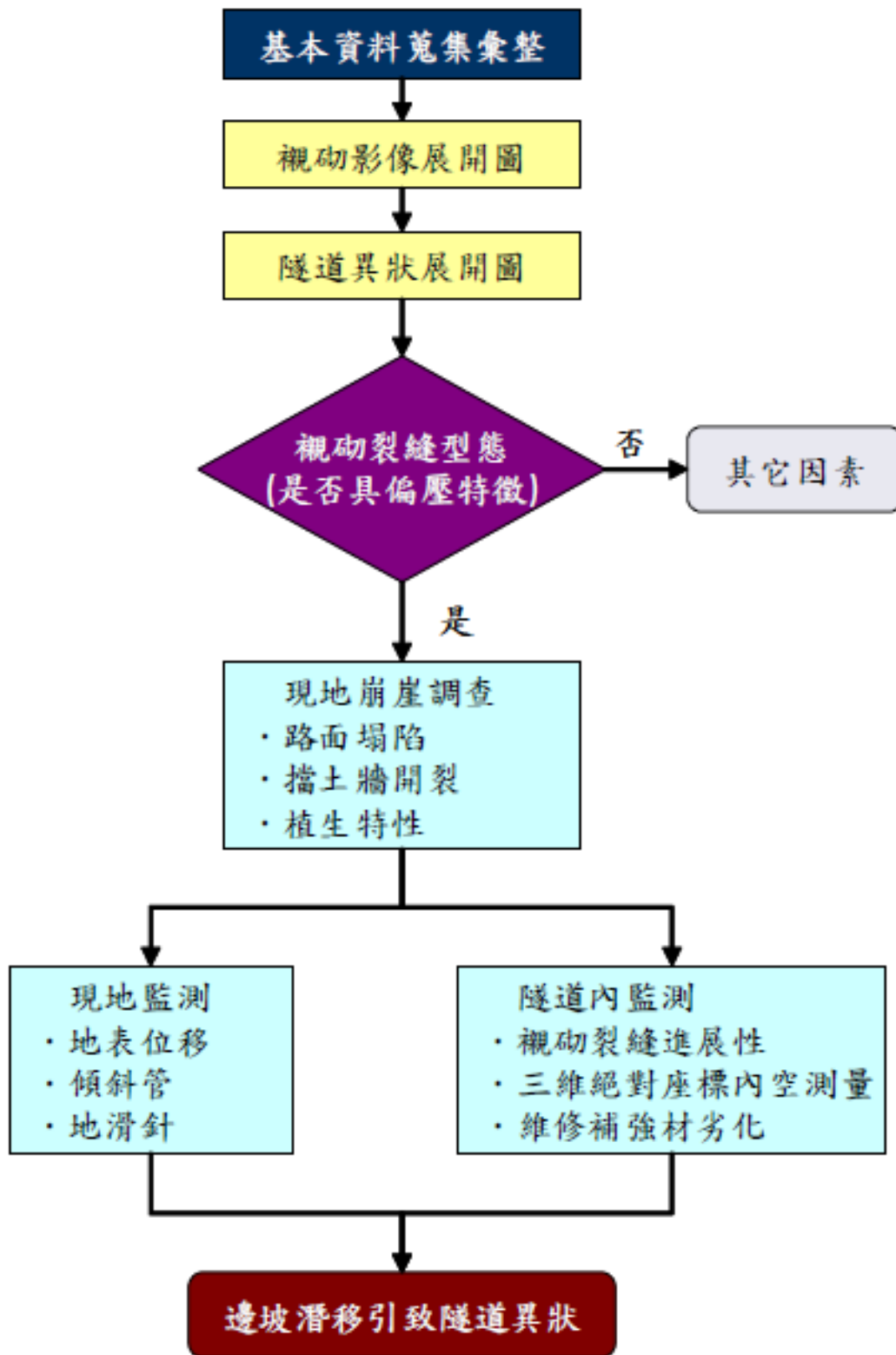


圖 3.4-3 邊坡潛移引致隧道異狀診斷流程圖(李佳翰等，2009)

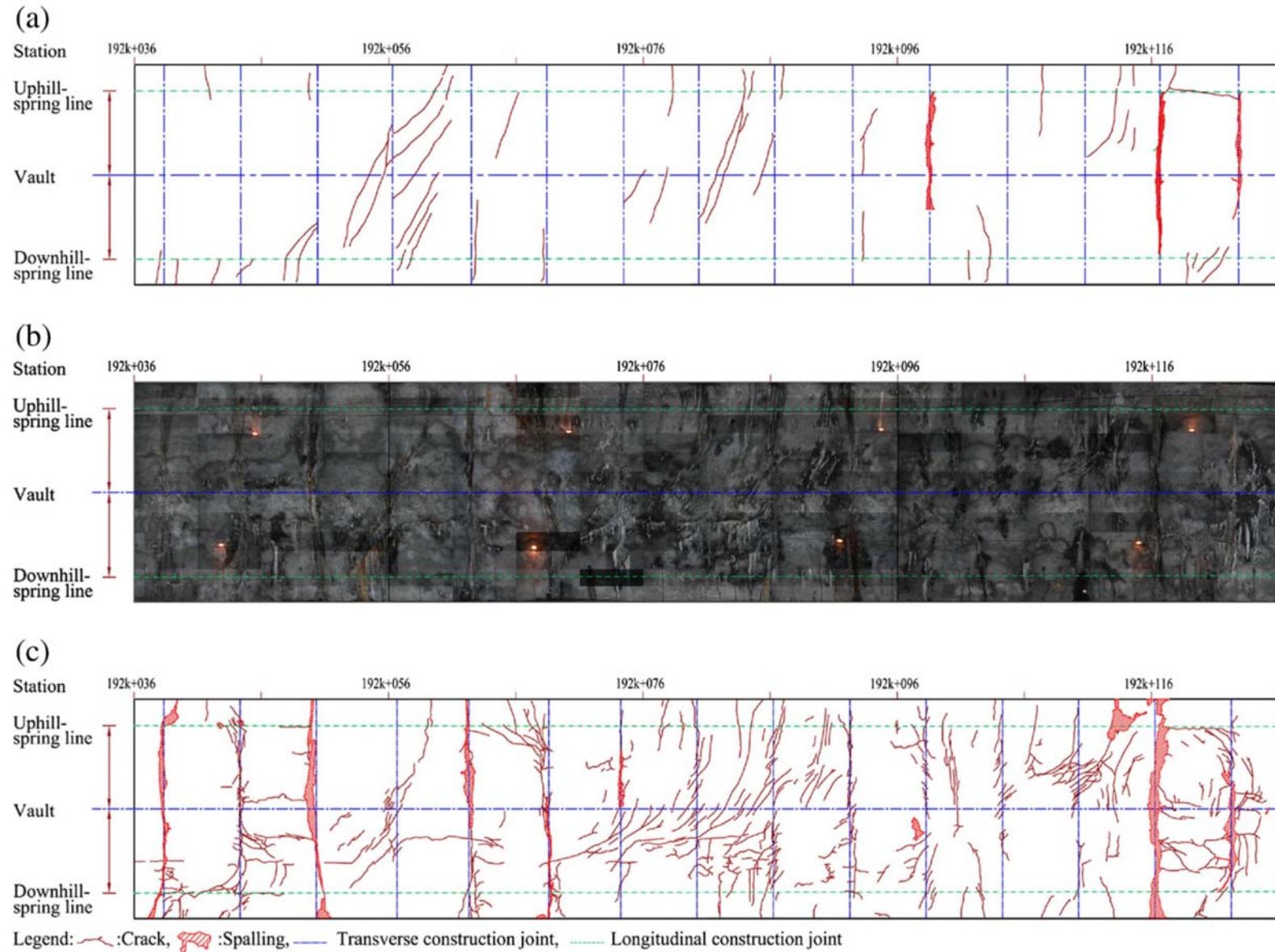


圖 3.4-4 隧道襯砌影像與異狀展開圖於 1992 年(上)與 2009 年(中下)比較(Wang, 2010)

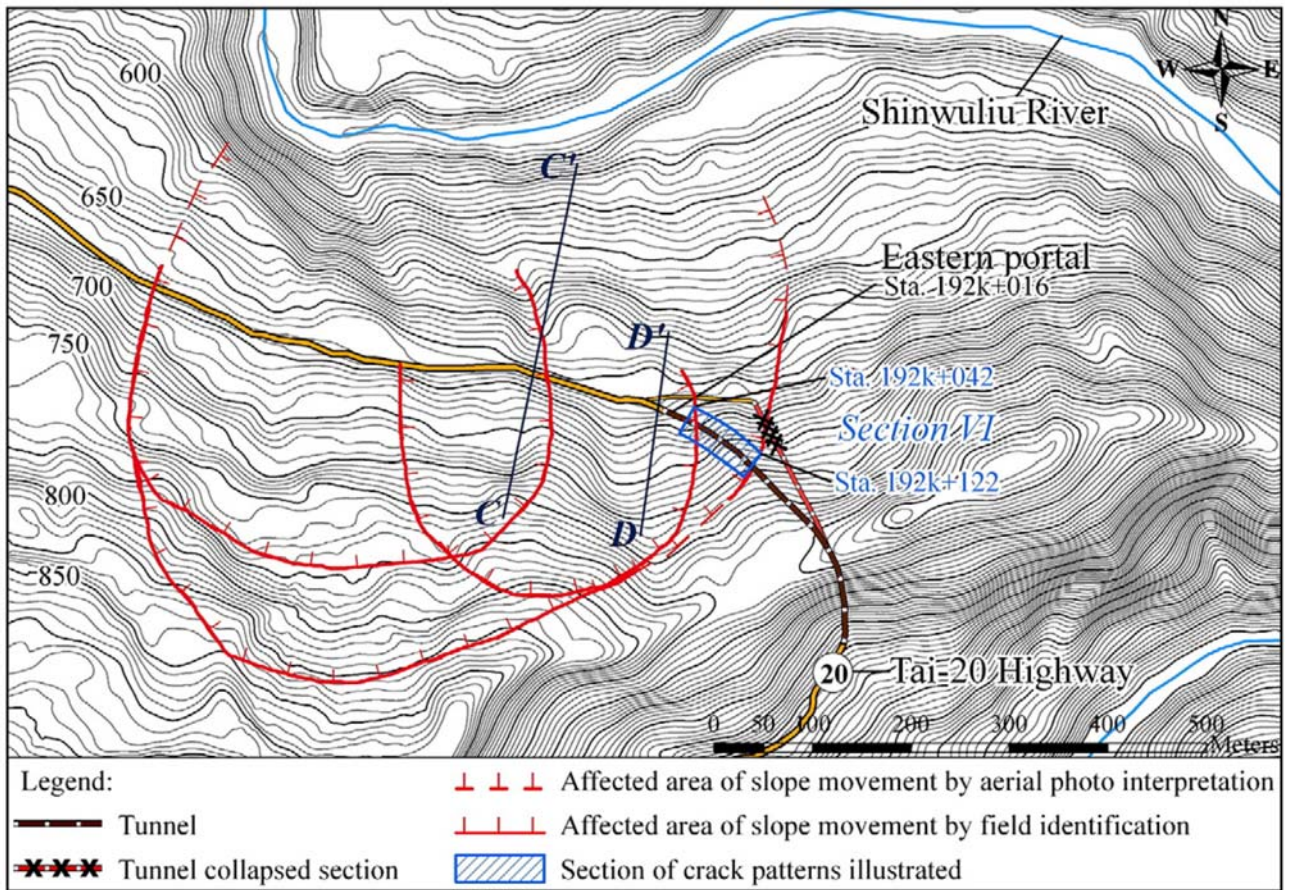


圖 3.4-5 遙測影像判釋滑動體範圍與邊界(Wang, 2010)

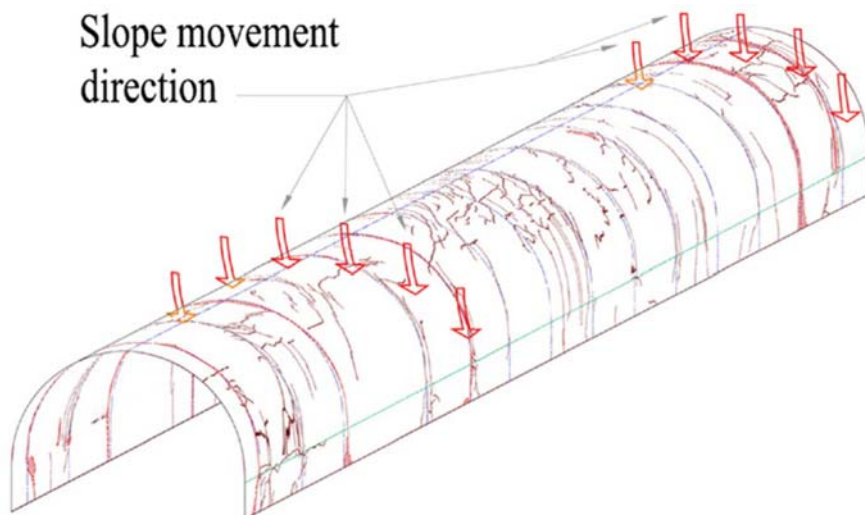


圖 3.4-6 邊坡潛移與隧道相對關係示意圖(Wang, 2010)



圖 3.4-7 中部橫貫公路某隧道受邊坡失穩而破壞，災前(左)與災後(右)照片

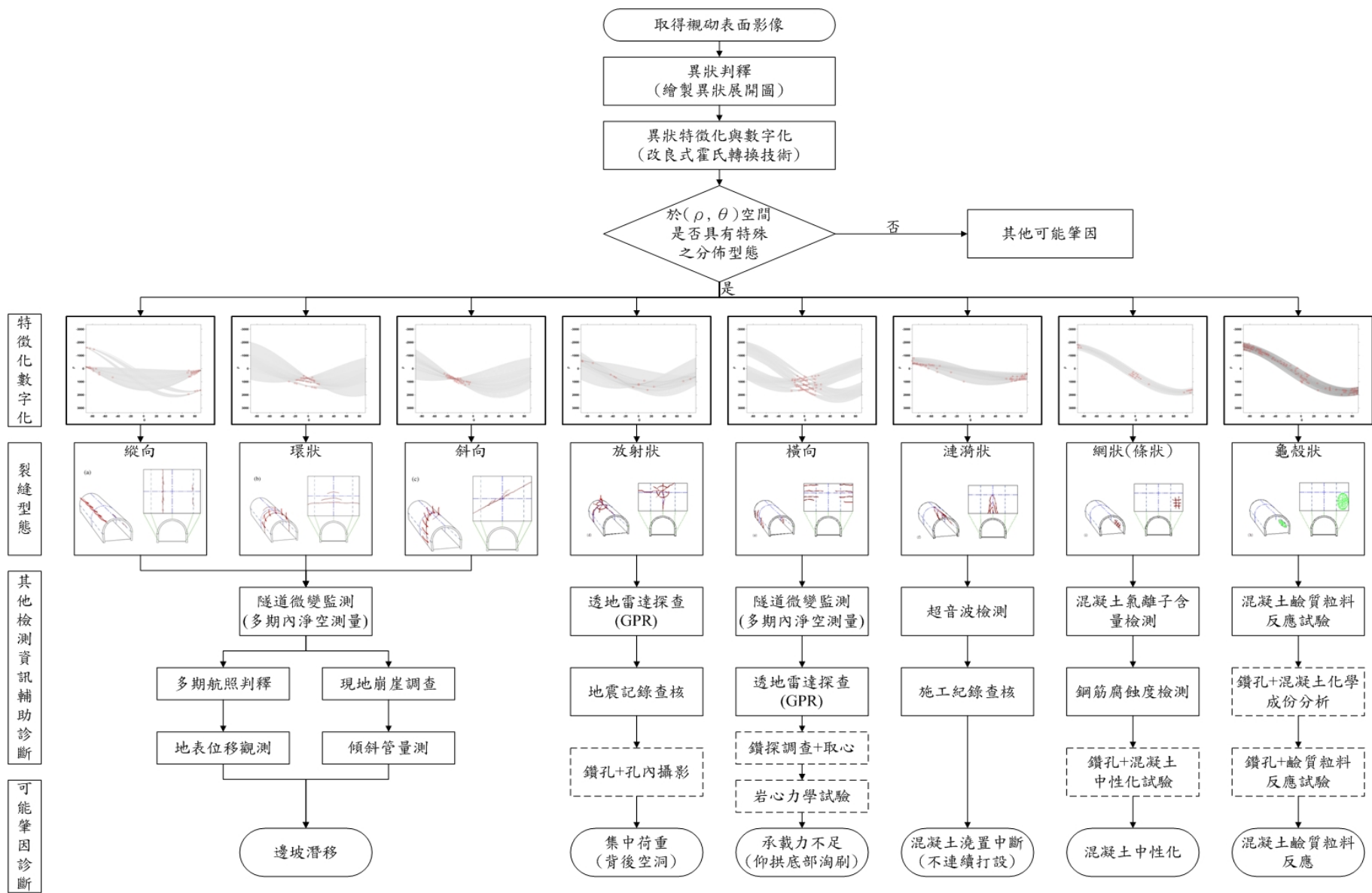


圖 3.4-8 隧道異狀診斷流程(李佳翰, 2013)

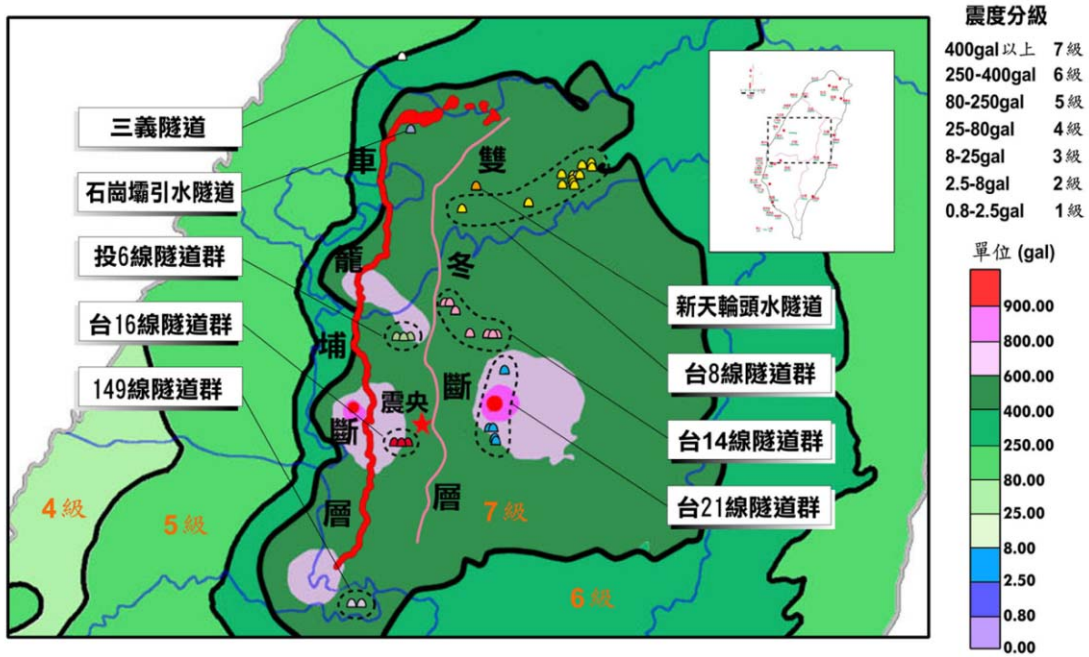


圖 3.4-9 集集大地震台灣各地區震度圖與中部地區受損隧道位置分佈  
(王文禮等人，2000)

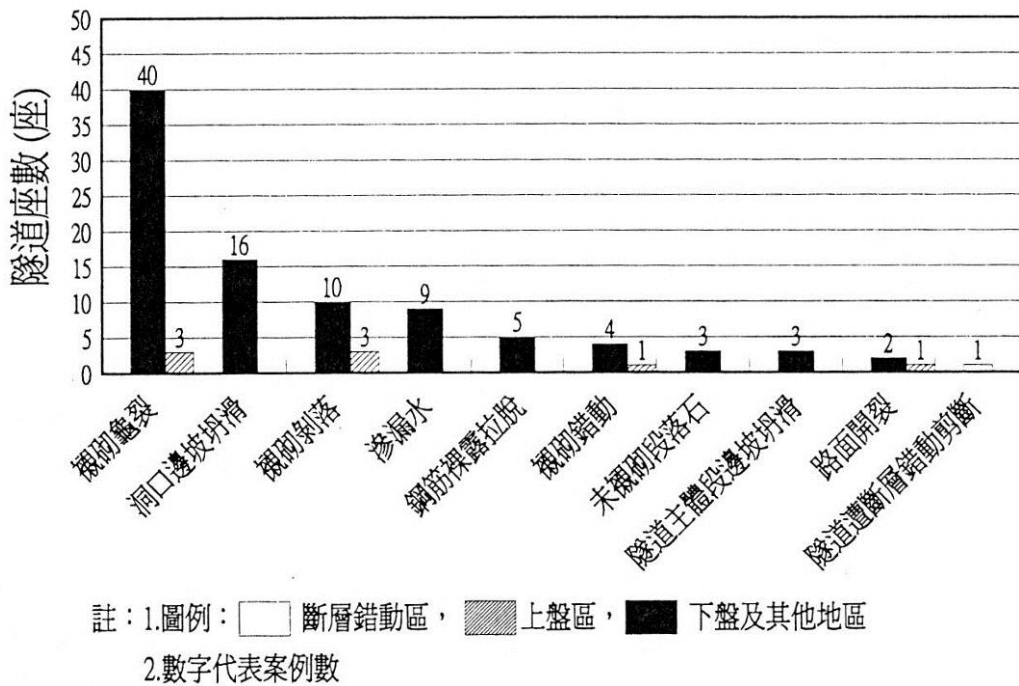


圖 3.4-10 隧道受損情形統計(王文禮等人，2000)

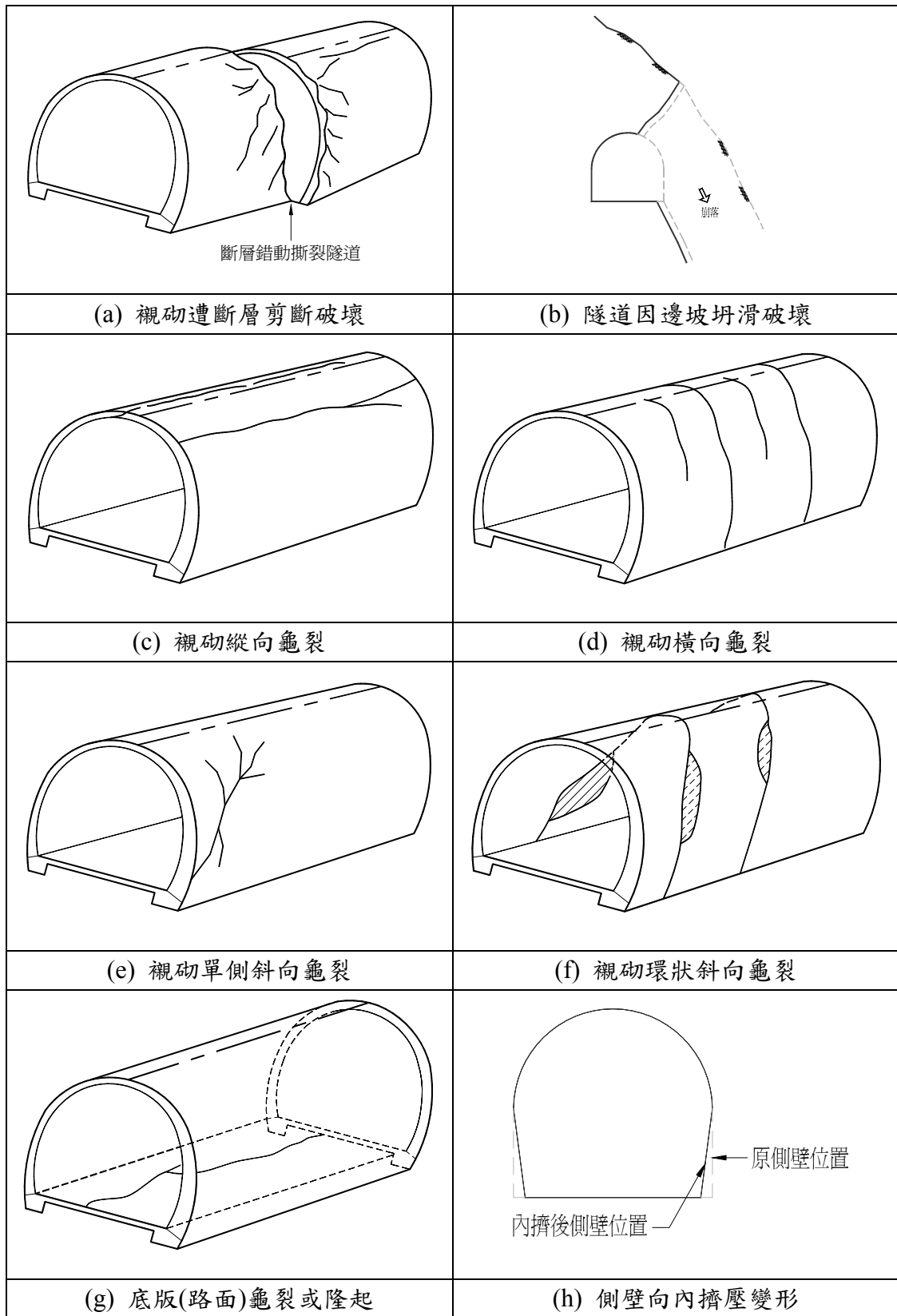


圖 3.4-11 山岳隧道受震損害型態示意圖(王文禮等人，2000)

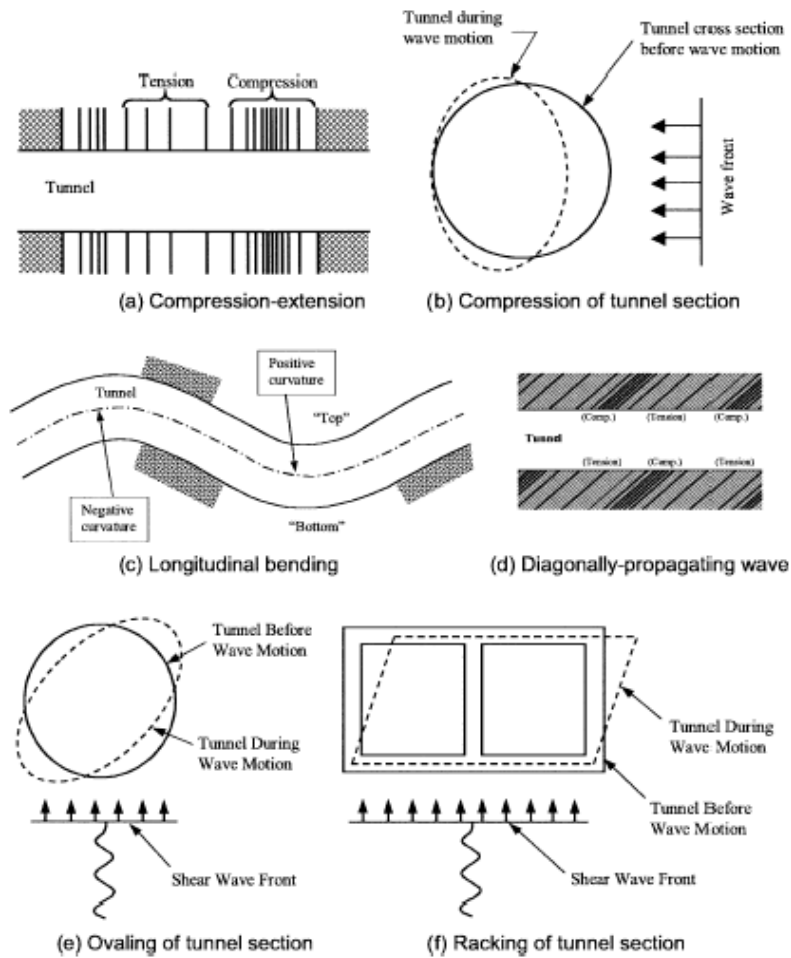


圖 3.4-12 震波作用下之隧道變形行為(Owen and Scholl,1981)



圖 3.4-13 URL 坑道歷經 20 年之坑道變形狀況(Read, 2004)



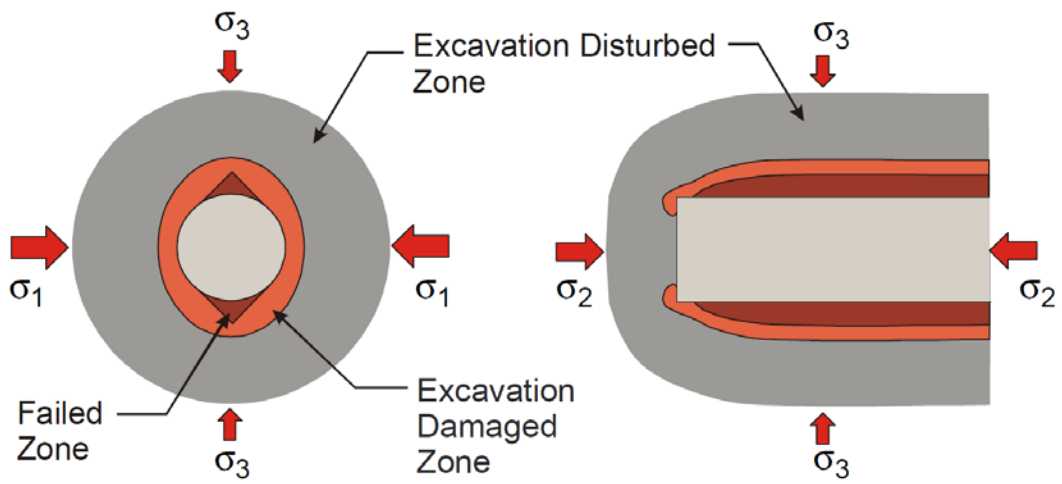


圖 3.4-14 URL 坑道破壞狀況與現地應力分佈及開挖擾動之關係示意(Read, 2004)

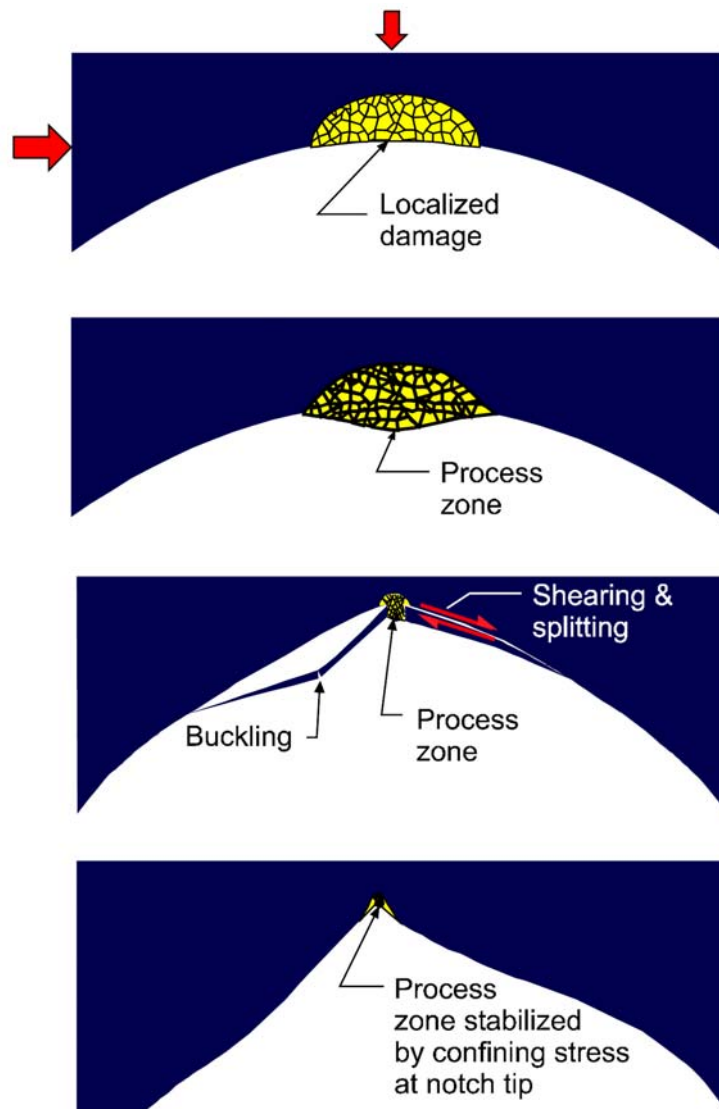


圖 3.4-15 URL 坑道破壞機制與開挖擾動之關係(Read, 2004)

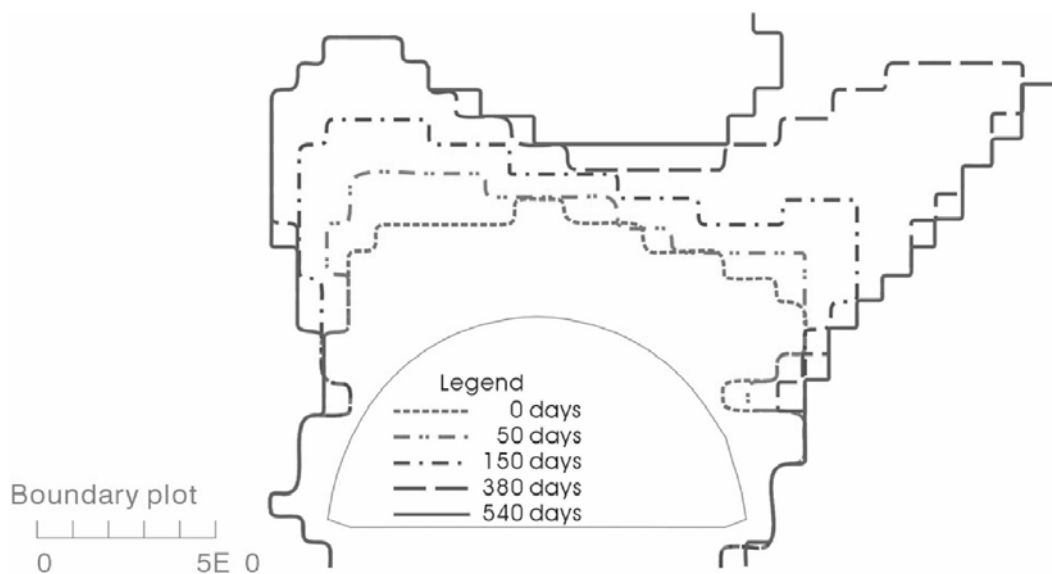


圖 3.4-16 隧道開挖擾動帶之依時變化行為(Wang et al., 2007)

### 3.4.2 異狀案例資訊彙整分析-環境因素

由於我國特殊之地質與氣候環境影響與發育所致，其土壤與岩石之「大地工程特性」除一般之強度、變形性與滲透性相異於國外其他國家外，尚具有：(1) 風化作用強烈，岩石弱軟化迅速；(2) 岩石長期行為明顯，強度與變形性依時變化大。

風化作用為岩石弱軟化的主因，對於岩體工程設計及其安定性影響深遠，故岩石風化帶的分佈以及風化程度的描述，為工址地質調查的重點工作(Ulusay and Hudson, 2007；許金華，2006)。惟風化過程岩石微觀組構的變化、弱軟化的程度以及各類力學參數之相互關係，迄今仍缺乏系統性的量化研究，故有關岩石風化程度的量化評估，為工程地質研究亟待努力的課題。

闕禮琳等人(2009)以台灣東部海岸山脈水璉礫岩某一邊坡失穩案例為對象，透過人為浸潤與乾燥循環的環境變異弱軟化岩石，模擬自然風化環境岩石的崩解與分析過程，配合一系列室內試驗(表 3.4-1)求得風化過程岩石力學特性參數的變化；繼而採用個別元素法模擬不同風化程度岩石的應力-應變曲線，探討

影響岩石弱軟化的敏感微觀因子；最後結合室內試驗與個別元素法模擬所得，應用有限差分法數值分析，探討風化引致岩石弱軟化對邊坡穩定的影響。研究成果顯示，水璉礫岩風化後，抗風化能力下降、強度降低、變形性增加，且強度降低主要受到風化弱軟化礫岩的基質成份較顯著，導致礫岩的視凝聚力下降，視摩擦角在人工風化過程的變化較不明顯。而顆粒力學個別元素法考慮較多的微觀參數，提供探討影響岩石弱軟化的敏感微觀因子，結合室內試驗基質弱軟化的結果後，可有效模擬不同風化程度岩石的應力—應變曲線；透過微觀膠結強度與變形參數以及介觀力學特性參數之模擬成果，可初步量化探討風化作用弱軟化岩石引致對邊坡穩定的影響，提供邊坡工程設計更多的量化參考資訊。Mohamad 等人(2011)則探討不同水分含量對花崗岩於各種風化程度下其強度的影響，其研究結果顯示：(1)水分含量越高，其風化程度越劇烈；(2)於相同風化程度下，水分含量越高，其強度( $I_{s50}$ )越低(圖 3.4-17)；(3)風化程度越高，其強度( $I_{s50}$ )越低。

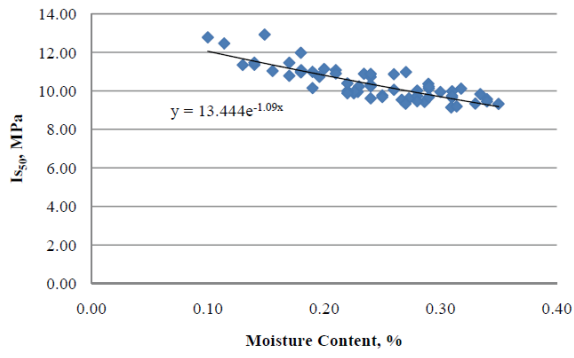
台灣西部麓山帶岩層以第三紀的沉積岩為主，由於該岩層成岩作用時間短，岩石膠結及壓密程度不佳；復以台灣既溫且濕的氣候環境，風化作用快速進行，使得此類岩層常呈膠結不良、孔隙率高、變形性大等特性，形成大地工程之不利因素。以其中之木山層砂岩為例，除了岩性軟弱之外，尚具有剪脹、高潛變量與遇水易弱化等特性；容易造成隧道大量變形之擠壓行為，屬於隧道工程之問題岩種。當地下開挖(如礦坑、地下電廠、放射性廢棄物儲存廠等)和隧道工程在通過此類岩石時，便可能遭遇到嚴重擠壓變形、剝落乃至於大量抽心的事故。以北二高中和隧道為例，施工期間通過木山層砂岩段時，即遭遇大量之擠壓變形。台灣的第三紀砂岩地層分布廣泛，而擠壓之問題於近年來台灣地區隧道工程之施工經驗中經常遭遇。

俞旗文與陳錦清(2002)以某大型公路隧道於斷層帶發生高度擠壓之實際工程案例為例，說明以 Burgers 潛變模式與二維 FLAC 有限差分程式進行潛變分析，以評估隧道斷層帶二次襯砌長期安定性之方法。潛變力學參數係由現場於二次襯砌安裝前之長期隧道頂拱沉陷變化速率觀測值，與二次襯砌安裝後連續觀測

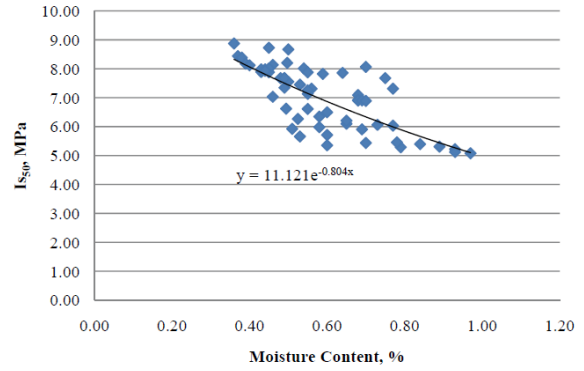
約 500 餘天之岩壓觀測值，進行黏彈塑性反算分析求得。之後再以黏彈性潛變分析，模擬預測隧道於營運後不同時期，內襯砌可能之受力程度，如圖 3.4-18 所示。詹尚書等人(2012)透過一已開挖貫通後卻因故停工隧道案例，蒐集隧道持續變形計測結果，計測期間該隧道曾遭遇莫拉克颱風引致的豪雨影響，藉計測結果繪製的隧道變形曲線特徵加以分類並探討岩體依時變形特性。研究結果顯示，三民頁岩區域變形曲線主要可分為四類，分別為(I)僅彈塑性變形(圖 3.4-19)、(II)彈塑性變形穩定後，延遲一段時間發生依時性變形(圖 3.4-20~圖 3.4-22)、(III)彈塑性變形尚未穩定即伴隨依時性變形，水災後無變化(圖 3.4-23)、(IV)彈塑性變形尚未穩定即伴隨依時性變形，水災後二次變化(圖 3.4-24)。研究結果顯示坑道變形行為除受到開挖擾動引致的彈塑性變性外，部分岩體有顯著依時性變形特性，以及受到豪雨的影響，變形的速率會有所改變。。

表 3.4-1 試驗項目、目的與方法(闕禮琳等人，2009)

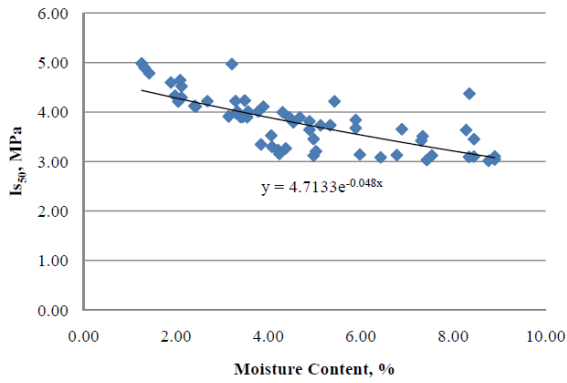
試驗名稱	試驗目的	方法	試驗設備
消散耐久試驗	探討風化程度對礫岩抗風化能力的影響。	將10顆40~60g且約等向之試體，置入篩桶中進行等速滾動，於10分鐘後烘乾並秤重，進行兩次比較試驗後減少之重量，即為消散耐久指數。	消散耐久儀
單軸壓縮試驗	求取單軸荷載狀態下岩石應力－應變關係，並求得其強度與變形模數。	利用軸向變形量及原有試體長度，轉換應變量及斷面積修正值，配合量測所得荷重值以計算各應變量對應之應力值，即可繪製應力－應變曲線。	壓力試驗機
點荷重試驗	目的在於測定岩石材料之點荷重指數(Is)探討整體強度。	以點荷重試驗儀之兩端鋼錐，夾破規則或不規則形狀之試體。	點荷重試驗儀
傾斜試驗	評估礫岩表層侵蝕、剝落過程摩擦特性的變化。	將試體置於載台，等速提升傾角，並記錄初始滑動角度，且將試體以45°為間隔，測試了岩石試樣八個方向的視摩擦角與方向之關係。	摩擦試驗傾斜台
薄片觀察	在偏光顯微鏡下進行岩石的礦物鑑定與組成分析並觀察探討岩象的變化。	觀察礦物內部的細微構造，如礦物的晶形或集合體、解理的發達與否、礦物的顏色和多色性、折射率的大小、對某組解理的消光角和單光軸、雙光軸等干涉像等特性，藉以鑑定礦物類別。	偏光顯微鏡



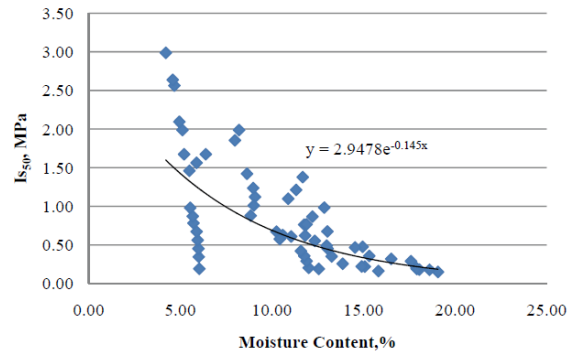
(a) weathering grade I



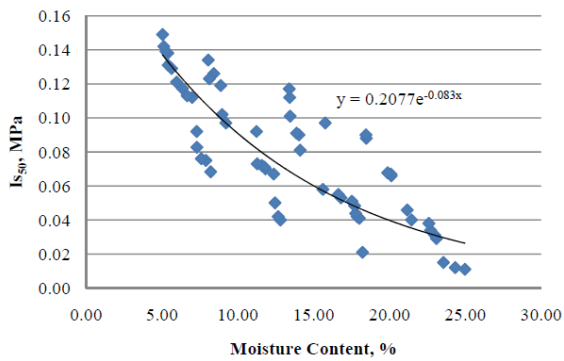
(b) weathering grade II



(c) weathering grade III



(d) weathering grade IV



(e) weathering grade V

圖 3.4-17 花崗岩於各種風化程度下水分含量對強度的影響(Mohamad et al., 2011)

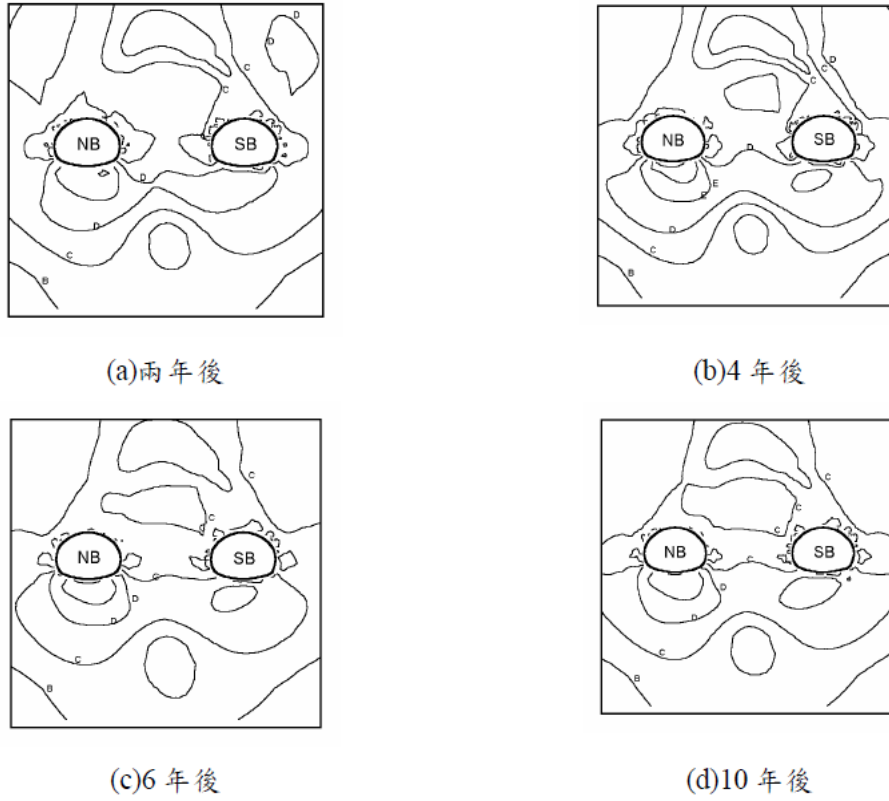


圖 3.4-18 隧道斷層帶圍岩內軸差應力之依時演化情況(俞旗文與陳錦清，2002)

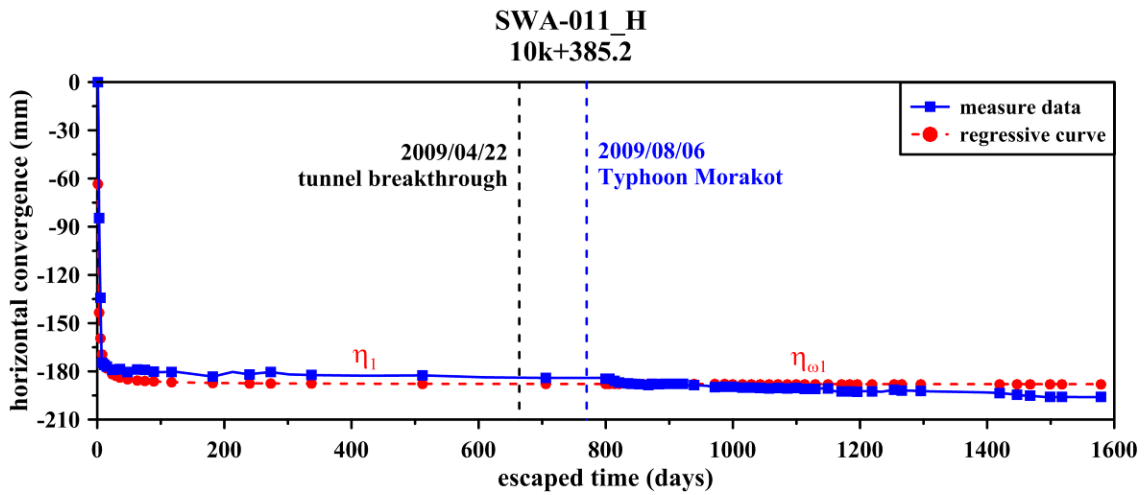


圖 3.4-19 I 類別隧道收斂變形歷時曲線(詹尚書等人，2012)

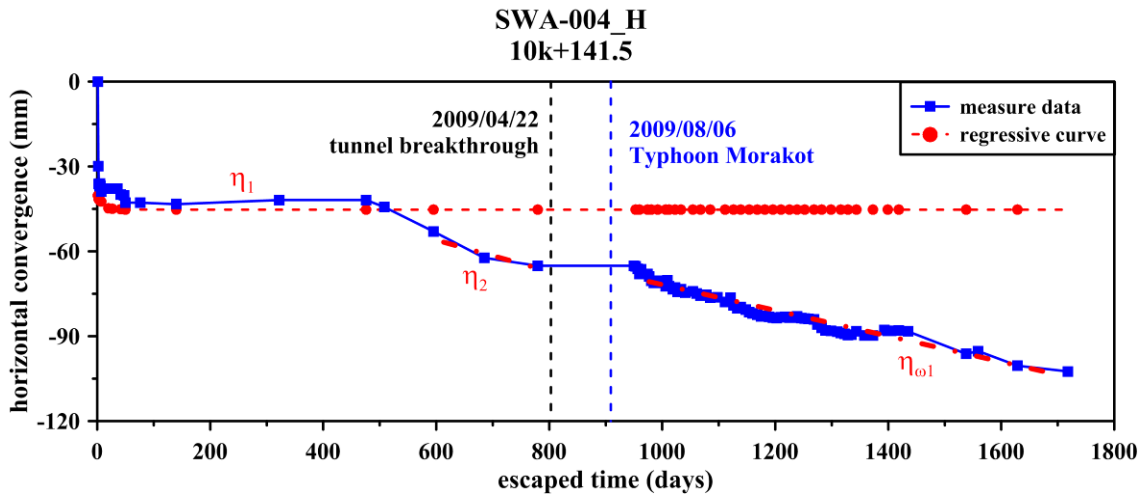


圖 3.4-20 II 類別隧道收斂變形歷時曲線(1)(詹尚書等人，2012)

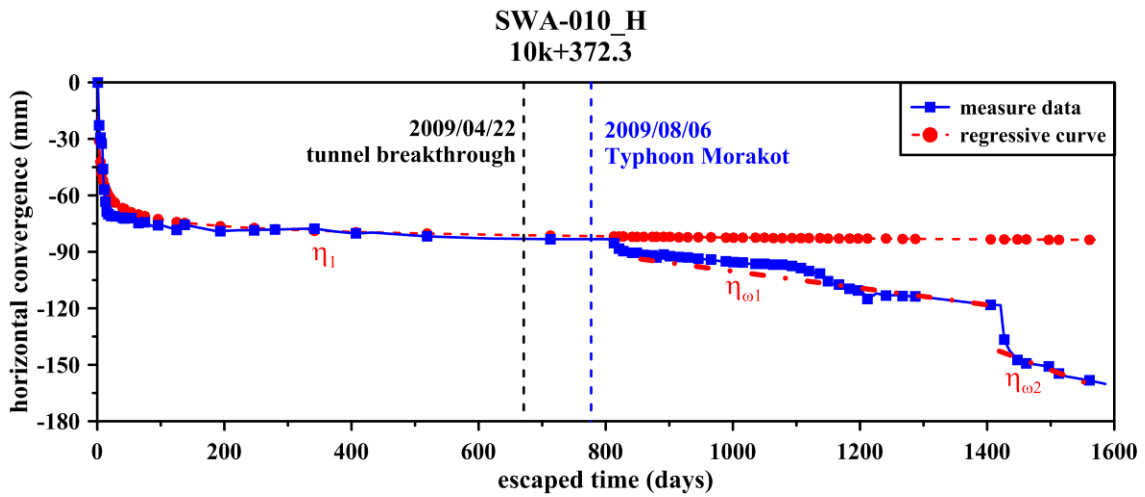


圖 3.4-21 II 類別隧道收斂變形歷時曲線(2)(詹尚書等人，2012)

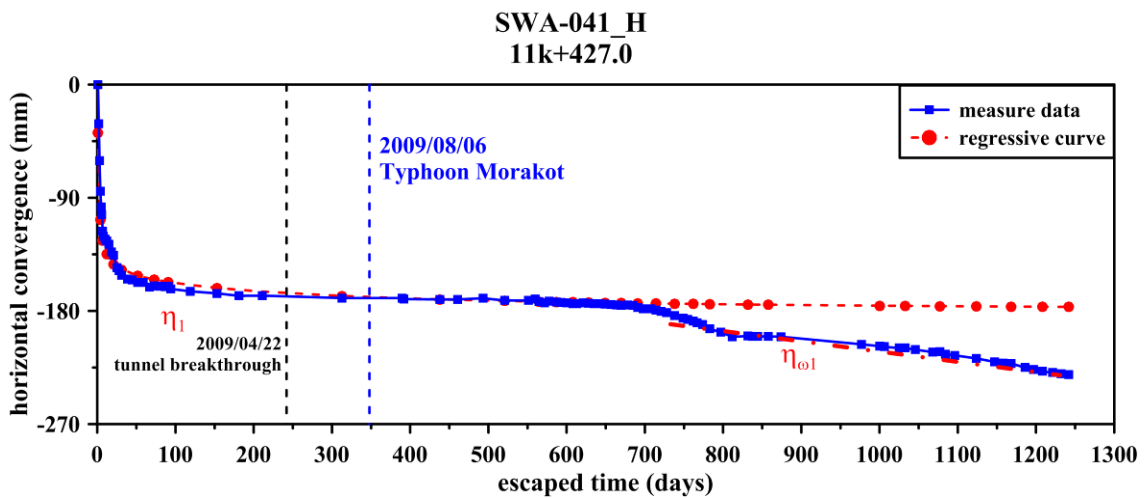


圖 3.4-22 II 類別隧道收斂變形歷時曲線(3)(詹尚書等人，2012)



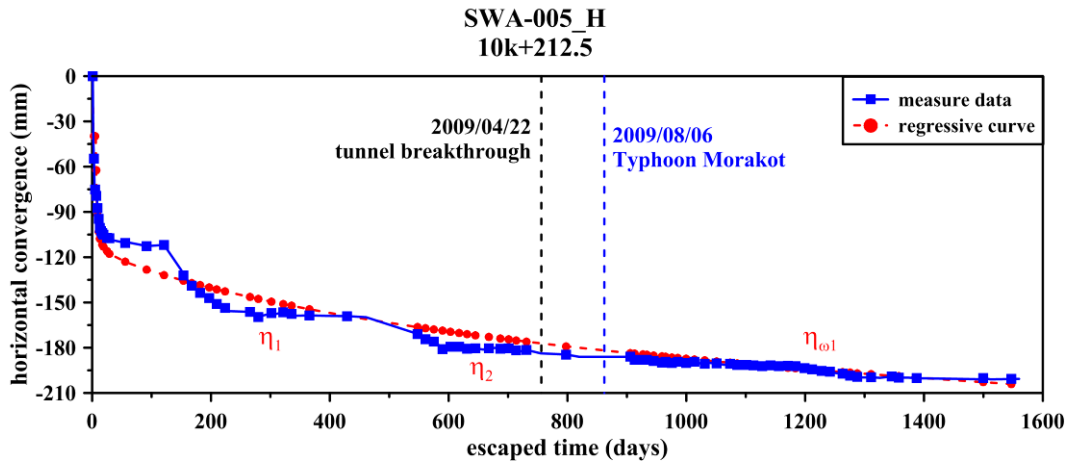


圖 3.4-23 III 類別隧道收斂變形歷時曲線(詹尚書等人，2012)

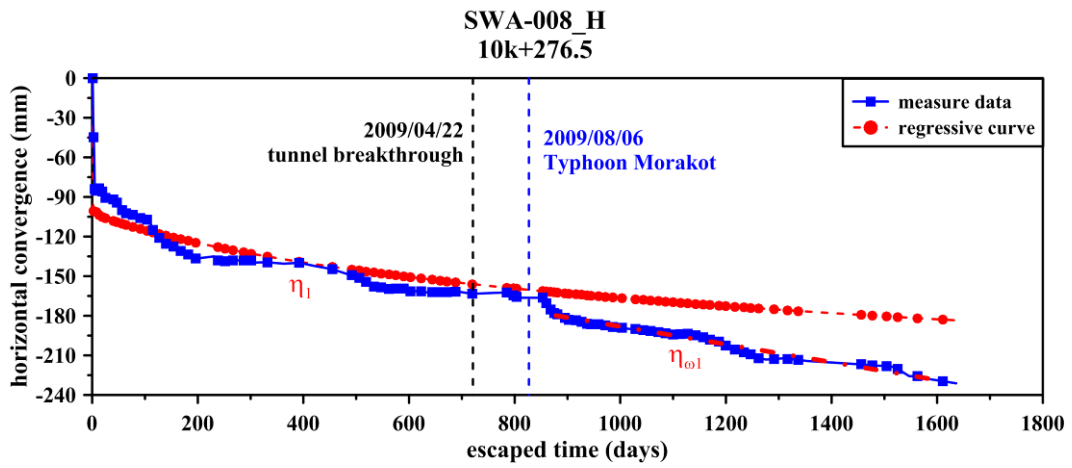


圖 3.4-24 IV 類別隧道收斂變形歷時曲線(詹尚書等人，2012)

## 第四章 影響坑道長期穩定與服務功能因素之場址特性描述與 對應參數探討

基於前章蒐集彙整國內外坑道穩定與服務功能異常現象之案例，及提出造成服務功能異常現象之影響因素，本研究繼而針對所提影響因素，深入探討各因素對應的場址特性描述與參數評估項目。前章歸納坑道穩定影響因素主要分成外力因素與環境因素，其中外力因素中之地震作用影響既有坑道功能異常現象案例最頻繁，且地震影響範圍極廣，對結構物影響程度亦最難掌握；環境因素中大地材料因開挖擾動造成的材料弱軟化及依時性變形特性，發生時可能已歷時甚久，且工程建造期間不易察覺，其對坑道之影響為考量長期穩定之關鍵項目。因此本章主要針對外力因素中地震作用，與環境因素中大地材料依時變形特性及弱軟化行為，探討各因素對應的場址特性項目及其對應參數，並探討對應的場址特性參數變異影響因子，提供既有處置坑道設計方法之檢討，以及考量坑道長期穩定評估之參考，俾利後續提出相關設計考量於管制要項之建議。

### 4.1 外力因素

#### 4.1.1 地震作用

地震作用期間，地下結構體受震方向包括水平向及垂直向，且整體結構於短時間內來回往返多次受力而擺動變形，襯砌因擺動變形所產生之應力與彎矩，其複合受力機制對隧道產生不同之影響，若此複合應力超出襯砌之極限強度，則會使混凝土產生剝落、錯動、龜裂及滲漏水等異狀。王文禮等人(2001)利用國內三義一號鐵路隧道受震案例，整理山岳隧道受地震作用影響後坑道襯砌受損情況(圖 3.4-10)，並統計坑道異狀與斷層相對位置、距離等因子(圖 4.1-1)，探討地震作用對坑道襯砌造成的影響。研究結果指出，地震作用對坑道的影響，可能與坑道與斷層相對位置、坑道深度與岩層特性相關。陳正勳等人(2011)亦以三義一號受震案例，分析不同類型震波傳達造成的震害類型(圖 4.1-2)，研究結

果顯示隧道襯砌受震損害主要可分成四種類型，分別為縱向裂縫、環向裂縫或環向施工縫錯動、環狀剝落以及斜向裂縫與剝落。襯砌縱向裂縫主要受地震波中 S 波垂直或 45° 入射引起襯砌軸力與彎矩增加的影響。環向裂縫或環向施工縫錯動則受到水平方向傳遞 P 波造成的張力破壞以及樂夫波造成襯砌應力增加的影響。環狀剝落與隧道承受地盤較明顯的水平向應力、S 波 45° 入射及大型避車洞導致應力集中有關。而斜向裂縫則是震波造成軟硬互層圍岩的應變差異以及襯砌結構剛度特性所致。然地震作用影響坑道穩定性具體場址特性參數評估項目，仍待進一步深入研究探討，以了解地震作用影響坑道穩定性之對應的場址特性參數項目，提供相關審查管制要項建議。

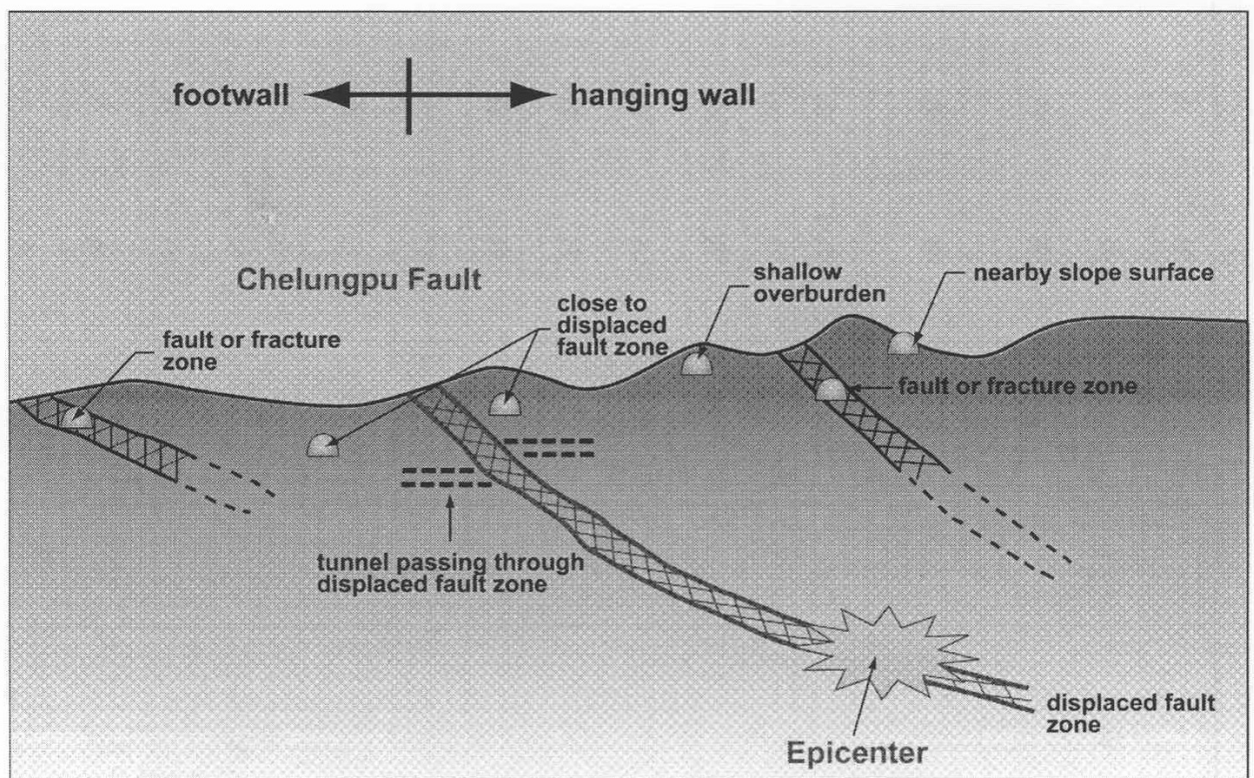


圖 4.1-1 不同震害類型與坑道及斷層相對位置關係(王文禮等人，2001)

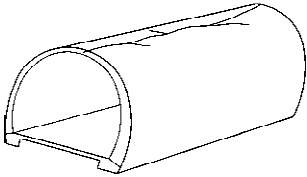

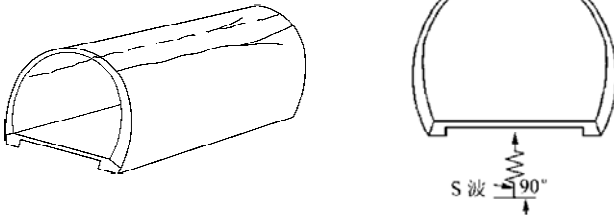
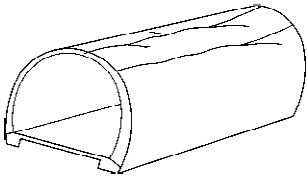
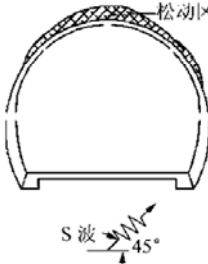
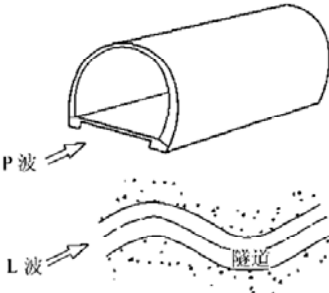
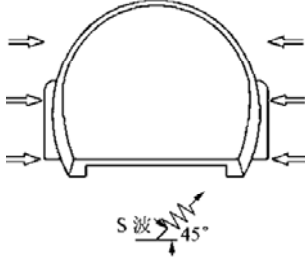
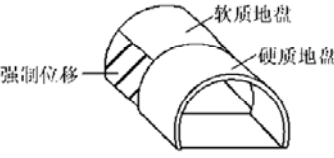
損害型態	隧道受震損壞概念模式示意圖	影響因素
		<p>S波 45°入射情況，圓形隧道襯砌於 <math>\theta = 0^\circ, \pm 90^\circ</math>，180處軸力與彎矩增量有最大值<sup>[14]</sup></p> <p>主隧道頂拱上方常存有開挖施工過程既存的鬆動岩楔，頂拱中央(<math>\theta = 0</math>)發生單一縱向裂縫</p> <p>橫坑因馬蹄形隧道斷面形狀，其襯砌於起拱線與底版(<math>\theta = \pm 90^\circ, 180</math>)等處相對頂拱(<math>\theta = 0</math>)易發生災害</p>
<p>襯砌縱向裂縫</p>		<p>S波 0°入射情況，圓形隧道襯砌於 <math>\theta = \pm 45^\circ, \pm 135^\circ</math>處軸力與彎矩增量有最大值<sup>[14]</sup></p>
		<p>S波 45°入射情況，隧道頂拱襯砌背後存在鬆動區及承受地盤水準力時，產生頂拱中央與肩部縱向裂縫<sup>[4]</sup></p>
<p>襯砌環向裂縫或環向施工縫錯動</p>		<p>水準向傳遞的P波或L波引致襯砌環向裂縫或環向施工縫錯動</p>
<p>襯砌環狀剝落</p>		<p>S波 45°入射情況，隧道承受地盤水準擠壓力時，產生頂拱與肩部環向裂縫<sup>[4]</sup></p> <p>大型避車洞造成斷面襯砌剛度差異及應力集中</p> <p>本損害形態伴隨底拱隆起</p>
<p>襯砌斜向裂縫與剝落</p>		<p>軟硬互層圍岩的應變差異，導致互層的介面發生相對位移<sup>[4]</sup></p> <p>裂縫自接近軟硬互層介面環向，發展轉向相對位移較大一側形成斜向裂縫</p>

圖 4.1-2 不同震害類型及其影響因素(陳正勳等人，2011)

## 4.2 環境因素

### 4.2.1 大地材料依時性變形

岩石材料在持續相同應力狀態下，隨時間產生之變形行為稱之為潛變 (creep)，即為岩石材料依時性變形行為。常見的依時變形模式主要可分為(1)黏彈模式(Visco-elastic model)、(2)黏彈塑模式(Visco-elasto-plastic model)、與(3)黏塑模式(Visco-plastic model)，其中以黏彈模式中柏格模式(Burgers model)為岩石力學相關試驗廣泛使用，係以彈簧及阻尼基本元件組合模擬材料在受力狀態下應變隨時間變化之行為，其描述式為：

$$\epsilon(t) = \left[ \frac{1}{G_1} \left( 1 - e^{-\frac{G_1 t}{\eta_1}} \right) \right] + \left( \frac{1}{G_2} + \frac{t}{\eta_2} \right) \quad (\text{式 4.2-1})$$

其中  $G_1$ 、 $G_2$  為彈簧(岩石材料)勁度模數， $\eta_1$ 、 $\eta_2$  為阻尼(依時性變形)的黏滯係數。

Sulem 等人(1987a、1987b)將隧道開挖後圍岩變形區分為：(1)與空間有關之前進面效應；(2)與時間有關之潛變效應等兩個影響因素。建議隧道淨空變形經驗公式為：

$$C(x, t) = C_1(x) [1 + m C_2(t)] \quad (\text{式 4.2-2})$$

$$C_1(x) = C_{\infty x} \left[ 1 - \left( \frac{X}{x + X} \right)^2 \right] \quad (\text{式 4.2-3})$$

$$C_2(t) = 1 - \left( \frac{T}{t + T} \right)^n \quad (\text{式 4.2-4})$$

式中  $C(x, t)$  為開挖後  $t$  時間，距開挖面距離為  $x$  時，隧道的淨空間收斂變形量， $X$  為與空間效應有關之特定參數， $n$  與  $T$  為與時間相關之特定參數，而  $m$  代表時間效應與空間效應對於淨空間變形的影響比例係數。

詹尚書等人(2012)利用隧道變形經驗公式，迴歸淨空變形歷時、歷距曲線，據岩體變形行為特性的分類，佐以最小二乘法(generalized least squares)以得到最佳迴歸曲線，探討依時性變形特性參數與場址特性之關聯。表4.2-1

整理最佳迴歸結果獲得的變形特性參數，及水災前後變形速率 $\eta$ 。研究結果顯示岩體材料變形模數、強度、岩層組成比例影響岩體依時變形特性相當顯著，而環境因素，如瞬時水位變化亦會造成岩體材料依時性變形。岩石材料的破碎程度、材料變形模數與強度將影響岩石依時性變形中空間與時間效應比例係數，即彈塑性變形與依時性變形之比例。瞬時水位變化對岩石材料的依時變形特性上，反應速度取決於岩層組成比例其透水性的差異；應變率量值則端視岩石材料組成比例間的關係，包含本身的依時變形與岩層間界面滑動引致的依時性變形特性(圖4.2-1、圖4.2-2)。

表 4.2-1 國內某發生依時變形隧道 Sulem 參數迴歸統計分析結果(詹尚書等人，2012)

監測區段	變形類別	岩性	變形特性參數						
			$C_x$	X	m	n	T	$\eta_1/\eta_2$	$\eta_{w1}/\eta_{w2}$
SWA-011	I	SH-SS	-168.4	7.3	0.1	0.9	25.9	-0.008/-	-0.02/-
SWA-012	I	SH-SS	-47.9	10.3	0.1	1.8	113.5	-0.002/-	-0.0003/-
SWA-004	II	FZ	-19.9	2.1	1.2	1.2	5.1	-0.004/-0.07	-0.05/-
SWA-010	II	SH-SS	-57.3	12.3	0.4	1.1	18.4	-0.01/-	-0.05/-0.12
SWA-037	II	SS/SH	-78.3	9.3	3.8	1.8	9.9	-0.03/-	-0.35/-
SWA-038	II	SS/SH	-140.3	7.3	0.8	17.9	917.3	-0.05/-	-0.16/-0.16
SWA-039	II	SS/SH	-285.2	8.5	0.2	2.6	11.0	-0.04/-	-0.16/-
SWA-041	II	SS/SH	-120.2	13.5	0.4	3.2	87.6	-0.05/-	-0.09/-
SWA-005	III	SS/SH	-112.8	10.6	0.6	1.7	401.5	-0.04/-0.03	-0.02/-
SWA-006	III	SS/SH	-120.1	1.3	0.5	3.9	99.6	-0.06/-	-0.08/-
MWA-002	IV	SS-SH	-115.7	6.6	0.2	0.8	7.5	-0.05/-	-0.15/-
SWA-007	IV	SS/SH	-83.9	5.1	1.1	0.9	282.6	-0.06/-	-0.07/-0.03
SWA-008	IV	SH-SS	-82.9	8.3	0.9	1.1	136.4	-0.07/-	-0.07/-
SWA-009	IV	SH-SS	-120.8	10.6	0.8	1.1	371.9	-0.06/-	-0.06/-
SWA-040	IV	SS/SH	-62.2	10.5	0.9	0.6	10.6	-0.06/-	-0.13/-

註：FZ：斷層帶 SS-SH：砂岩夾頁岩 SS/SH：砂頁岩互層 SH-SS：頁岩夾砂岩

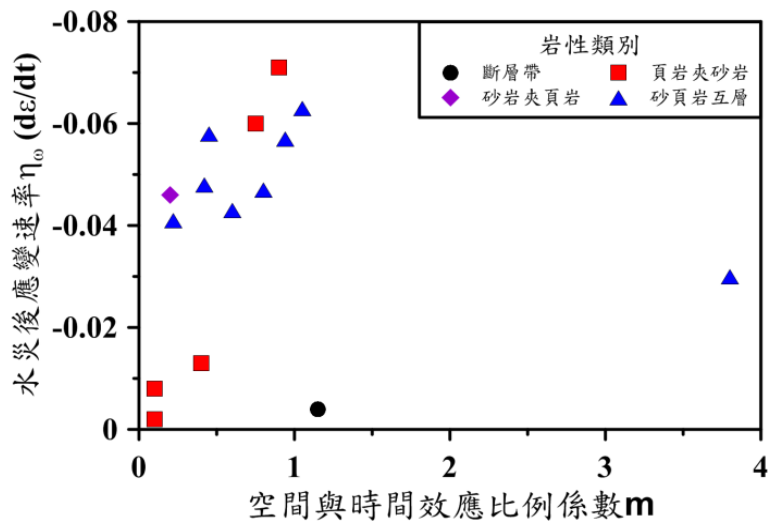


圖 4.2-1 依時變形速率增加後 m 值與應變率關係(詹尚書等人，2012)

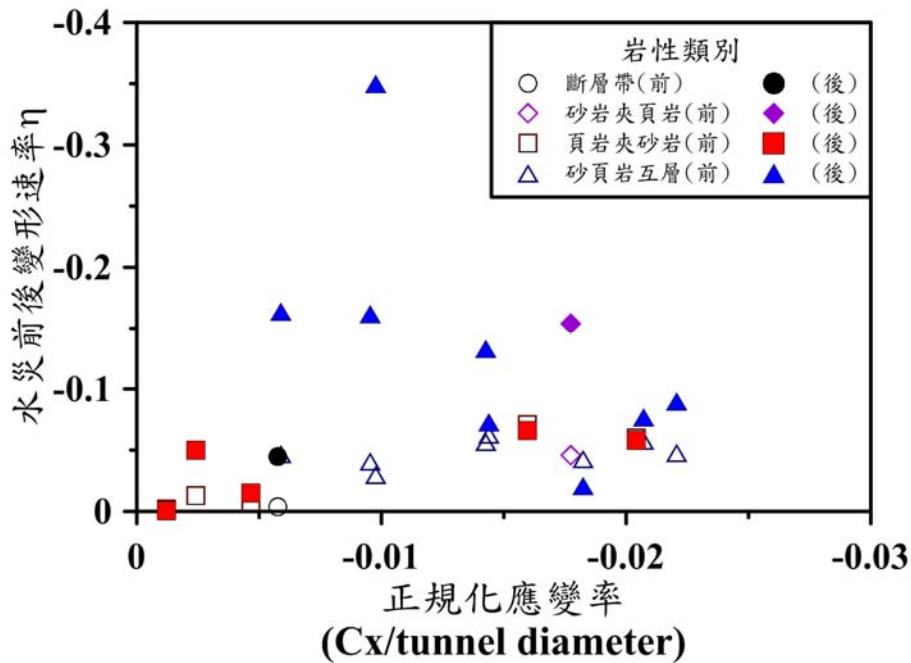


圖 4.2-2 水災前後之收斂應變速率與岩層特性之關係(詹尚書等人，2012)

#### 4.2.2 大地材料弱軟化

大地材料常受風化作用影響，而產生材料弱軟化現象，對於岩體工程設計、穩定性及安全性影響甚鉅，在考量坑道設施長期穩定條件下，了解大地材料弱軟化特性，為設施穩定性與安全性評估之關鍵項目。

Hoek 與 Brown 於 1980 年提出岩體非線性破壞準則，經不斷地修正後，已可同時描述完整岩石與裂隙岩體因應力造成降伏的情況，在國內外岩體工程特性評估的應用上，已成為最常見的破壞準則，其主要描述式係透過岩性

參數  $m_i$ 、完整岩石單軸壓縮強度  $\sigma_{ci}$  或(Uniaxial Compressive Strength, UCS)、岩體破碎(完整)程度參數  $s$ ，可獲得完整岩石或裂隙岩體的強度包絡線，必要時亦可透過  $a$  值修正包絡線的曲度，如式 4.2-5 所示。

$$\sigma'_1 = \sigma'_3 + \sigma_{ci} \left( m_b \frac{\sigma'_3}{\sigma_{ci}} + s \right)^a \quad (\text{式 4.2-5})$$

其中  $\sigma'_1$  和  $\sigma'_3$  分別為發生破壞時的最大和最小主應力(有效應力)，岩性參數  $m$  和  $s$  通常需要以三軸試驗求取。然岩性參數  $m$  因與岩石的組成材料、種類、及成岩環境等因素相關，十分難以求得。而岩石因不同成岩環境而有其不同的微觀組構，並衍生不同的岩石性質，除可用以描述的岩性參數  $m$  值外，尚包括物理特性、力學特性等。Bell 等(1998)提出影響岩石物理及力學特性的微觀組構因子包括石英含量(quartz content)、黏土含量(clay size content)、堆疊密度(packing density)、以及顆粒尺寸分佈(particle size distribution)。Jeng 等(2004)以台灣的砂岩為例，探討影響砂岩力學特性之物理特性與微觀組構因子，包括乾密度(dry density)、視比重(specific weight)、孔隙率(porosity)、顆粒面積比例(grain area ratio, GAR)、堆疊密度與礦物含量，研究結果顯示孔隙率與顆粒面積比例影響砂岩單壓強度顯著，並進一步提出以孔隙率與 GAR 兩因子作為砂岩力學特性的分類指標(圖 4.2-3)。Weng 等(2012)利用個別元素法數值分析工具，探討孔隙率與 GAR 對砂岩力學特性的影響，研究結果指出此二因子對砂岩凝聚力影響顯著，而 GAR 影響砂岩的摩擦角顯著，隨著孔隙率降低與 GAR 增加，砂岩的剪力模數與體積模數增加(圖 4.2-4)。Sabatakakis 等(2008)探討影響沉積岩類包括泥灰岩、砂岩與石灰岩的力學特性之微組構因子，研究結果顯示石英含量、方解石與石灰岩比例(sparite/micrite)影響力學特性顯著，其中方解石與灰岩比例越高，岩性參數  $m_i$  值將會降低(圖 4.2-5)。

闕禮琳等人(2009)以水璉礫岩為對象，透過不同次數的乾濕循環人工風化作用，探求不同風化程度消散耐久指數、單軸壓縮強度、點荷重強度以及



視摩擦角的變化，研究成果顯示，水璽礫岩風化後，抗風化能力下降、強度降低、變形性增加，且強度降低主要受到風化弱軟化礫岩的基質成份較顯著，導致礫岩的視凝聚力下降，視摩擦角在人工風化過程的變化較不明顯(圖 4.2-6、圖 4.2-7)。Tan 等(2011)以花崗岩為對象，探討凍融作用對花崗岩力學特性的影響，以及循環次數與力學參數的相互關係，研究成果顯示單壓強度、變形特性以及彈性模數隨著循環次數增加而下降，這些關係可用一些指數方程式來進行描述。

詹佩臻(2011)利用統計學多變量迴歸分析(multiple regression analysis)方法，探討碎屑沉積岩力學特性的影響因子，以及其遇水弱化、軟化程度的關鍵物理性質指標與微觀組構特性，研究結果顯示碎屑沉積岩岩石材料風化循環過程中，其岩石孔隙率  $n$  與顆粒面積比 GAR 影響岩石力學特性最顯著(圖 4.2-8、圖 4.2-9)。

郭雅雯(2012)以大理岩為對象進行風化試驗，針對一般指數與微觀組構進行分析討論，探討風化過程中岩體弱軟化特性及影響因素，研究結果顯示，岩石單壓強度隨乾濕循環次數增加有逐漸下降的趨勢，破壞應變則隨乾濕循環次數增加有逐漸上升的趨勢(圖 4.2-10)，而岩石楊氏模數隨乾濕循環次數增加亦有逐漸下降的趨勢(圖 4.2-11)。在岩石強度特性參數方面，凝聚力隨乾濕循環次數增加有逐漸下降的趨勢(圖 4.2-12)，摩擦角則隨乾濕循環次數增加有逐漸上升的趨勢(圖 4.2-13)。利用岩石薄片影像以了解乾溼循環的微觀組構變化，探討乾濕循環對岩石力學特性之影響，研究結果顯示，隨乾溼循環次數增加，岩石孔隙逐漸增大並降低其抗風化能力，風化過程中大理岩之白雲石發生去白雲石化作用(dedolomitization)，方解石相對比例上升，而白雲石呈下降趨勢(圖 4.2-14)。

我國地處歐亞大陸板塊與菲律賓海板塊斜向聚合帶以及北半球亞熱帶氣候區，持續的板塊推擠在高溫多雨的環境下演化了多變的地形，常見崇山峻嶺與湍急河川，旺盛的地質活動更造成了複雜的地層與地質構造，尤多軟弱、破碎岩石。基於上述特殊的環境條件相互作用下，岩盤風化速率更較國

外處置技術先進國家來的迅速。爰此，了解國內岩石的風化特性，並於「場址特性調查」階段進行相關試驗與調查外，亦於「場址特性描述與參數評估項目」部分，考量加入岩性、岩象等受風化影響具顯著變異的評估因子，以增進坑道長期穩定性之安全評估。

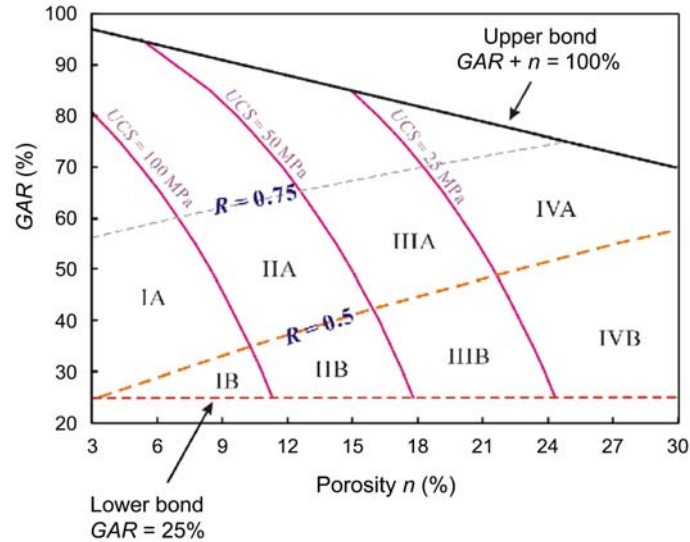


圖 4.2-3 孔隙率、GAR 指標與砂岩單壓強度之分類(Jeng 等，2004)

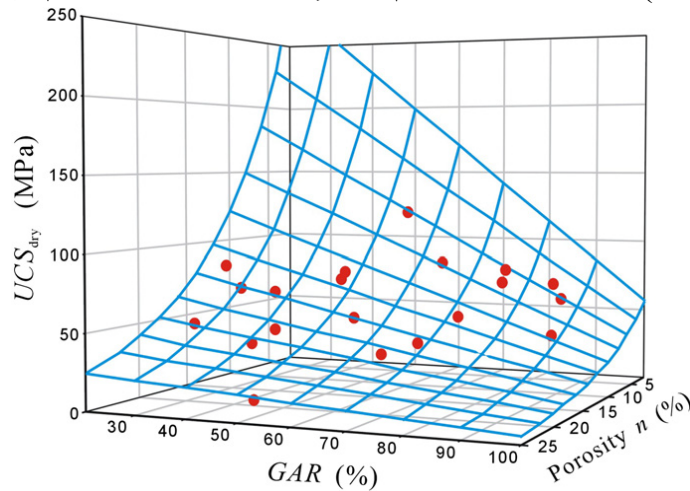


圖 4.2-4 孔隙率與 GAR 對砂岩單壓強度的影響(Weng 等，2012)

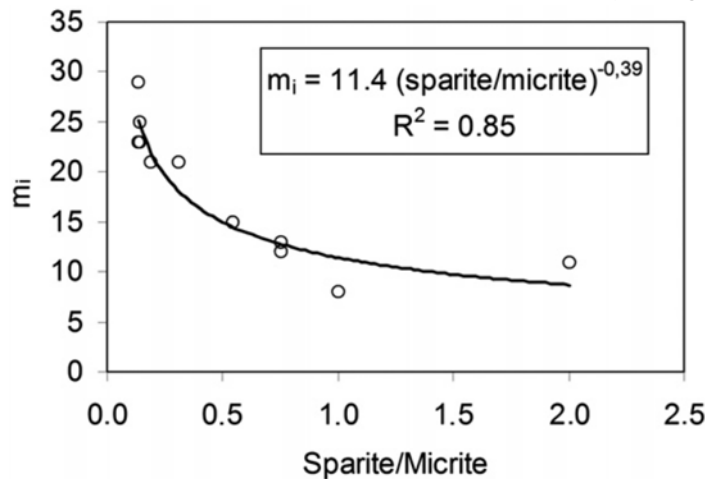


圖 4.2-5 石灰岩中方解石與石灰岩比例對 mi 值的影響(Sabatakakis 等，2008)

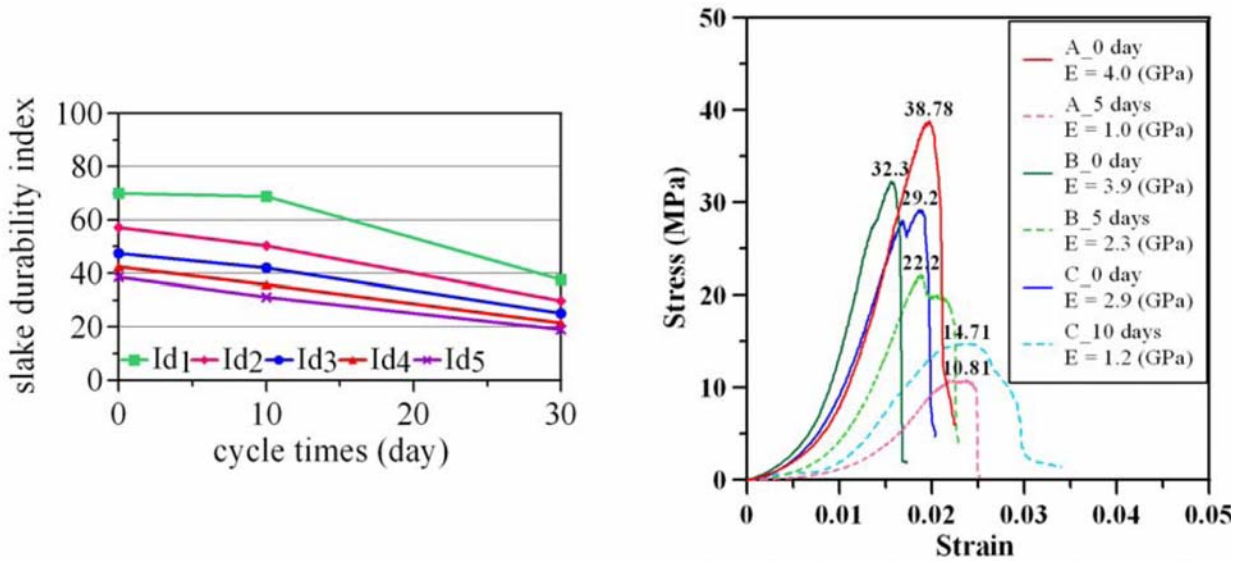


圖 4.2-6 水璉礫岩歷經不同乾濕循環次數下消散耐久指數變化(左)與單軸壓縮應力-應變曲線(右)(闕禮琳等，2009)

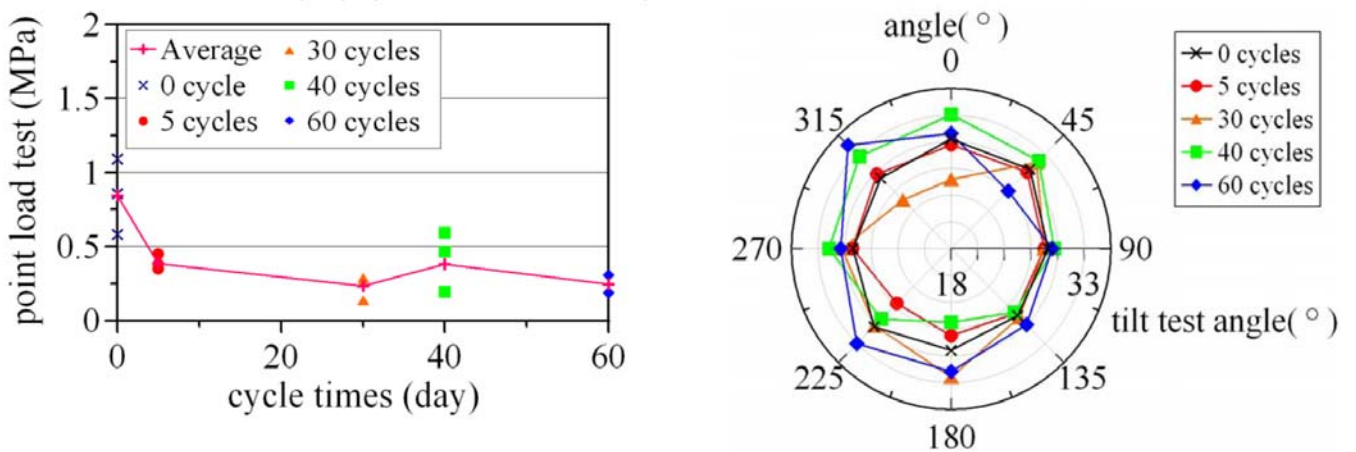


圖 4.2-7 水璉礫岩歷經不同乾濕循環次數下點荷重指數變化(左)與不同方向視摩擦角極圖(右)(闕禮琳等，2009)

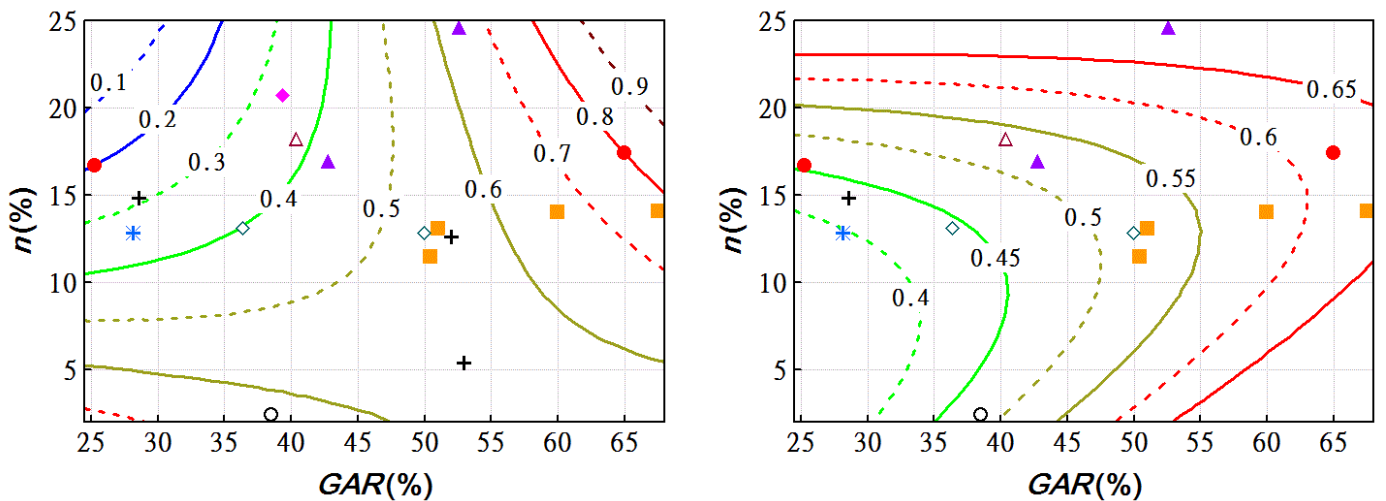


圖 4.2-8 乾濕強度比 RUCS 與岩石孔隙率

圖 4.2-9 乾濕變形比 RE 與岩石孔隙率及

及顆粒面積比趨勢圖(詹佩臻等, 2011)

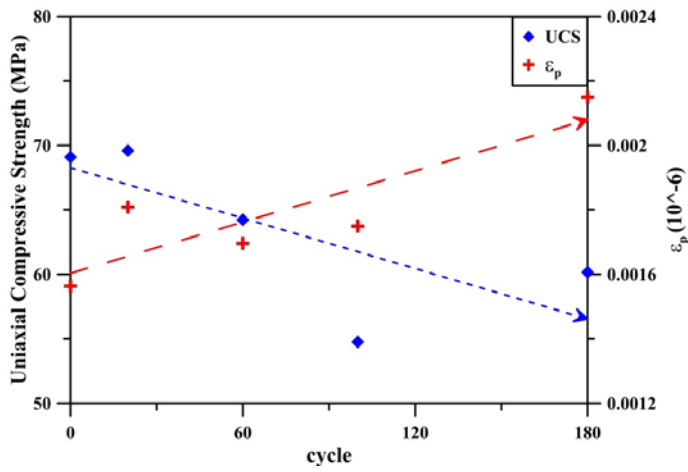


圖 4.2-10 破壞應變受乾濕循環次數之影響

顆粒面積比趨勢圖(詹佩臻等, 2011)

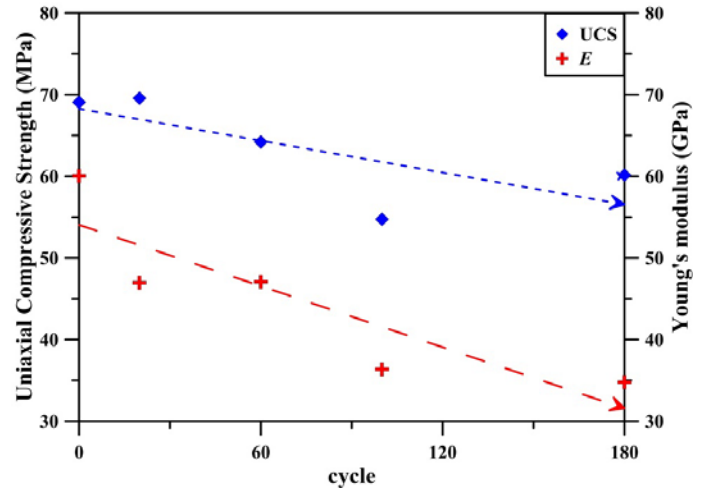


圖 4.2-11 楊式模數受乾濕循環次數之影響

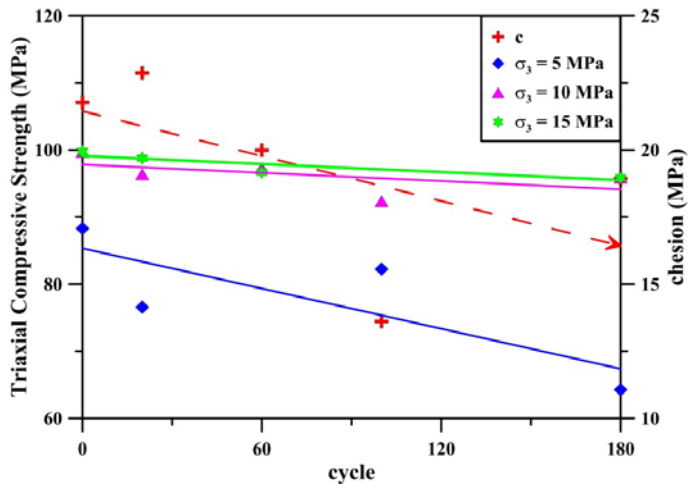


圖 4.2-12 視凝聚力受乾濕循環次數之影響

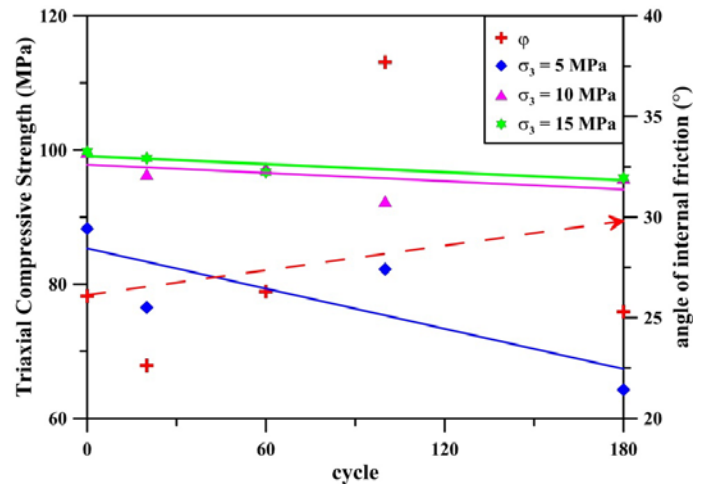


圖 4.2-13 視摩擦角受乾濕循環次數之影響

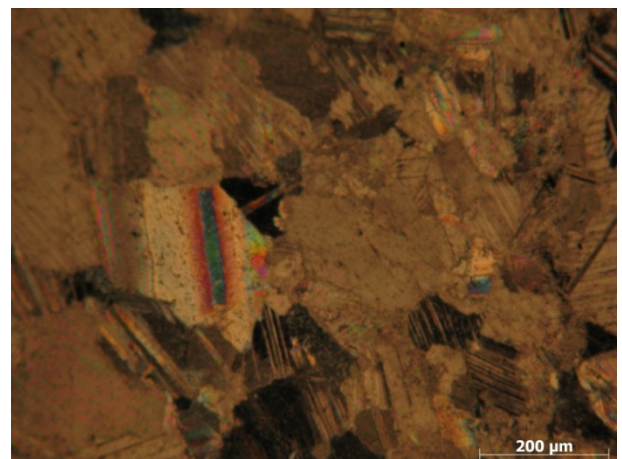
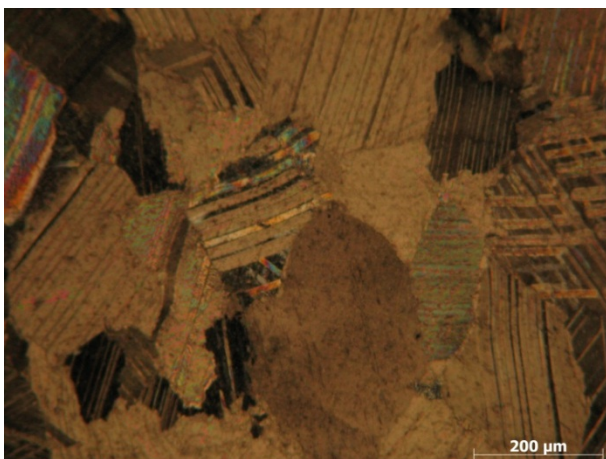


圖 4.2-14 未循環(左)與循環 180 次(右)之大理岩薄片影像(郭雅雯, 2012)

### 4.3 既有坑道設計方法與規範之檢討

基於既有坑道設計規範與調查項目等準則下建造的岩石隧道，被視為堅固而且耐久的結構設施，然近十幾年的坑道結構安全檢測結果發現，甚多的岩石隧道在未達設計年限一半之際，襯砌混凝土受力即因超過強度而發生異狀，顯示國內岩石隧道工程的地質調查、場址特性描述、設計參數研析、設計理念與設計準則、以至於開挖、支撐施工方式等現行做法，皆有進一步深入檢討與改善的必要。爰此，本章就造成既有坑道服務功能異常現象之影響因素，歸納整理目前既有坑道設計方法與調查規範較不足之處，以及相對應的坑道長期穩定性之場址描述性項目於后，提供處置坑道設施長期穩定性考量時相關場址特性描述項目之參考。

#### 外力因素：

1. 地震作用對坑道的影響；
2. 邊坡運動對坑道的影響；
3. 開挖擾動對場址及坑道的影響。

#### 環境因素：

1. 依時性變形對坑道穩定的影響；
2. 弱軟化特性對坑道穩定的影響；
3. 依時性變形與弱軟化特性對地質材料的變化。

對上述坑道長期穩定性影響因素與場址特性描述項目，深入探討其對應的評估參數或調查項目，為後續考量處置設施設計及其穩定性評估之審查管制要項制定之關鍵課題。

## 第五章 處置坑道功能需求分析以及對應的場址特性變異影響之探討

經利用國內外坑道穩定與服務功能異常現象案例，獲得坑道長期穩定性影響因素，並據以研析各影響因素對應的場址特性描述項目，以及對應場址特性項目的評估參數之影響。本章進一步考量場址特性參數的變異，探討參數變異對既有坑道的影響程度，據以提出處置坑道在長期穩定性考量下所應具備的功能需求。本計畫主要針對地震作用於不同場址特性、既有長期穩定影響因素耦合場址變異效應、開挖擾動引致場址特性變異、開挖擾動引致材料變異等部分，探討各影響因素變異對既有坑道或場址特性造成的影響，據以提供處置坑道設施設計應具備的考量，以及相關場址特性描述與參數評估的具體建議。

### 5.1 不同地盤組合下地震作用之影響

考量地層分布多非為單一岩層，許瑞慈(2012)利用有限元素法軟體分析水平雙岩層，在岩層具不同的密度、泊松比及波速等條件下，坑道建置相對岩層位置受震後的反應，以探討震波垂直入射於不同硬度地層(Impedance ratio)、不同隧道位置( $\square/\lambda$ )和頻率(Hz)進而引發隧道襯砌應力變化之情形。圖 5.1-1 與圖 5.1-2 分別表示坑道建置與岩層分布的相對位置。研究結果顯示，震波引發隧道襯砌最大正規化軸應力、剪應力與撓曲應力增量隨正規化覆蓋深度( $\square/\lambda$ )、頻率(Hz)與波長( $\lambda$ )有關，當正規化覆蓋深度( $\square/\lambda$ )為 0.25 之奇數倍時襯砌應力增量存在最大值；正規化覆蓋深度( $\square/\lambda$ )為 0.25 之偶數倍時存在最小值。上下層岩層性質關係主要藉阻抗比( $\alpha$ )加以描述，圖 5.1-3 顯示當隧道位於上層岩層時，其阻抗比( $\alpha$ )折減或放大入射波，進而影響正規化動態應力增量值。圖 5.1-4 顯示隧道位於下層岩層時，正規化動態應力增量主要由覆蓋深度(h)、襯砌彈性模數(EI)與圍岩彈性模數( $E_r$ )之比例為影響因子。綜整之，若隧道建置於水平互層的岩層，且兩岩層具不同的力學特性參數，受震引致襯砌應力增量影響因子包含波長( $\square$ )、頻率(f)、覆蓋深度(h)、阻抗比( $\alpha$ )、以及襯砌

彈性模數(EI)與圍岩彈性模數(Er)之比例等因素。

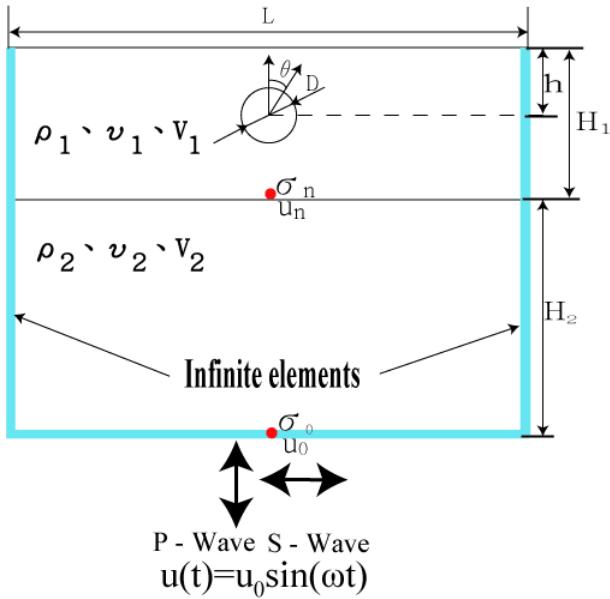


圖 5.1-1 隧道位於上層示意圖(許瑞慈, 2012)

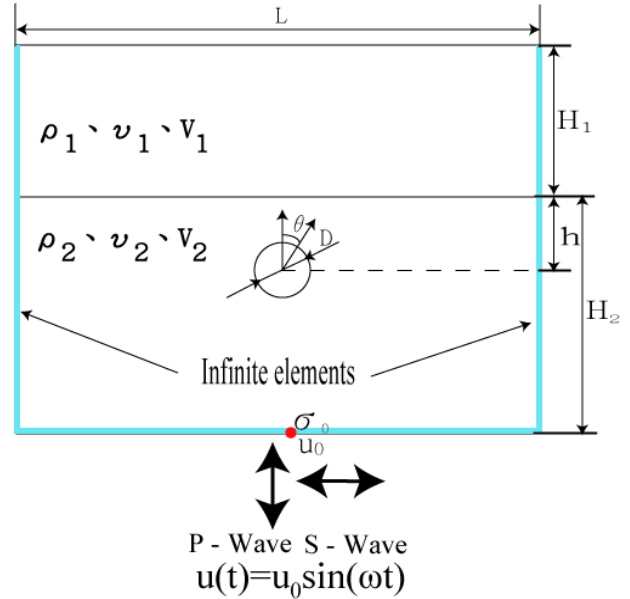


圖 5.1-2 隧道位於下層示意圖(許瑞慈, 2012)

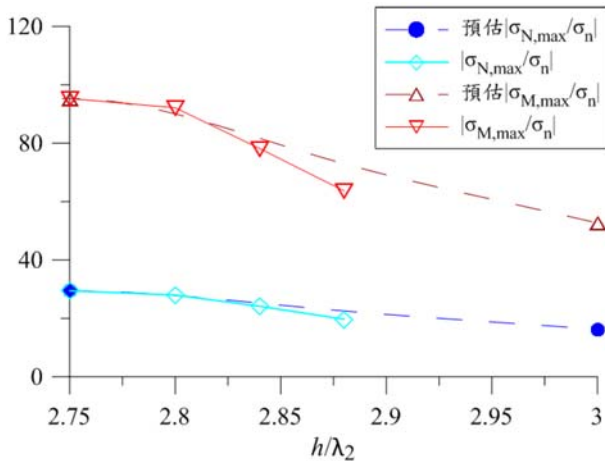


圖 5.1-3 隧道位於上層且靠近地層介面，正規化覆蓋深度與正規化動態應力之關係(許瑞慈, 2012)

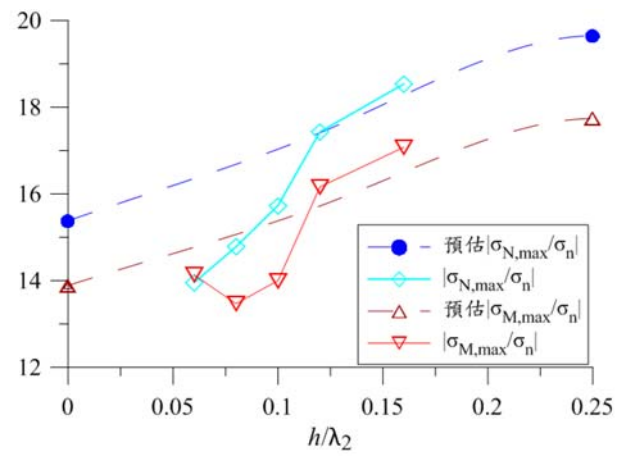


圖 5.1-4 隧道位於下層且靠近地層介面，正規化覆蓋深度與正規化動態應力關係(許瑞慈, 2012)

## 5.2 既有長期穩定影響因素耦合場址變異效應

坑道受到外力或環境等長期穩定影響因素致坑道襯砌產生異狀，使得坑道局部較不穩定，進而引發坑道整體長期穩定之疑慮，以及間接使得場址特性產生變異，本節藉國內外既有坑道的案例，探討坑道受到長期穩定性影響因素後產生破壞，對場址特性的影響及其對既有坑道之效應。Wang and Lee(2012)利用既有水力坑道異狀案例，探討水力坑道生命週期之設計考量。研究指出當既

有坑道襯砌產生異狀後，若異狀伴隨滲水情況，將引致地下水流集中於襯砌異狀處而產生水力坡降，在滲水過程中將夾帶部分岩層中基質部分，致使地盤承载力不足而引發地表局部沉陷(圖 5.2-1)。另一方面，若坑道建置於緊鄰溪側的邊坡上，初始坑道開挖擾動帶在受到外力作用如地震作用、豪雨作用等因素下，邊界條件改變將引致開挖擾動帶範圍增大，以及坑道周圍滲流條件的改變，進而引發坑道的局部失穩及破壞(圖 5.2-2)。

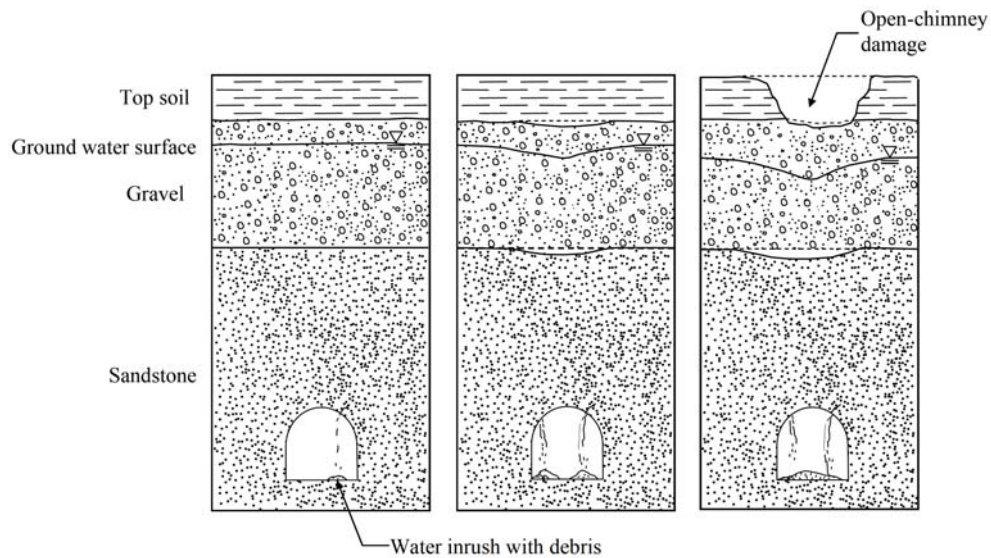


圖 5.2-1 坑道滲水使得岩層基質流失引致地表沉陷(Wang and Lee, 2012)



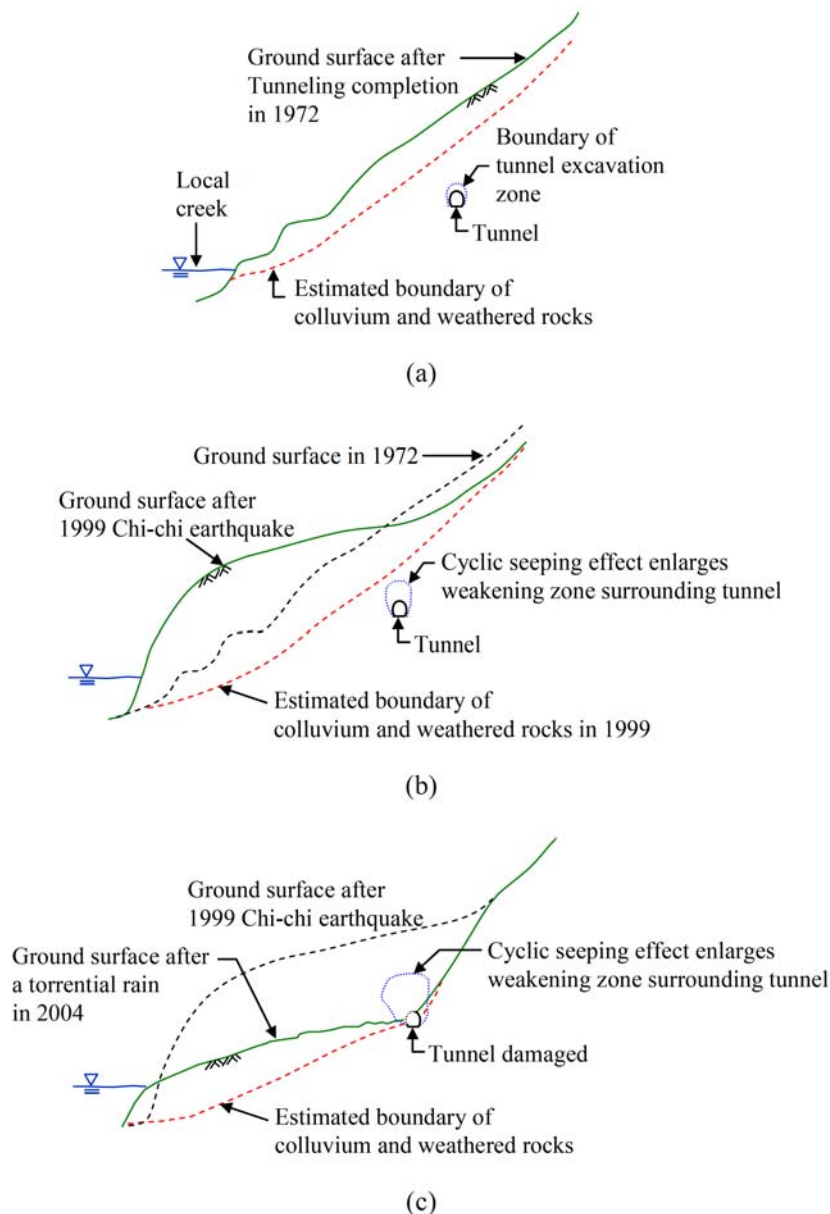


圖 5.2-2 地震及豪雨引致隧道周圍場址條件改變引發失穩(Wang and Lee, 2012)

### 5.3 開挖擾動引致場址特性變異之效應

坑道開挖引致開挖擾動帶，將局部改變坑道周圍場址特性，其影響場址特性的項目與程度至今仍為坑道長期穩定之關鍵課題。Zangerl 等人(2008)以瑞士 Gotthard 公路隧道為例，探討坑道開挖引致坑道周圍圍岩應力重新分布，進而影響周圍裂隙岩體滲流行為及對環境的影響。該公路隧道與地區裂隙的相對關係如圖 5.3-1 所示，該地區裂隙均屬高角度裂隙，與坑道軸向交角近乎垂直。圖 5.3-2(a)為坑道開挖所通過的岩層與岩性分布，以及地表沉陷量的分布，圖 5.3-2(b)為坑道開挖時各開挖面量測到的滲水量。研究結果顯示，在部分岩性

中開挖時，其滲水量相較其他岩性來的大，該岩性上方地表沉陷量亦十分顯著。考量坑道開挖後應力重新調整造成坑道徑向減壓、切向加壓的影響，將造成裂隙岩體中裂隙平面的部分閉合、部分開張的情況，引致坑道周圍場址水力特性的改變(圖 5.3-3)，進而引發整體場址水力特性改變之效應，而造成數公里內地表產生下陷，10 年來最大下陷量達 15 公分之多，區域地表下陷及場址滲流特性改變，恐對坑道結構產生長期穩定性之影響。Strozzi 等人(2011)藉合成孔徑雷達(Synthetic Aperture Radar, SAR)獲得大範圍地形變化，探討坑道施工引致地表沉陷的因子與機制。研究結果顯示，當坑道於變質岩類開始施工時，鄰近水壓井出現水壓大幅洩降的現象(圖 5.3-4)，此大幅洩降的位置與地表沉陷量最大處相近(圖 5.3-5)，推論坑道施工引致的開挖擾動，會影響坑道周圍圍岩力學及水力學的特性，進而造成區域地表下陷，對坑道設施的長期穩定性具一定程度的影響。

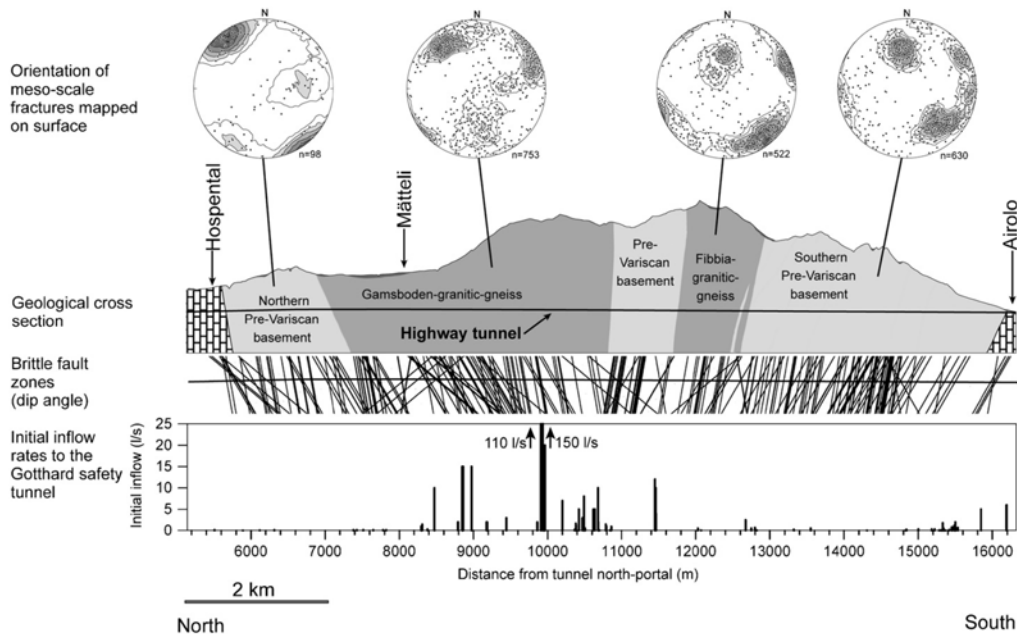
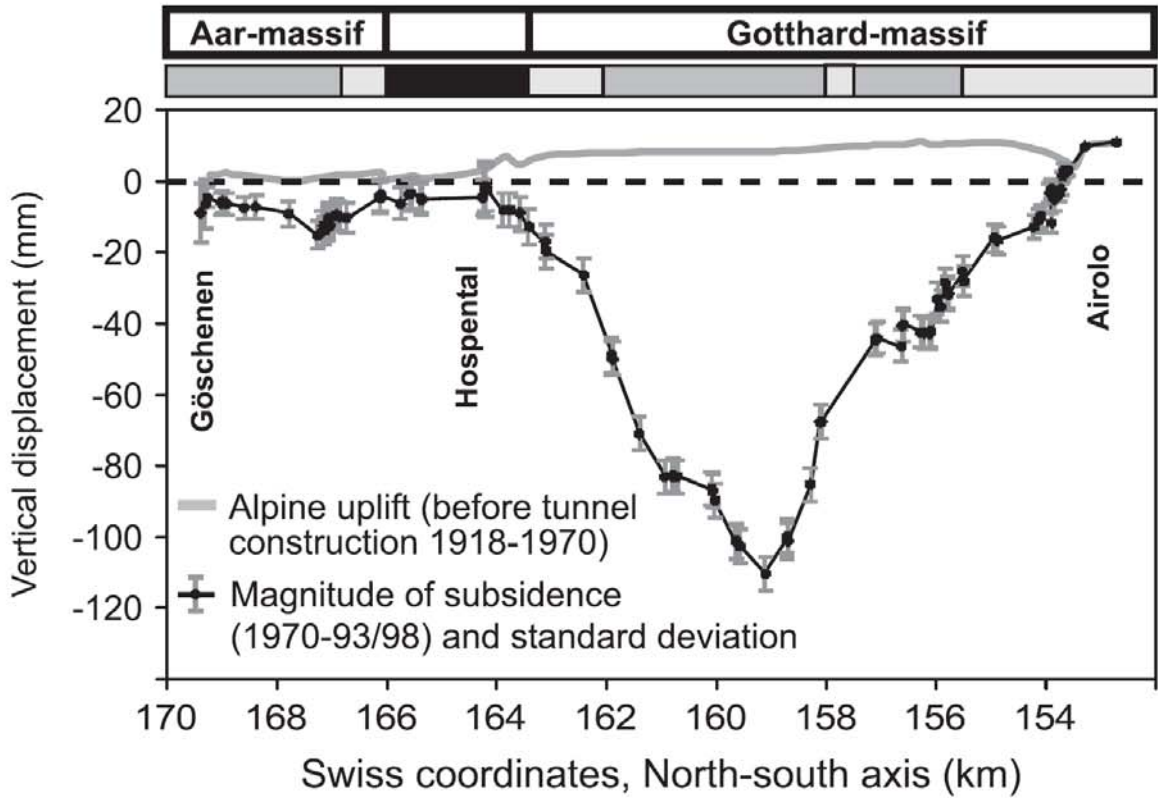


圖 5.3-1 Gotthard 公路隧道沿線岩性、裂隙與開挖滲水之分布(Zangerl 等人,2008)

a



b

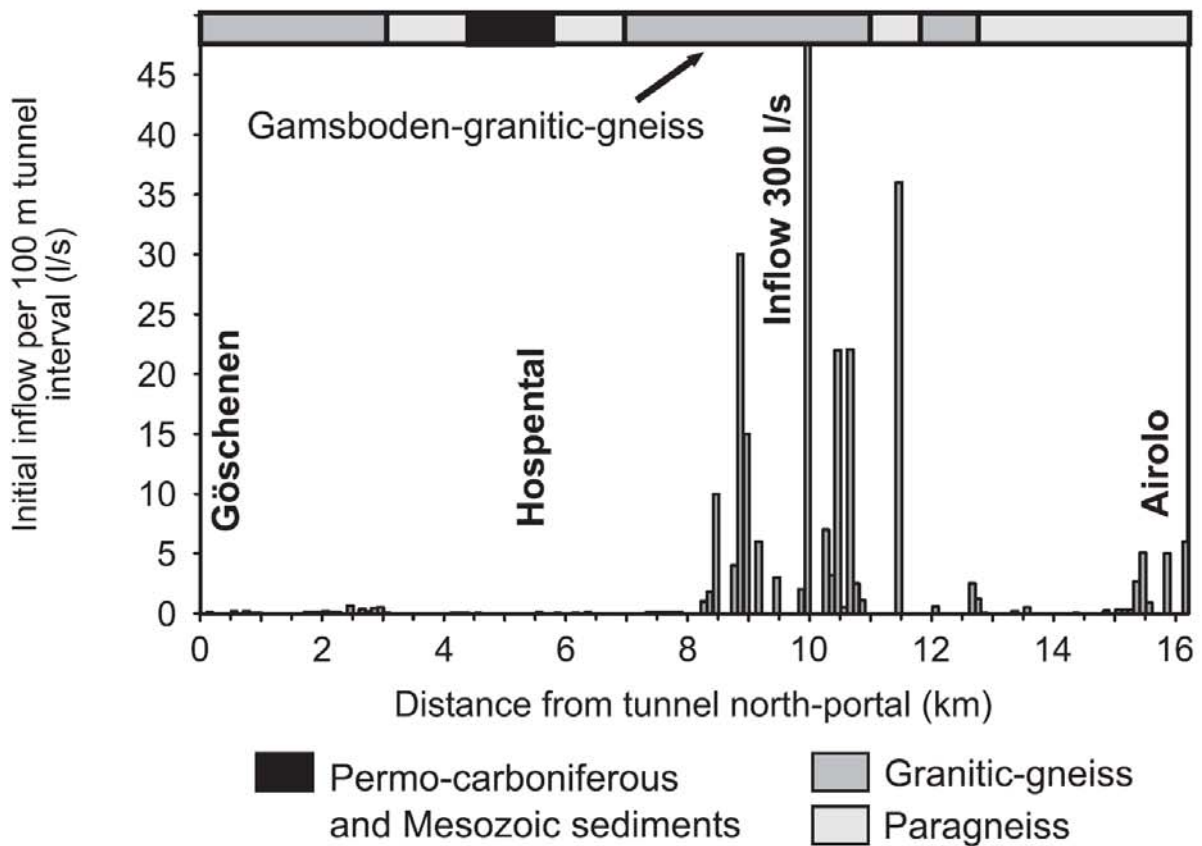


圖 5.3-2 Gotthard 公路隧道開挖滲水與地表沉陷量之關係(Zangerl 等人，2008)

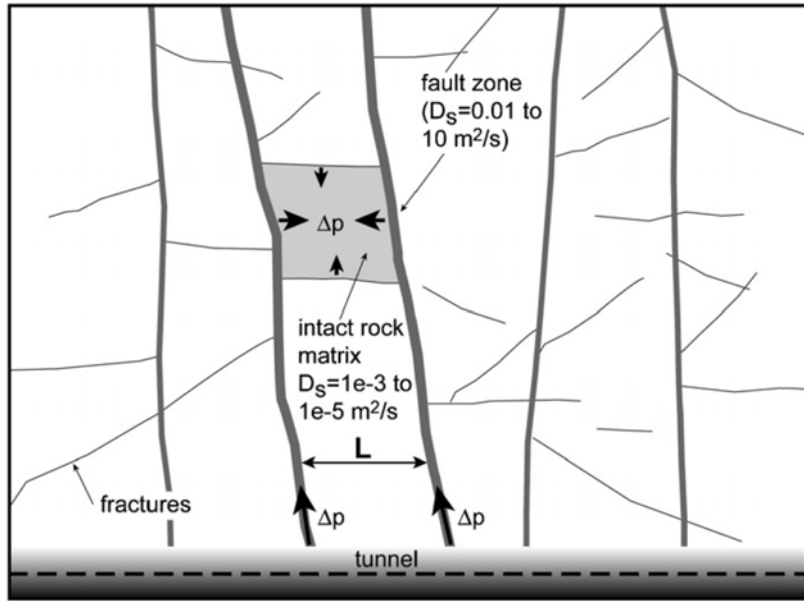


圖 5.3-3 開挖擾動使得場址水力學特性改變引致地表沉陷(Zangerl 等人, 2008)

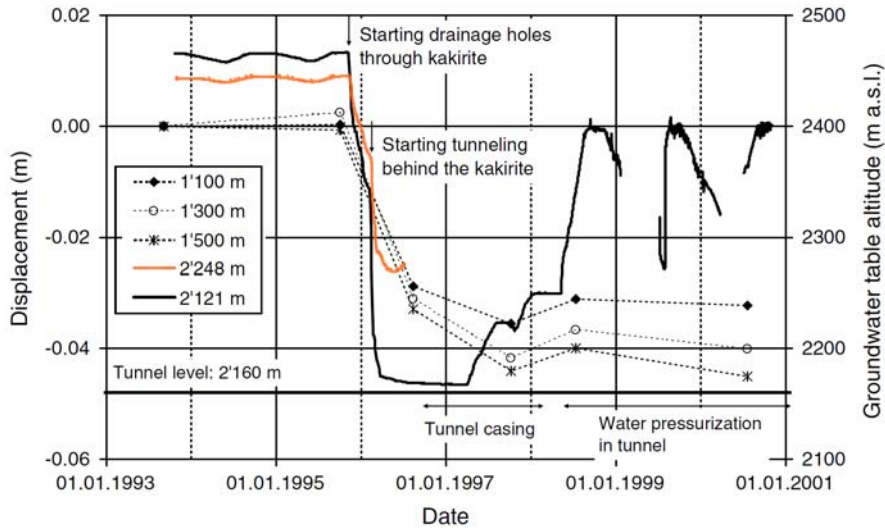


圖 5.3-4 開挖擾動引致水壓洩降之相對關係(Strozzi 等人, 2011)

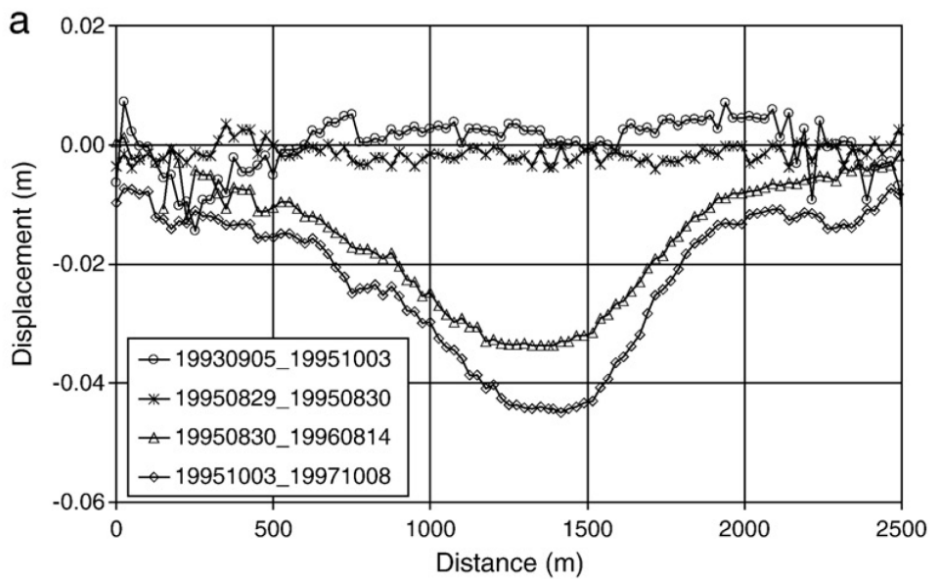


圖 5.3-5 歷年地表地形變化曲線(Strozzi 等人, 2011)

## 5.4 開挖引致材料特性變異之影響

大地材料承受應力達特定門檻以上時常顯露依時變形行為，其特性迥然不同於廣泛應用的彈塑性組成模式所描述者，而造成工程行為具有依時變化的現象。欲在既有的彈塑性模式下納入依時變形特性，受限於分析程序的複雜性以及參數取得的困難度等因素，在工程實務上仍不多見。

朱晃葵(2009)針對大地材料之彈塑性以及依時性變形行為，考慮隧道施工過程周圍材料應力變化之特性，納入柏格黏彈塑(Burgers visco-elasto-plastic)模式之阻尼參數  $\eta M$  隨應力狀態而變化(圖 5.4-1)，探討大地材料依時變形對隧道收斂特性之影響，透過數值模式之建立應用於隧道開挖模擬分析，經與施工案例監測資料的比對，探討不同開挖與支撐方式隧道周圍的應力分佈，以及該應力狀態下周圍材料阻尼參數的變化，以至於其引致的隧道收斂變形特性，並闡述大地材料依時變形特性對隧道長期穩定性的影響。

研究結果顯示，隧道開挖初期當圍岩應力狀態達破壞包絡線後大地材料呈塑性狀態，待噴凝土、岩栓等構件支撐效果發揮，大地材料依時變形亦逐漸受到控制使得應力路徑轉折至穩定狀態(圖 5.4-2)，大地材料阻尼參數  $\eta M$  隨隧道開挖後軸差應力的量值決定依時性變形特性(圖 5.4-3)，而隧道各位置構件支撐所承受的軸向應力隨依時性變形趨緩而漸趨穩定，然當隧道分階開挖受開挖擾動之影響時，構件支撐承受的應力狀態有劇烈之變化，顯現開挖擾動對大地材料依時性變形有一定之影響(圖 5.4-4)。

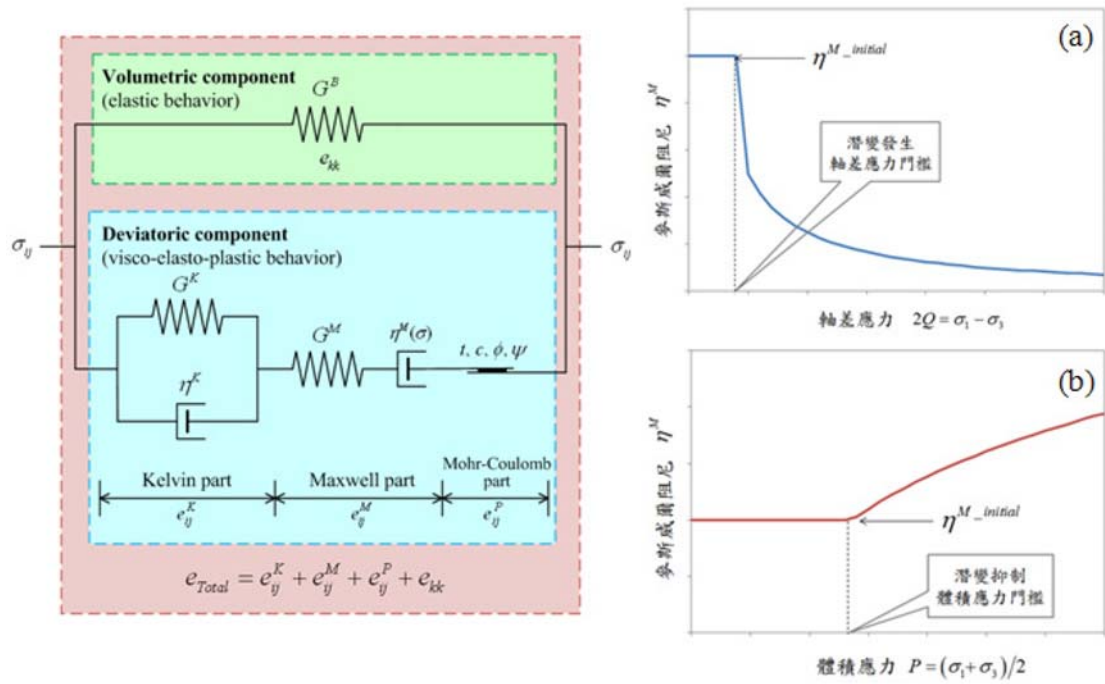


圖 5.4-1 柏格黏彈塑模式及應力狀態與阻尼值關係(朱晃葵，2009)

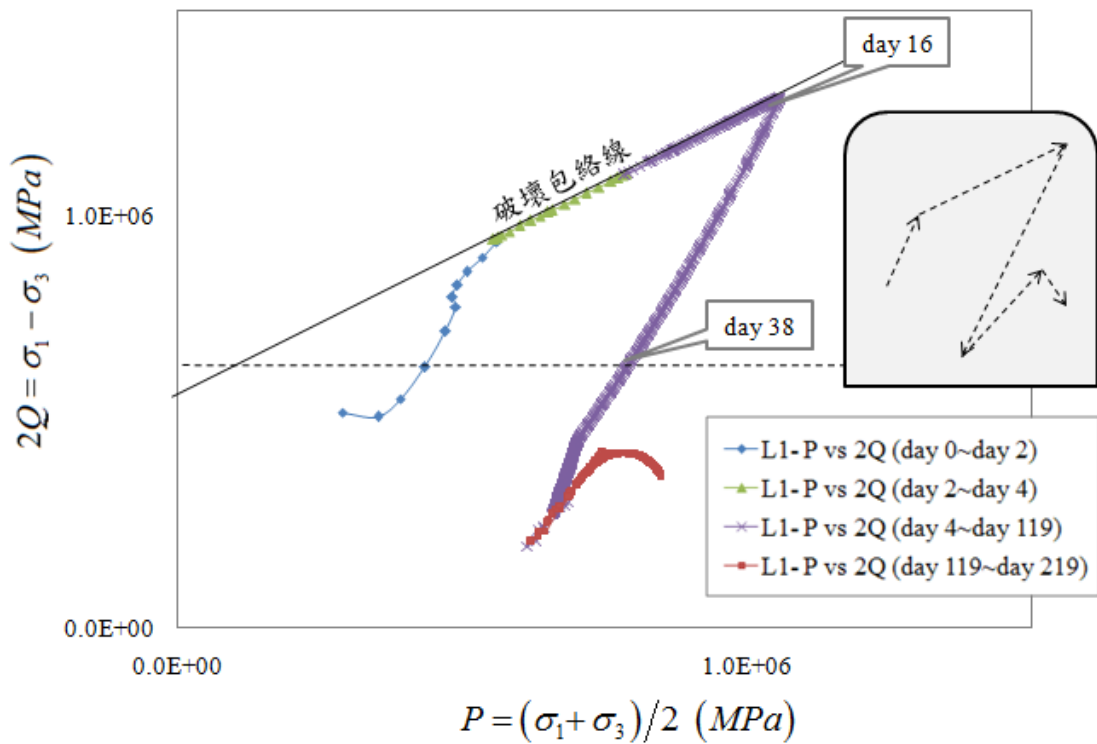


圖 5.4-2 開挖後隧道頂拱大地材料應力路徑之變化(朱晃葵，2009)

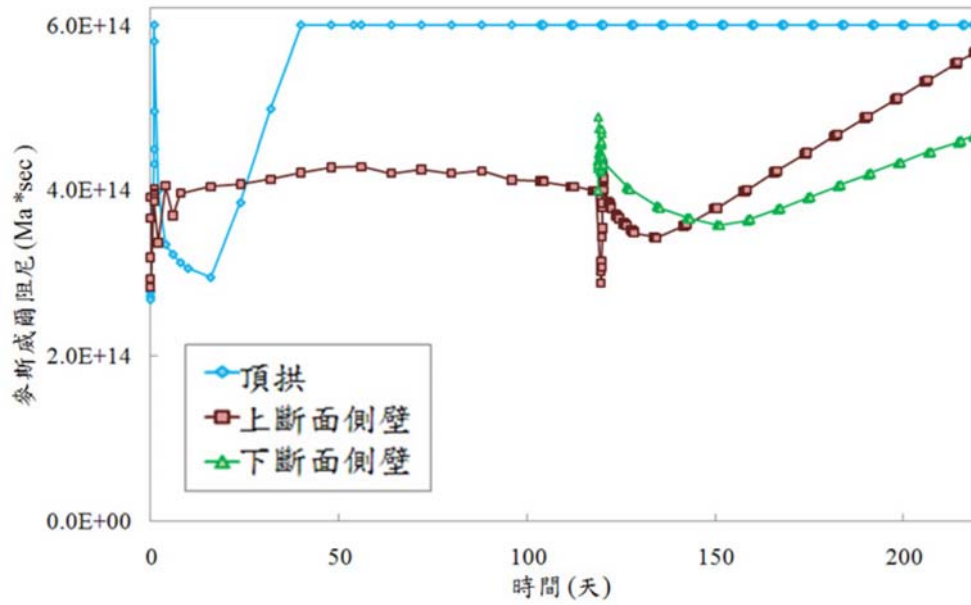


圖 5.4-3 大地材料麥斯威爾阻尼值之歷時曲線(朱晃葵，2009)

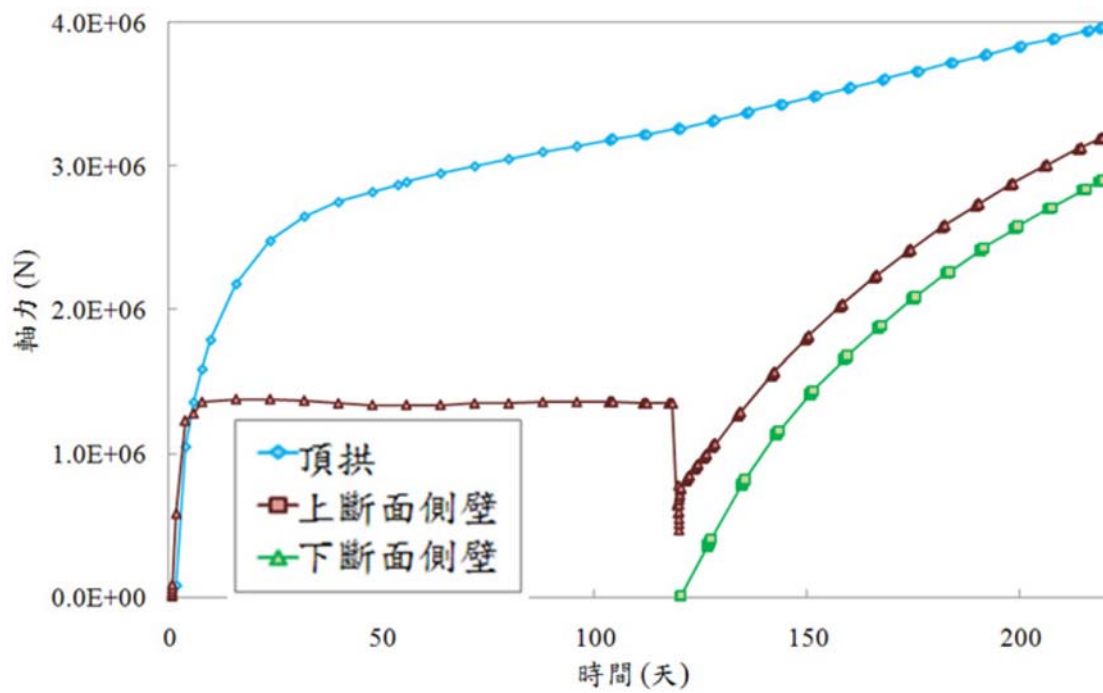


圖 5.4-4 隧道噴凝土襯砌軸向應力歷時曲線(朱晃葵，2009)

## 5.5 處置坑道功能需求分析

物管局於 2009 年「低放射性廢棄物最終處置設施場址特性參數與設計建造管制技術之研究」中，參考美國核能法規 NUREG-1200 詳列處置設施之設計目標、功能需求、以及建築結構等一系列的相關法規要求，國際隧道協會 (International Tunnelling Association, ITA) 於 1994 年發表的「Underground Repositories for Non-Nuclear Waste: Considerations for Engineering Design」中針對"非"放射性廢棄物最終處置場設計所建議的考量因素(圖 5.5-1)與設計流程(圖 5.5-2)，雖未針對放射性廢棄物，亦明確指出設計最終處置場時所需具備的流程及考量，主要係處置坑道因需具備堅固、抵抗侵蝕、減低地下水入滲、以及抵抗乾濕循環等基本條件，故處置坑道設計概念需與場址特性及其評估參數環環相扣，除完整的場址特性參數建置外，亦需考量長期穩定性影響因素對應的場址特性參數變異之影響。

Wang and Lee(2012)指出水力隧道在全生命週期考量下，於設計階段應考量營運階段中襯砌異狀導致坑道受損或破壞，並予以設計建置完成後可供管理單位監測、檢修之規劃與空間，以提高坑道的使用年限及落實全生命週期之概念(圖 5.5-3)。本計畫第三、四章已初步指出國內既有坑道長期穩定性之影響因素，並提出其對應的場址特性描述項目，在考量處置坑道功能不受或減低長期穩定性因素之影響，除完善的場址特性描述項目及其對應的參數評估與調查項目建置外，處置坑道需具備抵抗或減輕外力因素或環境因素對坑道造成的損害，包括適切的耐震設計、充分的障壁材料工程地質特性之掌握、開挖支撐方式的精進等，以確保處置場設施的安全營運以及長期穩定之考量。



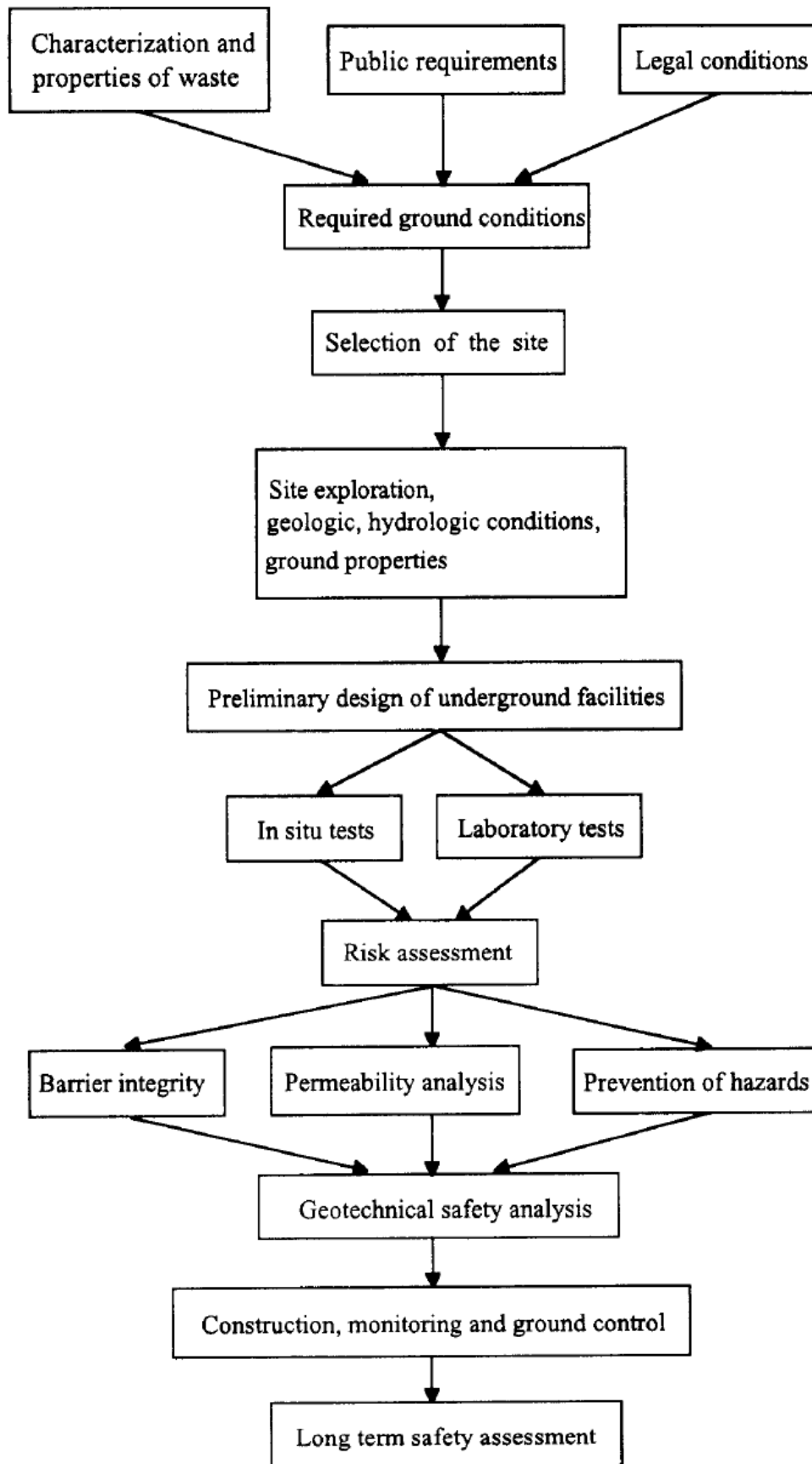


圖 5.5-1 設計地下貯存場之考量因素流程圖(ITA, 1994)

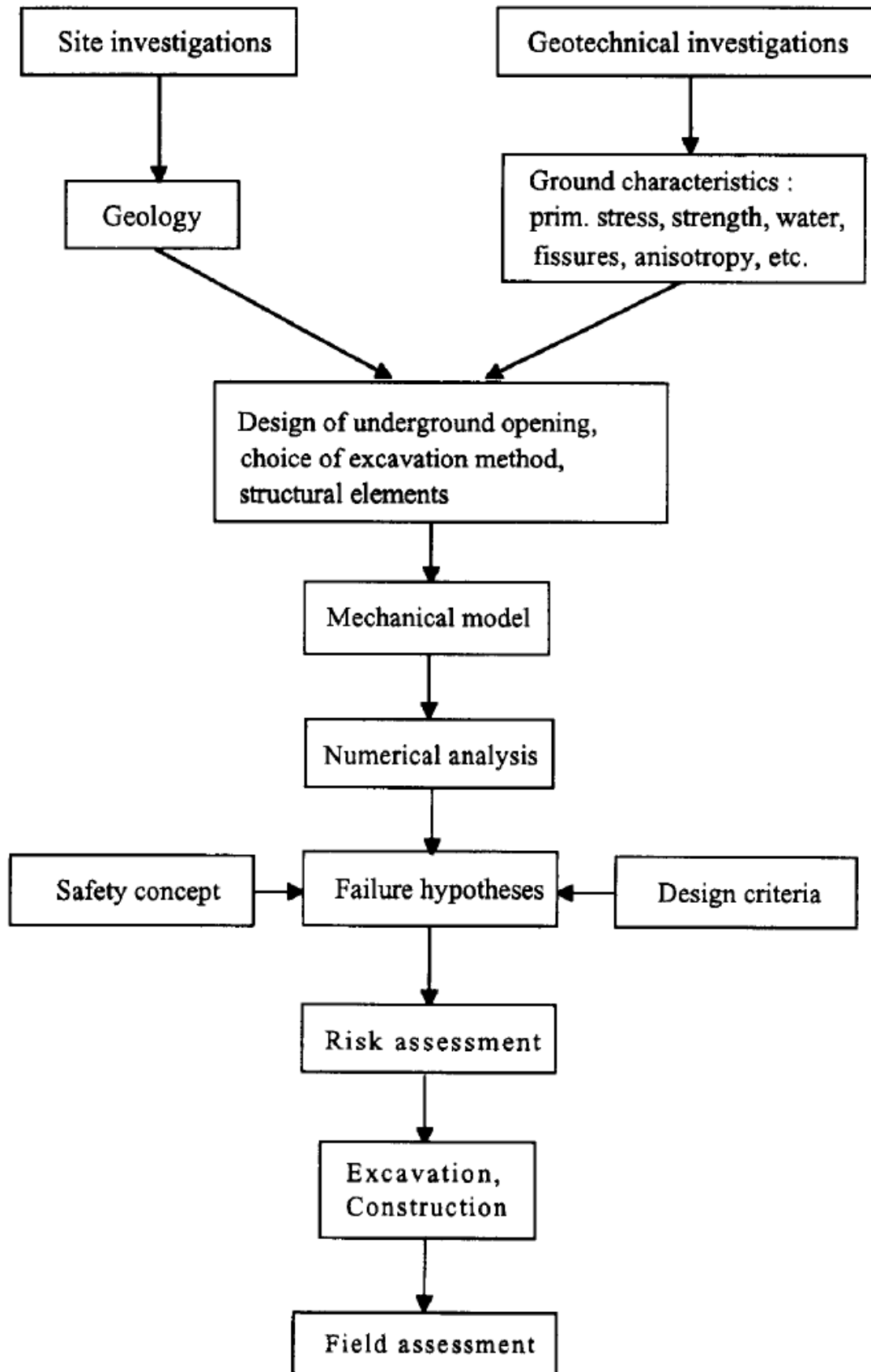
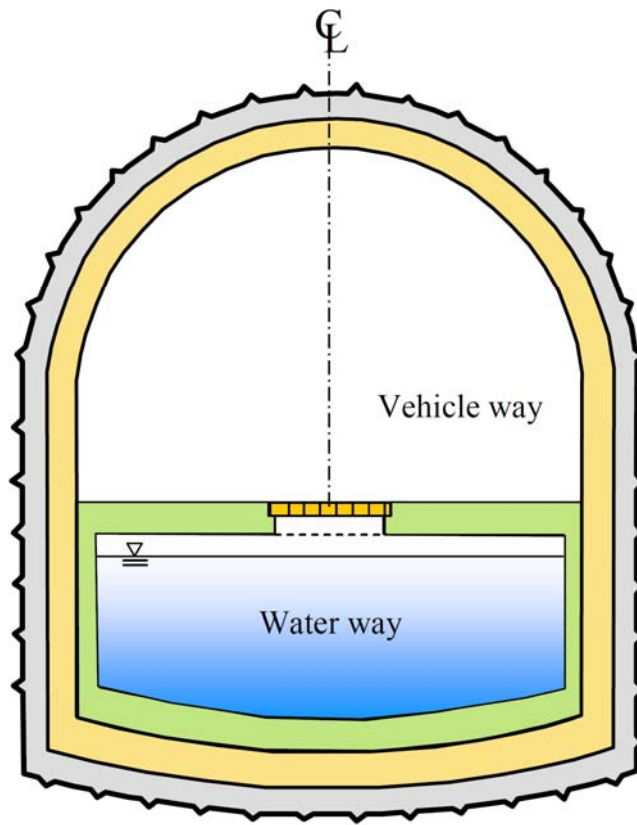
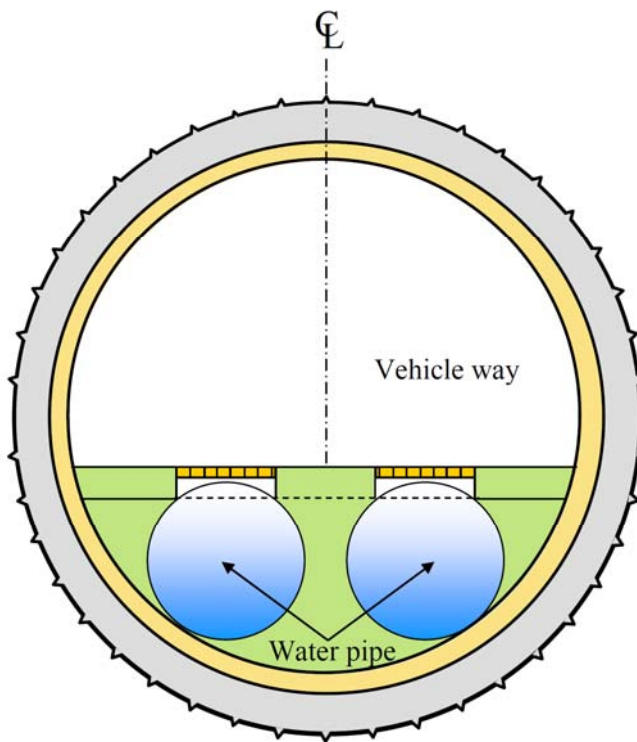


圖 5.5-2 地下貯存場之大地工程設計流程圖(ITA, 1994)



(a)



(b)

圖 5.5-3 水力隧道於全生命週期考量下之建置概念(Wang and Lee, 2012)

## 第六章 坑道處置設施設計與場址特性參數評估要項之探討

本計畫基於將既有一般坑道視為全尺度現地試驗，依據國內外既有一般坑道服務功能異常現象歸納整理，探討影響坑道長期穩定性影響因素，以及對應的場址特性描述項目及對應的參數評估與調查項目，供坑道處置設施設計需求與審查要項之參考。本章總結各章成果，提出處置坑道長期穩定性考量下，應具備的場址特性參數與調查項目，據此建議處置坑道設施之設計考量，以及相對應的審查管制要項，供處置設施經營者執行處置計畫以及後續研修審查導則之參考。

### 6.1 場址特性描述項目與參數評估要項之探討

處置坑道基於安全與使用年限考量下，其長期穩定性的要求程度自然較一般坑道嚴謹，方能提升國人對利用坑道方式處置低放射性廢棄物作法之信心。本計畫將隧道襯砌結構安全檢測所得，視為經過設計考量的全尺度長時間的實驗結果，依據本土積累的寶貴實例，提出迥異於現代化隧道工法起源的國家其岩體強硬、抗風化能力佳、力學特性依時變異輕微之場址特性描述，供國內特殊的地質、氣候等工程條件下，據以參考的處置坑道設施設計及其穩定性評估的相關場址特性參數評估要項。

本計畫彙整國內外既有一般坑道服務功能異常的現象，將可能影響坑道服務功能的異狀探求其穩定性影響因素，主要為第三章中襯砌異狀影響因素的「外在因素」中之「外力」、「環境」因素。據前期成果報告及本計畫建議的坑道長期穩定性影響因素，歸屬其於既有處置規範與相關技術報告中對應的場址特性建議調查項目，並提出相對應的場址特性描述項目，以及所應涵蓋對應長期穩定性影響因素之參數評估與調查項目，綜整如表 6.1-1 所示，茲分別詳述於后。

外力因素：

1. 地震作用對坑道的影響：於處置技術較先進國家的相關設計規範與調查項目，已明確指出應考量地震作用對坑道之影響，並建議調查項目為地震活動

性、應力狀態、近其斷層運動等項目，除參考其建議調查項目外，考量地震作用對坑道影響的因子與場址特性息息相關，舉凡坑道所處位置、坑道周圍岩層力學特性、坑道圍岩波傳特性等條件，以及地震作用本身釋放的能量多寡、震源距離等因素，目前國際岩石力學學會已邀集國際上專家學者，致力於探討相關岩石動力學等相關研究課題，惟目前地震作用與場址特性對應的參數評估項目，尚無較佳的定論，本計畫歸納國內既有地震作用致使坑道襯砌異狀案例，初步建議坑道與斷層相對位置、斷層的種類與地震可能影響範圍，為相關場址特性描述與對應的參數評估項目。

2. 邊坡運動對坑道的影響：國內地質受年代輕、板塊碰撞推擠與氣候條件之影響，使得岩層風化速度較劇烈且破碎，遇地震或豪雨等因素影響，常造成山區邊坡大小不一的運動，破壞山區道路及交通甚劇。對處置坑道而言，邊坡穩定的掌握為處置坑道交通確保的關鍵要項。邊坡運動類型主要包含落石、滑動、蠕動、複合型破壞與流動等，與地質材料的組成特性、地形、風化程度等因素相關，對處置坑道而言，確認邊坡可能運動類型、地質材料工程特性與邊坡運動的影響、以及運動方向與坑道相對關係，為處置坑道設施前期調查與評估的關鍵項目。
3. 開挖擾動對場址及坑道的影響：處置坑道因工程開挖，將造成周圍岩層應力重新調整，當調整後應力超過岩層所能承受的強度時，會產生岩層片狀剝落、擠壓或岩爆等相關地質災害，並改變初始的岩層力學、水力學特性，恐影響處置坑道場址工程特性。因此，了解坑道圍岩的力學特性、水力學特性，並探討開挖方法對岩層擾動的影響程度與範圍，以及開挖擾動對長期工程特性的可能影響程度，為確保場址特性參數與處置坑道設施設計條件吻合的必備要素。

環境因素：

1. 依時性變形對坑道穩定的影響：大地材料因開挖造成應力重新調整，岩石受力後累積能量，其能量蓄積的多寡與岩層特性相關，當能量致使岩層產生緩慢且不易發覺的變形行為，恐對處置坑道的長期穩定影響甚大。因此，了解

地質材料依時性變形機制與可能影響因素，並探討依時性變形與水力特性之關係、依時性變形對坑道穩定與障壁功能的影響程度，為處置坑道長期穩定性考量之關鍵參數評估與調查項目。

2. 弱軟化特性對坑道穩定的影響：大地材料弱軟化特性係指材料因風化作用、開挖擾動等因素，使得材料強度與變形性參數可能隨時間而降低，使得坑道承受較大的應力而影響穩定性。故了解地質材料弱軟化的可能影響因素，以及弱軟化的變化趨勢及範圍，並探討岩層弱軟化與周圍環境特性的關係、弱軟化特性對坑道穩定與障壁功能的影響程度，亦為處置坑道長期穩定性考量之關鍵參數評估與調查項目。。

## 6.2 坑道處置設施設計評估要項之探討

本計畫依據低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告對應之審查導則草案中，根據本計畫研究結果，針對草案中第四章「處置設施之設計」章節中設施設計審查要項部分，應審慎評估既有坑道服務功能異常現象之影響因素對處置坑道長期穩定性的影響，並基於長期穩定性影響因素對應的場址特性描述項目深入探討其相關課題，包括地震作用、邊坡運動、開挖擾動、大地材料依時性變形與弱軟化特性對坑道之可能影響，並詳細探查場址特性描述項目對應的參數評估與調查項目，作為處置坑道長期穩定性評估應考量的要點，本計畫基於處置坑道設施長期穩定性之考量，建議坑道設施設計評估與審查要項如表 6.2-1 所示。

表 6.1-1 場址特性描述項目與參數評估要項之整理

既有坑道長期穩定性影響因素(本計畫)		對應場址特性項目 (IAEA, 1999)	場址特性描述項目	參數評估與調查項目(本計畫建議)
外力因素	地震作用	構造地質與地震 Tectonics	地震作用對坑道的影響	[1]. 場址卓越頻率 [2]. 不同岩層波傳特性 [3]. 坑道岩覆深度與震波傳遞的關係
	邊坡穩定	地形演化過程 Geomorphological processes	邊坡運動對坑道的影響	[1]. 邊坡可能運動類型(滑動、蠕動、複合型與流動) [2]. 地質材料工程特性對邊坡運動的影響 [3]. 運動方向與坑道相對關係
	開挖擾動	— —	開挖擾動對場址及坑道的影響	[1]. 圍岩岩層力學特性 [2]. 圍岩岩層水力學特性 [3]. 開挖方法對擾動範圍之影響 [4]. 擾動對長期場址工程特性之影響
環境因素	大地材料依時性變形	岩石力學特性 Rock mechanics properties	依時性變形對坑道穩定的影響 變形後地質材料與障壁特性的變化	[1]. 依時性變形機制與影響因素 [2]. 岩層依時性變形與水力特性關係 [3]. 依時性變形對坑道穩定與障壁功能的影響
	大地材料弱軟化特性	地形演化過程 Geomorphological processes	弱軟化特性對坑道的影響 弱軟化後地質材料與障壁特性的變化	[1]. 弱軟化特性機制與影響因素 [2]. 岩層弱軟化特性與環境特性的關係 [3]. 弱軟化特性對坑道穩定與障壁功能的影響

表 6.2-1 坑道處置設施設計評估與審查要項

既有坑道長期穩定性影響因素(本計畫)		場址特性描述項目	設計評估要項(本計畫建議)	審查要項(本計畫建議)
外力因素	地震作用	地震作用對坑道的影響	應充分說明處置設施受地震作用之影響，以及對應的參數調查項目成果，其設計基準、功能需求、設計規格、設計方法與設計成果，並檢附處置設施於該長期穩定性因素下之情境模式，作為處置設施安全評估之基準。	應檢核處置設施考量受震下之設計目標、確認設計基準與功能需求是否完整，設計要項、設計規格、設計方法以及設計之成果等正確性與合理性，設計報告與附冊之正確性與完整性，是否需實施處置設施穩定分析與安全分析等平行驗證審查等。
	邊坡穩定	邊坡運動對坑道的影響	應充分說明處置設施場址邊坡地質材料工程特性與邊坡運動可能性關聯，以及對應的參數調查項目成果，茲以涵蓋對應的設計基準、功能需求、設計規格、設計方法與設計成果，並檢附處置設施於該長期穩定性因素下之情境模式，作為處置設施安全評估之基準。	應檢核處置設施於場址邊坡工程特性與邊坡運動完整調查成果下之設計目標、確認設計基準與功能需求是否完整，設計要項、設計規格、設計方法以及設計之成果等正確性與合理性，設計報告與附冊之正確性與完整性，是否需實施處置設施穩定分析與安全分析等平行驗證審查等。
	開挖擾動	開挖擾動對場址及坑道的影響	應充分說明處置設施開挖方法對場址擾動之影響，以及對岩層工程特性之影響，以及對應的參數調查項目成果，茲以涵蓋對應的設計基準、功能需求、設計規格、設計方法與設計成果，並檢附處置設施於該長期穩定性因素下之情境模式，作為處置設施安全評估之基準。	應檢核處置設施受開挖擾動影響考量下之設計目標、確認設計基準與功能需求是否完整，設計要項、設計規格、設計方法以及設計之成果等正確性與合理性，設計報告與附冊之正確性與完整性，是否需實施處置設施穩定分析與安全分析等平行驗證審查等。
環境因素	大地材料依時性變形	依時性變形對坑道穩定的影響 變形後地質材料與障壁特性的變化	應充分說明處置設施場址岩層工程特性隨時間的變異程度，以及依時性變形對坑道穩定與障壁功能之影響，以及對應的參數調查項目成果，茲以涵蓋對應的設計基準、功能需求、設計規格、設計方法與設計成果，並檢附處置設施於該長期穩定性因素下之情境模式，作為處置設施安全評估之基準。	應檢核處置設施受場址岩層工程特性依時性變化考量下之設計目標、確認設計基準與功能需求是否完整，設計要項、設計規格、設計方法以及設計之成果等正確性與合理性，設計報告與附冊之正確性與完整性，是否需實施處置設施穩定分析與安全分析等平行驗證審查等。
	大地材料弱軟化特性	弱軟化特性對坑道的影響 弱軟化後地質材料與障壁特性的變化	應充分說明處置設施場址岩層特性參數弱軟化與環境特性之關係，以及弱軟化特性對坑道穩定與障壁功能之影響，以及對應的參數調查項目成果，茲以涵蓋對應的設計基準、功能需求、設計規格、設計方法與設計成果，並檢附處置設施於該長期穩定性因素下之情境模式，作為處置設施安全評估之基準。	應檢核處置設施受場址岩層特性參數弱軟化特性考量下之設計目標、確認設計基準與功能需求是否完整，設計要項、設計規格、設計方法以及設計之成果等正確性與合理性，設計報告與附冊之正確性與完整性，是否需實施處置設施穩定分析與安全分析等平行驗證審查等。



## 第七章 結論與建議

本計畫自處置坑道與一般坑道於設計目標、對於坑道穩定與服務功能需求出發，探討處置坑道與一般坑道對穩定需求之異同分析，並蒐集整理國內外營運中一般坑道安全檢測報告以及長期行為有關之文獻，據以彙整恐影響坑道穩定性之襯砌材料老化、劣化以及滲漏水等服務功能異常現象，提供後續探討影響坑道長期穩定之影響因素，進而針對坑道長期穩定之影響因素，深入探討各影響因素對應的場址特性描述項目，以及對應的參數評估與調查項目，據此建議處置坑道設施之設計考量，以及相對應的審查管制要項，供處置設施經營者執行處置計畫以及後續研修審查導則之參考。本計畫依約完成各工作項目，說明如后。

### 7.1 結論

1. 依據前期成果報告重新彙整處置坑道與一般地下坑道於設計目標、對於坑道穩定與服務功能需求之差異，並完成處置坑道與一般坑道調查項目異同分析，一併整理於本報告第二章。異同分析結果顯示，處置坑道與一般坑道場址特性調查的差異主要在時間與空間尺度上的差異，以及場址特性調查參數上之差異。在長期穩定性考量下，處置坑道考量調查項目包括地質演化過程、構造地質與地震、熱-水-力-化耦合作用等項目，其中地質演化過程係包括風化、侵蝕、邊坡滑動等因子可能對處置坑道造成的影響，構造地質與地震即近期斷層活動、與地震震波造成之影響，熱-水-力-化耦合作用則主要探討熱力學、水力、力學、化學等作用在耦合行為下對處置設施的反應。

2. 依據前期成果報告，以及本年度納入的一般坑道異常現象之案例，完成國內外坑道結構穩定與服務功能異常現象之蒐集彙整，並探討坑道長期穩定性影響因素，整理於本報告第三章。研究結果顯示影響坑道長期穩定性影響因素主要可區分為外力因素與環境因素兩部分，其中外力因素可細分為地震作用、

邊坡穩定與開挖擾動對坑道造成的影響，環境因素則分為大地材料依時性變形與大地材料弱軟化特性因素。

3. 透過坑道長期穩定性影響因素，探討各因素因應場址變異對坑道可能造成的影響、各因素機制與影響因素、以及對坑道穩定與障壁功能之影響，完成影響坑道長期穩定與服務功能因素之場址特性描述與對應參數之探討，以及場址特性變異對坑道影響之探討，整理於報告第四、五章。

4. 完成坑道長期穩定性影響因素對應的場址特性描述項目，以及提出處置坑道長期穩定性考量下，所應涵蓋對應長期穩定性影響因素之參數評估與調查項目，並據以建議坑道處置設施設計評估要項與審查要項，整理於報告第六章。研究結果顯示，設施設計之設計目標與功能需求，需明確根據長期穩定性影響因素對應場址特性調查項目之結果予以設計評估，並據以審查相關調查及設計成果，作為處置設施安全性與長期穩定性之後盾。

## 7.2 建議

本文針對低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則草案(第 0 版)之第三章「場址之特性描述」、第四章「處置設施之設計」、與第七章「處置設施之安全評估」提出修正建議，分別以表列對照原文與修正建議。

### 「第三章 場址之特性描述」修正建議

頁碼	原文	修正建議
3.11 大地工程特性 3.11.2.2 安全性評審 (5) 地層與設計參數 62頁	審查人員將針對探勘位置計畫(location plans)、剖面(cross-sections)、顯示場址土壤與岩層的縱斷面(profiles)進行審查，並與探勘記錄進行比較，以確認所有蒐集之資料(特別是探勘時遭遇的軟弱區)，均已保守地應用於建立土壤與岩層之分層，特別值得注意的是，地層厚以及側向延伸的推估通常具不確定性，而此不確定性在建立土壤與岩層之分層時應保守考量。審查人員還必須考量，申請人是否完整地及	審查人員將針對探勘位置計畫(location plans)、剖面(cross-sections)、顯示場址土壤與岩層的縱斷面(profiles)進行審查，並與探勘記錄進行比較，以確認所有蒐集之資料(特別是探勘時遭遇的軟弱區)，均已保守地應用於建立土壤與岩層之分層，特別值得注意的是，地層厚以及側向延伸的推估通常具不確定性，而此不確定性在建立土壤與岩層之分層時應保守考量。審查人員還必須考

	<p>保守地解釋取得自調查作業之土壤與岩石特性，以進一步建立設計參數。若其使用之土壤與岩石特性以及地下分層很顯然地不保守，審查人員將要求補充額外資料以驗證申請者提出之建議。</p>	<p>量，申請人是否完整地及保守地解釋取得自調查作業之土壤與岩石特性，<u>並考慮施工方法對土壤與岩石特性造成的短期影響與長期的變異，以及對其他場址特性可能造成的影響</u>，以進一步建立設計參數。若其使用之土壤與岩石特性以及地下分層很顯然地不保守，審查人員將要求補充額外資料以驗證申請者提出之建議。。</p>
--	--	---

「第四章 處置設施之設計」修正建議

頁碼	原文	修正建議
<p>4.1 設計目標與功能需求 4.1.3.3 法規評審準則 (3) 構造穩定性 87頁</p>	<p>申請人針對覆土、廢棄物及掩蓋物構造上穩定性設計特性的相關討論，若其設計特性已清楚的描述並顯示該特性已整合於全面的LLWDF 計劃中，則此部分資料的提出可被接受。在設計特性敘述時，申請人至少必須說明其廢棄物長期隔離及避免經常維護之需求方面已依循10 CFR 61.51(a)(1)已列入考量。其它方面的設計特性將於SRP 3.2, 3.3.1, 4.3, 5.1.2 與 6.3.3 中詳述。</p>	<p>申請人針對覆土、廢棄物及掩蓋物構造上穩定性設計特性的相關討論，<u>應包括長期穩定性以及構造物失穩之影響</u>。若其設計特性已清楚的描述並顯示該特性已整合於全面的LLWDF 計劃中，則此部分資料的提出可被接受。在設計特性敘述時，申請人至少必須說明其廢棄物長期隔離及避免經常維護之需求方面已依循10 CFR 61.51(a)(1)已列入考量。其它方面的設計特性將於SRP 3.2, 3.3.1, 4.3, 5.1.2 與6.3.3 中詳述。</p>

「第七章 處置設施之安全評估」修正建議

頁碼	原文	修正建議
<p>7.4 長期穩定性 194頁</p>	<p>審查人員將審查申請者依據所提供SAR 第3 章「場址之特性描述」內容，提出之可能影響處置設施長期穩定性與安全性的事件，並針對每一事件評估與分析是否符合長期穩定性的安全需求。</p>	<p>審查人員將審查申請者依據所提供SAR 第3 章「場址之特性描述」內容，<u>以及施工方法造成的影響與變異</u>，提出之可能影響處置設施長期穩定性與安全性的事件，並針對每一事件評估與分析是否符合長期穩定性的安全需求。</p>

本計畫透過我國既有地下坑道洞室襯砌損傷與異狀資料之蒐集整理初步顯示，我國的處置環境可能因地震、天然障壁材料弱軟化等因素，影響處置設施長期的穩定。目前已建成長度逾千公里的地下坑道雖然結構穩定問題並不多見，然變形、裂縫與滲漏水卻相當普遍。處置設施之穩定雖可透過處置技術之精進達成，然因處置設施的服務週期長於交通、水力隧道，有關處置設施長期穩定的議題，未來可就下列課題繼續深入探討，以求更完整、嚴謹的審查標的提升處置設施安全性與長期穩定性。

1. 應持續蒐集整理既有坑道之異狀，探討造成既有坑道異狀之肇因，並了解對應的場址特性描述、參數評估、調查技術以及管制審查要項，裨利精進處置技術及健全管制作業。

2. 應就既有坑道襯砌服務功能異常現象如變形、裂隙等異狀，探討對坑道長期穩定性之影響程度，並與處置坑道工程障壁之功能需求建立關聯，提出處置坑道工程障壁長期穩定性考量下，穩定性影響因素變異對障壁功能之影響程度，提供處置設施設計評估之考量。

3. 應持續探討長期穩定性影響因素與場址特性的相關性，如建立長期穩定影響因素與場址岩層力學特性、水力學特性、及工程地質特性之關聯，以完善處置技術相關場址調查項目與評估參數之建置。

4. 應確立場址特性於處置坑道全生命週期各階段之調查需求與評估項目，提出因應的調查項目與方法及相關的場址特性調查建議，如調查階段應評估影響隧道長期穩定之岩體依時變化特性，施工階段應評估開挖擾動造成岩體弱軟化及水力耦合行為對隧道影響的效應，提出適當的調查項目與建議。

## 參考文獻

- [1] Bell, F. G., M.G. Culshaw (1998) : Petrographic and engineering properties of sandstones from the Sneinton Formation, Nottinghamshire, England, *Quarterly Journal of Engineering Geology*, 31(1), 5-19.
- [2] Bickel, J.O., J.R. Kuesel and E.H. King(1996): Tunnel Engineering Handbook, 520-540, Chapman & Hall, New York.
- [3] Brikmeyer, J.A.(1978): Rapid Transit Subways – Maintenance Guide, Report UMTA-MA-06-0025-78-3.
- [4] Eraud, J.(1974): Policy in the Field of Inspection, Maintenance of Tunnels, SNCF.
- [5] Haack, A., J. Schreyer and G. Jackel(1992): Repair and Maintenance with Special Respect to Leakages in Tunnels, In: Proc. International Symposium on Current Experience on Tunnelling, 238-280, Kairo.
- [6] Russel, H.A.(1993): Control of Groundwater in Tunnel Rehabilitaion, In: Proc. Rapid Excavation and Tunneling Conference Boston, 505-513, USA.
- [7] Sherwood, B.(1995): Long Submerged Tunnel Inspections: the Mantaro Headrace Tunnel Central Andes Mountains, Peru, In: Oceans Conference Record(IEEE) San Diego, 2008-2012, USA.
- [8] Ulusay, R. and Judson, J.A.(2007): The Complete ISRM Suggested Methods for Rock Characterization, Testing and Monitoring, 1974-2006, Compilation arranged by the ISRM Turkish national group, Ankara, Turkey.
- [9] Janin, J. J. et al. (1970): Chemical Grouting for Paris Rapid Transit Tunnels, In: Proc. ASCE Construction Division, 96.

- [10]Rogers, W. F. (1993): Rehabilitation/upgrading of Underrated or Deteriorating Single or Multi- span Structures Using Corrugated Steel Pipe, Tunnel Liner Plate or Structural Plate, In: Proc. of the International Conference on Pipeline Infrastructure II San Antonio, 671-675, USA.
- [11]Lukacs, J.J. (1997): Retrofitting Tunnel Kilns, American Ceramic Society Bulletin, 76, 2, 48-53.
- [12]Chen, H.M. (1995): Retrofit Techniques for Floating Slab Track, Transportation Research Record 1503, 118-126.
- [13]South African National Council on Tunnelling (SANCOT) (1995): Guidelines for Maintenance and Repair of Underground Structures.
- [14]ITA-Working Group Maintenance and Repair (1997): Bibliography on Maintenance and Repair of Tunnels.
- [15]Bieniawski, Z. T., Rock Mechanics Design in Mining and Tunneling, A. A.Balkema Publishers, Rotterdam, 1984.
- [16]Hoek, E. and Brown, E. T., Underground Excavations in Rock, The Institution of Mining and Metallurgy, London, 1982.
- [17]Hoek, E., Rock Engineering, Evert Hoek Consulting Engineer Inc., Canada, 2000.
- [18]U.S. Army Corps of Engineers, Engineering and Design Geophysical Exploration for Engineering and Environmental Investigations, Washington, 1995.
- [19]U.S. Army Corps of Engineers, Engineering and Design Tunnels and Shafts in Rock, Washington, 1997.
- [20]U.S. Army Corps of Engineers, Engineering and Design Geotechnical Investigations, Washington, 2001.

- [21]British Standards Institution, Code of practice for site investigations (BS 5930), 1999.
- [22]Hoek, E. and Brown, E.T., Empirical strength criterion for rock masses, Journal of the Geotechnical Engineering Division, Vol. 106(GT9), pp. 1013-1035, 1980.
- [23]IAEA. 1982, Site investigations for repositories for solid radioactive waste in shallow ground, Vienna: IAEA, Technical Report Series No.216.
- [24]IAEA. 1993, The radioactive waste management glossary, Vienna: IAEA.
- [25]IAEA. 1984, Site Investigations, Design, Construction, Operation, Shutdown and Surveillance of Repositories for Low-and Intermediate-Level Radioactive Wastes in Rock Cavities.
- [26]IAEA. 1994, Siting of Near Surface Disposal Facilities (No. 111-G-3.1, 1994)
- [27]IAEA. 1999, Safety Standards Series No. WS-R-1: Near Surface Disposal of Radioactive Waste.
- [28]IAEA. 2001, Technical Considerations in the Design of Near Surface Disposal Facilities for Radioactive Waste (IAEA-TECDOC-1256, 2001)
- [29]IAEA. 2006, Geological Disposal of Radioactive Waste Safety Requirements (No. WS-R-4, 2006)
- [30]IAEA. 2001, Technical Considerations in the Design of Near Surface Disposal Facilities for Radioactive Waste (IAEA-TECDOC-1256, 2001)
- [31]IAEA. 2001, Characterization of Groundwater Flow for Near Surface Disposal Facilities (IAEA-TECDOC-1199, 2001)
- [32]IAEA. 1999, Safety Assessment for Near Surface Disposal of Radioactive Waste Safety Guide (No. WS-G-1.1, 1999)
- [33]IAEA. 1999, Near Surface Disposal of Radioactive Waste Safety Requirements

(No. WS-R-1, 1999)

- [34]IAEA. 1999, Hydrogeological Investigation of Sites for the Geological Disposal of Radioactive Waste (Technical Reports Series No. 391, 1999)
- [35]IAEA. 1995, Principles of Radioactive Waste Management Safety Fundamentals (No. 111-F, 1995)
- [36]IAEA. 1994, Siting of Near Surface Disposal Facilities (No. 111-G-3.1, 1994)
- [37]IAEA. 1994, Siting of Geological Disposal Facilities (No. 111-G-4.1, 1994)
- [38]IAEA. 1984, Site Investigations, Design, Construction, Operation, Shutdown and Surveillance of Repositories for Low-and Intermediate-Level Radioactive Wastes in Rock Cavities (Safety Series No. 62, 1984)
- [39]IAEA. 1983, Criteria for Underground Disposal of Solid Radioactive Wastes (Safety Series No. 60, 1983)
- [40]IAEA. 1981, Shallow Ground Disposal of Radioactive Wastes (Safety Series No. 53, 1981)
- [41]ITA. 1994, Underground repositories for non-nuclear waste: Considerations for engineering design, *Tunnelling and Underground Space Technology*, Vol. 9, No. 4, 461-469.
- [42]NRC. 1991, Standard Format and Content of a license application for a Low-Level Radioactive Waste Disposal Facility (NUREG-1199, Rev. 2, 1991)
- [43]NRC. 1994, Standard Review Plan for the review of a license application for a Low-Level Radioactive Waste Disposal Facility (NUREG-1200, Rev. 3, 1994)
- [44]NRC. 1994, Standard Review Plan for the review of a license application for a Low-Level Radioactive Waste Disposal Facility (NUREG-1200, Rev. 3, 1994)
- [45]NRC. 1992, Compilation of Nuclear Safety Criteria Potential Application to



DOE Nonreactor Facilities (DOE-STD-101-92, 1992)

- [46]NRC. 1991, Standard Format and Content of a license application for a Low-Level Radioactive Waste Disposal Facility (NUREG-1199, Rev. 2, 1991)
- [47]NRC. 1982, Tests for Evaluating Sites for Disposal of Low-Level Radioactive Waste (NUREG/CR-3038, 1982)
- [48]STUK. 2003, Disposal of Low and intermediate Level Waste from the Operation of Nuclear Power Plants (GUIDE YVL 8.1, 2003)
- [49]NHMRC. 1992, Code of practice for the near-surface disposal of radioactive waste in Australia (No. 35, 1992)
- [50]中國國家環境保護總局. 2004, 核技術利用放射性廢物庫選址、設計與建造技術要求。
- [51]Jeng., F. S., Weng., M. C., Lin., M. L. and Huang., T. H. (2004) “Influence of petrographic parameters on geotechnical properties of tertiary sandstones from Taiwan”, *Engineering Geology* 73, 71-91.
- [52]Kwon, S., W.J. Cho and P.S. Han(2006): Concept development of an underground research tunnel for validating the Korean reference HLW disposal system, *Tunnelling and Underground Space Technology*, 21, pp. 203-217.
- [53]Fairhurst, C., F. Gera, P. Gnirk, M. Gray and B. Stillborg(1993): The International Stripa Project: an overview, *Tunnelling and Underground Space Technology incorporating Trenchless*, Vol. 8, pp. 315-343.
- [54]Mohamad, E. T., Isa, M. F. M., Amin, M. F. M., Komoo, I., Gofar, N. and Saad, R. (2011) “Effect of Moisture Content on the Strength of Various Weathering Grades of Granite”, *EJGE*, Vol. 16, P. 863-886.
- [55]Read, R.S. (2004): 20 years of excavation response studies at AECL’s Underground Research Laboratory, *International Journal of Rock Mechanics &*

*Mining Sciences*, 41, 1251-1275.

- [56]Sulem, J., M. Panet and A. Guenot (1987a): Closure analysis in deep tunnels. *Int. J. Rock Mech. Min. Sci. & Geomech. Abstr.*, 24(3), 145-154.
- [57]Sulem, J., M. Panet and A. Guenot (1987b): An analytical solution for time-dependent displacement in a circular tunnel. *Int. J. Rock Mech. Min. Sci. & Geomech. Abstr.*, 24(3), 155-164.
- [58]Sabatakakis N., Koukis G., Tsiambaos G., Papanakli S. (2008) Index properties and strength variation controlled by microstructure for sedimentary rocks. *Engineering Geology* 97:80–90.
- [59]Strozzi, T., Delaloye, R., Poffet, D., Hansmann, J. and Loew, S. (2011): Surface subsidence and uplift above a headrace tunnel in metamorphic basement rocks of the Swiss Alps as detected by satellite SAR interferometry, *Remote Sensing of Environment*, 115, 1353-1360.
- [60]Tan X., Chen W., Yang J., Cao J. (2011) Laboratory investigations on the mechanical properties degradation of granite under freeze–thaw cycles. *Cold Regions Science and Technology* 68: 130–138.
- [61]Owen, G.N. and R.E. Scholl(1981): *Earthquake Engineering of Large Underground Structures*, prepared for the Feral Highway Administration, FHWA/RD-80/195.
- [62]Newark, N. M.(1968): “Problems in Wave Propagation in Soil and Rock,” *International Symposium on Wave Propagation and Dynamic Properties of Earth Materials*.
- [63]Chen, C.H., T.T. Wang, F.S. Jeng and T.H. Huang (2012): Mechanisms causing seismic damage of tunnels at different depths, *Tunnelling and Underground Space Technology*, 28(1), 31-40.
- [64]Wang, T.T. (2010): Characterizing crack patterns on tunnel linings associated

with shear deformation induced by instability of neighboring slopes, *Engineering Geology*, 115(1-2), 80-95.

- [65] Wang, T.T. and C.H. Lee (2012): Life cycle design considerations for hydraulic tunnels - lessons learned from inspection and maintenance cases, *Journal of Performance of Constructed Facilities*, doi:10.1061/(ASCE)CF.1943-5509.0000371
- [66] Weng, M. C. and Li., H. H., (2012) “Relationship between the deformation characteristics and microscopic properties of sandstone explored by the bonded-particle model”, *International Journal of Rock Mechanics & Mining Science* 56, 34-43.
- [67] Yow, J. L. and J. R. Hunt (2002), Coupled processes in rock mass performance with emphasis on nuclear waste isolation. *Int. J. of Rock Mech. Min. Sci.*,39(2), 143-150.
- [68] Zangerl, C., Evans, K.F., Eberhardt, E. and Loew, S. (2008): Consolidation settlements above deep tunnels in fractured crystalline rock: Part 1—Investigations above the Gotthard highway tunnel, *International Journal of Rock Mechanics & Mining Sciences*, 45, 1195-1210.
- [69] Zangerl, C., Evans, K.F., Eberhardt, E. and Loew, S. (2008): Consolidation settlements above deep tunnels in fractured crystalline rock: Part 2—Numerical analysis of the Gotthard highway tunnel case study, *International Journal of Rock Mechanics & Mining Sciences*, 45, 1211-1225.
- [70] ---, NUREG/CR-3038, “Tests for Evaluating Sites for Disposal of Low-Level Radioactive Waste,” R. J. Lutton et al., U.S. Department of the Army, Army Engineer Waterways Experiment Station, December 1982
- [71] 洪如江(2007)，初等工程地質學大綱，土工技術研究發展基金會出版，167頁。

- [72]王文禮、王泰典、蘇灼謹、林峻弘、譚家瑞、黃燦輝(2000)：台灣中部山岳隧道之震害與修復，*地工技術*，81，85-96。
- [73]許金華 (2006) 「從岩石風化速率探討南橫山崩—以敏督莉颱風為例」，國立中央大學應用地質研究所碩士論文。
- [74]王泰典、黃燦輝、鄭富書、薛文城、傅子仁(2007)：台灣隧道襯砌異狀類別之探討，*隧道建設*，第 27 卷(增刊：第六屆海峽兩岸隧道與地下工程學術及技術研討會論文集，8 月 20~21 日，昆明)，87-92。
- [75]王泰典(2008)：探討襯砌異狀之類別與診斷，*營建知訊*，304，22-31。
- [76]王泰典、董家鈞、顧承宇、李宏輝(2010)：低放射性廢棄物坑道處置場址特性調查及設施設計與建造審查要項研究，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫(99FCMA002)，台北。
- [77]王泰典、翁祖炘、李宏輝(2011)：放射性廢棄物坑道處置場址特性調查及設施設計審查要項建議以及天然障壁長期穩定潛在影響因子之探討，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫(100FCMA005)，台北。
- [78]王泰典、李宏輝(2012)：坑道處置設施設計及其穩定性評估之審查技術研究，行政院原子能委員會核能研究所委託研究計劃(NL1010476)，桃園。
- [79]中國土木水利工程學會(1993)，「工址地盤調查準則」，內政部建築研究所籌備處委託研究報告。
- [80]中國土木水利工程學會(1999)，*隧道工程設計準則與解說*，科技圖書。
- [81]內政部營建署(2001)，*建築物基礎構造設計規範*。
- [82]行政院公共工程委員會，2003，台灣地區隧道岩體分類系統暨隧道工程資料庫之建立，行政院公共工程委員會專案研究計畫，研究報告 0920198。

- [83]行政院原子能委員會放射性物料管理局，2009，低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則(98FCMA001B)，台北。
- [84]行政院原子能委員會放射性物料管理局，2009，低放射性廢棄物最終處置設施場址特性參數與設計建造管制技術之研究(98FCMA003)，台北。
- [85]李佳翰、王泰典、秦德(2008)：鐵路隧道結構安全檢測之探討，2008 岩盤工程研討會論文集，10月30-31日，台北，579-588。
- [86]李佳翰、陳建華、林信宏、王泰典(2009)：隧道異狀成因診斷案例探討—以邊坡潛移引致襯砌異狀為例，第十三屆大地工程學術研討會暨國科會成果發表會論文摘要集，8月26-28日，宜蘭，I-21-1~9。
- [87]尚新民、王泰典、李佳翰、林銘郎(2010)：從檢修案例探討水工隧道全生命週期觀點的設計考量，隧道建設，30(增 1)(第九屆海峽兩岸隧道與地下工程學術與技術研討會論文集，8月18~19日，洛陽)，211-220。
- [88]交通部(1997)：老舊交通隧道之安全檢測、維修與補強技術研訂(I)，黃燦輝、鄭富書等，台灣台北。
- [89]交通部(1998)：老舊交通隧道之安全檢測、維修與補強技術研訂(II)，黃燦輝、鄭富書等，台灣台北。
- [90]黃燦輝、何泰源、張吉佐、姚錫齡(1999)：震後隧道結構快速診斷與補強手冊，財團法人台灣營建研究所，台灣台北。
- [91]黃燦輝、林銘郎、王泰典、王文禮、李維峰 (2006)：隧道襯砌非破壞性檢測技術之開發(第一年度期末報告)，交通部鐵路改建工程局東部工程處委託研究計畫，宜蘭。
- [92]黃燦輝(2013)：台灣隧道工程之回顧與展望，中華民國隧道協會 2013 年年會專題演講。

- [93]陳正勳、王泰典、黃燦輝 (2011) 「山嶺隧道受震損害類型與原因之案例研究」，岩石力學與工程學報，第 30 卷，第 1 期，第 45-57 頁。
- [94]詹尚書、劉曉樺、王泰典、秦德、蕭富元(2012)：岩體依時變形特性之隧道變位計測結果案例探討，第十一屆海峽兩岸隧道與地下工程學術與技術研討會論文集，11 月 1-2 日，台灣溪頭，A10-1~9。
- [95]朱晃葵(2009)：大地材料依時變形對隧道收斂特性之影響，國立台灣大學土木工程學研究所碩士論文。
- [96]詹佩臻(2009)：海岸山脈邊坡穩定特性之探討—以水璉礫岩邊坡為例，國立台北科技大學資源工程研究所碩士論文。
- [97]郭雅雯(2012)：岩石風化之力學特性與微觀組構變化暨吸附二氧化碳能力之研究，國立台北科技大學資源工程研究所碩士論文。
- [98]許瑞慈(2012)：兩層岩層中隧道受簡諧 P 波與 S 波作用之反應，國立台灣大學土木工程學研究所碩士論文。
- [99]李佳翰(2013)：山岳隧道襯砌異狀肇因診斷技術研究，國立台北科技大學工程科技研究所博士論文。
- [100] 闕禮琳、詹佩臻、王泰典、羅偉、翁祖炘(2009)：風化弱軟化岩石引致邊坡失穩案例探討—以水璉礫岩邊坡為例，礦冶，53(4)，67-76。
- [101] 俞旗文、陳錦清 (2002) 「岩盤潛變分析與隧道斷層帶二次襯砌之長期安定評估」，2002 岩盤工程研討會論文集，第 253-262 頁。
- [102] 曹孟真、楊濟豪、王泰典、許宗傑、林銘郎、莊心凱、詹佩臻(2012)：邊坡失穩引致營運中隧道崩塌案例探討，2012 海峽科技專家論壇分會場暨海峽兩岸地質災害防治學術研討會，會議簡報。

- [103] 朝倉俊弘等(1998)，變狀隧道對策工設計導則(日文)，日本鐵道總合技術研究所。
- [104] 朝倉俊弘等(2003)，隧道變狀機制(日文)，日本土木學會。
- [105] 西村和夫等(2002)，山岳隧道襯砌的現狀與對策(日文)，日本土木學會。
- [106] 日本土木學會，隧道標準示方書 [山岳工法編]・同解說，1996。
- [107] 岡田勝也等(2007)，鐵道構造物等維持管理標準 // 同解說(構造物編)－隧道(日文)，日本鐵道總合技術研究所。
- [108] 日本土木學會，軟岩的調查・試驗的指針(案)，1991。
- [109] 日本土木學會，隧道在調查計測的評価與利用，1987。
- [110] 日本土木學會，隧道的地質調查與岩盤計測，1983。
- [111] 日本土木學會，隧道標準示方書 山岳工法・同解說，2006。

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

用過核子燃料循環管理方案  
技術可行性研究(102 年成果報告)

計畫編號：102FCMA004

報告編號：102FCMA004-07

執行單位：核能研究所

計畫主持人：周鼎

子項工作負責人：邱琬琚

報告作者：邱琬琚

報告日期：中華民國 102 年 12 月



[本頁空白]

# **Technical Feasibility Study on Spent Nuclear Fuel Cycle Management**

## Abstract

In accordance to the request of decommission of nuclear power plant in Taiwan, the regulations and research reports of a dry storage facility in the decommissioning NPP are evaluated. The international experience on spent fuel management in a decommissioning site is also included in this study. The up-to-date international status of spent fuel management strategy and dry storage research projects are also reviewed and summarized in this report.

The study results show that most international decommissioning nuclear power plants implement the dry storage facility of spent fuel. Even though the initial installation cost is higher, it's beneficial from the lower maintenance fee and explicit decommissioning schedule. Major nuclear energy countries continue the research projects of spent fuel performance during dry storage and technology improvement.

The international experience can benefit the spent nuclear fuel management strategy and regulatory enhancement program of Taiwan.

Keywords: spent nuclear fuel cycle, spent fuel management in decommissioned NPP, dry storage regulatory

Institute of Nuclear Energy Research

# 用過核子燃料循環管理方案技術可行性研究

## 摘 要

本報告彙整研析美國除役電廠用過核子燃料貯存安全管制規範與技術報告；分析國際除役電廠用過核子燃料管理方案；蒐集國際主要核能國家用過核子燃料循環管理方案最新動態與乾式貯存技術最新發展。

研究成果顯示國際間對於除役電廠用過核子燃料管理多採用乾式貯存方式，雖然初期建置成本較高，但後續維護成本較低，且易於明確規劃電廠除役時程及執行除役工作。主要核能國家對於用過核子燃料乾式貯存之行為分析與技術研發工作亦持續進行中。

因應國內電廠可能除役之需求，本報告成果將有助於提升國內除役電廠用過核子燃料管理安全水準及管理策略研發技術發展，確保處置安全合於國際標準。

關鍵字：用過核子燃料循環、除役核能電廠燃料管理、乾式貯存法規。

核能研究所

# 目 錄

1. 前言 .....	1
1.1 研究目的 .....	1
1.2 研究內容 .....	1
1.3 報告內容 .....	2
2. 美國除役電廠用過核子燃料貯存安全管制 .....	3
2.1 除役電廠乾式貯存設施管制規範 .....	3
2.2 研究報告 .....	10
3. 國際除役電廠用過核子燃料管理方案案例 .....	17
3.1 美國 .....	17
3.2 日本 .....	26
3.3 德國 .....	30
4. 國際用過核子燃料循環管理方案 .....	32
4.1 美國 .....	32
4.2 日本 .....	49
4.3 英國 .....	55
4.4 西班牙 .....	57
5. 結論 .....	59
參考文獻 .....	61

## 附 圖 目 錄

圖 2.3.1 鐵道運輸事件樹.....	12
圖 2.3.2 每次用過核子燃料例行運輸產生之累積劑量.....	13
圖 2.3.3 運輸容器火災 3 小時之模擬分析結果.....	13
圖 2.2.4 例行運輸累積劑量比較.....	14
圖 2.2.5 意外事故造成之累積劑量比較.....	14
圖 3.1.1 美國 Zion 電廠周遭環境.....	19
圖 3.1.2 美國 Zion 電廠配置圖.....	20
圖 3.1.3 美國 La Cross 電廠.....	24
圖 3.1.4 美國 La Cross 電廠配置圖.....	25
圖 3.1.5 美國 La Cross 電廠乾式貯存設施.....	25
圖 3.2.1 日本福島一廠除役時程規劃.....	27
圖 3.2.2 福島一廠共用燃料池規劃.....	27
圖 3.2.3 福島一廠四號機移出作業示意圖.....	28
圖 3.2.4 福島一廠四號機內燃料檢驗結果.....	29
圖 3.3.1 德國 Greifswald 電廠乾式貯存設施.....	31
圖 4.1.1 美國用過核子燃料趨勢.....	33
圖 4.1.2 美國乾式貯存設施位置.....	33
圖 4.1.3 美國用過核子燃料管理規劃.....	35
圖 4.1.4 集中式中期貯存設施建置概念.....	37
圖 4.1.5 NUEX 再處理技術概念.....	38
圖 4.1.6 CISCC 研究用密封鋼筒模型.....	42
圖 4.1.7 CISCC 整合研究計畫時程規劃.....	43
圖 4.1.8 EPRI 機械蛇概念圖.....	45
圖 4.2.1 日本原子能管制單位演變示意圖.....	52

圖 4.2.2 日本 PWR 乾式貯存示範計畫內容 .....	53
圖 4.2.3 日本 PWR 乾式貯存示範計畫測試乾貯筒設計 .....	54
圖 4.2.4 燃料護套模擬分析計算結果 .....	54
圖 4.3.1 英國預定新建核能電廠位置圖 .....	56
圖 4.4.1 西班牙用過核子燃料集中式貯存場址概念 .....	58

## 附表目錄

表 3.1.1 美國 Zion 電廠除役時程 .....	20
表 3.1.2 美國 Zion 電廠用過核子燃料移出時程規劃 .....	21
表 3.2.1 日本福島一廠用過核子燃料統計資料(至 2011 年 3 月 11 日) .....	29
表 4.1.1 美國核管會核可乾式貯存護箱 .....	34
表 4.2.1 日本 PWR 乾式貯存示範時程 .....	55

# 1. 前言

## 1.1 研究目的

核能發電自 1950 年代開始興起，用過核子燃料之處置方式一直被視為核能工業關鍵的一環。尤其是日本 311 福島事件之後，如何安全管理用過核子燃料成為國際與公眾關切的議題。

基於管制業務技術研發需求，行政院原子能委員會放射性物料管理局爰委託核能研究所執行「102 年度精進放射性物料安全管理技術發展」計畫。本報告為該計畫所屬第 2-1 子項計畫「用過核子燃料貯存安全管理技術發展」中「用過核子燃料循環管理方案技術可行性研究」工作之第 2 年研究成果。

本計畫目的在分析美國核管會對於除役電廠用過燃料乾式貯存安全相關審查規範，國際除役電廠用過核子燃料管理案例評估，國際用過核子燃料循環趨勢與乾式貯存技術發展動態，提供國內權責機關後續管制電廠除役計畫之參考，進而建構自主完善審查技術能力，以監督國內用過核子燃料乾式貯存之安全，促使民眾安心且放心。

## 1.2 研究內容

依據委託研究計畫申請書擬定之規劃，「用過核子燃料循環管理方案技術可行性研究」102 年度研究內容如下：

- (1) 研析美國核管會對於除役電廠之用過核子燃料貯存安全相關審查規範或評估報告，提供權責機關後續管制電廠除役計畫之參考。
- (2) 蒐集國際主要核能國家除役電廠之用過核子燃料管理方案案例，加以分析研究，以美國除役電廠為主，輔以其他國家經驗，分析其管理方案技



術基礎，提供後續管制單位或研究計劃訂定之參考。

(3)探討分析國際重要組織及各國之用過核子燃料循環管理方案最新研究發展與趨勢。

(4)研析美國核管會用過核子燃料乾式貯存設施安全評估報告及用過核子燃料運送安全評估報告、追蹤乾式貯存最新技術發展資料。

本報告內容為上述項次(1)~(4)之彙整分析結果。蒐集的文獻資料另整理歸類後以光碟提送物管局參考。

### 1.3 報告內容

本報告為計畫之第二年度成果報告，報告內容第 1 章說明研究目的、研究內容與報告架構；第 2 章說明美國除役電廠用過核子燃料貯存安全管制資訊與研究報告；第 3 章說明國際除役電廠用過核子燃料管理方案案例；第 4 章為國際用過核子燃料循環管理方案最新資訊與乾式貯存技術發展；第 5 章為結論。

## 2. 美國除役電廠用過核子燃料貯存安全管制

本章主要彙整說明美國核管會對於除役電廠用過核子燃料乾式貯存設施之管制規範與用過燃料池潛在事件風險評估報告。

### 2.1 除役電廠乾式貯存設施管制規範

根據 IAEA 動力反應器資訊系統(PRIS)統計，美國目前共有 32 個核能機組進入除役階段，包含 10 個沸水式反應器(BWR)機組與 16 個壓水式反應器(PWR)機組，當中 2 個 BWR 機組(Big Rock Point、Shoreham)與 6 個 PWR 機組(Haddam Neck、Main Yankee、Rancho Seco、Saxton、Trojan、Yankee Rowe)已完成除役工作，且有 6 個機組原廠址僅剩下獨立式乾式貯存設施(ISFSI)。

依目前所蒐集之資料顯示，美國已除役電廠或待除役電廠用過核子燃料大多採乾式貯存方式，因為雖然乾式貯存的初始費用較高，但其後續維護及管理費用相對較低，長期來看(20~30年)整體費用仍較濕式貯存低。且將用過核子燃料移出至乾式貯存系統可使電廠除役時程規劃更加明確且易於進行。

然而電廠完成除役後，廠房皆已拆除，乾式貯存設施之緊急應變計畫、保安計畫、保防計畫以及用過核燃料安全再取出等安全管制變得非常重要，本章節將詳細說明美國核管會對於電廠除役完成後，僅存乾式貯存設施之相關管制法規。

#### 2.1.1 乾式貯存設施緊急應變計畫

依據美國聯邦法規 10 CFR Part 72.32 規定，若建造之乾式貯存設施並未位於核電廠內，或未位於 10 CFR Part 100 規定之核電廠禁區內，或位於一個沒有運轉執照或未准許運轉之核電廠內時，應提出緊急應變計

畫，其內容應包含下述資訊，因此電廠除役完成後之獨立乾式貯存設施緊急應變計畫亦應符合此規定。

- (1) 設施描述。簡要說明乾式貯存設施及附近區域
- (2) 事故類型。定義不同放射性物質的事故。
- (3) 事故分類。事故警報分類分級制度
- (4) 檢測事故。說明查明事故狀態的檢測裝置。
- (5) 減緩事故後果。簡要說明用來減緩每種類型事故後果的方法及相關設備，其中包括對現場工人提供保護和對維護相關設備的計畫描述。
- (6) 評估放射性物質外釋。簡要描述評估放射性物質外釋的方法及設備。
- (7) 責任。簡要描述申請人於意外發生時的責任，包括確認對於及時通報異地備援組織和美國核管會，與負責開發，維護和更新此計劃的人員。
- (8) 通知和協調。承諾與簡要說明及時通報異地備援組織及要求異地援助的方式，包含對於現場受汙染受傷工人的適當醫療處置。必須建立一個控制點以避免事故發生時某些人員或設備的不可用性造成通報的延誤。另外，申請人須保證在事故確認發生一小時內通報美國核管會營運中心。
- (9) 傳遞資訊。簡要說明對於設施狀況、放射性物質外釋及建議防護措施等資訊，如有必要，應提供美國核管會異地備援組織資訊。
- (10) 訓練。簡要說明申請者對於現場工人應對緊急情況與特殊指引的訓練，及對於消防、警察、醫療人員和其他緊急救援人員提供廠區方向訓練。
- (11) 安全條件。簡要描述事故發生後，設施恢復到安全狀態的方式。

- (12) 演習。
- (i) 每半年一次執行與異地備援組織的通信檢查和每兩年執行現場演習，以測試模擬事故發生時的應急準備。每年執行一次放射/保健物理，醫療，衛生和消防演習。半年通信檢查應包括所有必要的電話號碼，檢查和更新。申請人應邀請異地備援組織參加每兩年舉辦之演習。
  - (ii) 建議參與異地備援組織每兩年舉辦一次的演習(非強制性)。
- (13) 危險化學品。申請人應確保該設施內的危險化學品符合 the Emergency Planning and Community Right-to-Know Act of 1986, Title III, Pub. L. 99-499 之認證。
- (14) 緊急應變計畫之評論。申請者應允許異地備援組織於意外發生 60 天內對於緊急應變計畫提出評論。後續計畫的修改除非與異地備援組織有關，否則無須再度知會。申請人應於 60 天內將修正的緊急應變計畫送交美國核管會。
- (15) 異地援助。申請人的緊急應變計劃應包含對於異地援助的請求及有效利用現場的安排說明，及利用現場其他組織來增強此計畫。
- (16) 對公眾提供信息之安排。

若乾式貯存設施位於核電廠內，依美國核管會 ISG-16 (Spent Fuel Project Office Interim Staff Guidance-16 Emergency Planning)，認定乾式貯放的用過核子燃料被動之安定特性，其在健全乾式貯存設施貯放，並無明顯的外釋擴散機制，對於乾式貯存設施的廠外緊急應變計畫並未要求，乾式貯存設施申請者於申請時亦無需提報廠外的緊急應變計畫

### 2.1.2 獨立乾式貯存設施保安計畫

依據美國聯邦法規 10 CFR 73.51 規定，獨立式乾式貯存設施應建立且維持一個實體保安系統，以確保用過核子燃料及高放射性廢棄物貯存之高度安全性，而不會構成對於公眾健康安全不合理的危險性。

此系統必須滿足下述保防能力要求 (10 CFR 73.51 (b)(2)規定)，且其設計必須為可預防因設施監控失效，以致於導致發生輻射外洩，使其劑量足以超過 10CFR72.106 之敘述規定值。

- (i) 貯存設施只能設置在保護區內
- (ii) 須獲得授權後，方可允許進入保護區
- (iii) 偵測並發覺保護區內未獲授權之入侵行為或活動
- (iv) 提供即時的通訊能力，當有需要時可即時傳送給指定之應變處理人員
- (v) 確保有效地管理實體保安組織。

設施持照人應保存有效保安計畫之副本至少三年或直到執照終止為止。

10 CFR 73.51(d)中明確規定獨立式乾式貯存設施之保安計畫中應涵蓋之實體保安系統、組件及程序，以滿足上述保防能力要求，簡要描述如下：

- (1) 用過核子燃料需貯存於具有兩道實體屏蔽的保護區內，第一道屏蔽為保護區周邊防護(安全圍籬)，依 10 CFR 73.2 規定建立隔離區，以圍籬界定出兩邊各 20 英尺的寬度淨空；第二道屏蔽為貯存護箱防護以防止入侵及滲透(penetration)。
- (2) 必須提供足夠的照明設備以允許適當評估於保護區內之未經授權之入侵或滲透活動。
- (3) 保護區邊界必須持續監控和配置主動式入侵偵測警報系統，保護區內部設置 24 小時人員監控的警報站，警報站具有防彈牆、門、

天花板及地板，且由保護區外部無法窺見。

- (4) 保護區應有日間不定時巡邏監控，若依 NUREG-1619 “獨立式用過核子燃料及高放射性廢棄物貯存施設實體保安計畫標準審查計畫，Standard Review Plan for Physical Protection Plans for the Independent Storage of Spent Fuel and High-Level Radioactive Waste”內容中，不定時巡邏頻率應考慮設施尺寸、位置及其鄰近區域之活動性質來訂定，舉例來說，每日最少安排 2 次不定時巡邏。
- (5) 應建立保安組織，組織內需包含每班足夠的人力資源以確保監控系統營運及執行巡邏作業、進出管制及適當反應人所需之人力。此保安組織內部成員必須經過培訓、配置適當儀器、符合資格並且重新確認可執行其工作職掌內容。
- (6) 必須建立指派應變人員或當地執法機構（LLEA）聯繫文件，以確保即時應對未經授權的滲透或活動。
- (7) 應建立並維持一套身分辨明系統及控制鎖定系統來防止未授權之進入
- (8) 現場巡邏人員與指派應變人員或當地執法機構（LLEA）之間必須配置備用之通訊能力。
- (9) 所有的個人，車輛和隨身攜帶的物品進入保護區前須經過適當的授權與進行爆炸物目視檢查。
- (10) 針對非授權滲透活動或依據 10CFR73 附錄 C 的第 5 類 “程序” 中保護區內的活動，應建立書面回應文件，並保持其副本記錄至少 3 年或直至開發程序的執照終止為止。每個變更文件的副本亦應保留 3 年或直至執照終止。
- (11) 所有的檢測系統及其配套子系統必須配置防止篡改之監督線路，

這些系統，包含監視/評估和照明系統，必須保持在正常運作狀態。當發現操作上的問題時，應立即採取補救措施以確保安全系統的有效性。

- (12) 實體保安方案必須每 24 個月由獨立於實體保安方案管理組織與執行者以外的人員進行審查。實體保安方案審查應包含對於實體保安系統有效性的評估，和指派應變人員或當地執法機構（LLEA）聯繫文件的驗證。
- (13) 下列文件應於建立後至少保存 3 年或直到執照終止。若已依 10 CFR 72.180 及 73.71 規定要求保存之文件則無需重複保存。
  - (i) 個人進入保護區紀錄；
  - (ii) 篩選記錄的安全組織成員；
  - (iii) 所有巡邏紀錄；
  - (iv) 每個警報紀錄，包含警報類型、發生地點、日期和時間，和處理方式；
  - (v) 實體保安方案審查報告。

### 2.1.3 獨立乾式貯存設施保防應變計畫(Safeguards Contingency Plan)

依據美國聯邦法規 10CFR 72.184 規定，獨立式乾式貯存設施應針對外來威脅或放射性破壞，設置一個符合 10 CFR 73 Appendix C 規定之保防應變計畫(Safeguards Contingency Plan)。而 10 CFR 73 Appendix C 則說明此保防應變計畫是對於特定核子材料或核子設施遭受威脅、竊盜、或放射性破壞時，給予電廠人員處理方式之文件化導則。

保防應變計畫應涵蓋下列內容：

- (1) 一組預先決定的決策與行動以滿足特定目標。

- (2) 有效執行上述決策所必要的資料、標準、程序及機制。
- (3) 負責每一個決策與行動的特定個人、團體或組織。

一個保防應變計畫應包含下列 5 類資訊：背景說明(Background)、一般通用規劃基礎(Generic Planning Base)、持照人規劃基礎(Licensee Planning Base)、責任矩陣(Responsibility Matrix)及程序(Procedures)。其中雖然第 5 類的執行“程序”資訊為整個計畫中最關鍵與重要的一環，然而由於此類別詳細運轉資訊經常在改變，因此無須送委員會審核，而是由美國核管會員工定期檢查來評估。

#### 2.1.4 乾式貯存設施之用過核燃料安全再取出

依據美國聯邦法規 10 CFR 72.122(l)規定，無論是特定場址執照或通用執照之乾式貯存設施，其系統設計都必須允許用過核子燃料在執照有效期限內可再取出進行後續再處理或最終處置作業。但美國核管會對於除役電廠之乾式貯存設施並未有另外規定其再取出作業規範，對於用過核子燃料再取出方面則是依據相關法規訂定過渡時期專家審查指導方針(Interim Staff Guidance Document, ISG -2 Rev.1) 來判斷申請的乾式貯存系統能否依據 10 CFR 72 的規定確保用過核子燃料之再取出性，用以決定是否核發申請執照的文件。

用過核子燃料隨時再取出性可分兩方面討論：1)自乾貯護箱傳送一個已封焊之密封鋼筒至 a)無須移出用過核子燃料至運送包裝設備或 b)一個用過燃料池或其他可用來移出與轉換的設施；2)如果無法確認用過核子燃料狀態是否可執行運送作業，則需考量將其由貯存護箱移出並重新裝載用過核子燃料至一個可傳送的配置或將用過核子燃料裝載入一個與原本不同但適合後續運送之貯存護箱。上述兩種方式皆必須滿足法規 10



CFR 72.122(l)與 10CFR 72.236(m)的規定。

## 2.2 研究報告

### 2.2.1 美國核管會用過核子燃料運送風險評估報告(NUREG-2125)

美國核管會(NRC)自 1977 年 9 月發布了 NUREG-0170 放射性物質航空或其他方式運輸之最終環境影響評估 (Final Environmental Statement on the Transportation of Radioactive Material by Air and Other Modes)研究報告來評估放射性物質安全運輸之相關法規適用性，至今 35 年來已進行多次放射性物質運輸之風險評估及其他分析。在這段時間內，管制規範、運送實施及運輸容器設計大多維持不變，因此這段時間之實際運輸風險也維持不變，真正改變的是風險計算。這個改變是因為在意外事故時，護箱相對效應及內部裝填的用過核子燃料內容之評估能力改進，這個改進包括在更先進的計算工具，導致每次運送分析出的風險機率降低。

美國核管會於 2012 年 5 月發布最新版的用過核子燃料運送風險評估報告初稿(NUREG-2125, Spent Fuel Transportation Risk Assessment)，此報告分析了三種美國核管會核准之運輸容器(Transportation cask)在例行運輸及運輸意外事故情況下的風險評估。

下列兩種設計是利用鐵道運輸：第一種是具有鐵加馬屏蔽與內部焊接密封鋼筒的運輸容器；第二種是具有鉛加馬屏蔽且可用來運輸裝填於內部焊接密封鋼筒或直接裝填入運輸容器(無內部密封鋼筒)之用過核子燃料；另一種公路運輸容器設計為具有耗乏鈾加馬屏蔽並直接裝載用過核子燃料，這三種護箱分析結果用來代表其他護箱設計。

另一點值得注意的是 NUREG-2125 為一般通用風險評估報告，並非

針對某一特定設施、外界要求或建議驅使、環境影響評估或聯邦行動、執照核發行動及運輸保安而進行分析。

在計算模式方面，報告內分為兩個部分：

- (1) 例行運輸情況：判斷例行運輸時，運輸容器對於不同群體 (populations) 所造成的放射線劑量
- (2) 意外事故情況：利用有限元素分析方法來計算運輸容器遭遇撞擊或升溫意外事故，並利用使用美國交通運輸部(U.S. Department of Transportation) 所設計的“事件樹”(如圖 2.2.1)來評估事故狀態概率。

此報告使用 RADTRAN 來計算卡車或鐵路運輸時，例行運輸與意外事故所造成之劑量風險，且利用類似 NUREG-0170 和 NUREG/CR-6672 的方法分析。

分析結果得知在例行運輸情況下，用過核子燃料運送所造成的集體輻射劑量是微乎其微，大約僅是集體背景輻射劑量的 4~5 倍(如圖 2.2.2)。若用過核子燃料運送期間發生事故，導致放射性物質外釋機率約為十億分之一，所造成的個人最大暴露劑量(maximally exposed individual, MEI)小於 2 Sv，且僅有在鐵路運送無內部焊接密封鋼筒運輸之容器設計有可能在特別嚴重的意外事故下發生。因此，兩種特別嚴重的事故(包含放射性物質外釋與屏蔽喪失意外)造成的集體劑量風險相較於一個沒有外釋與沒有屏蔽喪失的事故是可被忽略的。

在火災事故分析中，假設運送護箱遭遇 3 小時火災情況，分析結果如圖 2.2.3 所示，密封墊片溫度仍低於 350°C 之破損溫度，用過核子燃料溫度低於 750°C 之燃料爆裂溫度，故可推論火災導致加馬屏蔽喪失的風險是可忽略的，分析結果亦不會造成放射性物質外釋。

NUREG-2125 報告分析結果也與前面幾份用過核子燃料運輸研究報告(NUREG-0170 及 NUREG/CR-6772)進行比對分析，如圖 2.2.4 及 2.2.5。在圖 2.3.4 中，由於此份研究計算時採用更頻繁且較長時間停留的加油站，更高的人口密度與車輛密度，且卡車加油暫停時，加油站附近的人口密度較高來分析，所以得到的累積劑量較另外兩種方式高。另一個“Public only”是排除了監控人員、工作人員及加油站人員之累積劑量。

圖 2.2.5 中，在 NUREG-2125 研究中，由於核准的運輸容器較通用護箱有更好的性能表現、修正再懸浮模組導致較低的再懸浮劑量，及更新版的事件樹反射出更低的嚴重事故發生機率，因此得到較低的劑量風險。此外，分析結果得到，具有內部密封鋼筒的運輸容器設計於事故情況下，不會造成任何輻射外洩。

事故 ACCIDENT	車速分布 SPEED DISTRIBUTION	表面撞擊 SURFACE STRUCK	機率 PROBABILITY
出軌 Derailment: 0.7355	出軌(無失火) 碰撞速度 80-113 kph collision: 0.06043 碰撞速度 >113 kph collision: 5.01e-5	橋外 Off bridge: 0.9887	Into slope: 0.0011 邊坡 4.76e-5 Embankment: 0.0004 堤岸 1.73e-5 Into structure: 0.0077 建築 0.000333 Into tunnel: 0.00801 隧道 0.000347 Other: 0.9828 其他 0.04252
		橋上 On bridge: 0.0113	0.00049
		橋外 Off bridge: 0.9887	Into slope: 0.0011 邊坡 3.95e-8 Embankment: 0.0004 堤岸 1.43e-8 Into structure: 0.0077 建築 2.76e-7 Into tunnel: 0.00801 隧道 2.87e-7 Other: 0.9828 其他 3.53e-5
		橋上 On bridge: 0.0113	4.10e-7

圖 2.3.1 鐵道運輸事件樹

每趟用過核子燃料卡車例行運送產生之累積劑量(人-西弗)

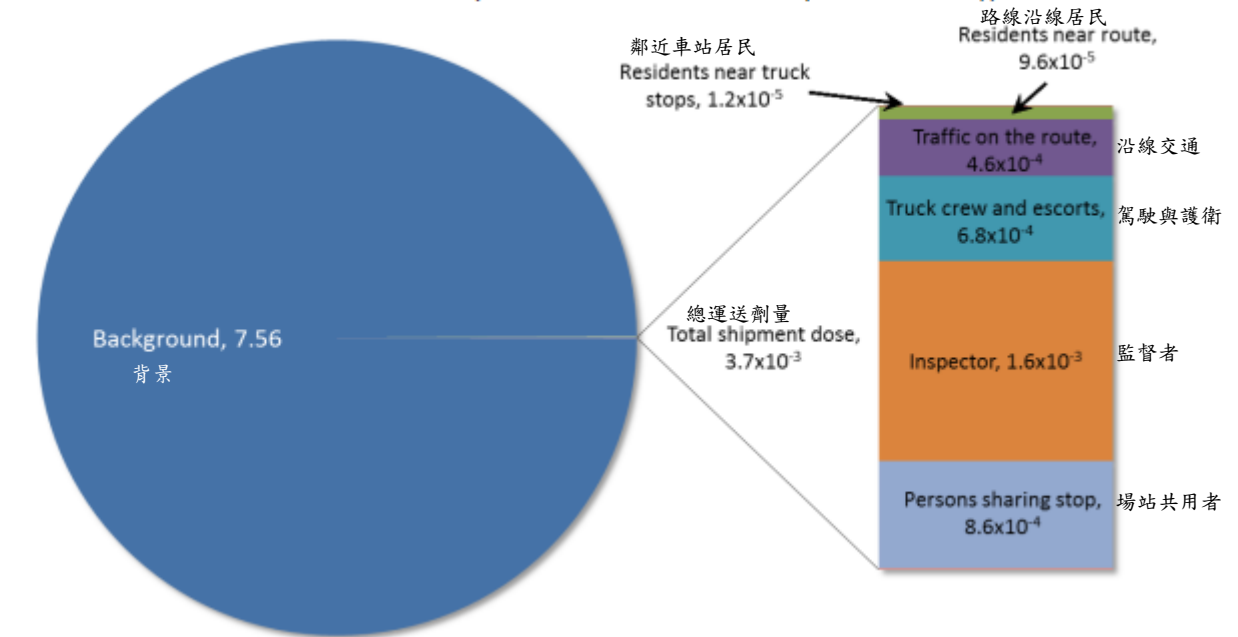


圖 2.3.2 每次用過核子燃料例行運輸產生之累積劑量

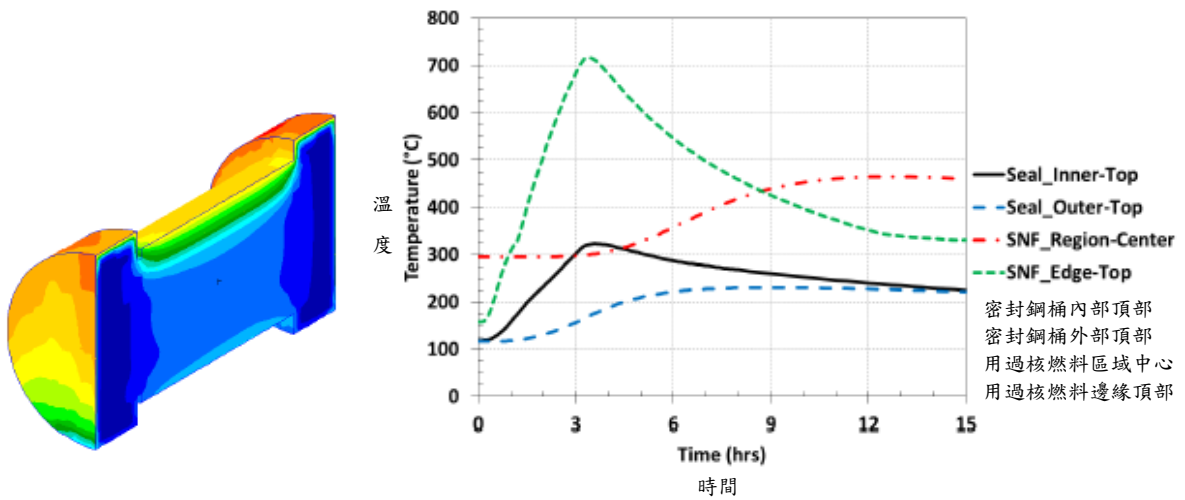


圖 2.3.3 運輸容器火災 3 小時之模擬分析結果

### 卡車例行運送產生之平均累積劑量(人-西弗)

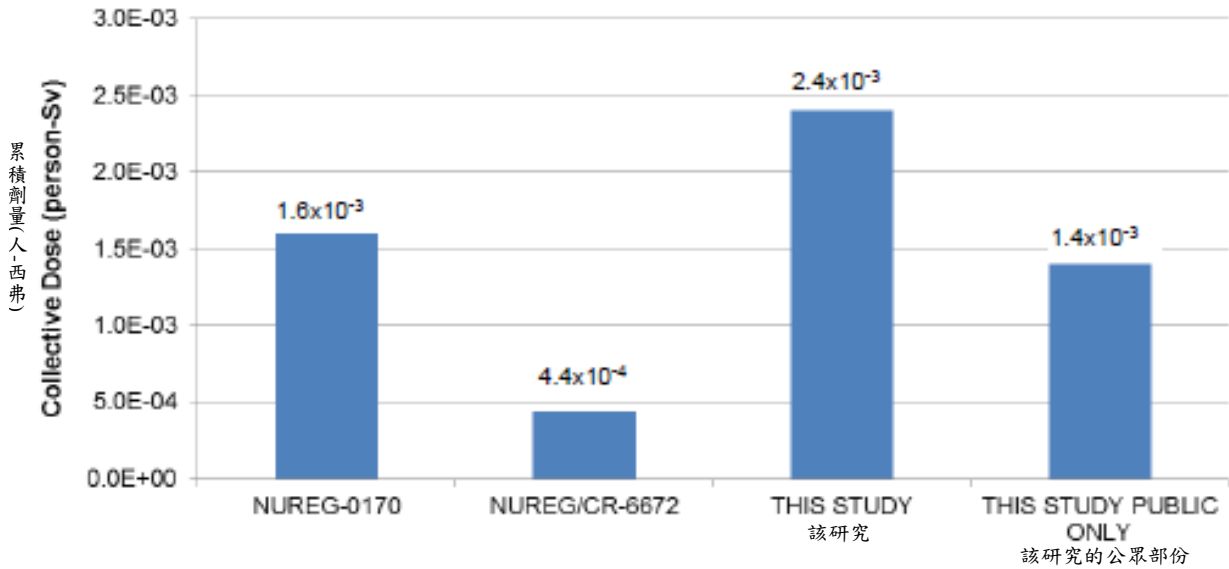


圖 2.2.4 例行運輸累積劑量比較

### 事故造成之平均累積劑量(人-西弗)

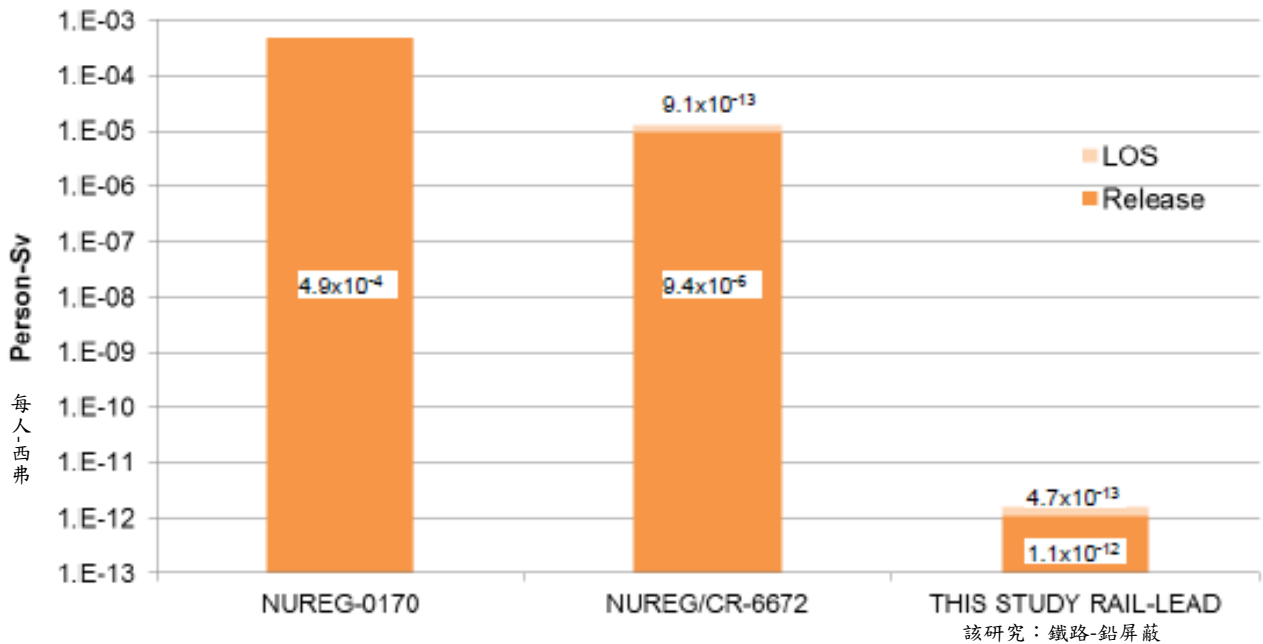


圖 2.2.5 意外事故造成之累積劑量比較

## 2.2.2 美國核管會除役電廠用過燃料池潛在事件風險評估報告(NUREG-1738)

美國部分除役電廠已向核管會(NRC)提出豁免部分 10 CFR 50 中對於異地緊急應變計畫、保險、核子保防的要求，因為其反應爐已停機並將用過核子燃料移出至用過燃料池，傳統反應器可能導致的事務連鎖反應將不再適用於除役電廠，所以 10CFR50 中某些管制規範相對來說太過嚴格且並未能實際增進公共安全。核管會經過評估個別電廠情況後，同意這些豁免申請，這導致針對不同的豁免申請評估範圍與接受標準不一致的情況發生。

為了提升在管制規範的一致性和可預測性，核管會針對除役電廠管制規範架構進行了一連串的努力，以確保這些除役電廠之公眾安全。由於對除役電廠來說，造成公眾安全的疑慮來自用過燃料池貯存之核子燃料，因此核管會針對此議題完成了一份研究報告：除役電廠用過燃料池潛在事件風險評估報告(NUREG-1738：Technical Study of Spent Fuel Pool Accident Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants)。

此報告主要採用安全度評估方法 ( Probabilistic Risk Assessment, PRA)，搭配熱工水力學(thermal hydraulics)、反應率(reactivity)、系統分析(systems analysis)、人員可靠度分析(human reliability analysis)、地震與結構分析(seismic and structural analysis)、外部危害評估(external hazards assessment)及異地放射性後果(offsite radiological consequences)等分析結果來進行研究。安全度評估主要在辨別除役電廠中潛在嚴重事故情境，並估計這些情境發生的可能性與後果。研究人員亦根據管制導則 RG1.174 之分析策略來檢驗異地緊急應變計畫。

此報告之結論為在除役電廠用過燃料池發生鋳合金火災及嚴重意外的機率很低且能符合美國核管會之安全要求，該報告亦提到空氣環境

中用過核子燃料源項(source term)生成的研究將有助於減少分析中之不確定性。

### 3. 國際除役電廠用過核子燃料管理方案案例

本年度工作內容為蒐集國際已除役或待除役電廠之用過核子燃料管理方案案例，分析其管理方案技術基礎，提供後續管制單位或研究計劃訂定之參考。

#### 3.1 美國

##### 3.1.1 Zion 核電廠

Zion 電廠屬於 Exelon 電力公司之核能電廠，位於伊利諾州西方的 Zion 市，東側鄰近密西根湖，南北銜接 Zion 國家公園(如圖 3.1.1)，佔地約 245 英畝。配置二部西屋壓水式 4 環路反應器，功率為 1040MWe，其場內配置如圖 3.1.2 所示，一號機自 1973 年開始商轉，二號機自 1974 年開始商轉，運轉期間除了在 1998 年停機後發現蒸汽產生器迴路有洩漏以外(Steam Generator tube leakage)，並無其他意外發生。

1998 年因經濟因素停止運轉之後，由於當時評估拆廠除役的費用超過其運轉期間累積的後端基金，無法進行除役工作，因此採取 SAFSTOR 除役方式暫時將核能設施長期安全貯存後，後續再進行除污與拆除的工作。

2010 年 9 月 Exelon 公司將 Zion 核電廠轉交 EnergySolution 子公司 ZionSolution 進行除役工作，美國核管會也將 Zion 電廠提撥的後端基金全部轉移給 ZionSolution 公司進行除役專款。因此 Zion 電廠自 2010 年開始執行除役工作，預計 2020 年原廠址的土地除了乾式貯存設施預定地外，除役並復育完成後再還給 Exelon 公司，整體除役時程規劃如表 4.1.1。



Zion 電廠一號機共運轉 15 週期，累積產生 1,125 束用過核子燃料，二號機共運轉 14 週期，累積產生 1,101 束用過核子燃料，電廠關閉後皆暫貯在用過燃料池中。因應其除役計畫，2,226 束用過核子燃料將會於 2014 年底前全數轉移至 61 組 NAC MAGNASTOR®/ MAGNATRAN 乾貯系統，用過核子燃料移出時程規劃如表 3.1.2 所示。

用過核子燃料在進行燃料移轉作業前，需進行燃料特性調查與完整性評估工作，確認貯存之燃料能夠符合乾貯罐 CoC 設計準則，且依據美國核管會 ISG-1 Rev.2 評估燃料完整性，確保其乾式貯存期間與後續可能的運送過程安全。其評估方式首先先調查燃料設計參數及運轉歷史，蒐集 Zion 核電廠運轉歷史資料，接著執行 2,226 束 PWR 燃料目視檢驗 (1000 束約耗時 2 個月)，搭配判斷規則決定進行真空啜吸的燃料數目，2012 年 3 月份數據顯示，進行真空啜吸之用過核子燃料約為 200 束。

燃料特性調查結果，Zion 核電廠共有 3 種西屋公司設計的 15x15 壓水式反應器(PWR)燃料束，其種類與數量分別為：1,122 束 LOPAR (Low parasitic)燃料束、712 束 OFA(Optimized Fuel Assembly)燃料束、392 束 Vantages-5 燃料束。

根據調查與評估結果：8 束為運轉歷史紀錄記載有破損、6 束為超音波檢驗有疑慮者、43 束為燃料池真空啜吸檢驗發現、2 組燃料束外包覆有損傷。這些疑似或確認燃料破損者應放置入破損燃料貯存罐 (damaged fuel can, DFC)後，再用特定的燃料貯存鋼筒密封貯存。

Zion 電廠共有 36 束燃耗超過 45Gwd/MTU 的用過核子燃料，由於評估結果無法透過 MAGNATRAN 運輸容器進行運輸工作，因此將燃耗超過 45Gwd/MTU 的用過核子燃料放置於破損燃料貯存罐再放置入乾式貯存鋼筒中貯存。

Zion 電廠於 1998 年停止運轉後，兩部機組共產生 201 束未耗乏

(under-burned)用過核子燃料，依據分析結果，這些未耗乏燃料可直接貯存於 MAGNASTOR 乾貯系統進行貯存。但由於無法通過運送意外事件臨界度分析計算，故無法透過 MAGNATRAN 運輸容器進行燃料運輸工作。為了解決這個問題，每一束未耗乏燃料將會與一束 Rod Control Cluster Assembly(RCCA)放置於貯存鋼筒內。

截至 2013 年 2 月止，Zion 電廠已完成燃料特性調查、周邊吊運輸送裝置準備、路線整頓、乾式貯存鋼筒與混凝土護箱及乾式貯存場之建設等準備工作，預計 2013 年下半年至 2014 年八月執行燃料裝填及轉移至乾式貯存場工作。



圖 3.1.1 美國 Zion 電廠周遭環境

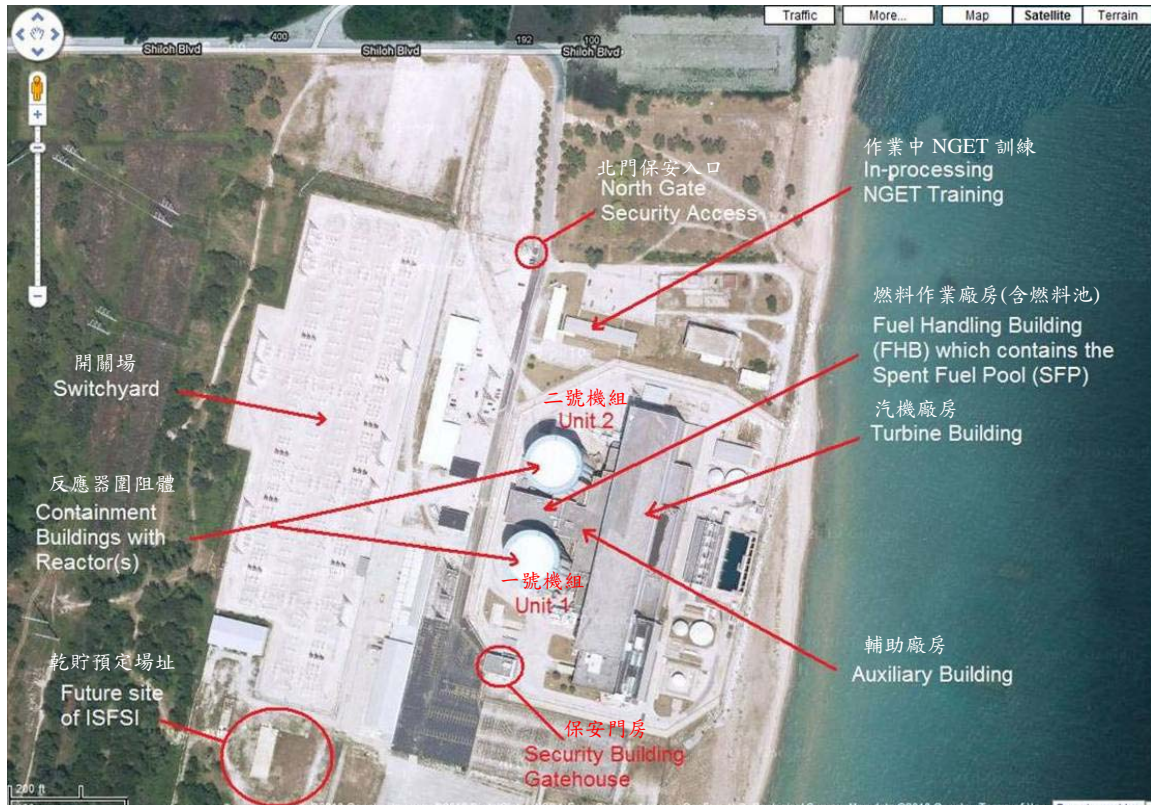


圖 3.1.2 美國 Zion 電廠配置圖

表 3.1.1 美國 Zion 電廠除役時程

年	里程碑
2012	完成用過核子燃料乾式貯存密封鋼筒及搬運系統的相關準備作業
2013	核子反應器壓力槽內部組件拆除與切割作業完成
2014	完成用過核子燃料池內的燃料移轉作業 完成反應器壓力槽切割作業 將電廠置入冷卻全黑環境(cold and dark)
2015	污染設施清運完成
2016	完成汽機及廠房周邊建物拆除作業
2017	完成電廠所有主要設施拆遷作業
2018~2019	完整的廠址土地復育和最終環境調查完成
2020	除役計畫完成

表 3.1.2 美國 Zion 電廠用過核子燃料移出時程規劃

時間	任務執行內容
2011~2012	燃料特性調查、周邊吊運輸送裝置準備、路線整頓
2011~2013	乾式貯存鋼筒、混凝土護箱、乾式貯存場之建設等準備工作完成
2013~2014	燃料轉移至乾式貯存場

### 3.1.2 Kewaunee 電廠

Kewaunee 電廠屬於 Dominion 電力公司旗下之一座核能電廠，配置一部西屋壓水式反應器，功率為 556MW，自 1974 年開始運轉，2011 年 2 月取得美國核管會執照更新許可運轉至 2033 年。然而 2012 年 10 月，Dominion Energy Kewaunee 公司(DEK)宣布 Kewaunee 電廠將提前於 2013 年 5 月 7 日永久停機。

2013 年 2 月 26 日，DEK 送交一份更新版的用過核子燃料管理方案給美國核管會，內容包含了 4 個階段，第一階段是自 2013 年 7 月 1 日自 2020 年 7 月 1 日，電廠須將所有的用過核子燃料自爐心移出至用過燃料池(總數為 1335 束)，經適度冷卻之後再轉移至乾式貯存設施(ISFSI)，其採用 Transnuclear NUHOMS 設計。第二階段是在所有用過核子燃料移出後，將電廠處於 SAFSTOR，期間大約是 6 個月；第三階段預計由 2020 年起至 2050 年底，用過核子燃料將自乾式貯存設施(ISFSI)移自 DOE 場所；第四階段則是乾式貯存設施(ISFSI)的除役工作。總經費預估以 2012 年為基本約需 3 億 4 千 2 百 2 十萬美元。

### 3.1.3 Connecticut Yankee 電廠

Connecticut Yankee 電廠擁有一部西屋壓水式反應器，功率為 619MW，自 1968 年開始運轉，1996 年永久停機，1998~2007 年除役完成，目前廠址僅存乾式貯存設施(ISFSI)。

在除役開始之前，Connecticut Yankee 電廠先進行用過燃料池廠房改善作業，於 1998 年完成安裝氣冷式冷卻系統(將冷卻系統與其他廠房獨立隔開)、用過燃料池清理離子交換器、柴油緊急發電機(確保備用電源)、改善通風、輻射監控及備用水源。

接著執行用過核子燃料長期貯存評估工作，經比較後決定採用乾式貯存，2002 年 NAC-MPC 乾貯罐製造完成，2004 年第一季開始進行燃料移轉，2005 年 3 月完成 40 罐 1019 束用過核子燃料及 3 罐 GTCC 廢棄物裝填作業。CY 電廠預估後續 ISFSI 維護費用約為每年 8 百萬美元。

### 3.1.4 Maine Yankee 電廠

Maine Yankee 電廠擁有一部壓水式反應器，功率為 900MW，自 1972 年開始運轉，1997 年永久停機，1997~2005 年除役完成，目前廠址僅存乾式貯存設施(ISFSI)。

Maine Yankee 電廠在除役初期亦針對用過燃料池進行了一連串的改善作業，包含冷卻系統、過濾系統、控制系統、監控系統及電力系統，主要是將用過燃料池獨立出來成為一個核島區，以方便進行電廠其他區域的除役工作。

接著執行用過核子燃料長期貯存評估工作，經比較經濟成本、除役時程及 DOE 於 2023 年可能無法接收燃料等因素後決定採行乾式貯存方式並選定 NAC-UMS 系統，2004 年 2 月完成 60 罐 1434 束用過核子燃料

及 4 罐 GTCC 廢棄物裝填作業。

另外，由於 Maine Yankee 電廠運轉初期有燃料破損情況發生，因此對於每個貯存罐裝填燃料都須經過確認工作。1434 束移轉至乾式貯存設施(ISFSI)的用過燃料中約有 300 束由於實際或潛在的燃料缺陷而定義成“非標準處理”燃料，在燃料裝填之後須經過特別審查工作。

### 3.1.5 Oyster Creek 電廠

Oyster Creek 電廠屬於 Exelon 電力公司旗下之一座核能電廠，配置一部沸水式反應器，功率為 636MW，自 1969 年 12 月 1 日開始運轉，2009 年 4 月取得美國核管會執照更新許可運轉至 2029 年 4 月。然而 2010 年 12 月，Exelon 電力公司宣布 Oyster Creek 電廠將提前於 2019 年底永久停機。

該電廠於 2000 年曾與美國電力研究所(EPRI)合作進行除役前置規畫工作，並提出技術報告，於用過核子燃料長期貯存方面除了已知的場內濕式及乾式貯存外，還提到異地乾式貯存(Off-Site Interim Dry Storage)，其中 Private Fuel Storage, LLC 雖然於 2006 年取得美國核管會核可設置於猶他州的私人乾式貯存場執照，但由於猶他州政府及其他團體的反對提出聯邦訴訟而暫置中。

### 3.1.6 La Crosse 電廠

La Crosse 電廠屬於 Dairyland 電力公司旗下之一座核能電廠，位於威斯康辛州 Vernon 市，靠近密西西比河東岸，配置一部沸水式反應器，功率僅為 50MW，此電廠為美國當時原子能委員會(Atomic Energy Commission,AEC)所資助的示範電廠之一，廠區如圖 3.1.3 所示。自 1969

年 11 月 7 日開始商轉，1987 年 4 月 30 永久停機。

La Crosse 電廠永久停機後，其 SAFSTOR 除役計畫於 1991 年 8 月 7 日核可，Dairyland 電力公司於 1998 年 5 月 13 日舉辦停機後除役活動 (post-shutdown decommissioning activities) 會議，提出停機後除役活動報、告，預估除役所需總經費約為 6 千 7 百萬美金，規劃於 2011 年電廠原址建置一個獨立式乾式貯存設施，將用過核子燃料移至乾式貯存以利進行後續除役作業，廠區與乾式貯存設施配置如圖 3.1.4。

La Crosse 電廠運轉期間共產生 333 束用過核子燃料，其中包含 155 束 Allis-Chalmers 燃料束及 178 束 Exxon 燃料束，當中所有的 Allis-Chalmers 燃料束與 2 束 Exxon 燃料束破損，預計裝入 5 個 NAC 乾式貯存密封鋼筒(每一個密封鋼筒可置入 68 束用過核子燃料)，包含 160 個破損燃料罐(155 A-C 燃料束、2 束 Exxon 破損燃料束、1 個爐屑及 2 個備用罐)。

根據乾貯作業運轉紀錄，每一個密封鋼筒裝填作業約需要 8 到 20 個工作天，每天兩班，共動用 60 人力，以 85 天又 9.5 小時完成所有用過核子燃料裝填作業，完成的獨立式乾貯設施如圖 3.1.5。



圖 3.1.3 美國 La Cross 電廠

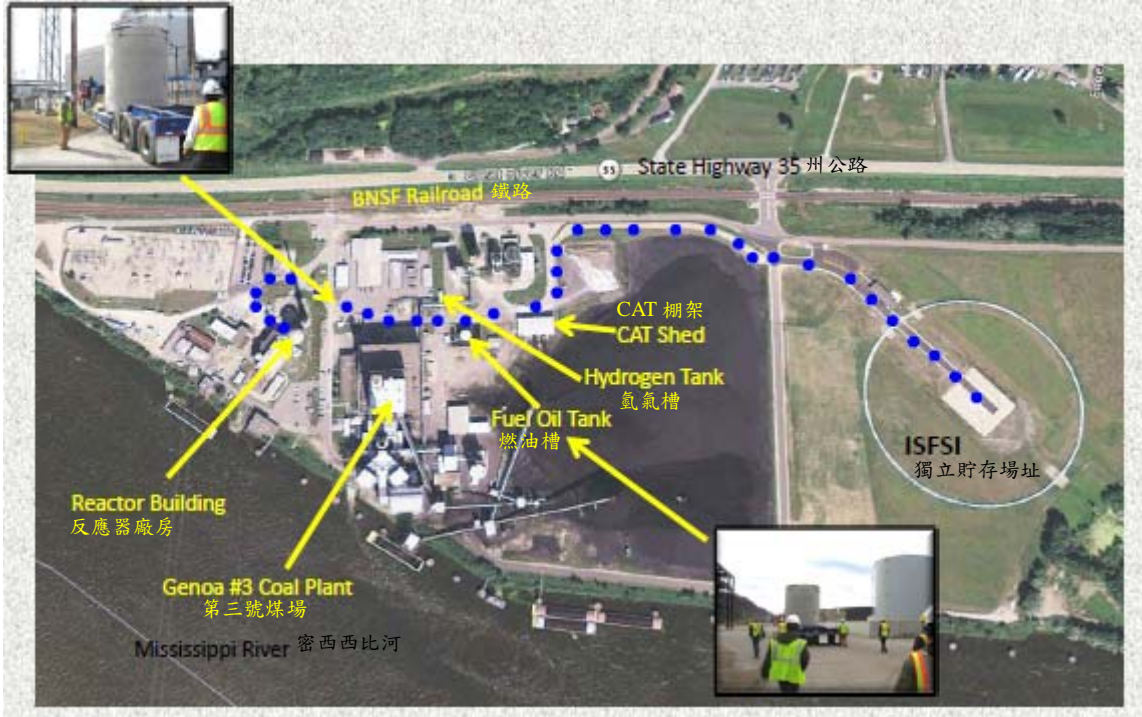


圖 3.1.4 美國 La Cross 電廠配置圖



圖 3.1.5 美國 La Cross 電廠乾式貯存設施



## 3.2 日本

### 3.2.1 福島一廠

日本福島一廠一~四號機組於福島事件後已宣告進入除役階段，規劃時程如圖 3.2.1 所示，然日本首相於 2013 年 9 月視察福島一廠時，要求東京電力公司將已停機的五號機及六號機一併除役。

日本福島一廠除役計畫目前已進入第二階段，為因應日本政府要求儘速實施燃料之取出作業，將於 2013 年 11 月開始移出福島一廠四號機用過燃料池之核子燃料，2014 年開始移出三號機用過燃料池之核子燃料，預計最快 2020 年開始移除 1、2 號機的燃料爐屑，2040~2050 年間完成除役工作，目前各項工作皆按照進度執行中。

福島一廠用過核子燃料統計數據如表 3.2.1 所示，由於共用燃料池 (common pool) 的容量亦接近飽和，即使不考慮五、六號機，一~四號機共有 3,108 束燃料束須移入共用燃料池內。

為接收及貯存由各部機組用過燃料池移出之核子燃料，東京電力公司規劃為將原先貯存於共用燃料池內且未破損之燃料將移出至乾式貯存設施，並且將破損燃料與未破損燃料分開存放，如圖 3.2.2 所示，然而對於破損燃料的定義及處理方式，東京電力公司仍在進行研究當中。

四號機燃料移出作業已於 2013 年 11 月 18 日順利展開，作業示意圖如圖 3.2.3，燃料運輸採用 NFT-22B 燃料運送罐，後續針對三號機或其它用過燃料池內之可能受損燃料束將採用新的運送罐設計以確保運送安全，目前尚未確認要使用何種運送罐。

在執行四號機燃料移出作業前，為確認貯存於四號機之燃料狀況及其完整性，東京電力公司於 2012 年 7 月 18/19 日吊出兩束未使用之燃料束，進行目視檢驗，檢查結果顯示：燃料元件無變形、燃料吊運未造成

破損、少數瓦礫掉落燃料束內部、鐵基化學複合物附著於燃料棒上，整體來看燃料束維持完整性，檢驗結果如圖 3.2.4 所示。

由於用過燃料池有注入海水冷卻，海水對於用過核子燃料長期貯存是否會有影響值得關注，因此東京電力公司將對三號機及四號機用過燃料池內用過核子燃料進行完整性評估作業，包含照射後熱室檢驗(Post Irradiation Examination, PIE)確認護套氧化膜厚度。

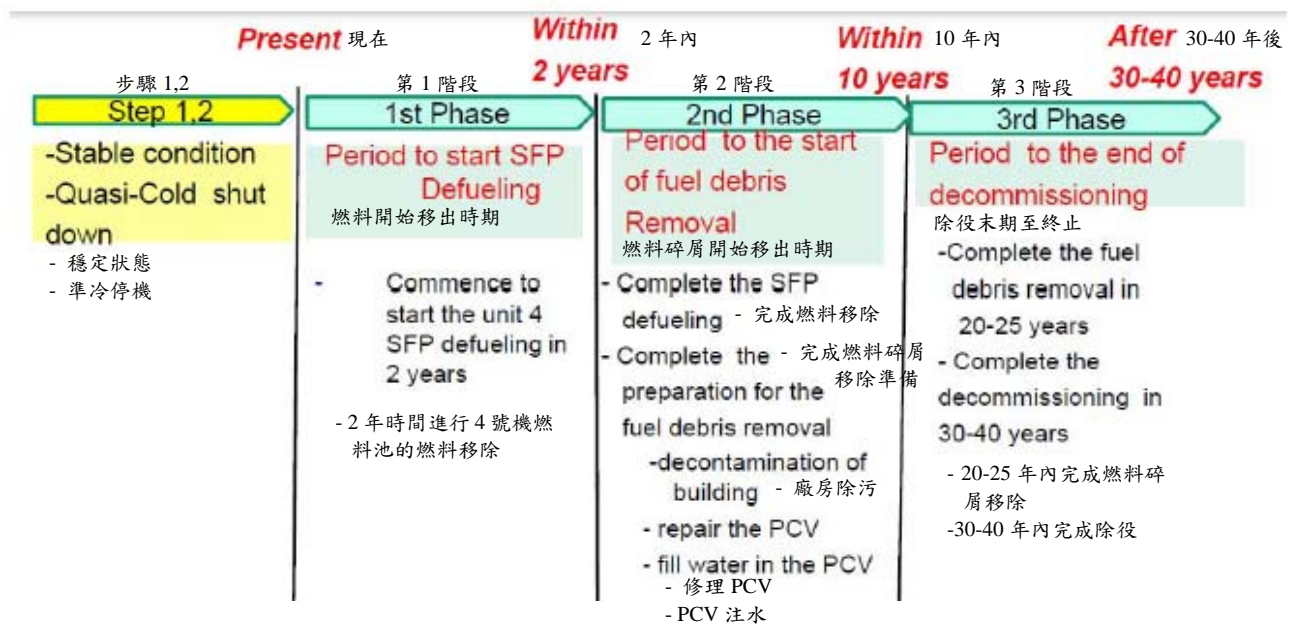


圖 3.2.1 日本福島一廠除役時程規劃

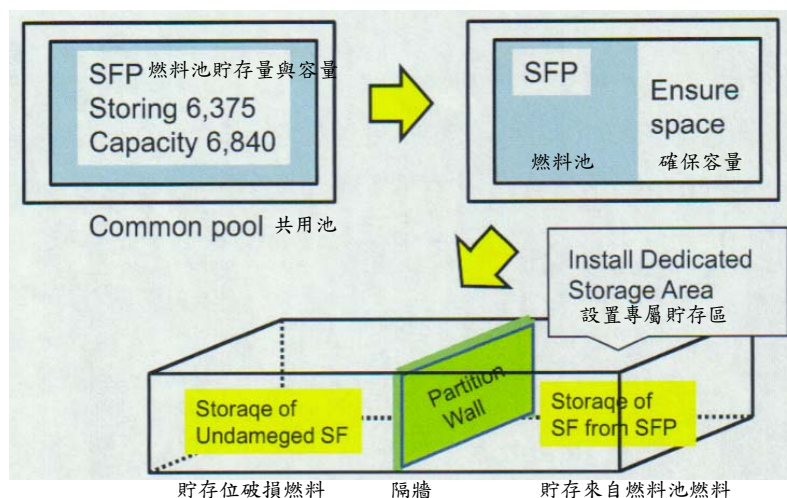
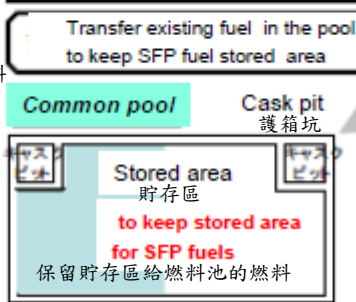


圖 3.2.2 福島一廠共用燃料池規劃

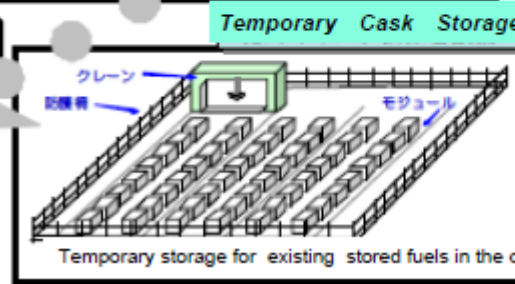


移轉既有燃料  
 以保留貯存區  
 給燃料池的燃料

共用池  
 Cask pit  
 護箱坑



暫時護箱貯存



共用池中既有貯存燃料之暫時貯存

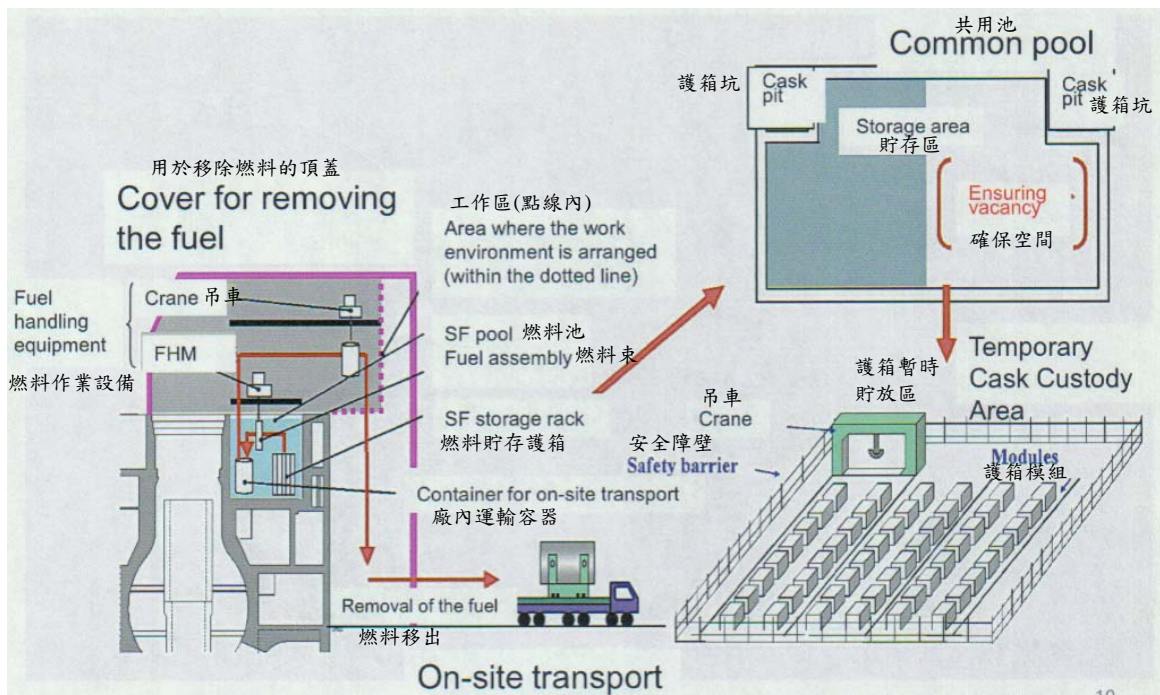


圖 3.2.3 福島一廠四號機移出作業示意圖

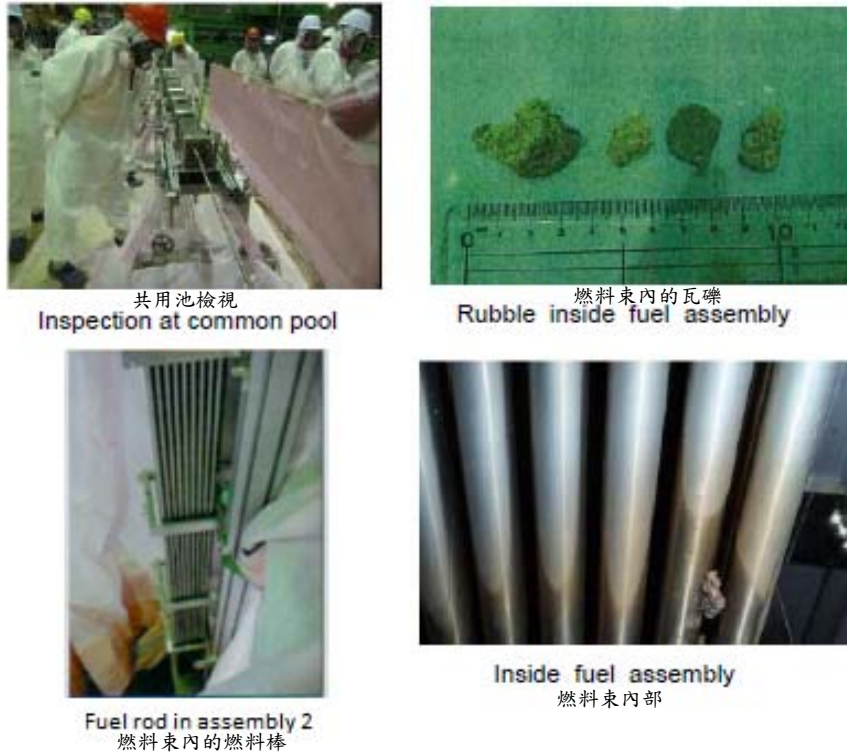


圖 3.2.4 福島一廠四號機內燃料檢驗結果

表 3.2.1 日本福島一廠用過核子燃料統計資料(至 2011 年 3 月 11 日)

機組	用過燃料池容量	新燃料	用過核子燃料	總數
1	900	100	292	392
2	1240	28	587	615
3	1220	52	514	566
4	1590	204	133	1535
5	1590	48	946	994
6	1770	64	876	940
共用燃料池	6840	0	6375	6375
乾式貯存設施	--	0	408	408

### 3.3 德國

#### 3.3.1 Greifswald 電廠

Greifswald 電廠位於德國東部，共擁有 4 部 VVER-440/230 機組，1 部 VVER-440/213 機組，一號機自 1974 年 7 月 12 日開始商轉，1990 年 2 月 14 日永久停機；二號機自 1975 年 4 月 16 日開始商轉，1990 年 2 月 14 日永久停機；三號機自 1978 年 5 月 1 日開始商轉，1990 年 2 月 28 日永久停機；四號機自 1979 年 11 月 1 日開始商轉，1990 年 7 月 22 日永久停機；五號機自 1989 年 11 月 1 日開始商轉，1989 年 11 月 24 日永久停機。電廠除役工作自 1995 年開始實施。

當 Greifswald 電廠停機時，共有 5037 束用過核子燃料存放於濕式貯存池(ZAB)及 1~5 號機內 860 束全新核燃料。新燃料販售給古巴與美國，而部分的用過核子燃料則販售給匈牙利，其他剩餘的用過核子燃料則於 1999 年開始裝載於 TLB CASTOR®440/84 乾式貯存護箱，為室內金屬乾式貯存設施，如圖 3.3.1 所示，所有用過核子燃料裝填作業於 2006 年完成。



圖 3.3.1 德國 Greifswald 電廠乾式貯存設施

## 4. 國際用過核子燃料循環管理方案

### 4.1 美國

#### 4.1.1 用過核子燃料管理方案更新

根據 IAEA 動力反應器資訊系統(PRIS)最新資料統計，美國為世界上擁有最多的核反應器(目前有 62 座核電廠 100 部機組運轉中)，共產生用過核子燃料約有 68,000 噸，且每年增加約 2,000 噸，目前全數以水池或乾式貯存方式暫存於電廠中。

美國核管會於 1980 年代初期，即同意各電廠以乾貯方式貯存用過核子燃料，目前已核准 21 種貯存護箱使用執照，如表 4.1.1 所示。

美國的用過核子燃料數量趨勢預估如圖 4.1.1 所示，2010 年美國已經有 65,000MTU 用過核子燃料，2025 年達到 96,000MTU，2050 年則將達到 133,000MTU，且由於最終處置計畫延期及用過燃料池容量不足的因素，乾式貯存的比例將會逐年提高，預估在 2030 年會有超過 70 乾式貯存場址，2025 年有 3,700 個乾貯護箱，2050 年則增加至 9,500 個乾貯護箱。

2013 年 4 月最新資料顯示，美國境內共有 69 座乾式貯存設施取得運轉執照，包含 54 個通用執照及 15 個特定廠址執照，另有 9 座正規劃興建中 (圖 4.1.1)，總計已裝載 1,756 組護箱，裝填 69,650 束用過核子燃料。

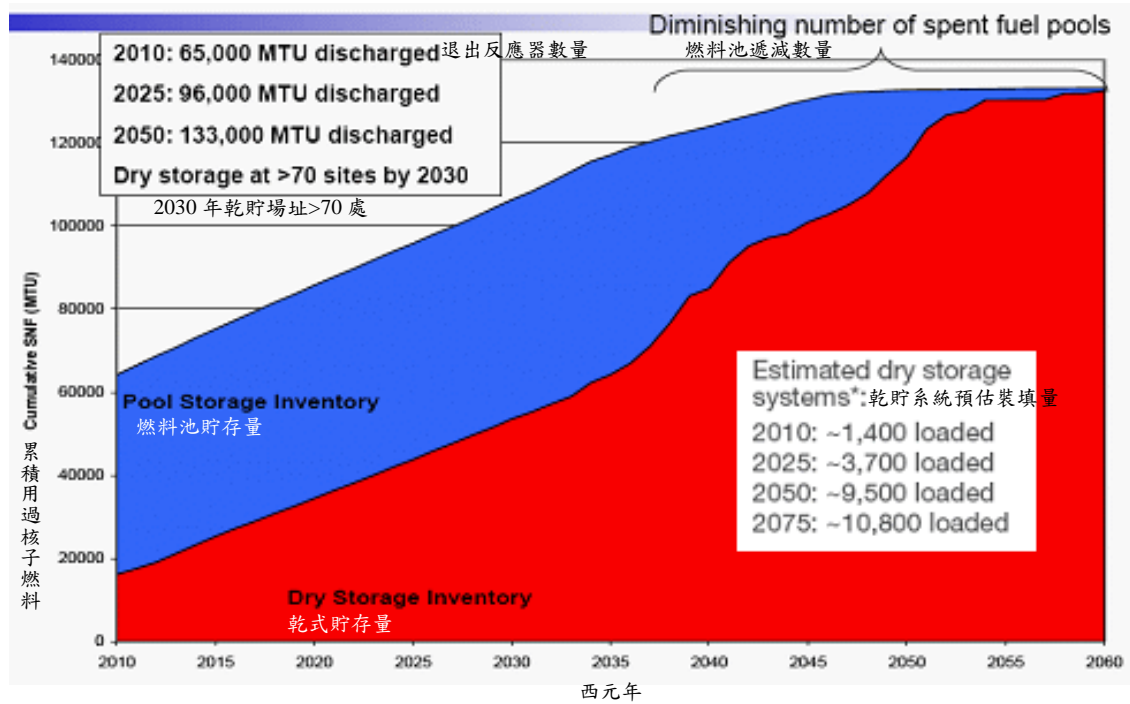


圖 4.1.1 美國用過核子燃料趨勢

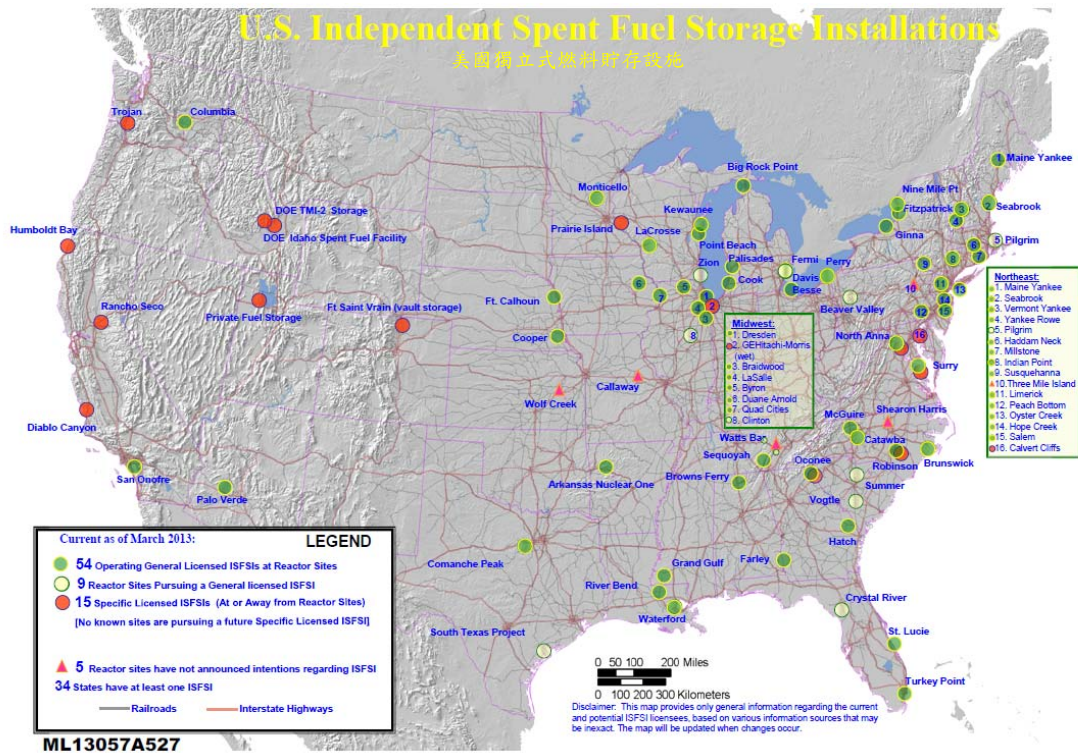


圖 4.1.2 美國乾式貯存設施位置



表 4.1.1 美國核管會核可乾式貯存護箱

廠家名稱	貯存護箱型號	COC 發照日期	貯存技術類別
General Nuclear Systems, Inc.	CASTOR V/21	08/17/1990	1.金屬護箱 2.不需密封鋼筒
NAC International, Inc.	NAC S/T	08/17/1990	1.金屬護箱
	NAC-C28 S/T	08/17/1990	2.不需密封鋼筒
	NAC-MPC	04/10/2000	1.混凝土護箱 2.需搭配密封鋼筒
	NAC-UMS	11/20/2000	
	MAGNASTOR	02/04/2009	
Transnuclear, Inc.	TN-24	11/04/1993	1.金屬護箱 2.不需密封鋼筒
	NUHOMS-24P	01/23/1995	需搭配密封鋼筒之 混凝土模組
	NUHOMS-52B		
	NUHOMS-61BT		
	NUHOMS-32PT		
	NUHOMS-24PHB		
	NUHOMS-24PTH		
	TN-32	04/19/2000	1.金屬護箱
	TN-68	05/28/2000	2.不需密封鋼筒
	Advanced NUHOMS-24PT1	02/05/2003	需搭配密封鋼筒之 混凝土模組
	NUHOMS-HD	01/10/2007	
BNG Fuel Solutions Corp.	VSC-24	05/07/1993	1.混凝土護箱
	FuelSolutions	02/15/2001	2.需搭配密封鋼筒
Holtec International	HI-STAR 100	10/04/1999	1.金屬護箱 2.不需密封鋼筒
	HI-STORM 100	06/01/2000	1.鋼板包覆式(CFS) 混凝土護箱 2.需搭配密封鋼筒

2013 年 1 月 10 日美國能源部根據藍帶委員會(Blue Ribbon Commission)的建議提出更新版的"用過核子燃料與高放射性廢棄物管理與處置政策(Strategic for the Management and Disposal of Used Nuclear

Fuel and High-Level Radioactive Waste)”，內容包含下列項目，管理規劃如圖 4.1.3 所示：

- (1) 先導中期貯存設施：於 2021 年前完成選址、設計與申照、建造與開始運轉，主要目的為接收除役電廠之用過核子燃料。
- (2) 大型集中式中期貯存設施：預計於 2025 年前完成大型集中式中期貯存設施之選址及發照作業，其容量能夠提供美國用過核子燃料管理更多彈性且能夠接收足夠的用過核子燃料以減低政府財政負擔，其場址可能與先導中期貯存設施場址相同。
- (3) 最終處置設施：美國政府目標在 2026 年完成選址工作，2042 年完成場址特性調查、最終處置系統設計與申照作業，2048 年開始運轉。

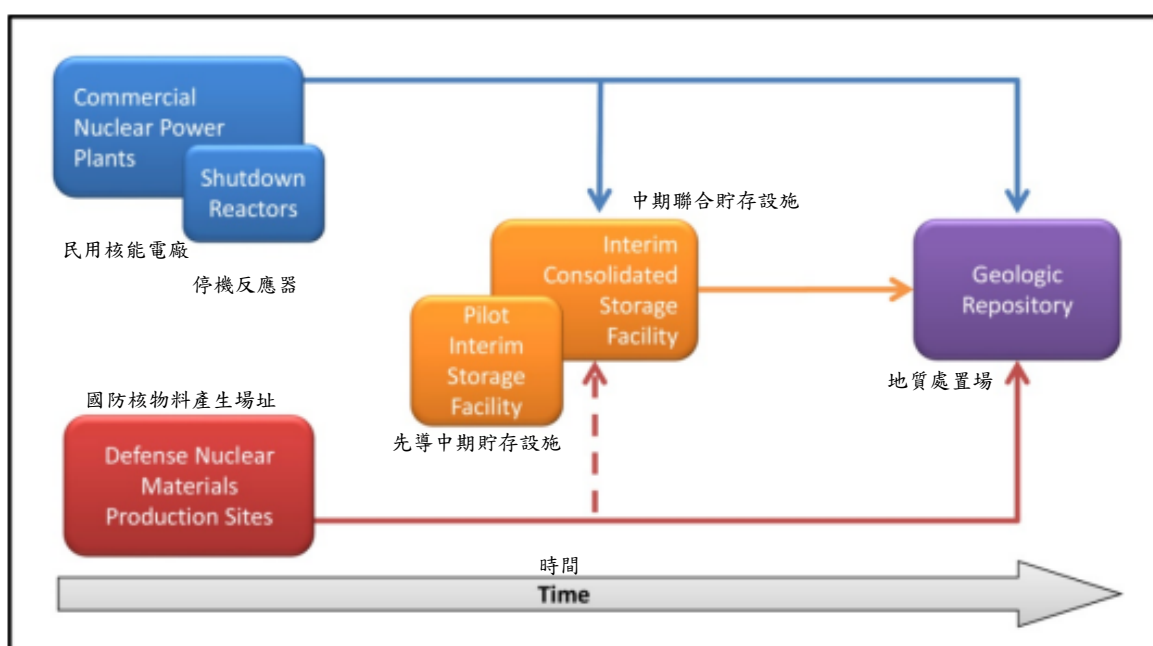


圖 4.1.3 美國用過核子燃料管理規劃

上述時程之規劃，主要是用來減輕聯邦政府於 1982 年訂定的「核

廢棄物政策法案」(Nuclear Waste Policy Act)後，日益沉重的財政負擔。因為根據這項法案，美國聯邦政府應該在 1998 年開始接管各電力公司產生的用過核子燃料；但是目前約有 68,000 公噸之用過核子燃料仍散置在全國 72 座不同的核電廠中，對此美國能源部就必須不斷補償各電力公司為這些用過核子燃料所投下的貯存費用。

這兩座中期貯存場的用過核子燃料之接收速度，將比電力公司每年 2,100 公噸的產生速度要快，因此預期可逐漸消化多年來所累積的待處理之用過核子燃料。

此外，為了管理這些未來貯存場之選址、建造以及營運的作業所需，美國將在獨立自主與受國會和行政部門監督的平衡基礎上，設置一個新的管理組織。此組織將會是一個獨立單位，具有執行任務的能力並能適當動用「核廢棄物基金」。

參考瑞典與芬蘭成功選址及申照的經驗，此組織將在未來 10 年尋找這幾座貯存場合適之場址，其方式包括獎勵自願申請為候選場址的地區，或者主動去接洽有合適地質條件的地區。加拿大和英國亦採用類似之模式處置高放射性核廢棄物；至於在澳洲，則是用於處置低放射性核廢棄物；美國德州安德魯斯郡 (Andrews County, Texas)，也在地方領袖為爭取更多收入來源的動機下，同意設置一座低放射性核廢棄物處置場。

但該組織不能執行用過核子燃料之再處理和再循環，能源部表示，不進行用過核子燃料之再處理和再循環是美國現行的政策，目前雖有相關先進再處理技術之研究計畫，但在用過核子燃料處置之國家政策變更之前並不會執行再處理或再循環。

能源部亦委託 EnergySolution 公司執行美國用過核子燃料管理可能

方案計畫，內容包含 EnergySolution 公司對於用過核子燃料集中式中期貯存設施(Consolidated Interim Storage Facilities, CISF)與再處理設施(Reprocessing Facilities)兩種方案之概念，並且展示兩種方案與最終處置之結合以提供美國用過核子燃料全面性解決方案。

- (1) 集中式中期貯存設施(CISF)方案：主要為應用藍帶委員會所提出的集中式貯存設施之建議，建置過程包含三個階段，第一階段是僅能接收可直接運送至貯存場址貯存之貯存護箱，第二階段則是建置密封鋼筒處理設施，貯存護箱建造設施及貯存護箱維護設施；第三階段為建置用過核子燃料重新裝填所需之水池設施，如圖 4.1.4 所示：

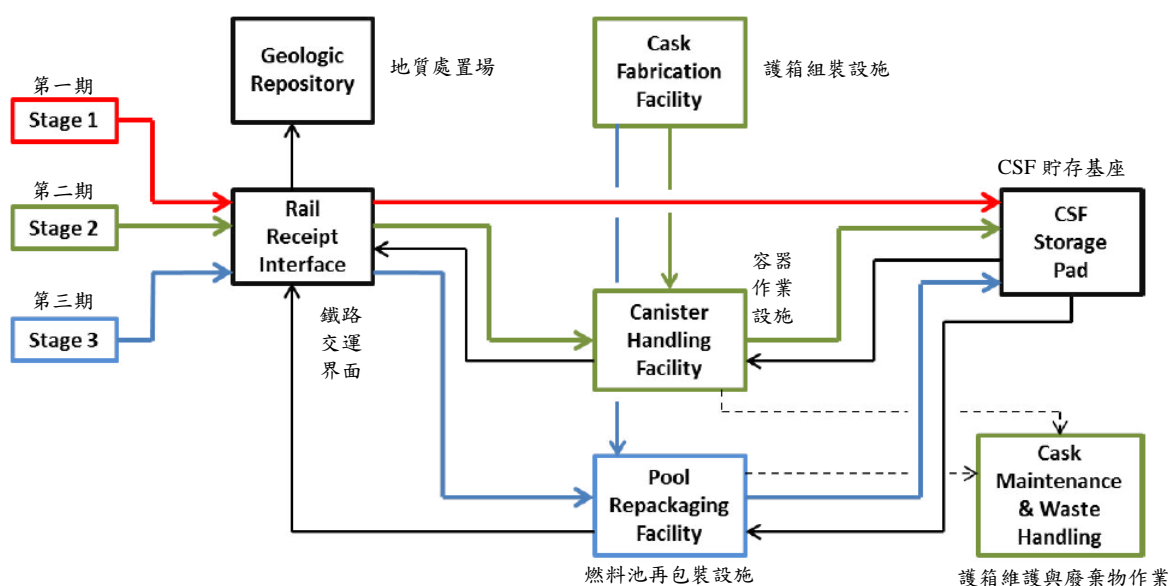


圖 4.1.4 集中式中期貯存設施建置概念

- (2) NUEX 再處理設施：NUEX 再處理技術為 EnergySolution 公司在 GNEP 期間與合作夥伴所共同開發之用過核子燃料再處理技術，根據估算每年約可處理 1500 噸用過核子燃料，其特點為不會產生獨立分離的鈾(Pu)同位素、可全數捕抓所產生之分裂氣體(包含 I-129/C-14/Kr-85/H-3)且可產生微量錒系元素(銻 Am&錒 Cm)以應

用於未來之快中子反應器中，在處理技術概念如圖 4.1.5。

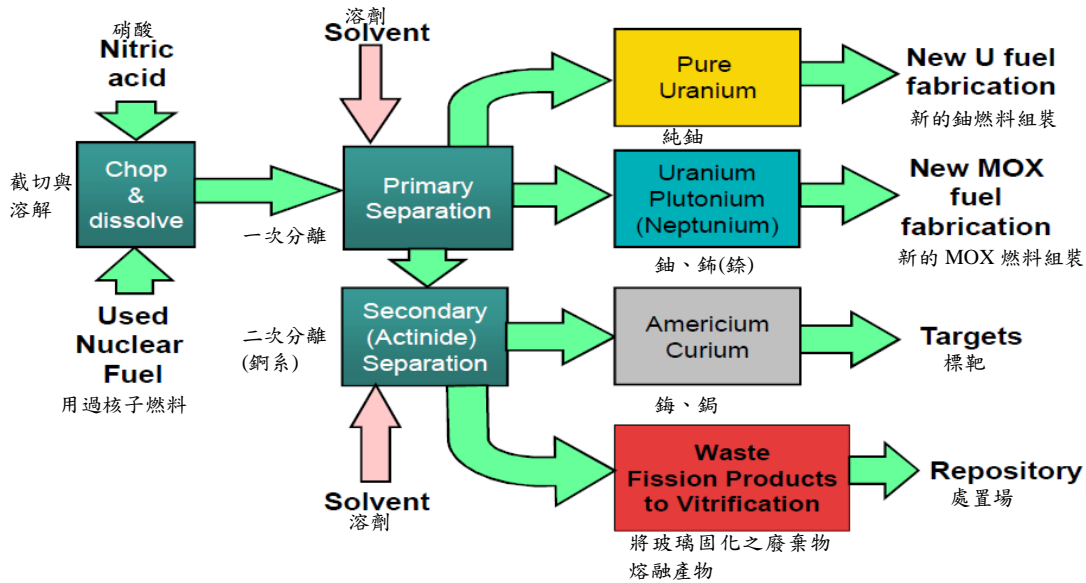


圖 4.1.5 NUEX 再處理技術概念

#### 4.1.2 美國放射性廢棄物信心法案(Waste Confidence Decision, WCD)更新

由於美國哥倫比亞特區聯邦上訴法院(US Court of Appeals for the D.C. Circuit)認為美國核能管制委員會於2011年1月更新有關核廢棄物長期乾式貯存相關法規(Waste Confidence Decision 和 Temporary Storage Rule)違反國家環境政策法案(NEPA)，故法院對此案件須做進一步審理。美國核管會對此議題之因應方式為暫停核能電廠執照之發放，直到用過核子燃料相關法規完成確認，而此舉核能評論家認為將影響8座核能電廠之執照更新申請、9件新建核能電廠申請案、1件營運執照以及1件特定場址許可證的發放。

美國核管會強調放射性廢棄物信心法案為應最優先處理之議題，故美國核管會將依時程規劃於2013年9月完成環境影響評估(EIS)草案並提出放射性廢棄物信心決策(Waste Confidence Decision, WCD);9月至10

月間，規劃於美國各地舉行了 8 次會議，及 2 次美國核管會總部之網絡直播會議；並蒐集 75 天之公眾意見徵詢(public comment)；而定稿版之環境影響評估及放射性廢棄物信心法案則規劃於 2014 年 9 月正式公布。美國核管會將於環境影響評估及放射性廢棄物信心法案公布後，盡速開始恢復原已中止之相關執照申請審查。

#### 4.1.3 乾式貯存技術發展

美國電力研究所(EPRI)於 2009 年歐巴馬總統宣布暫停雅卡山最終處置場計畫後，有感美國用過核子燃料乾式貯存期限將可能超過現在執照年限(目前美國核管處所核可的最長乾式貯存場執照為 60 年)，於當(2009)年 11 月召集美國燃料及護箱供應商、管制單位、政府機關、核電業者等單位成立延期貯存合作計畫(ESCP)計畫，貯存期間約為 60~120 年，並廣邀世界各國參與相關研究計畫，爾後每年均定期召開技術會議，藉以分享有關乾式貯存之資訊及研究數據資料等。現在此計畫已擴展至全球，約有 20 個國家，超過 200 個單位加入。

此計畫成立宗旨為“提供技術基礎，以確保用過核子燃料長期貯存及未來運送時之安全”，並分 3 階段執行下列任務：

第 1 階段：與會者將檢討當前用過核子燃料儲存技術基礎，並進行差距分析(gap analysis, 目前技術與資訊不能涵蓋的項目)，獲得現有儲存系統分析涵蓋期間的通盤了解；確認現有的資料和運轉議題；確認“open”議題並提供填補差距的建議途徑。

此階段工作已於 2012 年完成，三個政府機構(美國能源部、美國核廢料技術審查委員會與美國核管會)及美國電力研究所分別提出差異分

析報告(gap analysis)，同意下列三項為延期貯存與後續運送最重要之技術研發。

- (1) 潛變及氫化物重排對高燃耗用過核子燃料護套長期劣化影響
- (2) 不銹鋼銲接貯存罐之腐蝕
- (3) 屏蔽及結構混凝土之劣化

第 2 階段：針對以確認所需解決的差距來進行協調實驗，實地研究與進一步分析。(進行中)

第 3 階段：統籌執行高燃耗燃料(> 45 GWD/MTU)乾式貯存之研究及彙整編寫相關研究結果報告。

ESCP 計畫已成立燃料及相關元件研究(Fuel/Internals)、沿海環境研究(Marine environments)、非破壞評估研究(Non-Destructive Evaluation, NDE)、混凝土系統研究(Concrete Systems)、高燃耗用過核子燃料實體模擬驗證研究 (High Burnup Confirmatory Demonstration)、國際合作、老化管理(Aging Management)等 7 個「ESCP 次委員會(ESCP Subcommittees)」。其中老化管理於 2013 年新增成立，由阿岡諾國家實驗室(Argonne National Laboratory, ANL)統籌負責，並與核電相關單位共同合作執行。

下列簡要摘要 ESCP 次委員會在 2013 年 5 月於在美國佛羅里達聖彼得斯堡舉辦的技術會議中研究成果。

- (1) 沿海環境研究 (Marine Environments)

美國目前乾式貯存設施多採用混凝土護箱搭配內部不鏽鋼密封鋼筒設計，值得注意的是當位於沿海環境或腐蝕性環境(空氣中含

有鹽分或潮解)時，因內部不銹鋼密封鋼筒材料為沃斯田鐵不銹鋼 (Austenitic Stainless Steels, 如 304/316)，若加上拉伸應力(殘餘焊接應力)存在，將使應力腐蝕龜裂(Stress-Corrosion Cracking, SCC)發生的機率增大。

美國核管會於2012年11月發布IN 2012-20 (Information Notice 2012-20) “Potential Chloride-Induced Stress Corrosion Cracking of Austenitic Stainless Steel and Maintenance of Dry Cask Storage System Canisters”，重點為針對不銹鋼材料可能的應力腐蝕劣化及乾式貯存容器的維護，內容指出氯離子對於沃斯田鐵不銹鋼材料有可能造成潛在應力腐蝕龜裂發生機率。美國核管會亦明白表示IN 2012-20 僅為資訊通告並非法規要求，故未要求業者提出特定行動或書面回應 (suggestions contained in this IN are not NRC requirements; therefore, no specific action or written response is required)。

有鑑於此，ESCP 計畫與 EPRI 的相關研究團隊合作，共同研究乾式貯存系統之沃斯田鐵不銹鋼密封鋼筒因氯離子引起之應力腐蝕龜裂(Chloride-Induced Stress Corrosion Crack, CISCC)的潛在因素，成立氯離子誘發之沃斯田鐵不銹鋼密封鋼筒應力腐蝕龜裂整合研究計畫。

此研究計畫主要目的是確保乾式貯存設施在延長貯存階段，密封鋼筒仍維持密封完整性目前已完成 CISCC 研究用密封鋼筒模型(如圖 4.1.6)，並與日本電力中央研究所(Central Research Institute of Electric Power Industry, CREPI)多功能密封鋼筒長期貯存研究團隊進行國際合作。

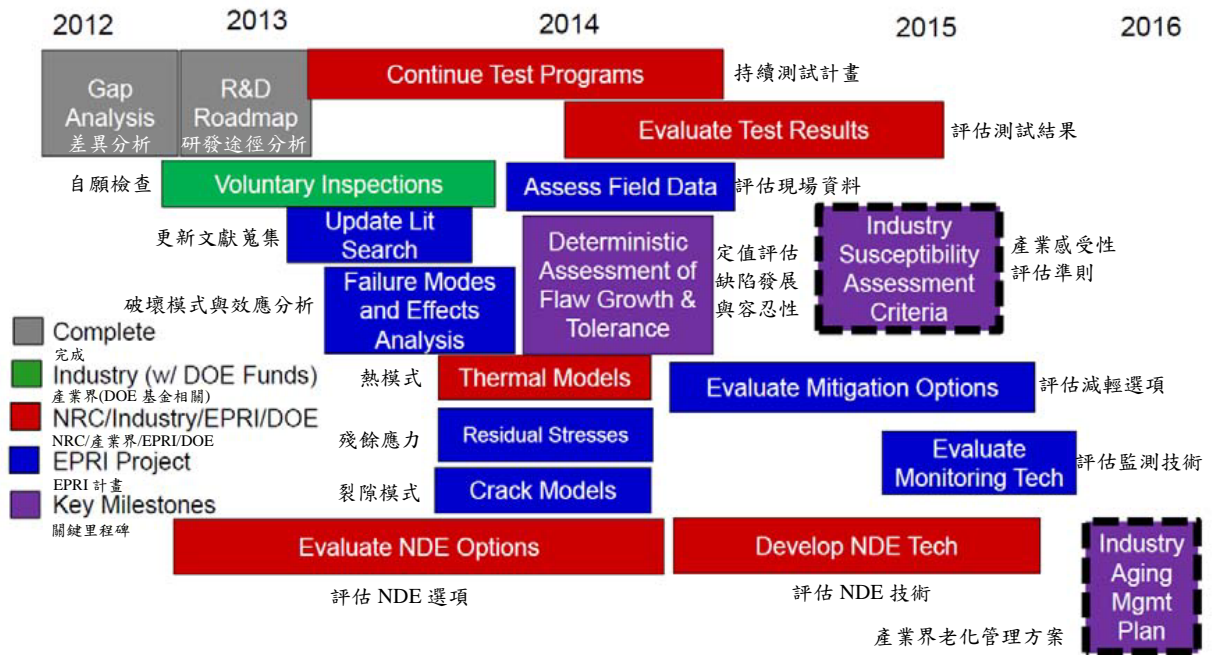




圖 4.1.6 CISCC 研究用密封鋼筒模型

此研究計畫時程規劃如圖 4.1.7，重要時程摘要如下：

- (1) 不銹鋼密封鋼筒失效模式：草案於 2013 年 9 月提出，2013 年 12 月定稿完成
- (2) 評估密封鋼筒缺陷之成長和可容忍極限確認：草案於 2014 年 1 月提出，2014 年 4 月定稿完成
- (3) 建立敏感性評估標準(susceptibility assessment criteria)：綱要於 2014 年 5 月提出，草案於 2014 年 12 月提出，2015 年 6 月定稿完成。內容包含密封鋼筒之密封性降低導致密封完整性喪失之評估標準、確定相關的時間因素、以及相對濕度、鹽濃度及衰變熱產生之局部溫度三者間之相互影響等。
- (4) 老化管理計畫：2016 年初公布導則



根據 2012 年 6 月 30 日統計資料顯示，全美國一共有 1,375 個不銹鋼密封鋼筒，其中使用超過十年且位於沿海地區者約佔 5%，因此計畫於 2013 年進行乾式貯存設施自願檢查，目前規劃先對沿海 3 個貯存場進行檢查，檢查方式為目視檢查、表面沉積物取樣及大氣採樣。

(2) 非破壞評估研究(Non-Destructive Evaluation, NDE)

非破壞評估為監測乾貯密封鋼筒及護箱最重要的方式，此次研究委員會成立之目的為與 EPRI 團隊一同確認及實施 NDE 檢測方法，充分利用本身參與 NDE 檢測活動的經驗與整個團隊分享結果，並且研究結合機器人來執行 NDE 工作。

此次委員會目前已擁有 18 個會員，涵蓋 EPRI 會員、管制單位

(美國核管會)、美國國家實驗室(ANL、INL、SNL、SRNL)、乾貯護箱製造商(TN、HOLTEC、NAC International)與研究組織，每三星期舉辦一次電話會議。

本次委員會已於 2012 年 10 月完成「NDE Approaches to Inspect Dry Storage Canisters」報告，但尚未正式公布，因此無法取得詳細內容，後續可待正式發布之後，進行深入研究其內容，供國內相關研究領域參考。初步了解報告內容包含下列項目：

- 確認 NDE 檢測方法之時間表(立即、近程、中程及遠程)
- 執行 NDE 檢測之共同挑戰
- 其他非傳統的 NDE 檢測方法
- 愛荷華國家實驗室(INL)研發之可彎曲的渦流陣列探頭(Flexible Eddy Current Array Probes)
- 減緩破壞發生概念，包含冷噴技術(Cold Spray Technology)及鐵基非晶狀態金屬噴塗技術(Iron Based Amorphous Metal Coatings)
- 機器人技術

其中第一項時間表的定義如下：立即為技術開發所需要之 1~2 個月時間；近程為 3~6 個月提出先進但未完成之方案；中程為 6~12 個月來完成全部 NDE 檢測技術的開發及更進一步的嚴格測試；最後遠程為 12 個月以上來允許更多的通用 NDE 檢測方式與符合多重需求的執行方式。

報告中提到可能的 NDE 檢測方式有：

- 加強目視檢測 (Enhanced Visual)
- 液體探傷檢測 (Liquid Dye Penetrant)

- 超音波檢測 ( Ultrasonic-- Long Range Guided Wave for Monitoring )
- 渦電流檢測 ( Eddy Current )
- 陣列技術 ( Array Technology )
- 溫度記錄器 ( Thermography )

針對機器人技術研發方面，EPRI 提出 Snake Robot 概念設計，此可用於用過燃料池不鏽鋼襯板與乾式貯存密封鋼筒之 NDE 檢測，設計概念如圖 4.1.7，乾式貯存密封鋼筒方面係先採用 TN NuHoms-24 設計來進行研發工作。

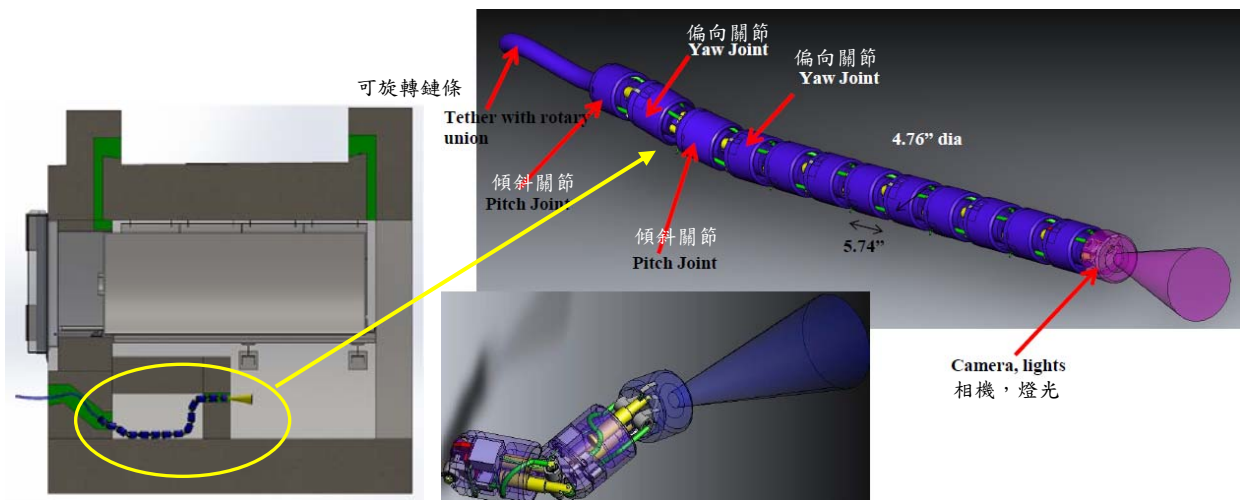


圖 4.1.8 EPRI 機械蛇概念圖

### (3) 老化管理研究(Aging Management)

老化管理研究包含兩個主要方式－老化管理方案(Aging Management Program, AMP)及時限老化分析(Time-Limited Aging Analysis, TLAA)，簡要說明如下：

老化管理方案(AMP)之目的為確保老化效應不致造成乾式貯

存系統於執照有效期限內，其結構、系統及組件(SSCs)之功能喪失。老化管理方案一般為四個類型：預防(Prevention)、減災(Mitigation)、狀態監控(Condition Monitoring)、及性能監控(Performance Monitoring)。而每一個老化管理方案應包含下列項目：

- 老化管理方案範圍
- 預防措施
- 監測或檢測參數
- 檢測老化效應
- 監測及趨勢分析
- 接受標準
- 修正措施；確認程序；管理控制
- 運轉經驗

時限老化分析(Time-Limited Aging Analysis, TLAA)：評估結構、系統及組件與時間有關之操作壽命(如疲勞失效週期)、時間限制(至更新前之可操作時數)、隨時間變化的材料特性退化(老化效應)等。

老化管理研究次委員會預計於 2016 年初公布導則文件(guidance)。

#### (4) 混凝土系統研究(Concrete Systems)

混凝土研究之目的為確認混凝土之劣化機制(identification of degradation mechanisms)、檢驗方法、修復方法、以及經驗回饋至新系統。目前已完成規範書草案，現由委員會成員審查中。規範書內容包含混凝土結構描述、現有結構物之運轉經驗、混凝土劣化機

制、檢驗方法、維護和修理。

另外，在延長貯存與運送(EST) 議題上，美國核管會將負責確認並提出可能影響用過核子燃料延長貯存安全及後續運送之技術議題、執行與管理相關技術議題之研究、及確認需更新之法規(regulations)或需更新/訂定之導則(guidance)。

根據 2012 年發布的差異分析報告中，延長乾式貯存技術議題上重要的項目共有 13 項，包含 5 項優先處理之「密封鋼筒及銲道應力腐蝕龜裂」、「燃料及燃料碎片隨時間膨脹(swelling)」、「建立精確之長時間熱傳模型(thermal models)」、「乾燥後殘留濕氣之影響」、「乾式貯存系統服役時之監測方法(in-service monitoring methods)」；及 8 項次優先度項目，內容包括「燃料護套」、「設備」與「混凝土」的材料劣化評估。

目前美國核管會已開始執行下列 6 項計畫：

- 實驗室測試—密封鋼筒應力腐蝕龜裂
- 利用計算流體動力學(computational fluid dynamics methods)之方法，建立更精確之熱傳模型
- 殘留濕氣之潛在影響分析
- 研究乾式貯存系統運轉時之監測及非破壞性檢測之方法
- 燃料膨脹及護套應力研究計畫
- 混凝土材料性能劣化、檢查及監測之研究計畫

關於高燃耗用過核子燃料方面(燃耗大於 45GWd/MTU)，近幾年來各國核能電廠之燃料營運策略大多已從低燃耗轉移到更高的燃耗，故對

於高燃耗用過核子燃料行為分析的持續研究是必要的，以能瞭解乾式貯存對高燃耗用過核子燃料之影響，並能更有效管理用過核子燃料，並確保用過核子燃料之完整性。

有鑒於此，美國能源部於 2013 年 4 月 16 日與美國電力研究所簽訂一個 5 年 1980 萬美金(80%為能源部出資，另 20%經費來自核能產業界)之「高燃耗用過核子燃料乾式貯存驗證模擬研究計畫(High Burnup Used Fuel in Dry Storage Casks Confirmatory Demonstration Project)」。計畫目的為進行高燃耗用過核子燃料的示範乾式貯存，確認燃料護套經過乾貯過後的機械性質，確保貯存後再運送之完整性，亦可將研究結果提供主管機關未來對高燃耗用過核子燃料貯存及運送相關監管行動之參考。

電力研究所將以 TN-32 乾貯護箱為基準，設計一個全尺寸的乾式貯存模擬護箱，上蓋安裝相關先進設備可監測護箱內部溫度、監測內部氣體成分確認貯存期間是否有燃料破損及燃料於降溫過程中相關之變量(variables)。貯存期間至少 10 年，程序上將比照 80 年代於美國 INL 所進行的低燃耗用過核子燃料乾式貯存實驗(CASTOR V/21)，進行下列活動

- (1) 燃料裝填之前，會利用對照棒進行完整熱室檢驗，包含外徑量測、護套材料特性(氫化物濃度與初始方位、機械性質、內部氣體成份分析)
- (2) 修改既有貯存護箱(TN-32)設計，於上蓋中安裝溫度量測與氣體抽樣設備
- (3) 裝填高燃耗用過核子燃料，安裝上蓋
- (4) 在上蓋安裝完成後，立即開始收集貯存資訊，包含抽乾過程中溫度變化與內部氣體分析、持續量測內部溫度與週期氣體取樣。
- (5) 貯存若干年後(尚未正式決議)，重新開罐、取出燃料棒進行完整檢

驗，與貯存前資料比對。

實驗將使用 Dominion Virginia 電力公司之 North Anna 電廠的用過核子燃料，燃耗值皆超過 45GWd/MTU，包含三種燃料護套材料：Zircaloy-4、西屋公司的 ZIRLO 與 AREVA 公司的 M5，其中第一種材料為國內核三廠過去所使用的護套材料，第二種材料則為現役護套材料，研究成果可提供許多寶貴數據，成為國內後續乾式貯存評估之重要參考。

此計畫預計於 2013 年 5 月完成現有數據差距分析(data gap analyses)及縮小模型測試；6 月中提出測試計畫書草案，於 9 月中旬測試計畫書定稿後，將進行 8 週之公眾意見徵詢會(public comment)。2014 年到 2016 年計畫執行的重點包含上蓋之設計、取得貯存執照、完成相關設備採購及組裝測試。2017 年於 North Anna 執行試運轉；2018 年重點工作為燃料裝填，運至乾式貯存場，開始進行溫度量測及至少 1 組氣體樣品之取樣，並於計畫結束前取得運送執照。

## 4.2 日本

### 4.2.1 用過核子燃料管理方案

根據 IAEA 動力反應器資訊系統(PRIS)最新資料統計，日本目前共有 62 部反應器機組，50 部機組運轉中(包含福島 1 廠 5、6 號機組)，2 部建造中，9 部永久停止運轉，1 部長期停止運轉(Monji)。然而福島事件後，所有機組逐步進入停機檢修中，截至 2013 年 9 月 30 日止，日本並無任何核能機組重新運轉，處於零核電狀態。

因應福島事件，2012 年 9 月 19 日，日本政府成立新的原子力規制委員會(Nuclear Regulation Authority, NRA)，整合了過去的原子力安全。



保安院(Nuclear and Industrial Safety Agency, NISA)及原子力安全委員會(Nuclear Safety Commission, NSC)，未來亦將整合日本原子力安全基盤機構 (Japan Nuclear Energy Safety Organization, JNES)，如圖 4.2.1。

原子力規制委員會於 2013 年 7 月發布「實用發電用原子爐新規制基準」(New Regulatory Requirements for Light-Water Nuclear Power Plants)；對於用過核子燃料設施、研究用反應器、放射性廢棄物貯存/處置設施的最新管制規範，目前已完成初稿訂定並針對初稿內容舉辦 20 次的專家與公眾討論會議，預計於 2013 年 12 月 18 日發布新管制安全規範。

日本所有核能機組必須根據原子力規制委員會最新發布的管制規範進行安全審查後方可申請重新運轉，目前已知有 5 家電力公司向原子力規制委員會申請 14 部核能機組重新運轉審查流程，預計 2014 年應會有核能機組重新運轉。

日本用過核子燃料策略原採用過核子燃料再處理，境內有兩個再處理廠，一個是日本原子力研究開發機構(JAEA) 管理之東海(Tokai)再處理廠於 1981 年 1 月正式運轉，到 2006 年 3 月已累計再處理 1,052 噸用過核子燃料。另一個則是日本原燃株式會社在六所村(Rokkasho)興建，每年可處理 800 噸用過核子燃料，原定於 2012 年開始運轉，但由於六所村的安全設計必須經過原子力規制委員會新發布的管制安全規範重新審查，故延後運轉。

為因應貯存待再處理之燃料，六所村建有中期貯存設備，自 1999 年開始接收用過核子燃料。除此之外，東京電力公司與日本原子力發電株式會社於 2005 年合資成立 Recyclable-Fuel Storage Company (RFS)公

司專職中期貯存設施的管理工作，並在 Aomori 縣 Mutsu 市建造可循環燃料貯存中心(Recyclable Fuel Storage Centre)，以金屬護箱進行乾式貯存，第一期建築容量 3,000 噸，未來預計增建第二期至容量 5,000 噸，目前已完成貯存場建造作業，待原子力規制委員會依據 2013 年底發布的新的管制安全規範重新審查後核發運轉執照。

依針對用過核子燃料中期貯存設施之新管制安全規範初稿中指出，此要求僅適用於與 Mutsu 乾貯場適用之金屬乾式貯存及運送護箱設計，維持現有對於密封功能與其他安全功能之法規要求，但在熱移除功能方面，對於用過核子燃料貯存設施，增加以自然對流能適當移除衰變熱之功能設計，要求內容包含下列項目：

1. 對於衰變熱適當移除方面，可考慮下列設計

- 從防止燃料護套的潛變破損及護套機械特性降低方面觀點之考量，控制用過核子燃料溫度低於限制值。
- 從維持基本安全功能方面觀點之考量，控制金屬護箱溫度低於限制值
- 對於金屬護箱所在之乾式貯存廠房中，增加不妨礙自然對流熱移除的設計，例如廠房排氣口不被積雪阻塞的設計。
- 增添監控乾式貯存廠房內部溫度是否有異常上升的設計。
- 為了確認用過核子燃料及金屬護箱溫度低於限制值，應增加溫度量測設計。

2. 若用過核子燃料貯存於金屬護箱內之燃耗配置或範圍超過規定值時，應採取之必要措施。

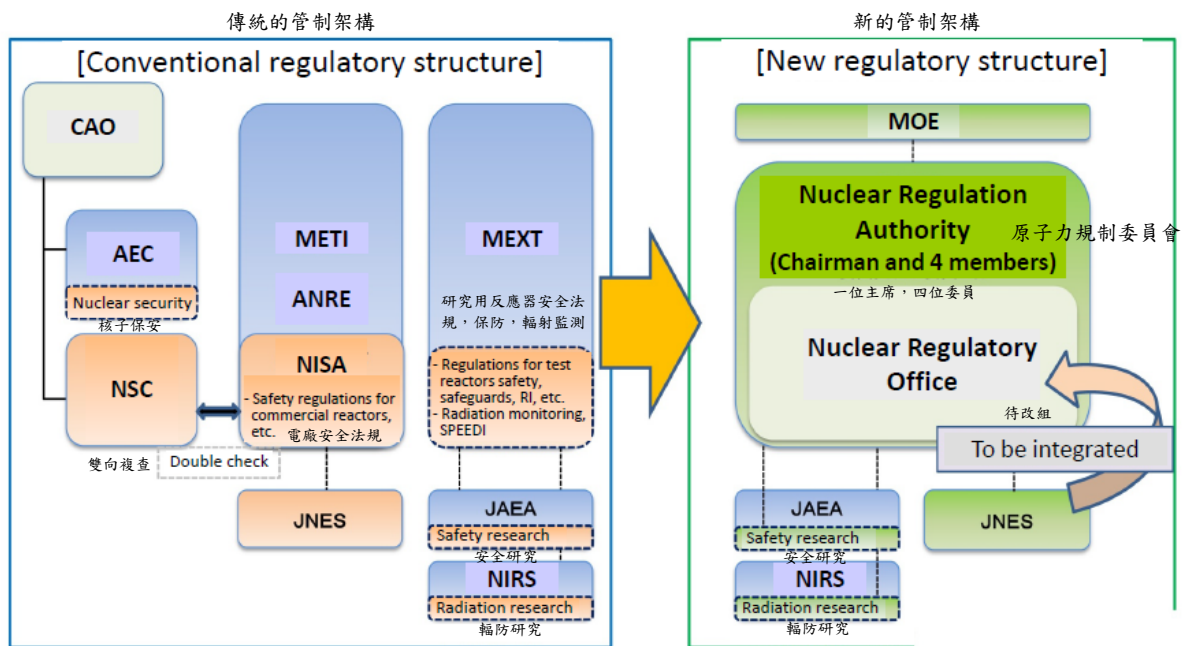


圖 4.2.1 日本原子能管制單位演變示意圖

#### 4.2.2 乾式貯存技術發展

由於目前日本僅有 BWR 用過核子燃料乾式貯存的經驗，缺乏 PWR 的經驗，因此在 Mutsu 中期乾式貯存設施開始裝填 PWR 用過核子燃料前，前日本核能安全委員會(NSC)要求電力公司蒐集用過核子燃料乾式貯存完整性之相關知識與經驗，以確保貯存後運送的安全性。

示範測試計畫由關西電力公司(Kansai Electrical Power Co. Inc., KEPCO)、日本原子力電力公司(Japan Atomic Power Company, JAPC)及九州電力公司(Kyushu Electrical Power Co. Inc.)共同執行，預計在研究設施擺置一金屬乾貯護箱，內部貯存 2 束 PWR 用過核子燃料(17x17 type)，燃耗分別為 48GWd/t 與 55GWd/t，首先放入第一束 48GWd/t 的燃料束，10 年後再置入另一束。計畫規劃時程如表 4.2.1 所示，原定 2012 年開始，但由於進行測試的 PWR 金屬乾貯護箱執照申請延誤至 2013 年才核可，

故計畫延至 2014 年開始。

計畫內容包含開始與結束時進行燃料束的目視檢查，貯存期間進行外表面溫度及邊界壓力監控，每 5 年進行 Kr-85 放射性核種分析、氣體抽樣分析，若有 Kr-85 濃度增加情況，此測試計畫將會先暫停進行肇因分析，整體計畫如圖 4.2.2 所示。

示範計畫所用之金屬乾貯筒為特殊設計(如圖 4.2.3)，由於置入第一束 48GWd/t 燃料時，內部溫度較置入兩束燃料時溫度低很多，為了要模擬實際乾貯筒環境，加入外部溫度加熱計(outer thermal insulator)來控制溫度。

設計初步分析結果，燃料護套表面溫度模擬計算，預估在第二束燃料置入後，第一束燃料護套的溫度將會略為上升約 20 度左右，如圖 4.2.4。

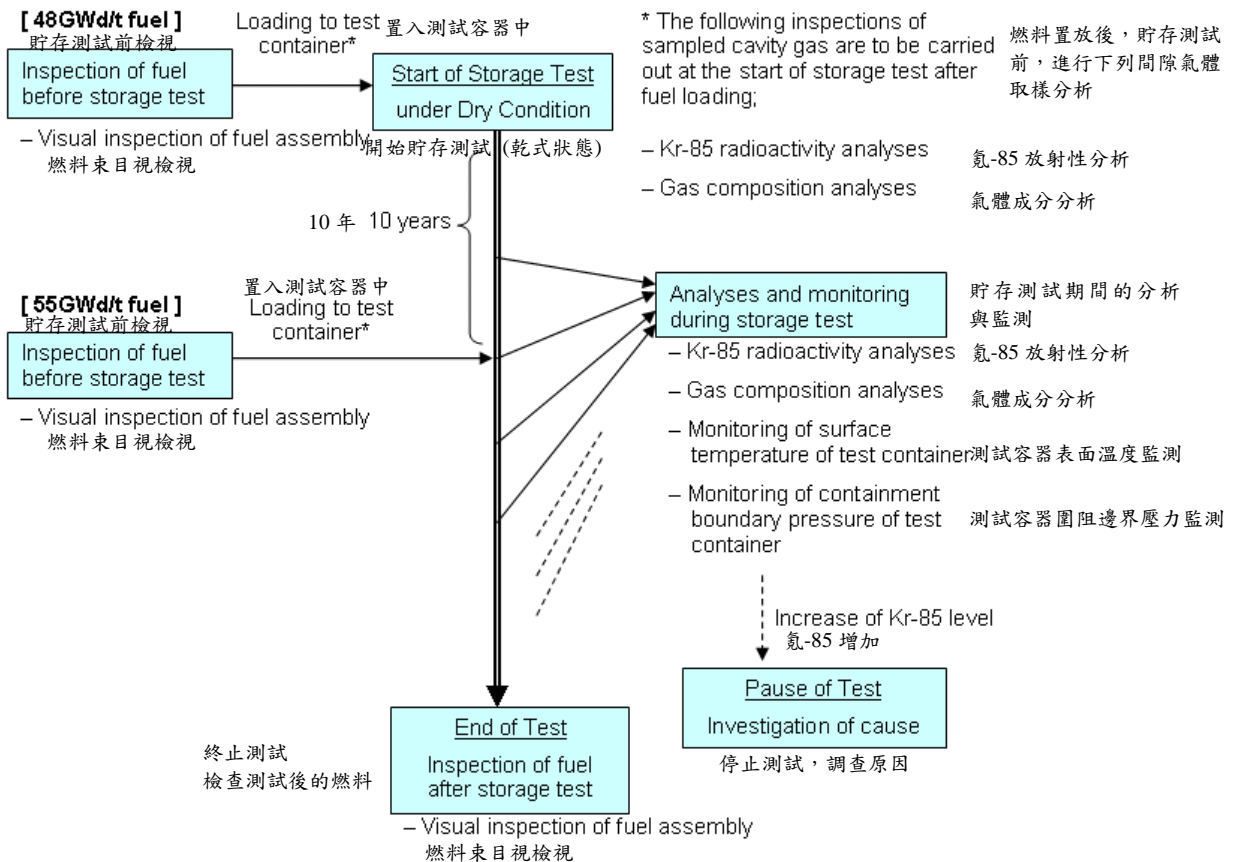


圖 4.2.2 日本 PWR 乾式貯存示範計畫內容

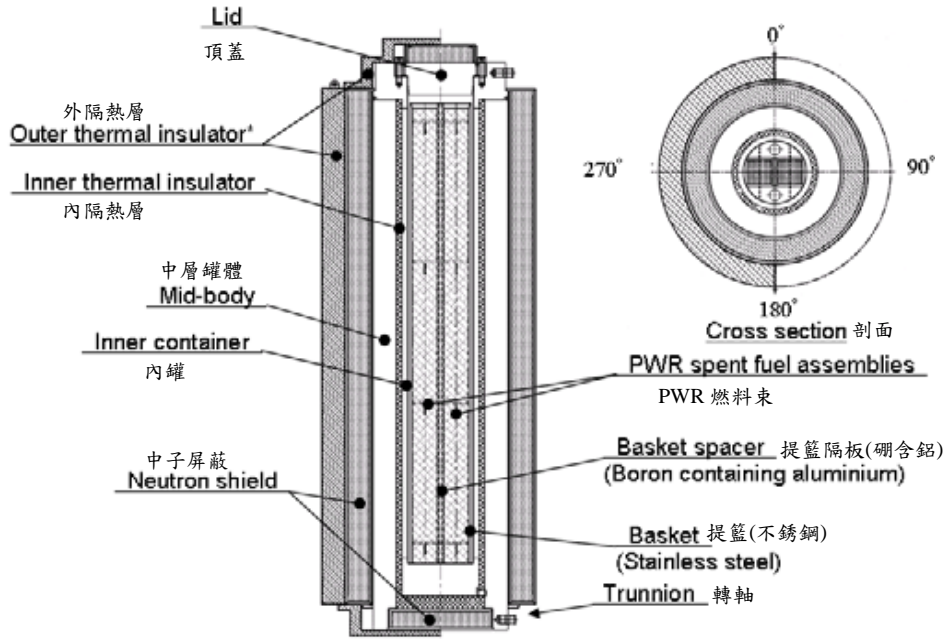


圖 4.2.3 日本 PWR 乾式貯存示範計畫測試乾貯筒設計

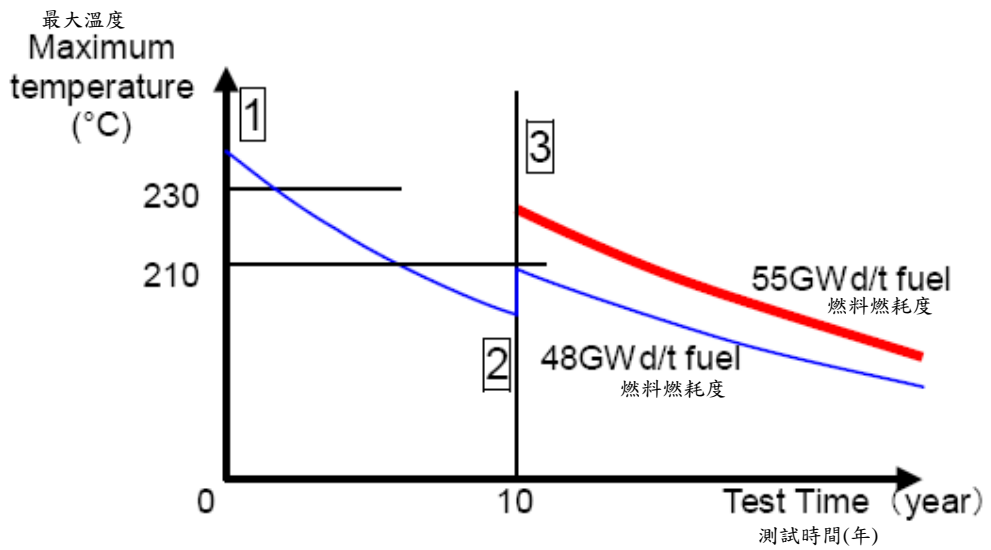
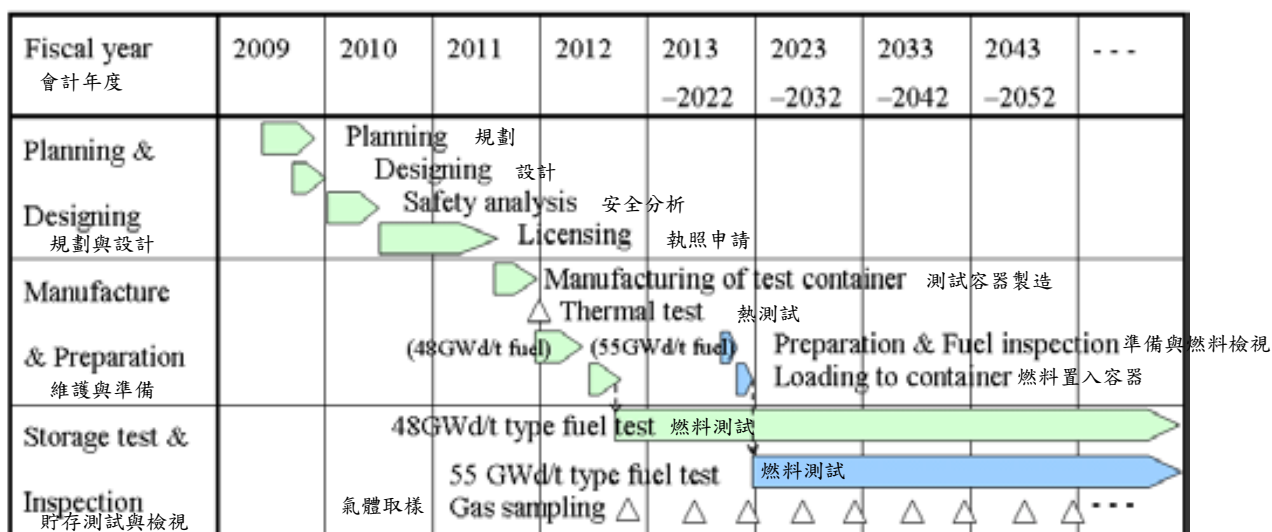


圖 4.2.4 燃料護套模擬分析計算結果

表 4.2.1 日本 PWR 乾式貯存示範時程



### 4.3 英國

英國核能政策近 10 年來有著 180 度的大轉變，自 2003 年的能源白皮書上著重於再生能源及能源效率議題，2006 年開始重新考慮核能發電，2008 年 1 月 10 日發布「核能白皮書(White Paper on Nuclear Power)」，認為核能是低碳能源的選項，在解決除役與廢棄物管理費用的前提下，政府將主動協助私人投資興建核能電廠。

英國目前擁有 14 部進步型氣冷式反應器(Advanced Gas-cooled Reactor, AGR)，1 部 Magnox 氣冷式反應器(預計運轉至 2015 年 12 月)與 1 部壓水式反應器機組(PWR)，原本的用過核子燃料管理策略為再處理，AGR 用過核子燃料均於電廠短暫貯存至少約 100 天後，以鐵路運到 Sellafield 的燃料處理廠(Fuel Handling Plant, FHP)進行貯存與再處理。Sizewell B 核能電廠為英國僅有的一座 PWR 電廠，產生的用過核子燃料則於電廠水池貯存。

然而英國政府宣布位於 Sellafield 的再處理廠將在 2018 年完成所有的燃料再處理合約後移交核子除役管理機構(Nuclear Decommission Authority, NDA)管理，進入除役階段，新建電廠的用過核子燃料將採開放式燃料循環，不再進行再處理而是進行最終處置。現有的現有 14 部 AGR 機組所產生的用過核子燃料，自 2005 年 1 月 14 日起將暫存於共用水池內，直到用過核子燃料最終處置場開始運轉，預估水池貯存期間可能達到百年期。

英國已宣布第一波核能新建機組計畫約為 10~13 部機組，包含 EDF 能源公司之 EPR 壓水式反應器設計 4 部機組(分別位於 Hinkley point 及 Sizewell，各 2 部機組)；GE-Hitachi 公司的 BWR 沸水式反應器設計(分別位於 Wylfa 及 Oldbury，各 2~3 部機組)；NuGeneration 公司之 AP1000 壓水式反應器設計(位於 nr Sellafield, 2~3 部機組)，預期完成後可提供 16GW 電力供應，新建核能電廠位置如圖 4.3.1。



圖 4.3.1 英國預定新建核能電廠位置圖

#### 4.4 西班牙

西班牙共有 7 個核能電廠，10 部反應器機組(8PWR，2BWR)，其中有 8 部運轉中，2 部停止運轉組，運轉中的電廠分別由 4 家電力公司經營。預計運轉壽命為 40 年，產生用過核子燃料總數約相當 6,674 噸，迄 2007 年底用過核子燃料數量為 11,294 束，相當於 3,720 噸。

西班牙用過核子燃料管理政策，除 1989 年停止運轉的 Vandellos 電廠將用過核子燃料送往法國，及 José Cabrera 與 Santa María de Garoña 電廠少量送往英國再處理外，西班牙採開放式燃料循環(open fuel cycle)，當前政策不擬採取再處理措施。

每隔四年由西班牙放射性廢棄物國營公司(Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A.，ENRESA)向國會提報「一般放射性廢棄物方案(General Radioactive Waste Plan，GRWP)」，目前為第六版。2010 年以前不會對用過核子燃料/高放射性廢棄物後端管理方式作出決策。

Vandellos 電廠送往法國再處理的用過核子燃料將於 2010 年起，運回 13m<sup>3</sup> 的高放射性廢棄物，以及 670 m<sup>3</sup> 的中放射性廢棄物。1983 年前送往英國再處理的用過核子燃料，則運回少量的鈾與鈾。

目前的用過核子燃料於各別核能電廠水池暫貯為主，少數除役中的電廠有臨時性貯存設施。2012 年 12 月，西班牙政府選定 Villar de Cañas 為其集中式貯存場址(如圖 4.4.1)，預計將接收目前貯存於西班牙各電廠之用過核子燃料運輸容器(transport casks)及暫存於法國之 Vandellós 電廠用過核子燃料再處理後的玻璃固化廢棄物。





圖 4.4.1 西班牙用過核子燃料集中式貯存場址概念

## 5. 結論

日本 311 福島事件之後，各國對於用過核子燃料安全貯存與管理更為重視，我國若能藉助國際經驗佐以參與國際合作，對於用過核子燃料營運管理方面必能加速相關工作推動與提昇品質，亦可增加國內民眾所關心之安全議題的說服力。

本計畫第二年度工作完成美國除役電廠用過核子燃料貯存安全管制規範與技術報告研析；國際除役電廠用過核子燃料管理方案分析；國際主要核能國家用過核子燃料循環管理方案最新動態與乾式貯存技術最新發展蒐集分析等工作。

研究成果顯示國際間對於除役電廠用過核子燃料管理多採用乾式貯存方式，雖然乾式貯存的初始費用較高，但其後續維護及管理費用相對較低，長期來看(20~30 年)整體費用仍較濕式貯存低。且將用過核子燃料移出至乾式貯存系統可使電廠除役時程規劃更加明確且易於執行除役工作。

日本經歷福島事件後，核能發電比率由 2010 年的 29% 降到目前零核電，導致石化燃料進口成本大幅增加，2012 年度更是 31 年來首度出現貿易逆差。兩年來因減少核電而支付進口能源的代價及對經濟的衝擊，使得日本政府開始務實的面對國家需要核電的必要性。因此，日本制定了新的核電廠管制標準，新的標準檢討了福島事件的教訓，要求核電廠必須重新評估電廠所在地遭受地震破壞風險及新的防核污染設施等。

而日本各核能電廠在福島事件後亦積極補強，與增加防災改善措施，目前已有 5 家電力公司向管制單位提出機組重新運轉的申請。依據日本經驗，對於天然資源匱乏的國家，為確保國家競爭力，同時壓低碳排放以避免溫室效應惡化，核能發電仍是不可或缺的選項之一。

依據美國能源部於今年提出的新核廢棄物處置計畫，建置最終處置場最樂觀之時間為 2048 年，但前提需在美國民眾同意的場址上。綜上所述，乾式貯存應是最終處置過渡時期的最佳選項，因此各主要核能國家對於用過核子燃料乾式貯存之行為分析與各項研發工作皆持續進行中，並鼓勵各國共同參與研發分析，將福島事件後國際有限的核能研發資源做最大的利用。我國可積極參與乾式貯存研究國際合作，搭配國內特有狀況與現有技術進行交流研發工作。

## 參考文獻

1. 行政院，1997，放射性廢料管理方針，中華民國八十六年九月二日，行政院台 86 科字第 33951 號令修正發布。
2. 台電公司，2009 核一廠用過核子燃料乾式貯存設施-燃料完整性評估與檢驗計畫書
3. 核能研究所，2011，紀立民，國際用過核子燃料管理現況分析，INER-8103
4. 核能研究所，2008，施建樑，核設施除役法規需求探討，INER-5375R
5. Dairyland Power Corp., D. Egge, LACBWR Dry Cask Storage, NEI - Used Fuel Management Conference May 7 - 9 2013
6. EnergySolutions Federal EPC, C. Phillips, I. Thomas, The Used Nuclear Fuel Program-Can Reprocessing and Consolidated Storage Complementary, Global 2013 Sept 29 - Oct 3 2013
7. EPRI , John Kessler, EPRI High Burnup Used Fuel Confirmatory Demonstration Project, NEI - Used Fuel Management Conference May 7 - 9 2013
8. EPRI, 2006, 1013511 Connecticut Yankee Decommissioning Experience Report 1996-2006
9. EPRI, 2004, Maine Yankee Decommissioning Experience Report 1997-2004
10. EPRI, 2000, 1000093, Preparing for Decommissioning: The Oyster Creek Experience

11. EPRI, 2010, Industry Spent Fuel Storage Handbook, EPRI Report 1021048
12. EPRI, 2011, ESCP Progress Report and Review of Gap Analyses, ERPI Report 1022914
13. EPRI, 2012, International Perspectives on Technical Data Gaps Associated With Extended Storage and Transportation of Used Nuclear Fuel, ERPI Report 1026481
14. Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd , T. Shimura, Fukushima Dai-ichi NPS Defueling Status, NEI - Used Fuel Management Conference May 7 - 9 2013
15. IAEA, 2007, IAEA-TECDOC-1532, Operation and Maintenance of Spent Fuel Storage and Transportation Casks/Containers, January 2007
16. IAEA, Power Reactor Information System (PRIS), <http://www.iaea.org/programmes/a2/>, International Atomic Energy Agency, Vienna.
17. Japan, 2011, Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management - National Report of Japan for the Fourth Review Meeting.
18. KEPCO, A. Otsuka. etc, Demonstration Test Program for Long-term Dry Storage of PWR Spent Fuel, Global 2011 Dec 11-16 2013
19. NNL, Paul Howarth, UK Nuclear Energy Policy & the Role of Research & Development, Global 2013 Sept 29 - Oct 3 2013
20. NWTRB, 2010, Evaluation of the Technical Basis for Extended Dry Storage and Transportation of Used Nuclear Fuel
21. NWMO, 2006a, Reactor site extended storage- Fact sheet, Nuclear Waste

Management Organization, 4p.

22.SpentxFuel, 2013 March, Vol. 20 No. 953

23.StoreFuel, 2012 August, Vol. 13 No. 168

24.StoreFuel, 2012 September, Vol. 13 No. 169

25.StoreFuel, 2013 June, Vol.14 No.178

26.RWMAC, 2002, Managing Radioactive Waste Safely: Summary of Responses to the consultation, <http://www.scotland.gov.uk>.

27.UK, 2011, The United Kingdom's Fourth National Report on Compliance with the Obligations of the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, Health and Safety Executive (HSE), UK.

28.USBRC, 2012, Blue Ribbon Commission on America's Nuclear Future- Report to the Secretary of Energy

29.USDOE, 2012, Gap Analysis to Support Extended Storage of Used Nuclear Fuel

30.USDOE, 2013, Strategy for the Management and Disposal of Used Nuclear Fuel and High Level Radioactive Waste

31.USNRC, 10 CFR 50, Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities

32.USNRC, 10 CFR 71, Packing and Transportation of Radioactive Material

33.USNRC, 10 CFR 72, Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste

34. USNRC, 10 CFR Part 73, Physical Protection of Plants and Materials
35. USNRC, 2011, ISG-1 Rev2, Classifying the Condition of Spent Nuclear Fuel for Interim Storage and Transportation Based on Function
36. USNRC, 2001, NUREG-1738, Technical Study of Spent Fuel Pool Accident Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants
37. USNRC, 2012, NUREG-2125, Spent Fuel Transportation Risk Assessment
38. USNRC, 1977, NUREG-0170, Final Environmental Statement on the Transportation of Radioactive Material by Air and Other Modes
39. USNRC, 2002, NUREG/CR-6772GSI-191: Separate-Effects Characterization of Debris Transport in Water
40. USNRC, 2002, Regulatory Guide 1.174, An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis
41. USNRC,  
<http://www.nrc.gov/waste/spent-fuel-storage/diagram-typical-dry-casksystem.html>
42. USNRC, ML13057A527, Location of existing independent spent fuel storage installations, <http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1305/ML13057A527.pdf>
43. ZionSolutions LLC , W. Szymczak, F. Williams, ZionSolutions Dry Cask Storage Project Fuel Transfer Preparatory Activities, DD&R 2012, Chicago, Illinois, June 24-28 2012

行政院原子能委員會放射性物料管理局  
委託研究計畫研究報告

核子反應器設施除役安全策略研究

計畫編號：102FCMA004

報告編號：102FCMA004-08

執行單位：核能研究所

計畫主持人：周鼎

子項工作負責人：張淑君

報告作者：游鎮帆、張淑君

報告日期：中華民國 102 年 12 月



[本頁空白]

# **Decommissioning Safety Strategy Study for Nuclear Reactor Facilities**

Zhen-Fan You, Shu-Jun Chang

## Abstract

Fuel Cycle and Materials Administration under the Atomic Energy Council enact the Guidelines for Decommissioning Plan of Nuclear Reactor Facilities base on Regulations for the Review and Approval of Applications for Decommissioning Permit of Nuclear Reactor Facilities. This report is referred to the Guidelines for Decommissioning Plan of Nuclear Reactor Facilities for a review techniques and criteria. This report delineate techniques and criteria used by the staff in evaluating decommissioning plans, and provide guidance to licensees or responsible parties. Besides, this report also provide public to understand qualitative or quantitative review criteria of applications for decommissioning permit of Nuclear Reactor Facilities.

Keyword: nuclear reactor facilities, decommissioning plan, review.

Institute of Nuclear Energy Research

# 核子反應器設施除役安全策略研究

游鎮帆、張淑君

## 摘 要

原子能委員會放射性物料管理局依據「核子反應器設施除役許可申請審核辦法」訂定「核子反應器設施除役計畫導則」(以下簡稱除役計畫導則)。本篇報告係參考除役計畫導則，俾作為進行審查作業之技術基準。本報告旨在提供核子反應器設施除役計畫審查之技術規範，俾使審查人員進行審查工作時有所依循，亦得使核子反應器設施除役計畫申請者(以下簡稱申請者)瞭解審查的要點。此外，亦可供社會公眾瞭解除役計畫申請案通過與否的定量及/或定性安全審查條件。

關鍵字：核子反應器設施，除役計畫，審查。

核能研究所

# 目 錄

1. 前 言 .....	1
2. 核子反應器設施除役安全策略研究.....	3
2.1 綜合概述 .....	3
2.2 設施及廠址環境說明 .....	7
2.3 設施運轉歷史及曾發生之重大事件與其影響.....	12
2.4 廠址與設施之輻射特性調查及評估結果.....	15
2.5 除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件及其運轉方式.....	19
2.6 除役時程、使用之設備、方法及安全作業程序.....	23
2.7 除役期間預期之意外事件安全分析.....	27
2.8 除污方式及除役期間放射性廢氣、廢液處理.....	30
2.9 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 .....	35
2.10 輻射劑量評估及輻射防護措施.....	44
2.11 環境輻射監測 .....	49
2.12 組織及人員訓練 .....	54
2.13 核子保防物料及其相關設備之管理.....	59

2.14 保安措施 .....	61
2.15 品質保證方案 .....	64
2.16 意外事件應變方案 .....	73
2.17 廠房及土地再利用規劃 .....	76
3. 結論 .....	80
參考文獻 .....	81

## 1. 前 言

經濟部於 2011 年 11 月 3 日公布新能源政策，規劃「確保核安、穩健減核、打造綠能低碳環境、逐步邁向非核家園」的能源發展願景，並在確保不限電、維持合理電價、達成國際減碳承諾等原則下，積極實踐各項節能減碳與穩定電力供應等措施。其中在「穩健減核」方面，既有核能電廠將不延役，核四廠必須確保安全才進行商轉。

國際原子能總署定義除役為允許拆除核設施的部分或全部監管控制所採取的行政及技術行動。除役也意味著未來不再使用現有設施。

除役所採取的行動為確保保護的工作力及長期保護公眾、環境及包含減少殘留的放射性核種的水平，使材料和建築物可以安全的外釋及再利用。除役活動也需要建立放射性廢料的適當管理，使公眾免受相關的輻射危害。從大型的核反應器到複雜的再處理場，小至研究實驗室及製造工廠，全世界有大量的核設施最終將需要除役。涵蓋與除役相關的任務很廣泛，對於核設施可以包含大型除污，及大體積混擬土結構的破壞，而對於放射性同位素實驗室則只有一些溫和清潔及除污的需要。

在除役計畫開始之前，除役過程中呈現了許多安全挑戰，這些挑戰是可以被預見，評估及找到滿意的答案。在所有情況下，必須精心策劃除役過程，以確保有足夠的資源在需要的時候可以使用。若沒有做出妥善的除役規劃，隨著時間推移，最終除非得到適當的保養，設施的關閉將會惡化，輻射或放射性物質外釋到環境，附近的人可能因直接暴露而造成輻射危害。

美國 NRC(Nuclear Regulatory Commission)的 NMSS(Nuclear Material Safety and Safeguards)綜合並更新了許多的除役指導文件，發表 NUREG-1757 號報告，為除役審查提供了參考。本報告依據核子反應器設施除役計畫導則及其 NUREG-1757 號報告加以修訂，提供審查人員進行除役計畫審查時的技術指引與基準。

## 2. 核子反應器設施除役安全策略研究

### 2.1 綜合概述

#### 1. 審查範圍

本章審查人員應依據核子反應器設施除役計畫導則，來審查本章之內容：

##### 一、概論

###### (一) 緣由及目的

說明申請機構之除役需求與目的。

###### (二) 專有名詞

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

###### (三) 引用之法規及準則

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

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

###### (四) 參考文獻

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

##### 二、除役目標及範圍

說明除役之目的、預計達成目標、除役各階段時程與作業目標與拆除範圍(如建築結構、系統、設備及重要組件等等)；另為配合除役改建或新建之設施，亦應說明之。

##### 三、設施說明及除役範圍工程圖件

提供設施建築、區域、系統、重要組件等的現況說明及工程圖件(或數位3D立體模型與資料庫等)及廠區地圖。

#### 2. 接受審查

審查人員將會審查除役計畫內容是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細程度是否足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員至少應確認以下資訊已包含在綜合概述之各章節中：



- 申請者提出的除役目標，如採限制性使用或非限制性使用。
- 廠址的位置及地址。
- 專有名詞。
- 引用之法規及準則。
- 參考文獻。
- 提出除役的起始和完成日期，除役各階段時程之作業目標與主要除役活動或拆除範圍。
- 依據除役目標，提出廠址的導出濃度指引(Derived Concentration Guideline Level, DCGLs)與劑量的關聯，以及決定 DCGLs 的方法。
- 除役的合理抑低評估簡述。
- 設施說明及除役範圍工程圖件。

### 3. 接受基準及審查要點

除役計畫對應的章節內容應符合以下要求，方能被審查同意：

#### (1) 概論

##### A. 緣由及目的

審查必須詳實說明申請者之除役需求與目的，包括限制和非限制使用。除役的緣由可能包括永久停止運轉、國家政策指示或重大意外事故後除役等原因；除役的目的可包括除役的承諾、除役的原則及除役的需求等的說明。

##### B. 專有名詞

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

##### C. 引用之法規及準則

- i. 審查必須詳實說明撰寫計畫時所採用之各種資料，其調查、分析、推估之方法。凡於現行法規中有規定者，需從其規定，必要時應配合對應章節進行審查，以確保論述的一致性。

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

#### D. 參考文獻

引用法規、準則及技術規範以外之其他參考文獻，須依內容性質歸類整理並詳列文獻名稱、期刊、卷號、日期、版次及發行單位。

### (2) 除役目標及範圍

- A. 本章節內容必須詳實綜述除役各階段預計達成的目標、時程，並具體定義主要除役活動與拆除範圍(如建築結構、系統、設備及重要組件等)。
- B. 除役階段如何配合國內用過核子燃料管理策略，以及低放射性廢棄物處置之現況，
- C. 除役所改建或新建之設施，例如用過核子燃料獨立貯存設施(乾或濕式)、低放射性廢棄物處理設施、低放射性廢棄物貯存設施及廢棄土石堆置場等，亦必須在本章節中有明確的說明，包括設施類型、設置地點、設置時程規劃等。
- D. 申請者須明確說明除役目標，包括限制性使用及非限制性使用的規劃，並須符合核子反應器設施管制法第 22 條規範下，說明劑量管限制與 DCGL 推算方法之關聯性。(此部分並不需要推算出 DCGL，但須交代從劑量管限制值推算至 DCGL，目的在於確保未來再利用狀況下皆能符合法規規範)。
- E. 申請者需承諾將秉持輻射合理抑低原則進行相關除役計畫規劃。

### (3) 設施說明及除役範圍工程圖件

- A. 申請者必須就設施建築、區域、系統、重要組件等的現況做詳實的說明，並提供必要的工程圖件(或數位 3D 立體模型與資料庫等)及廠區地圖等，做為輔助說明。
- B. 廠區設施建築、系統、組件等工程資訊的建立與保存，應具有完整的品保程序。申請者應檢附廠區設施現況工程圖件及說明，並宜檢附圖表以利審查。審查人員須確認所提

供設施概述資訊完備，各項資料應包括廠區設施建築、區域、系統、組件之圖件、說明、數據及紀錄等，其內容及品質正確且充足，足以成為除役工作進行之依據。

#### 4. 安全評估

申請者提供之資料為一般資訊者，並不需要詳細的技術分析。審查人員將會確認一些特殊資料的正確性。審查人員將對以下資料進行定性評估：(a) 申請者須符合核子反應器設施管制法第 22 條要求，合理評估完成除役後民眾受到殘留放射性物質的劑量，以及對確定的殘留放射物質進行劑量評估；(b) 申請者提出的除役時程簡述必須是合理的。

#### 5. 相關法規與技術規範

- (1) 核子反應器設施管制法。
- (2) 核子反應器設施管制法施行細則。
- (3) 核子反應器設施除役許可申請審核辦法。
- (4) 核子反應器設施除役計畫導則。
- (5) WS-R-5, “Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material”.
- (6) WS-G-2.1, “Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors”.
- (7) 10 CFR 50.82 Termination of license.
- (8) 10 CFR 50.83 Release of part of a power reactor facility or site for unrestricted use.
- (9) 10 CFR 20.1400-1404, 30.36, 40.42, 70.38, 72.54。
- (10) Regulatory Guide 1.179, “Standard Format and Content of License Termination Plans for Nuclear Power Reactors”.
- (11) Regulatory Guide 1.184 ; Draft Regulatory Guide DG-1271, “Decommissioning of Nuclear Power Reactors”.
- (12) Regulatory Guide 1.185, “Standard Format and Content for Post-Shutdown Decommissioning Activities Report”.
- (13) NUREG- 1700, “Standard Review Plan for Evaluating Nuclear Power Reactor License Termination Plans”.

## 2.2 設施及廠址環境說明

### 1. 審查範圍

本章審查人員應依據核子反應器設施除役計畫導則，來審查本章之內容：

#### 一、設施概述

提供設施名稱及其所在地等資料，並說明除役廠址的位置、面積及範圍，包括廠界之所有變更。

#### 二、廠址環境說明

敘述廠址水文、地質、地形、地貌及氣象等自然環境，以及廠址附近之居民、城鎮、重要設施等人文環境。

### 2. 接受審查

審查人員將會審查除役計畫內容是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細程度是否足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員應進行本章節目錄之審查，並確認以下資訊已包含在設施及廠址環境說明之章節中：

- 提供設施名稱及其所在地等基本資料，並說明除役廠址的位置、面積及廠界範圍，包括廠界之所有變更；廠址的大小以平方公尺為單位，廠址設施的描述包括建築物，停車場，固定的設備等，可提供地形圖、平面圖進行廠址區域的性質描述。
- 廠址自然特徵說明，應包括水文、地質與地震、地形與地貌及氣象等資料。
- 廠址人文環境說明，應包括廠址附近之居民人口結構、城鎮分佈、重要公共設施、主要交通及目前人口分布描述等。
- 申請者可提供如區域地形與地貌圖、地質與結構圖、斷層圖、地層剖面圖及相關紀錄與空拍照片等文件資料。

### 3. 接受基準及審查要點

除役計畫對應的章節內容應符合以下要求，方能被審查同意：

#### (1) 設施概述

- A. 申請者提供除役設施概述說明，應至少包括申請者姓名及地址、申請者編號、政府授與編號、設施名稱及地址、廠

址的位置、範圍及面積(以公制單位平方公尺表示)、廠界之所有變更狀況等。

- B. 申請者應簡述目前廠址設施的描述(建築物，停車場，固定的設備等)、未來廠址及周圍土地的利用狀況與計畫，以供審查本章內容是否已詳細說明土地利用的規劃與可能性、土地利用的控制及其發展潛力或其它因素等。

## (2) 廠址附近環境說明

- A. 申請者必須詳實說明廠區附近水文、地震、地質、地形、地貌及氣象等自然環境，宜包括地形、地貌、自然景觀、氣候及聯外交通、附近的地標(例如，山丘、河流或湖泊等)、鄰近區域的使用現況(例如，農耕、住宅、工商用途等)、潛在的地質災害(例如，地質、地震、海嘯及土石流潛勢分析等)；審查人員須確認除役計畫中的廠址地質特性資訊之完整性，確認廠址地形圖品質是清晰可辨，涵蓋的範圍足夠提供可用的數據及分析資料
- B. 申請者必須詳實說明廠址附近之居民、城鎮、重要設施等人文環境，宜包括廠址附近之居民人口結構、城鎮分佈、重要公共設施、主要交通及目前人口分布描述等。
- C. 於描述廠址的自然資源需確認申請者對自然資源已有足夠認知、水資源(例如，河川、地水及海水等水文、水流資料)、氣候(降水、氣溫、相對濕度、風速、風向、氣壓、日照、颱風、暴雨等氣象資料)、廠址的生態(由申請者所提交除役計畫書中有關生物特性的相關資訊，評估除役計畫所帶來的可能影響)。
- D. 水文如自然水系、河流分布、水循環及相關人造控制結構或設施等。申請者於描述廠址及其周圍地區的地表水體，應能詳細說明包含的位置、大小、形狀及其他河流、湖或沿海地區的水文描述，其亦須包括現有及擬議中的水控制結構和改道描述(可能會影響到廠址的上游及下游)。
- E. 廠址排水設施其周邊流域河流功能應有描述，包含重要的用水戶，尤以應分析其進水口是否可能受到從廠址的放射性核種遷移的不利影響。
- F. 所有可能受影響飽和層的地下水層之分布範圍及其相關特性資料，應有適當說明與分析。需儘可能說明地下水流之流向、流速及可能影響之飽和層，並提供各水線斷面或

水位圖等相關資訊；需儘可能說明不飽和層之滲透區及非滲透區分布等相關資訊，以及不飽和層之水流方向與流速等。

- G. 申請者應詳細敘述各監控井之位置、海拔、監控區間、深度、構造等詳細資料及觀測資料，並儘可能提供監測儀器之結構及相關完整資料；有關飽和層的所有測試、分析資料亦需詳細說明，包括測試資料、假設條件之說明、分析之結果及測試之程序。
- H. 廠址及其周圍區域的詳細地質特性描述，應有詳細描述廠址構造地質學及其地質結構的相互關係，並能清楚說明廠址內的任何斷層、褶皺、節理等地質特性，且應討論其對設施的重要性。
- I. 對於廠址及其區域的地震及地質構造特徵的描述，廠址相關地質結構的地震活動及地質構造，廠址的最大潛在地震及地震波傳輸特性。
- J. 廠址及其周圍區域的詳細地形、地貌描述，應有廠址區域的地貌特徵地形圖，以描述其地貌過程影響現今廠址及其周邊的處置。
- K. 廠址及其周圍區域的氣候描述，如說明該地區氣候類型；廠址氣象學描述如溫度，水汽，降雨，大氣穩定度及空氣品質等；氣候變遷及極端氣候劣化變化。
- L. 申請者可提供如區域地形及地貌圖、地質與結構圖、斷層圖、地層剖面圖與相關紀錄及空拍照片等文件資料。
- M. 申請者必須提供足夠的資訊描述人口組成、分布狀況及未來趨勢預測，使審查人員能評估除役期間與除役完成後對廠界個人之劑量。

#### 4. 安全評估

被審查的資料實際上是一般性的資訊，然而詳細的技術分析可能是需要的。審查人員將會核查查關於廠址的氣象學、地質學、地震學、氣候、地表水與地下水文、地質技術特徵、自然資源與水資源、生態等，是否完整與正確。審查人員將會審查申請者是否充分了解廠址周圍的土地利用及人口分布情形，以供廠址劑量及環境影響之評估，同時申請者亦須對未來土地利用規劃進行描述，以作為廠房及土地再利用之安全評估。

## 5. 相關法規與技術規範

- (1) 環境影響評估法。
- (2) 環境影響評估法施行細則。
- (3) 行政院環境保護署環境影響評估審查委員會組織規程。
- (4) 開發行為應實施環境影響評估細目及範圍認定標準法。
- (5) 開發行為環境影響評估作業準則。
- (6) 環境影響評估書件審查收費辦法。
- (7) 政府政策環境影響評估作業辦法。
- (8) 政府政策評估說明書作業規範。
- (9) 行政院環境保護署環境影響評估作業輔導要點。
- (10) 環境影響評估個案監督作業執行原則。
- (11) 行政院環境保護署環境影響評估審查委員會專案小組初審會議作業要點。
- (12) 環境影響評估書件定稿或補正事項確認作業要點。
- (13) 核能四廠環境保護監督委員會設置及作業要點。
- (14) 核能一廠環境影響評估相關計畫審查結論監督委員會設置及作業要點。
- (15) 核子反應器設施管制法。
- (16) 核子反應器設施管制法施行細則。
- (17) 核子反應器設施除役許可申請審核辦法。
- (18) 核子反應器設施除役計畫導則(研議中)。
- (19) 10 CFR Part 51, “Environmental Protection Regulations for Domestic Licensing and Related Regulatory Functions”.
- (20) 10 CFR 51.53 Postconstruction environmental reports.
- (21) 10 CFR 51.95 Postconstruction environmental impact statements.
- (22) 10 CFR Part 52, “Licenses, Certifications, and Approvals for Nuclear Power Plants”.
- (23) NUREG-0586, “Final Generic Environmental Impact Statement [GEIS] on Decommissioning of Nuclear Facilities”.

- (24) 10 CFR 30.36(g)(4)(i), 40.42(g)(4)(i), 70.38(g)(4)(i) and 72.54(g)(1).
- (25) NMSS Policy and Procedures Letter 1-50 "Environmental Justice in NEPA Documents.
- (26) RegGuide 1.23 "Onsite Meteorological Programs" (Safety Guide 23).



## 2.3 設施運轉歷史及曾發生之重大事件與其影響

### 1. 審查範圍

本章審查人員應依據核子反應器設施除役計畫導則，來審查本章之內容：

#### 一、運轉歷史

提供設施的運轉紀錄及說明。

#### 二、曾發生之重大事件及影響

說明曾經發生之重大事件及其處理情形與影響。

### 2. 接受審查

審查人員將會審查除役計畫內容是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細程度是否足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員需審查申請者是否已提供足夠的資訊說明運轉期間對設施(建築物、系統及設備)與環境(表面與地下的土壤，以及地表水與地下水)的放射性污染種類與水平，能提供足夠資訊以規劃輻射特性調查計畫。審查人員應確認以下資訊包含在設施運轉歷史及曾發生之重大事件與其影響之章節中：

- 申請者須詳實分類說明設施內反應器、低放射性廢棄物貯存庫及用過核子燃料貯存設施等之運轉或管理紀錄。
- 反應器運轉紀錄及說明應包括運轉重要里程碑(例如，首次達到臨界、取得正式運轉執照、正式商業運轉、燃料移除與永久停止運轉日期等)及供電紀錄(例如，全功率運轉日數與平均運轉功率等)的說明等。
- 低放射性廢棄物貯存管理說明應包括貯存總量、廢棄物種類及主要核種、活度。
- 用過核子燃料貯存管理說明應包括貯存方式、貯存總量及現有廢棄物種類及主要核種、活度。
- 申請者必須詳實提供設施運轉期間曾經發生之重大事件，並須詳實描述發生地點、時間、污染情形、處理情形，以及對工作人員與環境之影響。所提供之資料應包括運轉日誌、異常事件報告(Abnormal Occurrence Reports, AOR)、事件報告(Licensee Event Reports, LER)、廠址資訊報告(Plant Information Report)。

### 3. 接受基準及審查要點

除設計畫對應的章節內容應符合以下要求，方能審查同意：

#### (1) 運轉歷史

- A. 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。核子反應器運轉執照說明應包含運轉執照及運轉條件相關變更紀錄；運轉歷程應包括首次達到臨界、正式商業運轉、燃料移除、重大停機及預計永久停止運轉日期等；運轉紀錄應包括供電紀錄(全功率運轉日數與平均運轉功率等)的說明等。
- B. 申請者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，內容應包括貯存方式、貯存總量及現有廢棄物種類及主要核種、活度等資料，另須提供可顯示存放位置地點相關周圍環境或建築物分佈之繪圖。

#### (2) 曾發生之重大事件及影響

- A. 重大事件應依發生時間、地點、肇因詳實說明事件發生始末，並提供事件完整調查資料說明(如是否有輻射污染情形、及其處理情形與對人員與環境之影響)。
- B. 涉及輻射污染事件須提供詳實數據說明是否有放射性污染物滲漏進入廠房結構內，甚至已污染地下土或地下水；並說明污染範圍與其處理情形，以及後續之監測數據。
- C. 上述污染範圍應提供包括建築物、系統、設備、表面與地下的土壤，以及地表水與地下水之放射性核種污染種類、程度與分布範圍。
- D. 事件處理作業須詳實說明曾進行改善行動區域之列表、改善地區中放射性核種特性(種類、型態、活度與濃度)、改善行動程序與廢棄物處置方式、改善行動後最終輻射狀態偵檢結果，以及可顯示改善行動地點周圍環境或設施分佈之繪圖。
- E. 因處理運轉或意外事故而產生之低放射性污染物，其廢棄物處置方式若採掩埋於廠區內某特定地區者，申請者須檢附掩埋地區之位置圖及其鄰近相關監測數據，審查人員應審視該區域是否具有潛在污染。
- F. 申請者必須詳實提供放射性物質洩漏紀錄及說明，包括：

放射性物質洩漏地點、洩漏事件中放射性物質特性(種類、型態、活度與濃度)，以及可顯示洩漏事件地點周圍環境或設施分佈之繪圖。

#### 4. 安全評估

申請者所提供的資料須包含未經修改的原始紀錄，此章節審查需求包含技術及資料審查，審查人員須確認申請者提供資訊的正確性與完整性，並能完整說明設施運轉期間對廠址造成的輻射狀態。

申請者須說明設施內核可的運轉執照、廢棄物最大貯存量及經核准的輻射作業，並詳實提出運轉期間的重大事件或洩漏事件等之肇因分析、污染狀況及處理情形等，審查人員須確認上述資料是否適合作為評估廠址輻射狀態之用，廠址輻射狀態須包含所有建築物、設備、地面和地下土壤，以及地下水和地表水的輻射狀態，並據以評估是否可確保申請者提出的除役活動可安全地執行。若申請者無法提供初期運轉階段相關重大事件或洩漏事件的完整資訊，審查人員可要求申請者提出相關量測數據或監測數據輔以審查事件導致之廠址輻射狀態。

#### 5. 相關法規與技術規範

- (1) 核子反應器設施管制法。
- (2) 核子反應器設施管制法施行細則。
- (3) 核子反應器設施除役許可申請審核辦法。
- (4) 核子反應器設施除役計畫導則。
- (5) NUREG-1575, Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM), Revision 1.
- (6) NUREG- 1700, “Standard Review Plan for Evaluating Nuclear Power Reactor License Termination Plans”.
- (7) EPRI TR-111277, 1999.
- (8) EPRI 1000908, 2000.

## 2.4 廠址與設施之輻射特性調查及評估結果

### 1. 審查範圍

本章審查人員應依據核子反應器設施除役計畫導則，來審查本章之內容：

#### 一、調查範圍

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

#### 二、輻射特性調查

說明調查項目、評估方法及使用儀器。調查項目包括：廠址環境(如土壤、地表水及地下水等)及設施(如建築結構、系統、設備與重要組件等)；調查方法包括：歷史廠址評估、污染活度偵測、中子活化評估、輻射劑量推估等。

(註：第一版本可著重在評估方法說明、調查規劃，以及附上不會受運轉中輻射影響之廠區環境與建築之範圍偵測調查等；另建議利用大修期間，進行輻射污染區之偵測與取樣。並承諾其餘輻射特性調查，應於永久停止運轉後一定期限完成及提交審查。)

#### 三、放射性存量評估結果

提供廠址環境(如土壤、地表水及地下水等)及設施(如建築結構、系統、設備與重要組件等)污染或活化之程度及範圍的評估結果。

(註：第一版本同樣可著重在推估或引用參考廠資訊，做出初步評估結果。)

### 2. 接受審查

審查人員將會審查除役計畫內容是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細程度是否足以讓審查人員進行細節技術審查。申請者須提供廠址目前的輻射狀態的描述，審查人員需審查申請者是否建立合乎規範之調查程序，所調查的結果須說明設施(建築物、系統及設備)與廠址環境(表面和地下的土壤，以及地表水與地下水)的放射性污染種類與水平。審查人員應確認以下資訊已包含在廠址與設施之輻射特性調查及評估結果之章節中：

- 須說明擬定的輻射特性調查範圍及其依據，標的物須包括污染的建築結構、污染的系統、設備與重要組件、污染的地表土壤、污染的地下土壤、地表水與地下水。
- 須說明輻射特性調查項目、調查方法及使用儀器，調查項目包括設施之建築結構及系統、設備與重要組件等，以及廠址區環境之

土壤、地表水與地下水等；調查方法應包括廠址歷史評估 (Historical Site Assessment, HSA)、污染活度偵測、中子活化評估及輻射劑量推估等。

- 放射性存量評估結果須描述設施執行範圍偵測或特性偵測之背景水平，並列表或描述建築結構中大於背景值的殘留放射性物質。

### 3. 接受基準及審查要點

除設計畫對應的章節內容應符合以下要求，方能被審查同意：

#### (1) 調查範圍

- A. 申請者必須完整說明輻射特性調查範圍的規劃，包括設施(如建築結構、系統、設備與重要組件等)及廠址環境(如土壤、地表水與地下水等)。
- B. 調查範圍須評估曾經污染、仍有污染、或有潛在污染之廠區設施範圍，應至少包括廠區建築結構、系統、組件、殘留物、土壤、地表與地下水。

#### (2) 輻射特性調查

- A. 申請者必須詳實說明調查項目(應至少包括廠區建築結構、系統、組件、殘留物、土壤、地表與地下水的資訊、評估方法(應包括廠址歷史評估、污染活度偵測、中子活化評估、輻射劑量推估等，其輸入資料應根據廠址特性調查資訊)及使用儀器(說明現場及實驗室量測所使用到的儀器和方法，並提供這些儀器與方法的敏感度資料。此部分可參照美國多部會輻射偵檢與場址調查手冊(Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, MARSSIM)第6章、附錄E及附錄H)。調查項目包括：廠區環境(如土壤、地表水及地下水等)及設施(如建築結構、系統、設備與重要組件等)；調查方法包括：廠址歷史評估、污染活度偵測、中子活化評估、輻射劑量推估等。
- B. 前項調查為考慮潛在的危險，如有些設施或結構、管路、水泵其污染程度可能被錯估，如某些滲入性的深度污染宜作特殊的調查。
- C. 說明所有輻射洩漏、處置、操作作業或其他發生輻射意外事故及/或事件，以及設施內外可能導致污染的位置。說明

輻射偵檢規劃及用於各類偵檢偵檢(範圍、特性、改善措施輔助及最終偵檢等)的背景水平。

### (3) 放射性存量評估結果

- A. 審查必須詳實說明廠區環境(如土壤、地表水與地下水等)及設施(如建築結構、系統、設備與重要組件等)污染或活化之程度及範圍的評估結果。
- B. 設施場地輻射背景值調查方面，宜包含最大及平均輻射核種之活度、放射性核種之比例、背景放射性核種濃度的變異性(MARSSIM 第 4.5 節、NUREG-1501)及曝露率。
- C. 結構、系統、設備輻射污染調查，宜包含超出背景值之運轉產出殘留放射性物質說明、已判定不受運轉影響之結構、系統、設備及其評估理由、受污染結構中每個房間、區域、設備之說明、受污染之工作區域或房間之圖件與說明及表面污染模式與滲透情形。
- D. 廠址輻射特性評估方面，宜包含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、廠區、建築之圖件，以及說明顯示分類判定與判定之考量。
- E. 表面及次表面土壤污染方面，宜包含列示說明含有超出輻射背景值殘留輻射物質之表面與次表面土壤位置，以及地圖以顯示表面與次表面污染土壤之位置。
- F. 對於地表及地下水及沉積物，宜包含地表水與底泥是否可能受到污染的幾項考量因素(包括地表水體到廠址的距離、排水流域的大小、總年降雨量、地表水流動速率與體積，以及其在空間與時間的變異性)、經混合而具代表性的地表水分析數據；底泥的污染垂直分佈及懸浮性沉積物與河床底沉積物的成份與比例關係，以及以參考座標系統或地表水體、觀測井的比例圖標示的取樣位置。另應提供觀測井的施工規格(例如海平面高度、內徑與外徑、護套形式、濾網形式、位置、鑿孔尺寸等資料)。
- G. 上述項目要轉換成與 DCGL 表示的相同單位，且宜檢附圖表以利審查。

## 4. 安全評估

申請者所提供之資料屬技術性且是未經修改的。審查人員將確認

申請者已彙整廠址內的建築物、設備、土壤及地下水的輻射狀態。此外，審查人員將審查所提供的資訊，是否足夠對此方法的妥適性及射源項特性描述的各种假定進行評估。

## 5. 相關法規與技術規範

- (1) 核子反應器設施管制法。
- (2) 核子反應器設施管制法施行細則。
- (3) 核子反應器設施除役許可申請審核辦法。
- (4) 核子反應器設施除役計畫導則。
- (5) 10 CFR 20 Subpart E.
- (6) 10 CFR 50.83 Release of part of a power reactor facility or site for unrestricted use.
- (7) NUREG-1575, Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM), Revision 1.
- (8) NUREG-1575, Supplement 1, Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment Manual (MARSAME).
- (9) NUREG- 1700, “Standard Review Plan for Evaluating Nuclear Power Reactor License Termination Plans”.
- (10) NUREG-1757, “Consolidated NMSS Decommissioning Guidance,” Vols. 1 and 2, September 2002).
- (11) EPRI TR-111277, 1999.
- (12) EPRI 1000908, 2000.

## 2.5 除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件及其運轉方式

### 1. 審查範圍

本章審查人員應依據核子反應器設施除役計畫導則，來審查本章之內容：

#### 一、安全分析

說明各除役階段廠區設施維持安全運作之分析結果，以防止放射性污染擴散並確保用過核子燃料之安全貯存。

#### 二、系統安全分類

說明除役期間各階段系統安全分類原則與分類結果。分類項目區分為：

(一)需維持運轉的系統(包含安全相關與非安全相關)。

(二)停止運轉的系統。

#### 三、需維持運轉之安全相關系統的運轉說明

說明除役期間仍須運轉及需要修改或新設之安全相關重要系統、設備、組件與其運轉方式。

#### 四、需維持運轉之非安全相關系統的運轉說明

說明除役期間仍須運轉及需要修改或新設之非安全相關重要系統、設備、組件與其運轉方式。

#### 五、停止運轉系統的說明

說明除役期間可停止運轉系統的斷電、洩水及隔離作業方法，以及可減免管制規定。

### 2. 接受審查

審查人員將會審查除役計畫內容是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料是否足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員應確認以下資訊已包含在除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件及其運轉方式之章節中：

- 除役計畫中廠房設施之結構、系統與組件(Structure, System and Components, SSCs)安全分析相關文件。
- 說明除役各階段系統安全分類原則與分類結果。
- 說明除役各階段仍須運轉及需要修改或新設之安全相關重要系統、設備、組件與其運轉方式。
- 說明除役各階段仍須運轉及需要修改或新設之非安全相關重要



系統、設備、組件與其運轉方式。

- 說明除役各階段可停止運轉之系統，其斷電、洩水與隔離作業方法及系統減免或解除管制規定。

### 3. 接受基準及審查要點

除役計畫對應的章節內容應符合以下要求，方能被審查同意：

#### (1) 安全分析

- A. 說明各除役階段廠區設施維持安全運作之分析結果，以防止放射性污染擴散並確保用過核子燃料之安全貯存。每一個階段完成後之分析結果，須確保廠區核能或輻射安全顧慮不得高於前一個除役階段。

#### (2) 系統安全分類

- A. 除役階段中仍需維持運轉之安全相關系統或組件，需進行整體安全評估，確保相關之結構、系統與組件(SSCs) 正常運轉之安全性。
- B. 當燃料永久移出核子反應器，核能電廠即進入除役狀態，相關結構、系統與組件(SSCs)之安全分類原則與分類結果，必須在除役計畫中重新定義與說明。
- C. 申請者須說明除役期間各階段系統安全分類原則與分類結果，內容須涵蓋需維持運轉的系統(包含安全相關與非安全相關)及停止運轉的系統。

#### (3) 需維持運轉之安全相關系統的運轉說明

- A. 申請者必須詳實說明除役期間仍須運轉及需要修改或新設之安全相關重要系統、設備、組件與其運轉方式。
- B. 申請者必須說明除役階段所使用的重大設備或系統(固定或非固定)之監視與維護計畫，以確保除役階段的系統正常安全運轉。
- C. 涉及安全相關系統之設計修改，必須依據「核子反應器設施設計修改及設備變更申請審核作業規範」提送主管機關審核後才能施工，設計修改及設備變更申請內容，應包含於除役計畫中一併提送審查，或於計畫中具體承諾，主管機關得列入追蹤管制。
- D. 對維持運轉之安全相關系統之運轉規範與終期安全分析報

告的修改，需建議修改的原則。

(4) 需維持運轉之非安全相關系統的運轉說明

- A. 申請者必須說明除役期間仍須運轉及需要修改或新設之非安全相關重要系統、設備、組件與其運轉方式。
- B. 申請者必須說明除役階段所使用的重大設備或系統(固定或非固定)之監視與維護計畫，以確保除役階段的系統正常安全運轉。
- C. 對維持運轉之非安全相關系統之運轉規範與終期安全分析報告的修改，需建議修改的原則。

(5) 停止運轉系統的說明

- A. 除役各階段可停止運轉之系統，其斷電、洩水與隔離作業方法，以及系統減免管制規定，必須在計畫中提出規劃，以不影響必須運轉系統之正常運作為原則。
- B. 對停止運轉系統之運轉規範與終期安全分析報告的修改，需建議修改的原則。

#### 4. 安全評估

審查之資料屬技術性且是未經修改的。審查人員者將確認申請者者或負責單位已詳盡地提供各除役階段維持廠區設施安全運作之分析結果。審查人員將會審查申請者是否充分了解需維持運轉的系統及停止運轉的系統，以供安全相關系統之評估；同時申請者亦須對需維持運轉之非安全相關系統的運轉說明，以作為除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件及其運轉方式之安全評估。

#### 5. 相關法規與技術規範

- (1) 核子反應器設施管制法。
- (2) 核子反應器設施管制法施行細則。
- (3) 核子反應器設施除役許可申請審核辦法。
- (4) 核子反應器設施除役計畫導則。
- (5) 核子反應器設施設計修改及設備變更申請審核作業規範
- (6) 10 CFR 50.82

- (7) NUREG/CR-0672, “Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station”
- (8) NUREG/CR-0130, “Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Pressurized Water Reactor Power Station”
- (9) NUREG/CR-5884, “Revised Analyses of Decommissioning for the Reference Pressurized Water Reactor Power Station”
- (10) NUREG/CR-6174, “Revised Analyses of Decommissioning for the Reference Boiling Water Reactor Power Station”
- (11) Regulatory Guide 1.184 ; Draft Regulatory Guide DG-1271, “Decommissioning of Nuclear Power Reactors”
- (12) Regulatory Guide 1.185, “Standard Format and Content for Post-Shutdown Decommissioning Activities Report,”
- (13) WS-R-5 “Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material,”
- (14) WS-G-2.1 “Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors”

## 2.6 除役時程、使用之設備、方法及安全作業程序

### 1. 審查範圍

本章審查人員應依據核子反應器設施除役計畫導則，來審查本章之內容：

#### 一、除役時程

說明除役各階段之目標及時程，並佐以甘特(Gantt)或計畫評估樹(PERT)圖示各階段之拆除程序，以及完成時間。

#### 二、拆除作業

(一) 說明各階段核子反應器設施廠房(以下簡稱廠房)結構及各重要系統、設備、組件等的拆除工法與時序。

(二) 拆除方法及程序

1. 說明具活化效應之機械系統、設備、重要組件與廠房結構的拆除方法及其使用之設備，以及拆除作業中安全作業程序及其相關之輻射防護與防治污染擴散的設計。

2. 說明放射性污染之機械系統、設備、重要組件及廠房結構的拆除方法及其使用之設備，以及拆除作業中安全作業程序及其相關之輻射防護與防治污染擴散的設計。

### 2. 接受審查

審查人員將會審查除役計畫內容是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細程度是否足以讓審查人員進行除役時程及作業規劃等細節技術審查。審查人員應確認以下資訊已包含在除役時程、使用之設備、方法及安全作業程序之章節中：

- 說明除役各階段之目標及時程之文件。
- 說明各階段核子反應器設施廠房結構及各重要系統、設備、組件等的拆除工法與時序。
- 說明具活化效應之機械系統、設備、重要組件與廠房結構的拆除方法及其使用之設備。
- 說明放射性污染之機械系統、設備、重要組件及廠房結構的拆除方法及其使用之設備。
- 說明拆除作業中安全作業程序及其相關之輻射防護與防治污染擴散的設計。

### 3. 接受基準及審查要點

除役計畫對應的章節內容應符合以下要求，方能被審查同意：

#### (1) 除役時程

- A. 申請者必須詳實說明除役各階段之目標及時程，並佐以甘特(Gantt)或計畫評估樹(PERT)圖示各階段之拆除程序，以及預計完成時間。
- B. 申請者在規劃除役各階段之時程須說明規劃之依據，並應說明在廠址輻射特性調查結果及考量各項除污預期效果下的拆除程序與時程規劃依據。
- C. 拆除程序應為合理且可執行，並確保拆除安全及減少放射性廢棄物之產生。
- D. 申請者在規劃除役各階段之時程，亦須說明考量國內用過核子燃料及放射性廢棄物處理、貯存或最終處置計畫的綜合規劃結果。
- E. 拆除時程之預計完成時間須符合法規規定，並應滿足可執行性及可達成性。

#### (2) 拆除作業

- A. 申請者必須詳實說明各階段核子反應器設施廠房結構及各重要系統、設備、組件等的拆除工法與時序。
- B. 申請者所規劃之拆除作業，須說明廢棄物分類原則及考量放射性廢棄物處理、貯存或最終處置計畫的綜合規劃結果。
- C. 申請者必須詳實說明具活化效應之機械系統、設備、重要組件與廠房結構的拆除方法及其使用之設備，以及拆除作業中安全作業程序及其相關之輻射防護與防治污染擴散的設計。
- D. 申請者必須詳實說明放射性污染之機械系統、設備、重要組件與廠房結構的拆除方法及其使用之設備，以及拆除作業中安全作業程序及其相關之輻射防護與防治污染擴散的設計。
- E. 前述說明宜包含對不同材質之不同結構、系統、設備之拆除方法及使用之設備。
- F. 採用機械切割方法須確保拆除作業中的安全，如應說明電氣安全、空浮污染議題及其防範規劃，另亦需說明二次廢棄

物產生及收集方式。

- G. 在空氣中採用熱切割方法，須注意拆除作業過程中的安全，如說明如何避免發生燃燒或爆炸、避免產生有毒氣體，應說明捕捉空浮微粒的通風過濾之設計理念，以防止污染擴散並保持空氣中的能見度；以及說明對於一次、二次廢棄物之處理方式。
- H. 在水下採用熱切割方法，應說明捕捉水下懸浮微粒的過濾系統設計理念，以保持水中的能見度；及水下熱切割可能產生氣泡，因而產生空浮微粒的過濾設計理念；以及說明對於一次、二次廢棄物之處理方式。
- I. 採用高壓水刀方法執行切割作業，應說明在空氣中及水中捕捉切割產生碎屑的過濾設計理念；以及一次、二次廢棄物產生之處理方式。
- J. 採用各種切割方法應說明其設計理念，及如何達成減廢之目標。
- K. 本項拆除作業得併同「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」，以及「第十章、輻射劑量評估及輻射防護措施」進行審查。

#### 4. 安全評估

審查之資料屬技術性且是未經修改的。審查人員將會核查關於除役各階段之目標及時程。審查人員將會審查申請者是否充分了解各階段核子反應器設施廠房結構及各重要系統、設備、組件等的拆除工法與時序，以供除役時程之評估；同時申請者亦須對拆除方法及程序進行說明，以作為除役時程、使用之設備、方法及安全作業程序之安全評估。

#### 5. 相關法規與技術規範

- (1) 核子反應器設施管制法。
- (2) 核子反應器設施管制法施行細則。
- (3) 核子反應器設施安全設計準則。
- (4) 游離輻射防護法。

- (5) 游離輻射防護安全標準。
- (6) 放射性物質安全運送規則。
- (7) 放射性物料管理法。
- (8) 核子反應器設施除役許可申請審核辦法。
- (9) 低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則。
- (10) 核子反應器設施除役計畫導則。
- (11) WS-R-5 “Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material”.
- (12) WS-G-2.1 “Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors”.
- (13) 10 CFR Part 20, “Standards for Protection against Radiation”.
- (14) 10 CFR Part 50, “Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities”.
- (15) Regulatory Guide 1.86, “TERMINATION OF OPERATING LICENSES FOR NUCLEAR REACTORS”.
- (16) Regulatory Guide 1.179, “Standard Format and Content of License Termination Plans for Nuclear Power Reactors”.
- (17) Regulatory Guide 1.184 ; Draft Regulatory Guide DG-1271, “Decommissioning of Nuclear Power Reactors.
- (18) Regulatory Guide 1.185, “Standard Format and Content for Post-Shutdown Decommissioning Activities Report”.
- (19) NUREG- 1700, “Standard Review Plan for Evaluating Nuclear Power Reactor License Termination Plans”.

## 2.7 除役期間預期之意外事件安全分析

### 1. 審查範圍

本章審查人員應依據核子反應器設施除役計畫導則，來審查本章之內容：

說明設施除役期間可能發生之意外事件，依性質可分為：意外事件(如，核安、輻安、工安、火災等)、自然災害事件(如，颱風、地震、豪雨及海嘯等)及人為破壞等，並敘述各項意外事件的發生原因、評估方法及影響分析。

### 2. 接受審查

審查人員將會審查除役計畫內容是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細程度是否足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員至少應確認以下資訊已包含在除役期間預期之意外事件安全分析之章節中：

- 說明設施除役期間可能發生之意外事件。
- 敘述各項意外事件的發生原因、評估方法、後果管理及其影響分析。
- 提供評估除役期間可能發生之假想事故之相關文件。

### 3. 接受基準及審查要點

除役計畫對應的章節內容應符合以下要求，方能被審查同意：

- (1) 審查必須詳實說明設施除役期間可能發生之意外事件，依性質可分為：意外事件(如，核安、輻安、工安、環安、火災等)、自然災害事件(如，颱風、暴雨、土石流、地震及海嘯等)及人為破壞等，並敘述各項意外事件的發生原因、評估方法、後果管理及其影響分析。
- (2) 前述說明宜列出除役期間可能發生之假想事故，合理預見的事故需確認有可能釋放到環境的放射性物質，並分析及明確說明這些意外的輻射劑量後果與造成關鍵群體健康效應的影響。
- (3) 申請者對合理可預見的事故，計算廠址外的民眾輻射劑量及造成的健康效應影響之比較，且包含在安全評估報告裡。

### 4. 安全評估



審查之資料屬技術性且是未經修改的。審查人員將會核查關於設施除役期間可能發生之意外事件的報告。審查人員將會審查申請者是否充分了解意外事件、自然災害事件及人為破壞等的意外事件，以供各項意外事件的發生原因、評估方法、後果管理及其影響分析；同時申請者亦須對除役期間可能發生之假想事故進行說明，以作為除役期間預期之意外事件安全評估。

## 5. 相關法規與技術規範

- (1) 核子反應器設施管制法。
- (2) 核子反應器設施管制法施行細則。
- (3) 核子反應器設施安全設計準則。
- (4) 核子反應器設施異常事件報告及立即通報作業辦法。
- (5) 游離輻射防護法。
- (6) 游離輻射防護安全標準。
- (7) 放射性物質安全運送規則。
- (8) 放射性物料管理法。
- (9) 核子反應器設施除役許可申請審核辦法。
- (10) 輻射工作人員劑量異常案件處理作業導則。
- (11) 核子反應器設施除役計畫導則。
- (12) WS-R-5 “Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material”.
- (13) WS-G-2.1 “Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors”.
- (14) 10 CFR Part 20, “Standards for Protection against Radiation”.
- (15) 10 CFR Part 50, “Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities”.
- (16) Regulatory Guide 1.86, “TERMINATION OF OPERATING LICENSES FOR NUCLEAR REACTORS”.
- (17) Regulatory Guide 1.179, “Standard Format and Content of License Termination Plans for Nuclear Power Reactors”.
- (18) Regulatory Guide 1.184 ; Draft Regulatory Guide DG-1271, “Decommissioning of Nuclear Power Reactors”.

- (19) Regulatory Guide 1.185, “Standard Format and Content for Post-Shutdown Decommissioning Activities Report”.
- (20) Regulatory Guide 1.191, “Fire Protection Program for Nuclear Power Plants During Decommissioning and Permanent Shutdown”.
- (21) NUREG- 1700, “Standard Review Plan for Evaluating Nuclear Power Reactor License Termination Plans”.

## 2.8 除污方式及除役期間放射性廢氣、廢液處理

### 1. 審查範圍

本章審查人員應依據核子反應器設施除役計畫導則，來審查本章之內容：

#### 一、除污方式

(一)說明除污範圍規劃，包括可能受到污染的環境(土壤、地表水與地下水)、結構、系統、組件、可再除污的廢棄物等。

(二)說明除污作業規劃，包括除污準則、除污程序、除污技術、作業場所、作業安全及輻射防護等。

(三)說明除污作業可能衍生的二次廢棄物及減廢措施。

#### 二、除役期間放射性廢氣、廢液處理

(一)說明除役期間放射性廢氣及廢液產生來源。

(二)說明除役期間放射性廢氣、廢液之管理作業，包括收集與輸送、處理方法、排放標準、監測方法及排放管控等。

### 2. 接受審查

審查人員將會審查除役計畫內容是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細程度是否能足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員至少應確認以下資訊已包含在除污方式及除役期間放射性廢氣、廢液處理之章節中：

- 說明除污範圍規劃，包括可能受到污染的環境、結構、系統、組件及可再除污的廢棄物等。
- 污染範圍與污染程度分類的推估說明。
- 說明除污作業規劃，包括除污準則、除污程序、除污技術、作業場所、作業安全及輻射防護措施等。
- 說明除污作業可能衍生的二次廢棄物及減廢措施。
- 說明除役期間放射性廢氣及廢液產生來源。

- 說明除役期間放射性廢氣、廢液之管理作業，包括收集與輸送、處理方法、排放標準、監測方法及排放管控等。

### 3. 接受基準及審查要點

除役計畫對應的章節內容應符合以下要求，方能被審查同意。申請者得配合除役階段提出初步規劃，但仍應有提出完整資料或完成作業的時程說明。

本章有關除污方式(含除污範圍、除污作業、二次廢棄物與減廢措施)及除役期間放射性廢氣、廢液處理(含廢氣與廢液產生來源、廢氣與廢液管理作業)，應配合除役計畫的階段性進程做適度的說明，其內容應充份完整且正確合理，方能被接受。

#### (1)除污方式

##### A.除污範圍

- (A)申請者必須根據核設施功能並參考「第三章設施運轉歷史及曾發生之重大事件與其影響」及「第四章 廠址與設施之輻射特性調查及評估結果」內容說明可能受到污染的環境(土壤、地表水與地下水)、結構、系統、重要組件及可再除污的廢棄物等。
- (B)結構、系統、重要組件及可再除污的廢棄物等污染範圍與污染程度應分類推估說明，以利後續除污作業之進行。

##### B.除污作業

- (A)申請者必須詳實說明除污準則、除污程序、除污技術、作業場所、作業安全及輻射防護措施等。
- (B)除污作業應在安全的前提下採行經濟有效的方法與技術，並配合管理措施與輻射防護設備，以符合「游離輻射防護安全標準」第6條與第7條，抑低與限制輻射工作人員職業輻射劑量限度之規定。
- (C)除污程序宜有流程圖加以說明。
- (D)除污技術應採用相當於現行工業技術水準或以上的可靠技術。申請者應說明選用除污技術的理由及預估可能的除污效能。

(E)除污作業場所得包括現地/異地與既有/新設等不同考量。

#### C.二次廢棄物及減廢措施

(A)申請者必須詳實說明除污作業可能衍生的二次廢棄物及減廢措施。

(B)除污作業應抑低二次廢棄物的產生，並視廢棄物性質考量配套的減廢處理措施。

#### (2)除役期間放射性廢氣、廢液處理

除污作業及除役期間放射性廢氣與廢液的處理與排放，應符合「游離輻射防護安全標準」第12條、第13條與第14條，對一般人之年劑量限度與廢水排入污水下水道之規定，並合理抑低。

#### A.廢氣與廢液產生來源

(A)申請者必須詳實說明除役期間放射性廢氣及廢液可能產生來源。

(B)放射性廢氣及廢液產生來源宜列表說明，並預估其可能發生原因與組成性質。

#### B.廢氣與廢液管理作業

(A)申請者必須詳實說明除役期間放射性廢氣、廢液之管理作業，包括收集與輸送、處理方法、排放標準、監測方法及排放管控等。

(B)放射性廢氣與廢液之收集、輸送、處理(過濾)、排放、監測等，應有合理的規劃及管控措施。

(C)排放含放射性物質之廢氣或廢水，應符合「游離輻射防護安全標準」對廠外地區中一般人體外曝露造成之劑量限值與排放標準，並合理抑低。

### 4. 安全評估

審查人員依據本審查規範對除役計畫內所提出的除污方式及除役期間放射性廢氣與廢液處理規劃，進行定性/定量之安全審查。安全評估必

須包含以下內容的說明，並據以作出是否審查通過的結論。

- (1) 申請者提出之資料是否詳實完整。
- (2) 除污方式規劃是否合理可行。
- (3) 放射性廢氣與廢液是否提出可行的處理、排放及貯存方法。
- (4) 除污作業及廢氣與廢液處理，是否能確保公眾健康與作業安全。

審查人員須將相關審查佐證技術資料、審查意見與申請者答覆、審查會議討論與決議事項等，併同撰擬的安全評估說明與審查結論提交主管機關，俾彙整為安全評估報告。

## 5. 相關法規與技術規範

- (1) 核子反應器設施除役許可申請審核辦法。
- (2) 游離輻射防護安全標準。
- (3) 核子反應器設施除役計畫導則。
- (4) IAEA, 1988, Design and Operation of Off Gas Cleaning and Ventilation Systems in Facilities Handling Low and Intermediate Level Radioactive Material, TRS-292.
- (5) IAEA, 1989, Retention of Iodine and Other Airborne Radionuclides in Nuclear Facilities during Abnormal and Accident Conditions, TECDOC-521.
- (6) IAEA, 1993, Off-gas and Air Cleaning for Accident Conditions in Nuclear Power Plants, TRS-358.
- (7) IAEA, 2003, Combined Methods for Liquid Radioactive Waste Treatment, TECDOC-1336.
- (8) IAEA, 2004, Management of Waste Containing Tritium and Carbon-14, TRS-421.
- (9) IAEA, 2004, Predisposal Management of Organic Radioactive Waste, TRS- 427.
- (10) IAEA, 2005, Application of Membrane Technologies for Liquid Radioactive Waste Processing, TRS-431.

- ( 11 ) IAEA, 2006, Innovative Waste Treatment and Conditioning Technologies at Nuclear Power Plants, TECDOC-1504.
- ( 12 ) IAEA, 2007, New Developments and Improvements in Processing of Problematic Radioactive Waste, TECDOC-1579.
- ( 13 ) NEA, 1999, Decontamination Techniques Used in Decommissioning Activities, Nuclear Energy Agency/Organisation for Economic Co-operation and Development.
- ( 14 ) USEPA, 2006, Technology Reference Guide for Radiologically Contaminated Surfaces, U.S. Environmental Protection Agency, EPA-402-R-06-003.
- ( 15 ) USNRC, 2000, Standard Format and Content for Post-Shutdown Decommissioning Activities Report, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.185, Sec. C1.
- ( 16 ) USNRC, 2006, Consolidated Decommissioning Guidance - Decommissioning Process for Materials Licensees, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Office of Nuclear Material Safety and Safeguards, NUREG-1757, Vol. 1, Rev. 2. Sec.16.4.
- ( 17 ) USNRC, 2008, Minimization of Contamination and Radioactive Waste Generation : Life-Cycle Planning, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 4.21.

## 2.9 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

### 1. 審查範圍

本章審查人員應依據核子反應器設施除役計畫導則，來審查本章之內容：

#### 一、放射性廢棄物之類別、特性、數量

- (一)說明放射性廢棄物數量及特性之推估方法。
- (二)說明推估之放射性廢棄物來源、類別、型態、數量。
- (三)說明放射性廢棄物實測或推估之主要核種、比活度、表面污染、中子活化性、空間劑量率等特性。
- (四)說明除役作業可能衍生二次廢棄物及廢棄物管理措施。

#### 二、減量措施

說明配合除役廢棄物數量及特性、除污作業、拆除方法、廢棄物外釋處理方式等，規劃採行之減量措施。

#### 三、放射性廢棄物之處理

說明放射性廢棄物的處理規劃，包括規劃使用的處理設施、位置、處理方法、處理量，以及使用的盛裝容器等。

#### 四、低放射性廢棄物之運送、貯存及處置

- (一)運送：說明低放射性廢棄物於廠內或廠外運輸的規劃，包括可能路徑、運輸作業、運輸容器與輻射安全等。
- (二)貯存：說明低放射性廢棄物的貯存規劃，包括規劃使用的貯存設施、位置、貯存方法，以及貯存的廢棄物類別、數量等資訊。
- (三)處置：說明除役計畫對應於低放射性廢棄物處置計畫之間的整合規劃措施。

#### 五、用過核子燃料之運送、貯存及處置

- (一)運送：說明用過核子燃料於廠內或廠外運輸的規劃，包括可能路徑、運輸作業、運輸容器與輻射安全等。
- (二)貯存：說明用過核子燃料的貯存規劃，包括規劃使用的貯存設施、位



置、貯存方法，以及貯存的用過核子燃料類別、數量等資訊；若採用乾式貯存時，應說明用過核子燃料再取出之考量。

(三)處置：說明除役計畫對應於用過核子燃料處置計畫之間的整合規劃措施。

## 2. 接受審查

審查人員將會審查除役計畫內容是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細程度是否能让審查人員進行細節技術審查。審查人員至少應確認以下資訊已包含在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之章節中：

- 說明除役放射性廢棄物之類別與數量。
- 以立方公尺或相當於標準桶數，表示除役計畫執行完畢後可能產生的待處理除役放射性廢棄物總量。
- 說明處理前的廢棄物來源、類別、型態與數量相關文件。
- 說明放射性廢棄物實測或推估之主要核種、比活度、表面污染、中子活化性與空間劑量率等特性。
- 說明除役作業可能衍生二次廢棄物及廢棄物管理措施。
- 說明配合除役廢棄物數量與特性、除污作業、拆除方法及廢棄物外釋處理方式等，以及規劃採行之減量措施。
- 說明放射性廢棄物的處理規劃，包括規劃使用的處理設施、位置、處理方法、處理量，以及使用的盛裝容器等。
- 低放射性廢棄物之運送、貯存及處置相關規劃措施。
- 用過核子燃料之運送、貯存及處置相關規劃措施。

## 3. 接受基準及審查要點

除役計畫對應的章節內容應符合以下要求，方能被審查同意。申請者得配合除役階段提出初步規劃，但仍應有提出完整資料或完成作業的時程說明。

## (1) 放射性廢棄物之類別、特性、數量

本章有關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，應配合除役計畫的階段性進程做適度的說明，其內容應充份完整且正確合理，方能被接受。

### A. 廢棄物數量及特性

- (A) 申請者必須說明放射性廢棄物數量及特性之推估方法。
- (B) 本項放射性廢棄物數量指除役計畫執行完畢後可能產生的待處理除役放射性廢棄物總量，單位得以立方公尺或相當於標準桶數表示。
- (C) 推估的方法視除役計畫階段，得以參考廠類比方式的推估、工程圖幅估算、實地量測估算等。

### B. 廢棄物來源、類別、型態、數量

- (A) 申請者必須說明推估之放射性廢棄物來源、類別、型態與數量。
- (B) 除役計畫應附表說明處理前的廢棄物來源、類別、型態與數量。
- (C) 除役廢棄物分類應包含預估處理後的 A 類、B 類、C 類與超 C 類數量等低放射性廢棄物，以及如用過核子燃料之高放射性廢棄物。

### C. 廢棄物輻射特性

- (A) 申請者必須說明放射性廢棄物實測或推估之主要核種、比活度、表面污染、中子活化性與空間劑量率等特性。
- (B) 廢棄物輻射特性得依據處理前的廢棄物來源與類別進行說明。

### D. 除役二次廢棄物及管理措施

- (A) 申請者必須說明除役作業可能衍生二次廢棄物及廢棄物管理措施。
- (B) 除役計畫應說明可能衍生二次廢棄物的來源、預估數量與特性等，並說明因應的管理措施。

## (2) 減量措施

- A. 申請者必須說明配合除役廢棄物數量及特性、除污作業、拆除方法、廢棄物處理方式等，規劃採行之減量措施。
- B. 除役作業規劃應考量減廢的基本原則包括：控制廢棄物的產生、防止污染、再回收利用、減少體積等。
- C. 申請者所採行之減量措施如包含廢棄物外釋，應依據「一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則」與「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」之規定辦理。

### (3) 放射性廢棄物之處理

- A. 申請者必須說明放射性廢棄物的處理規劃，包括規劃使用的處理設施、位置、處理方法與處理量，以及使用的盛裝容器等。
- B. 處理設施及作業之要求應符合「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」相關規定。
- C. 盛裝容器應符合「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」相關規定。
- D. 若有為配合除役放射性廢棄物而新建的處理設施，應特別注意其適法性與安全性之審查。

### (4) 低放射性廢棄物之運送、貯存及處置

低放射性廢棄物應依「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第3條的分類方式，推估處置數量。

#### A. 運送

- (A) 申請者必須說明低放射性廢棄物於廠內或廠外運輸的規劃，包括可能路徑、運輸作業、運輸容器與輻射安全等。
- (B) 放射性廢棄物運輸應符合「放射性物質安全運送規則」相關規定。
- (C) 盛裝容器應符合「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」相關規定。

#### B. 貯存

- (A) 申請者必須說明低放射性廢棄物的貯存規劃，包括規劃使用的

貯存設施、位置、貯存方法，以及貯存的廢棄物類別、數量等資訊。

(B)貯存設施及作業之要求應符合「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」相關規定。

(C)盛裝容器應符合「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」相關規定。

(D)若有為配合除役放射性廢棄物而新建的貯存設施，應特別注意其適法性與安全性之審查。

### C. 處置

(A)申請者必須說明除役計畫與低放射性廢棄物處置計畫之間的整合規劃措施。

(B)前述處置計畫應依據「放射性物料管理法施行細則」，由放射性廢棄物產生者提報主管機關核准的最新版處置計畫為準。審查人員應確認除役低放射性廢棄物已確實被納入處置計畫考量。且處置時程與處置數量並無牴觸，或者有提出可行的替代方案。

## (5) 用過核子燃料之運送、貯存及處置

### A. 運送

放射性廢棄物運送應符合「放射性物質安全運送規則」與「低放射性廢棄物輸入輸出過境轉口運送廢棄轉讓許可辦法」相關規定。除役作業期間放射性廢棄物運送、處理與貯存可能導致的作業人員與一般人之曝露劑量，應併入於「第十章、輻射劑量評估及輻射防護措施」做整體考量。

(A)申請者必須說明用過核子燃料於廠內或廠外運輸的規劃，包括可能路徑、運輸作業、運輸容器與輻射安全等。

(B)得參考「核子燃料運作安全管理規則」進行審查，以確認內容之完整性。

### B. 貯存

放射性廢棄物處理與貯存設施，分別依據「放射性物料管理法施行細則」第5條與第6條認定。其設計與作業應符合「放射性廢棄物

處理貯存及其設施安全管理規則」相關規定。另依「放射性物料管理法」第 19 條，放射性廢棄物處理、貯存設施在興建或運轉期間，其設計修改或設備變更，涉及重要安全事項時，非經報請主管機關核准，不得為之。

- (A)申請者必須說明用過核子燃料的貯存規劃，包括規劃使用的貯存設施、位置、貯存方法，以及貯存的用過核子燃料類別、數量等資訊；若採用乾式貯存時，應有用過核子燃料再取出之考量。
- (B)貯存設施及作業得參照「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」相關規定進行。
- (C)若為既有取得運轉執照的貯存設施，得要求提出已審定之安全分析報告，以證明與除役計畫能密切配合。
- (D)若為配合除役而新建的貯存設施，應特別注意其規劃內容之合理性與安全性之審查。
- (E)若採用乾式貯存時，應配合處置時程審查用過核子燃料再取出的可行性。

#### C. 處置

除役計畫有關於放射性廢棄物處置之說明，應與「放射性物料管理法施行細則」第 36 條與第 37 條經管制機關核定之最新版「低放射性廢棄物最終處置計畫」與「高放射性廢棄物最終處置計畫」相容。

- (A)申請者必須說明除役計畫與用過核子燃料處置計畫之間的整合規劃措施。
- (B)前述處置計畫應依據「放射性物料管理法施行細則」，由放射性廢棄物產生者提報主管機關核准的最新版處置計畫為準。審查人員應確認用過核子燃料已確實被納入處置計畫考量，且處置時程與處置數量並無牴觸，或者有提出可行替代方案。

#### 4. 安全評估

審查人員依據本審查規範對除役計畫內所提出的放射性廢棄物類別、特性、數量、減量措施及其處理、運送、貯存與最終處置規劃等，

進行定性/定量安全審查。安全評估必須包含以下內容的說明，並據以作出是否審查通過的結論。

- (1) 放射性廢棄物之類別、特性、數量資料是否完整。
- (2) 放射性廢棄物減量措施是否合理可行。
- (3) 放射性廢棄物處理規劃是否合理可行。
- (4) 低放射性廢棄物運送、貯存及處置是否合理可行。
- (5) 用過核子燃料運送、貯存及處置是否合理可行。

審查人員須將相關審查佐證技術資料、審查意見與申請者答覆、審查會議討論與決議事項等，併同撰擬的安全評估說明與審查結論提交主管機關，俾彙整為安全評估報告。

## 5. 相關法規與技術規範

- (1) 放射性物料管理法。
- (2) 放射性物料管理法施行細則。
- (3) 放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則。
- (4) 低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則。
- (5) 放射性物質安全運送規則。
- (6) 一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法。
- (7) 一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則。
- (8) 核子反應器設施除役計畫導則。
- (9) IAEA, 2000, Predisposal Management of Radioactive Waste, including Decommissioning, WS-R-2.
- (10) IAEA, 2001, Methods for the Minimization of Radioactive Waste from Decontamination and Decommissioning of Nuclear Facilities, TRS-401.
- (11) IAEA, 2003, Predisposal Management of Low and Intermediate Level Radioactive Waste, WS-G-2.5.

- (12) IAEA, 2003, Predisposal Management of High Level Radioactive Waste, WS-G-2.6.
- (13) IAEA, 2006, Management of Problematic Waste and Material Generated during the Decommissioning of Nuclear Facilities, TRS-441.
- (14) IAEA, 2006, Development of Specifications for Radioactive Waste Packages, TECDOC-1515.
- (15) IAEA, 2006, Storage of Radioactive Waste Safety Guide, WS-G-6.1.
- (16) IAEA, 2007, New Developments and Improvements in Processing of Problematic Radioactive Waste, TECDOC-1579.
- (17) IAEA, 2007, Strategy and Methodology for Radioactive Waste Characterization, TECDOC-1537.
- (18) IAEA, 2011, Disposal of Radioactive Waste Specific Safety Requirements, SSR-5.
- (19) NEA, 2010, Regulation and Guidance for the Geological Disposal of Radioactive Waste, NEA-06405.
- (20) 10 CFR 60 : Disposal of High-Level Radioactive Wastes in Geologic Repositories.
- (21) 10 CFR 61 : Licensing Requirements For Land Disposal Of Radioactive Waste.
- (22) 10 CFR 71 : Packaging And Transportation Of Radioactive Material.
- (23) USNRC, 1995, Decommissioning for the Reference Pressurized Water Reactor Power Station, U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-5884.
- (24) USNRC, 1996, Revised Analyses of Decommissioning for the Reference Boiling Water Reactor Power Station, U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-6174.
- (25) USNRC, 2000, NMSS Decommissioning Standard Review Plan, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Office of Nuclear Material Safety and Safeguards, NUREG-1727.
- (26) USNRC, 2006, Consolidated Decommissioning Guidance - Decommissioning Process for Materials Licensees, U.S. Nuclear

Regulatory Commission, Office of Nuclear Material Safety and Safeguards, NUREG-1757.

- (27) EPRI, 1999, DAW and Mixed LLW Processing and Volume Reduction Technologies, Electric Power Research Institute, TR-107331.
- (28) EPRI, 1999, Decommissioning Low Level Waste Management and Reduction Guide, Electric Power Research Institute, TR-110234.
- (29) EPRI, 2010, Review of Geologic Disposal for Used Fuel and High Level Radioactive Waste : Volume IV - Lessons Learned, TR-021057.



## 2.10 輻射劑量評估及輻射防護措施

### 1. 審查範圍

本章審查人員應依據核子反應器設施除役計畫導則，來審查本章之內容：

#### 一、民眾劑量評估

說明除役各階段及廢棄物運送、貯存對一般民眾可能造成的輻射劑量評估。內容應包括：評估方法與程序、評估結果及紀錄保存。

#### 二、作業人員劑量評估

說明除役各階段及廢棄物運送、貯存對作業人員之劑量評估。內容應包括：評估方法與程序、評估結果及紀錄保存。

#### 三、輻射防護措施

依各階段設施除役之作業特性、處理放射性廢棄物之活度與特性及「合理抑低」之原則，說明其輻射防護措施。

### 2. 接受審查

審查人員將會審查除役計畫內容是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細程度是否能足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員應確認以下資訊已包含在輻射劑量評估及輻射防護措施之章節中：

- 除役各階段射源項(例如廢液、廢氣與放射性廢棄物)的描述(包含處置方式、性質、種類、數量、核種及活度等)，以及各種放射性廢棄物影響到民眾關鍵群體的曝露途徑的說明。
- 除役各階段射源項(例如廢液、廢氣與放射性廢棄物)影響民眾關鍵群體的輻射劑量評估結果。
- 除役各階段的廢棄物運送、貯存對民眾關鍵群體的曝露途徑及輻射劑量的評估結果。
- 依各階段核子反應器設施廠房結構及各重要系統、設備、組件等的拆除

工法與時序，說明拆除進行時對作業人員的輻射劑量評估與輻射安全分析結果。

- 說明除役各階段計劃排放之廢氣或廢液所含放射性物質之特性(包含性質、種類、數量、核種及活度等)及排放作業之管理(包括收集與輸送、處理方法等)，並提供廢氣與廢液的處理作業對作業人員之劑量評估及輻射安全分析結果。
- 除役各階段的廢棄物運送、貯存對作業人員的輻射劑量及輻射安全分析結果。
- 對於民眾關鍵群體及作業人員劑量的輻射劑量評估結果，須說明如何計算估計，評估結果並須符合「游離輻射防護安全標準」之規範。
- 說明除役各階段與相關清理活動之輻射監測計畫與空氣輻射監測計畫之概要，以及敘述對作業人員輻射劑量之監測計畫。
- 描述作業人員攝入量的各項推定濃度限值(包含空浸、吸入與嚥入曝露途徑)及評估方式。
- 描述作業人員個人監測設備的類型、範圍、靈敏度與精確度。
- 除役計畫對民眾關鍵群體與作業人員造成之劑量符合合理抑低原則。

### 3. 接受基準及審查要點

除役計畫對應的章節內容應符合以下要求，方能被審查同意：

#### (1) 民眾劑量評估

- A. 申請者是否詳實說明除役各階段及廢棄物運送、貯存對一般民眾可能造成的輻射劑量評估。內容應包括：評估方法與程序、評估結果及紀錄保存。
- B. 申請者應提供十六方位圖，包含最近的廠址邊界、廠址 10 公里內之戶政人口分布、關鍵群體的位置，其他重要的受體(如牛奶、產肉動物及菜園)與位置、鄰近現在與未來可取得水產或飲用地的地方、鄰近現在與未來作為娛樂用途的位置，以及預期存放放射物質廢棄物的位置。
- C. 十六方位圖分布資料應包含除役主要作業期間，廠址 10 公里內

的人口分布推算，最近全年度肉類生產、奶類生產、蔬菜生產和魚類生產，受影響的目前與未來的飲用水攝入位置與攝入量。

- D. 對於排放到水或空氣的放射性廢棄物，須進行分析並提供相關排放率、稀釋因子等因子之分析資訊。
- E. 受影響區域的水灌溉土地使用及受空氣排放和沉積土地之預期作物產量、年產量、生長期、作物類型、消費量及攝入汙染食物與水的比例。
- F. 畜牧業、農業、具有潛在增加個體或群眾的劑量者的貢獻。
- G. 宜採用國際公認之劑量評估模式或方法來評估民眾關鍵群體之輻射劑量結果，評估結果須符合「游離輻射防護安全標準」之規範。
- H. 民眾劑量評估宜包括利用環境偵測結果進行評估，以及評估廢棄物運送、貯存及可能排放之廢氣或廢水對一般民眾造成的劑量。
- I. 氣、液體放射性物質排放造成關鍵群體的總有效劑量計算，應包含所有的模型、假設與輸入數據，以確定是否符合「游離輻射防護安全標準」之規範。

## (2) 作業人員劑量評估

- A. 申請者必須詳實說明除役各階段及廢棄物運送、貯存對作業人員之劑量評估。內容應包括：評估方法與程序、評估結果及紀錄保存。
- B. 申請者必須詳實說明除役活動中，移除燃料、系統拆除作業與各階段放射性廢棄物處理、運送、處置之劑量評估方式與輻射安全評估結果。審查人員須確認除役計畫中的輻射安全評估結果之完整性，各輻射評估流程是否合理明確，涵蓋的範圍足夠提供可用的數據及分析資料。
- C. 申請者必須依照各階段核子反應器設施廠房結構及各重要系統、設備、組件等的拆除工法與時序，提供拆除作業進行中，各階段的作業人員輻射劑量評估方式。
- D. 申請者必須說明除污作業及除役期間放射性廢氣與廢液的處理與排放方式。計畫排放之廢氣或廢液須詳細說明其所含放射性物

質之性質、種類、數量、核種及活度，計畫排放之方式需說明其管理作業，包括收集與輸送、處理方法等，並提供廢氣與廢液的處理作業人員輻射劑量評估方式。

- E. 申請者必須說明低放射性廢棄物的包裝與貯存活動，以及後續運送與處置等流程，並提供低放射性廢棄物的處理作業人員輻射劑量評估方式。
- F. 各項輻射劑量評估，須詳實說明其放射性物質來源、組成及曝露途徑，曝露途徑包含體外與體內曝露。

### (3) 輻射防護措施

- A. 申請者是否依各階段設施除役之作業特性及處理放射性廢棄物之活度與特性，詳實說明其輻射防護措施；並依據「游離輻射防護法」、「游離輻射防護法施行細則」、「游離輻射防護安全標準」與相關規定，撰寫輻射防護計畫。
- B. 前項除役作業規劃若有涉及放射性空浮污染議題者，申請者須有相關輻射防護措施與防治放射性污染擴散的設計。
- C. 前述說明宜包括輻射防護管理組織與任務區分、人員防護、人員訓練、人員劑量、醫務監護、管制區劃分及區域管制作業、輻射監測、執行除役作業時之防護措施、除役作業及放射性廢棄物管理之輻射管制等作業。
- D. 申請者應詳述個人劑量監測計畫所預計使用之偵檢器設備類型及其性能。
- E. 輻射防護措施之規劃應確保對環境及作業人員所造成之輻射劑量符合合理抑低原則。

## 4. 安全評估

除役計畫的內容於本質上屬技術性，因此，必須包含特定之詳細技術分析方法。審查人員將會進行定質評估，評估申請者的計畫是否遵循 10 CFR parts 19 與 20 的指引準則，並且可於除役活動期間保護工作人員免於游離輻射傷害。審查人員將評估申請者對於工作人員輻射安全之量測，是否符合 10 CFR 20.1101 對於輻射防護計畫之要求。

## 5. 相關法規與技術規範

- (1) 游離輻射防護法。
- (2) 游離輻射防護施行細則。
- (3) 游離輻射防護安全標準。
- (4) 放射性液、氣體排放輻射劑量限值規定。
- (5) 10 CFR 20, Standards for Protection Against Radiation。
- (6) 10 CFR 20.1402, 20.1403(a), 20.1403(e), 20.1404(a)(3).
- (7) 10 CFR 20.1101(b), 20.1701, 20.1702, 20.1703, 20.1704, 20.1201(a)(1), 20.1201 (d) and (e), 20.1204, 20.1502(a), 20.1502(b), 20.1201, 20.1203, 20.1501(a)(2)(i), and (c), 20.1601, 10 CFR 20.1202, 20.1208(c)(1), and (2), 20.2106, 10 CFR 20.1501 (a), 20.1906 (b), (d) and (f), 10 CFR 20.1501(b) and (c).
- (8) 10 CFR 33.13(c) ; 33.14(b) ; and 33.15(c).
- (9) 10 CFR 20.1101 ; and 20.2102.

## 2.11 環境輻射監測

### 1. 審查範圍

本章審查人員應依據核子反應器設施除役計畫導則，來審查本章之內容：

說明除役期間之環境輻射監測規劃，包含設施內、外之偵測項目(含環境直接輻射之偵測、環境試樣取樣與放射性活度分析、氣象觀測作業等)，並說明規劃之偵測方法、偵測對象、目的、取樣地點、取樣頻率、活度單位及重要之附記等。

### 2. 接受審查

審查人員將會審查除役計畫內容是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細程度是否足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員應確認以下資訊已包含在環境輻射監測之章節中：

- 範圍包含氣象資料、釋放核種類別、強度與氣、液體擴散模式、人口分布與居住狀況、土地利用、排放口位置、海流狀況、其他經主管機關指定之因子之環境監測相關資料。
- 報告內容提及監測項目、監測結果評估方法、品質保證及品質管制執行方法說明、環境試樣放射性分析之預警措施及其他經主管機關指定之事項。
- 說明所有環境輻射監測取樣點的位置。
- 說明設施內、外之偵測項目，應包括環境直接輻射之偵測、環境試樣取樣與放射性活度分析、氣象觀測作業等。並說明環境輻射監測作業所規劃之偵測方法、偵測對象、目的、取樣地點、取樣頻率、活度單位及重要之附記等。

### 3. 接受基準及審查要點

審查人員將先確認除役計畫本章節中包含上述“審查範圍”所彙整的資料。除役計畫本章節的內容應符合以下要求，方能被審查同意：

- (1) 本章內容是否詳細說明並確保除役作業對工作場所以外地區所造成之輻射強度與水中及空氣中所含放射性物質之濃度，不超過「游離輻射防護安全標準」之限值，以符合「游離輻射防護法」第 8 條之規定。
- (2) 環境輻射監測之範圍是否依據「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」第 18 條之規定，參酌下列因子進行評估評估：A. 氣象資料；B. 釋放核種類別、強度與氣、液體擴散模式；C. 人口分布與居住狀況；D. 土地利用；E. 排放口位置；F. 海流狀況；G. 其他經主管機關指定之因子。
- (3) 本章內容應依「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」第 19 條之規定，載明下列事項：A. 監測項目，包括連續性環境直接輻射監測、累積劑量之環境直接輻射監測及運轉時放射性物質可能擴散途徑之環境試樣，且敘明試樣種類、取樣頻次、取樣地點(應以地圖標示)、取樣方法試樣保存、分析方法、偵檢靈敏度及相關參考文件；B. 監測結果評估方法，包括飲水，食物攝食量等劑量評估參數與劑量評估方法；C. 品質保證及品質管制執行方法說明；D. 環境試樣放射性分析之預警措施，包括環境試樣紀錄基準及環境試樣調查基準；E. 其他經主管機關指定之事項。
- (4) 本章內容應對環境監測結果之提報有明確之規定(每季結束後二個月內，提報環境輻射監測季報；每年結束後三個月內，提報環境輻射監測年報)，以符合「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」第 21 條的規定。
- (5) 環境輻射監測作業執行單位必須通過主管機關指定機構之認證，以符合「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」第 22 條的規定；環境輻射監測試樣分析能力應符合主管機關公告之可接受最小可測量的規定，以符合「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」第 23 條的規定。
- (6) 環境輻射監測相關紀錄的保存期限應有明確的規定，以符合「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」第 24 條之規定：A. 環境輻射監測分析數據，除放射性廢棄物處置場外，應保存 3 年。當環境試樣放射性分析數據大於預警措施之調查基準時，該分析數據應保存 10 年；B. 放射性廢棄物處置場之環境輻射監測分析數據，應完整保存至監管期結束為止；C. 環境輻射監測季報應保存 3 年，環境輻射監測年報應保存 10 年。

- (7) 本章品質保證作業內容，得依環境輻射監測品質保證規範或國際標準化組織中品質保證之規定執行，以符合「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」第 25 條之規定。
- (8) 環境輻射監測有關人口分布、土地利用、設施當地居民生活、攝食量及飲食習慣等評估民眾劑量所需之重要參數，得採定期調查(至少每 5 年提報調查報告 1 次)或採用國內相關機關(構)公布之資料，以符合「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」第 26 條之規定。
- (9) 申請者應參考主管機關訂定之環境輻射監測規範，擬訂環境輻射監測計畫，以符合「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」第 27 條之規定。
- (10) 申請者的環境輻射監測規劃須使用根據主管機關及其他國際專業游離輻射防護組織認可之指引文件的適當方法與程序。
- (11) 申請者對於所有環境輻射監測取樣點的位置都應該要做說明，並且要說明每一個位置如何進行監測，讓收集之樣品的濃度具有代表性。
- (12) 對於連續的外釋，在每一處外釋地點應連續取樣。對於批次外釋，應採取每一批次的代表性樣品。如果以定期取樣代替連續取樣，應說明如何證實樣品具有實際外釋的代表性。
- (13) 申請者必須詳實說明設施內、外之偵測項目，應包括環境直接輻射之偵測、環境試樣取樣與放射性活度分析、氣象觀測作業等。並說明環境輻射監測作業所規劃之偵測方法、偵測對象、目的、取樣地點、取樣頻率、活度單位及重要之附記等。環境偵測作業有關之管制標準，如可接受最小可測量要求、查驗值、提報值之行動基準，應依「環境輻射監測規範」之規定執行。
- (14) 前述說明宜區分為 A.設施內偵測項目：包括環境直接輻射之偵測、環境試樣取樣與放射性活度分析、氣象觀測作業，以及 B.設施外偵測項目：環境直接輻射之偵測、環境試樣取樣與放射性活度分析、落塵作業。並詳細敘述其析方法及程序。
- (15) 前述環境試樣取樣宜包含空浮微粒、水樣(含地表水、地下水及海水)、乳樣、農特產品、茶青、食米、蔬菜、草樣、表土及沈積物(含底泥或岸沙)等。



#### 4. 安全評估

被審查的資料具有技術性質。審查人員應進行定量評估來確認是否申請者所提出的環境輻射監測規劃，符合「游離輻射防護法」及相關環境輻射監測法規的要求，並足以保護除役活動期間之工作人員、民眾與環境的輻射安全。審查人員將評估是否所應用的環境輻射監測規劃與所提出的除役活動的風險是相稱的。

#### 5. 相關法規與技術規範

- (1) 游離輻射防護法。
- (2) 游離輻射防護法施行細則。
- (3) 游離輻射防護安全標準。
- (4) 輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則。
- (5) 環境輻射監測規範。
- (6) 核子設施廠(場)區試樣放射性分析行動基準。
- (7) 環境輻射偵測品質保證規範。
- (8) 放射性液、氣體排放輻射劑量限值規定。
- (9) 環境輻射監測試樣分析能力應符合可接受最小可測量。
- (10) 10 CFR 20, Subpart B, “Radiation Protection Programs”.
- (11) 10 CFR 20, Subpart C, “Occupational Dose Limits”.
- (12) 10 CFR 20, Subpart D, “Radiation Dose Limits for Individual Members of the Public”.
- (13) 10 CFR 20, Subpart F, “Surveys and Monitoring”.
- (14) 10 CFR 20, Subpart G, “Control of Exposure From External Sources in Restricted Areas”.
- (15) 10 CFR 20, Subpart H, “Respiratory Protection and Controls to Restrict Internal Exposure in Restricted Areas”.
- (16) 10 CFR 20.1301(a)與(d)、20.1302(a)與(b)、20.1501 與 2001(a)、

20.2003(a)、20.2103(b)、20.2107(a)、20.2202(a)、20.2203(a)及 70.59。

- (17) ANS N13.1-1982, “Guide to Sampling Airborne Radioactive Materials in Nuclear Facilities”
- (18) ANS N42.18-1980, “Specification and Performance of On-site Instrumentation for Continuously Monitoring Radioactive Effluents”
- (19) NCRP Report No. 123, “Screening Models for Releases of Radionuclides to Atmosphere, Surface Water, and Ground,” January 1996
- (20) NRC Information Notice 94-07, “Solubility Criteria for Liquid Effluent Releases to Sanitary Sewerage Under the Revised 10 CFR Part 20,” January 28, 1994
- (21) NRC Regulatory Guide 4.15, “Quality Assurance for Radiological Monitoring Programs (Normal Operations) - Effluent Streams and the Environment”
- (22) NRC Regulatory Guide 4.16, “Monitoring and Reporting Radioactivity in Releases of Radioactive Materials in Liquid and Gaseous Effluents from Nuclear Fuel Processing and Fabrication Plants and Uranium Hexafluoride Production Plants”

## 2.12 組織及人員訓練

### 1. 審查範圍

本章審查人員應依據核子反應器設施除役計畫導則，來審查本章之內容：

#### 一、組織與任務編組

敘述組織及任務編組。其中至少應包含除役工程規劃、廠址輻射特性調查、設施除污、拆除切割、廢棄物處理與運貯、輻射防護、環境偵測、工程支援、品質保證等項目。

##### (一) 組織架構

說明設施除役作業管理組織架構之編組、功能、責任與權限。

##### (二) 任務編組

說明人員編制、權責及資格，包括各級管理、監督、工安、輻安及品保/品管人員之權責與資格等。

##### (三) 管理程序

說明除役相關作業活動之管制與管理程序，包括設備管制、維護管理、工安、品保及人員與車輛出入之污染管制等。

##### (四) 審查與稽核

說明除役各項作業之審查與稽核程序，包括施工、運轉作業之審查及安全措施之稽核，作業程序或系統變更之審查，審查與稽核文件之管制等。

#### 二、人員訓練方案

針對設施除役作業提出人員訓練方案，包括各項作業之訓練規劃，訓練課程內容、時程及授課人員資格，訓練成效評估及資格檢定辦法等。對於除役作業中所需之特殊專長(如拆解及破壞、除污、遙控設備操作、用過核子燃料吊運等)，亦應說明其人員訓練要求。

### 2. 接受審查

審查人員將會審查除役計畫內容是否符合上述審查範圍所規定之基本

要求，並決定資料的詳細程度是否足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員應確認以下資訊已包含在組織及人員訓練之章節中：

- 除役組織描述，包含個別機組計畫、組織架構、計畫管理、人員健康與安全。
- 除役計畫執行程序中之報告層級訂定，並利用圖、表等方式說明各計畫單位間的合作與關聯。
- 各機組間的權責劃分，確保除役過程能以安全且明確的方式執行，包含操作程序、停止條件與安全考量。
- 載明除役任務之管理辦法，以及描述個別除役任務評估方式
- 所有管理職務所需肩負之權責與義務。
- 所有除役及安全相關委員會之權責與義務。
- 闡明輻射安全人員所需接受之保健物理與輻射防護相關訓練與教育。
- 說明輻射防護人員之權責與義務及其在除役計畫執行中之特殊權力，包含中止放射性物質處理等程序。
- 明述針對訓練是否符合計畫承諾有進行相關紀錄之維護保存。
- 概述承包商將執行之除役任務，包含執行該任務的廠址地點描述。
- 關於申請者或責任機構訓練承包商人員之監督責任與職權的描述。
- 申請者或責任機構對於承包商人員及承包商自身所提供之教育訓練內容的描述。
- 承包商會遵守設施中所有輻射安全與執照要求的承諾，若申請者尚未決定除役之承包商，申請者應承諾未來將要求承包商遵循。

### 3. 接受基準及審查要點

除役計畫對應的章節內容應符合以下要求，方能被審查同意：

#### (1) 組織與任務編組

##### A. 組織架構

- (A) 申請者必須詳實說明設施除役作業及計畫管理組織架構之編組、功能、責任與權限。
- (B) 前述說明宜檢附圖表以利審查。

#### B. 任務編組

- (A) 申請者必須詳實說明人員編制、權責及資格，包括各級管理、監督、職安及品保/品管人員之權責與資格等。審查人員應確認申請者或負責團體將依據適當方法與程序進行除役。相關程序須由熟知安全與相關物理原理人員訂定，並透過物理學家、輻射生物學家、化學家與職業安全專家審核，以確保除役任務能在安全之前提下進行。同時，所有程序均須依據合理抑低原則訂定。審查人員另需確認有足夠暢通的管道傳遞實務訊息，藉此修正乃至於終止原制定之輻射工作許可證(Radiation Work Permit, RWP)，以確保除役是在主管機關規範下進行，並確保相關工作人員及民眾安全無虞。
- (B) 宜將除役作業之作業、管理、監督及輻射防護人員分階段，來劃分人員編制、權責及資格。
- (C) 部分相關作業包含除役工程規劃、設施系統、設備、組件與材料之放射性活度調查方法、設施除污、拆除切割、廢棄物處理與運貯、輻射防護、環境偵測、工程支援、品質保證等，應由專業技術人員負責規劃執行，其資格要求應明確列出。
- (D) 前述說明宜包含執行單位與承包商之責任及權責，考量設施建造持照者對承包商之指揮、監督、協調、諮詢及訓練協助之指導功能。
- (E) 上述說明宜檢附圖表以利審查。

#### C. 管理程序

- (A) 申請者必須詳實說明除役相關作業活動之管制與管理程序，包括設備管制、維護管理、工安、品保及人員與車輛出入之污染管制等。
- (B) 設備管制宜檢附管制程序書以利審查。

- (C) 維護管理宜依照除役作業分階段進行說明。前述說明宜檢附管制程序書以利審查。
- (D) 工安之要求宜檢附管制程序書以利審查。
- (E) 品保之要求宜依照除役作業分階段進行說明。前述說明宜檢附品質管制程序書以利審查。

#### D. 審查與稽核

- (A) 申請者必須詳實說明除役各項作業之審查與稽核程序，包括施工、運轉作業之審查及安全措施之稽核，作業程序或系統變更之審查，審查與稽核文件之管制等。
- (B) 審查人員應確認申請者或負責團體將依據適當方法進行輻射安全防護措施，審視輻射安全人員之權責與義務，以及輻射防護計畫是否切實可行，以確保除役是在主管機關規範下進行，並確保相關工作人員與民眾安全無虞。
- (C) 宜檢附管制程序書以利審查。本項得併同「第十五章、品質保證方案」進行審查。

#### (2) 人員訓練方案

- A. 申請者必須詳實說明輻射防護、職業安全、模擬操作、除役作業、廢棄物處理與減廢分類、品質保證及特殊專長(如拆解及破壞、除污、機械人與遙控操作、燃料處置、設施之保安與通訊系統及異常狀況與意外事故之應變等)等訓練方案。
- B. 宜包含除役作業各階段之訓練時程、訓練課程內容、授課人員資格及訓練成效評估或資格檢定辦法等之說明。
- C. 前述說明宜檢附程序書及圖表以利審查。本項得併同「第六章、除役時程、使用之設備、方法及安全作業程序」、「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」、「第十章、輻射劑量評估及輻射防護措施」、「第十六章、意外事件應變方案」等相關章節進行審查。

### 4. 安全評估

相關待審資料並非技術細節相關，而是提供所需之訊息即可。審查人員需就申請者之計畫管理能力進行相關之資格評估，以確保除役計畫之執行進度具有良好之管控與品質保證。

## 5. 相關法規與技術規範

- (1) 核子反應器設施除役許可申請審核辦法。
- (2) 核子反應器設施除役計畫導則。
- (3) 游離輻射防護法。
- (4) 游離輻射防護安全標準。
- (5) 放射性物料管理法施行細則。
- (6) 原子能法。
- (7) 原子能法施行細則。
- (8) 放射性物質與可發生游離輻射設備及其輻射作業管理辦法。
- (9) 放射性物質或可發生游離輻射設備操作人員管理辦法。
- (10) 輻射防護管理組織及輻射防護人員設置標準。

## 2.13 核子保防物料及其相關設備之管理

### 1. 審查範圍

本章審查人員應依據核子反應器設施除役計畫導則，來審查本章之內容：

- 一、核子保防物料：說明核子保防物料之名稱、數量、儲存方法、位置及其管理程序，應符合「核子保防作業辦法」之規定。
- 二、核子保防設備：說明核子保防設備之名稱、數量、設置位置及其保養、維修與管理。

### 2. 接受審查

審查人員將會審查除役計畫內容是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細程度是否足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員應確認以下資訊已包含在核子保防物料及其相關設備之管理之章節中：

- 說明核子保防物料之名稱、數量、儲存方法、位置及其管理程序。
- 說明核子保防設備之名稱、數量、設置位置及其保養、維修與管理。

### 3. 接受基準及審查要點

除役計畫對應的章節內容應符合以下要求，方能被審查同意：

#### (1) 核子保防物料

- A. 申請者需說明核子保防物料之名稱、數量、儲存方法、位置及其管理程序，應符合「核子保防作業辦法」之規定。

#### (2) 核子保防設備

- A. 申請者需說明核子保防設備之名稱、數量、設置位置及其保養、維修與管理。

### 4. 安全評估



審查之資料屬技術性且是未經修改的。審查人員將會核查關於核子保防物料及設備的報告。審查人員將會審查申請者是否充分了解核子保防物料及設備之名稱、數量、儲存方法、位置及其管理，以供核子保防物料及其相關設備之管理進行安全評估。

## 5. 相關法規與技術規範

- (1) 核子保防作業辦法。
- (2) 核子反應器設施管制法。
- (3) 核子反應器設施管制法施行細則。
- (4) 核子反應器設施除役許可申請審核辦法。
- (5) 10 CFR 26, Fitness For Duty program.
- (6) 10 CFR 73, Physical Protection of Plants and Materials.
- (7) 10 CFR 73.55, Requirements for Physical Protection of Licensed Activities in Nuclear Power Reactors Against Radiological Sabotage.

## 2.14 保安措施

### 1. 審查範圍

本章審查人員應依據核子反應器設施除役計畫導則，來審查本章之內容：

#### 一、門禁管制

說明門禁管制作業程序，包括警衛人員的組成、輪班、保安設備之配置、使用等。

#### 二、人員管制

說明人員管制作業程序，包括經營者、承攬商、外籍工作人員等。

#### 三、物品管制

說明物品管制作業程序。

#### 四、紀錄保存

說明各項保安作業紀錄的保存規定。

### 2. 接受審查

審查人員將會審查除役計畫內容是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細程度是否足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員應確認以下資訊已包含在保安措施之章節中：

- 說明門禁管制作業程序，包括警衛人員的組成、輪班及保安設備之配置、使用等。
- 說明人員管制作業程序，包括申請者、承攬商、外籍工作人員等。
- 說明物品管制作業程序，包含放射性廢棄物管制。
- 說明各項保安作業紀錄的保存規定。

### 3. 接受基準及審查要點

除役計畫對應的章節內容應符合以下要求，方能被審查同意：

(1) 門禁管制

- A. 需說明門禁管制作業程序，包括警衛人員的組成、輪班及保安設備之配置、使用等。
- B. 前項管制宜包含進出管制紀錄，以供查核。

(2) 人員管制

- A. 需說明人員管制作業程序，包括申請者、承攬商、外籍工作人員等。

(3) 物品管制

- A. 需說明物品管制作業程序。
- B. 前項管制宜包含放射性廢棄物管制。

(4) 紀錄保存

- A. 需說明各項保安作業紀錄的保存規定。

#### 4. 安全評估

審查之資料屬技術性且是未經修改的。審查人員將會核查關於保安措施的報告。審查人員將會審查申請者是否充分了解門禁管制、人員管制及物品管制，以供管制作業程序進行評估，同時申請者亦須對除役期間紀錄保存進行說明，以作為保安措施之安全評估。

#### 5. 相關法規與技術規範

- (1) 核子反應器設施管制法。
- (2) 核子反應器設施管制法施行細則。
- (3) 核子反應器設施除役許可申請審核辦法。
- (4) 放射性物質與可發生游離輻射設備及其輻射作業管理辦法。
- (5) 低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則。
- (6) 10 CFR 11, Criteria and Procedures for Determining Eligibility for

Access to or Control Over Special Nuclear Material.

- (7) 10 CFR 25, Access Authorization for Licensee Personnel.
- (8) 10 CFR 26, Fitness for Duty.
- (9) 10 CFR 70.51, Material Balance, Inventory, and Records Requirements.
- (10) 10 CFR 73, Physical Protection of Plants and Materials.
- (11) 10 CFR 74, Material Control and Accounting of Special Nuclear Material.
- (12) 10 CFR 95, Facility Security Clearance and Safeguards of National Security Information and Restricted Data.
- (13) NUREG/BR-0252, Users Guide to Physical Protection Documents.
- (14) NUREG-0908, Acceptance Criteria for the Evaluation of Power Reactor Security Plans.
- (15) NUREG-1504, Review Criteria for the Physical Fitness Training Requirements in 10 CFR Part 73.
- (16) NUREG-1619, Standard Review Plan for Physical Protection Plans for the Independent Storage of Spent Fuel and High-Level Radioactive Waste.

## 2.15 品質保證方案

### 1. 審查範圍

本章審查人員應依據核子反應器設施除役計畫導則，來審查本章之內容：

說明除役相關作業的品質保證計畫。品質保證計畫所涵蓋之除役作業需列表承諾，其內容應包括：

- 一、組織
- 二、品質保證方案
- 三、設計管制
- 四、採購文件管制
- 五、工作說明書、作業程序書及圖面
- 六、文件管制
- 七、採購材料、設備及服務之管制
- 八、材料、零件及組件之標示與管制
- 九、特殊製程管制
- 十、檢驗
- 十一、試驗管制
- 十二、量測及試驗設備管制
- 十三、裝卸、貯存及運輸
- 十四、檢驗、試驗及運轉狀況之管制
- 十五、不符合材料、零件或組件之管制
- 十六、改正行動
- 十七、品質保證紀錄
- 十八、稽查

### 2. 接受審查

審查人員將會審查除役計畫內容是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細程度是否能足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員應確認以下資訊已包含在品質保證方案之章節中：

- 品保計畫管理組織與各單位管理人之描述，以及組織架構圖。
- 承諾在除役期間的活動將有足夠的品質以符合目標，此目標包含適於管控的品質保證程序並確保品質保證計畫中所涵蓋的活動皆記載於界定的文件。

- 明述計畫中的規定，以確保技術和品質保證程序符合品質保證計畫中的一致性法規、許可證與品質保證方案要求，並適當的記錄與控制。
- 明述審查人員將收受到的以下改變事項：A.在除役計畫執行前，所公布的品質保證計畫中審核與接受標準；B.公告 30 日後的組織內容的變更(註：變更沒有實質性的工作人員之重新分配，不需要通知審查人員)。
- 明述如何提供(在品質保證組織之上的)管理，管理內容包含所定期評估的範圍、位階、適當性與品質保證程序的符合性。
- 明述並提供負責人所執行的指示、會造成品質影響的措施與範圍、實行品質相關的文件、說明與程序。
- 明述組織的權責，以確保影響品保的活動符合下列事項：A.明定的文件化指令、程序和草稿；以及 B.經由實施這些文件來的項目，及明述結構、程序和草稿的流程化，包含量化接收標準(例如關尺寸、容錯和操作系統的限制)以及品質接收標準(例如人員工作流程的樣本)，以確保執行重要活動時，可以滿足所需要的表現。
- 申請者或權責單位撰寫、發布、修訂及廢止品保文件的方式。
- 述明每件量測及測試設備每日所需進行的校正項目。
- 述明設施的改正程序，包括其如何證明所採取的為適當的改正程序。
- 明述品保記錄的管理方式及除役期間負責執行及維護品保紀錄的品保組織等權責單位。
- 包含執行監督審核之程序的審核計畫。

### 3. 接受基準及審查要點

除役計畫對應的章節內容應符合以下要求，方能被審查同意：

#### (1) 組織

- A. 申請者必須詳實說明品質保證相關組織架構之編組、功能、責任與權限、管理理念及必要的資源。
- B. 審查人員應確認申請者或負責團隊及其主要承包商於品保計畫中所安排管理者之職位(通常為品保經理)，以保留完整的權力

及義務，該品保經理之位階需平行或更高於其它與執行品質直接相關的經理職務(如工程、採購、施工及操作)，並能獨立於成本與工作進度之限制(不代表該品保職位獨立於整體品保計畫之外)。

- C. 審查人員需確認個人或組織於計畫中所需達到之目標，其權力與義務需以書面形式清楚記載，包括其職責、達到目標作業品質，以及維持品質之相關事項。
- D. 審查人員應確認執行品保計畫之人員或組織有足夠的權力及自由度，以(1)確認品質相關問題，(2)發起、推薦或指定特定之解決方案，以及(3)變更方案的執行。審查人員應確認上述人員及組織之執行方法有詳細之書面規範。
- E. 前項說明宜檢附圖表以利審查。本項得併同「第十二章、組織及人員訓練」進行審查。

## (2) 品質保證方案

- A. 申請者必須詳實說明適用之法規、標準，人員必要之品質講習及訓練，審查與監督方式等。
- B. 申請者是否名列適用本品保計畫之各項目，包括安全有關的結構、系統與組件。
- C. 前述說明宜檢附圖表以利審查。本項結構範圍主要為本章目錄所列之第一項(組織)至第十八項(稽查)，共計十八項；得併同進行審查。

## (3) 設計管制

- A. 申請者必須詳實說明執行過程或設計概念及設計文件之制訂、審查、定稿及核定，使其具有一致性、系統性、整合性及管制性。
- B. 前述說明宜檢附設計準則訂定及管制辦法、適當之品質標準及相關圖表，以利審查。

## (4) 採購文件管制

申請者必須詳實說明是否依據 ASME NQA-1 及 10 CFR 72 Subpart G 有關具主要安全功能之核能級產品、核能同級品及具次

要安全功能(not important to safety)之產品或經核定須辦理品保作業之品質採購項目及服務，以符合有關法規、標準與合約之要求。

(5) 工作說明書、作業程序書及圖面

- A. 申請者必須詳實說明應用之作業文件包括作業程序書、工作說明書或圖面等相關作業文件。
- B. 前述說明應包含其標準化程序、輻射防護程序、特殊處理程序、包含技術規格及工作導引之工作管制文件、放射性物質的處理、包裝及運送程序、審計及品質保證監督程序、行政管制程序、緊急事故處理程序、監督程序、訓練/資格之取得/證書之取得程序、採購程序、設計及相關文件管制程序、不符計畫/修正程序、品質紀錄程序、許可管制程序、物料/設備管制程序、包含最終輻射偵測之廠址特性調查程序、消防程序。
- C. 前述說明宜檢附圖表以利審查。

(6) 文件管制

- A. 申請者必須詳實說明所有會影響品質要求或品質作業之文件確保在撰寫、發布、修訂文件的過程中，有實施適當的管控措施。
- B. 受管控的文件應至少包含：(1)品質保證及品質管控的手冊，以及會影響品質的程序；(2)技術報告。審查人員應核對其是否有建立審閱、核准、發布文件及變更的相關程序並加以描述，使在執行前可確保其執行方式恰當，亦可確保其執行有考量到適當的品質要求。
- C. 審查人員應核對申請者是否有建立適當的程序，以確保文件的變更會經過最初審閱、核准此文件的組織，或其他申請者委派的合格權責單位的審閱及核准。審查人員應核對其是否有建立相關程序，以在工作開始前即可確保工作人員在工作場所有查閱相關文件的能力。審查人員應核對是否有建立相關程序，以確保工作場所之相關文件有根據時序進行廢止及接替等適當的修正。
- D. 前述說明宜檢附相關管制辦法及圖表以利審查。

(7) 採購材料、設備及服務之管制



- A. 申請者必須詳實說明採購作業是否詳實管制，以保證所採購項目及服務品質，均符合有關法規、標準與合約之需求，且依據 NUREG/CR 6407 之規定建立結構、系統及組件的品質分級辦法，並加以執行。
- B. 前述說明宜檢附相關管制辦法及圖表以利審查。

(8) 材料、零件及組件之標示與管制

- A. 申請者必須詳實說明應用於除役作業的各項材料、零件及組件是否加以標示與管制，以確保其品質符合各項規定及要求。
- B. 前述說明宜檢附相關管制辦法及圖表以利審查。

(9) 特殊製程管制

- A. 申請者必須詳實說明各項與品質及具主要安全功能之製件均能在管制情況下，遵照適切的法規、標準、規範及其他特殊要求，由合格人員依規定之作業程序及裝備等來完成，達到預定之目標。特殊製程的範圍包括有：焊接、熱處理、清洗、非破壞檢測及無電解鍍等。
- B. 執行焊接作業應符合「核能發電焊接管制實施要點」之相關要求。
- C. 非破壞檢測人員之考訓及資格審定應符合「非破壞檢測人員考訓與資格審定程序」之要求。
- D. 前述說明宜檢附特殊製程管制辦法及相關圖表以利審查。

(10) 檢驗

- A. 申請者必須詳實說明除役相關作業之採購、施工，均予以檢驗，並設立查核點，以保證各項材料、組件、系統及結構，均能符合有關標準、法規或合約所需之品質要求，並發揮其既定功能。
- B. 檢驗人員應符合特定資格或訓練，並具有相關經驗。
- C. 前述說明宜檢附檢驗計畫、查核表及相關圖表，以利審查。

(11) 試驗管制

- A. 申請者必須詳實說明除役相關作業之採購、施工之試驗管制，

並設立查核點，以保證各項材料、組件、系統及結構，均能符合有關規範、法規或合約所需之品質要求，並發揮其既定功能。

B. 前述說明宜檢附試驗計畫、程序書及相關圖表，以利審查。

(12) 量測及試驗設備管制

A. 申請者必須詳實說明對於除役相關作業所應用之設備建立適當的管控、校正、及維護措施，以保持其準確度，並具有對國家標準機構之追溯性。

B. 審查人員應核對是否有品保及其他權責組織負責設備調準校正計畫的建立、執行及效力的確保；並應核對是否有建立校正(技術及頻率)、維護、管控量測及測試設備的程序；以及是否有訂定權責組織，負責上述程序的審閱及紀錄相關協議事項。

C. 審查人員應核對量測及測試設備是否有標明、並可追溯至其校正與測試之資料；亦應核對其量測及測試設備上是否有標註或以其他管控方式標明下次校正之日期時間；若使用其他管控方式標明，應於計畫內描述之。最後，審查人員應核對量測及測試設備，是否會依據需求的精確度、目的、使用程度、穩定度，以及其他影響量測的因素以具體的頻率進行校正。

D. 前述說明宜檢附量測及試驗設備管制辦法及相關圖表，以利審查。

(13) 裝卸、貯存及運輸

A. 申請者必須詳實說明除役相關作業物料及裝備組件之包裝、裝卸、貯存及運輸作業之相關管制措施。

B. 前述說明宜檢附裝卸、貯存及運輸相關管制辦法及圖表，以利審查。

(14) 檢驗、試驗及運轉狀況之管制

A. 申請者必須詳實說明除役相關作業零件、組件、裝備、設施，其檢驗、試驗及運轉狀況之標識，以便隨時瞭解其品質狀況。

B. 前述說明宜檢附相關管制辦法及圖表，以利審查。

(15) 不符合材料、零件或組件之管制

- A. 申請者必須詳實說明和品質及具主要安全功能之材料、零件、組件、裝備、設施、文件及服務，所發現之不符合品之管制措施。
- B. 前述說明宜檢附相關管制辦法及圖表，以利審查。

(16) 改正行動

- A. 申請者必須詳實說明措施，使其能迅速識別不符合品質要求的事項，並採取適切之改正行動，以消除不符合品並防止再度發生。
- B. 審查人員應核對其協議鏈中是否包含品保組織，以考量改正計畫的適當性；並應核對品保組織是否有後續動作確認改正措施的適當性，並按時序予以處理。審查人員應核對是否顯著影響品質的情況、造成此情況的原因，以及用來防止此情況重複發生的改正措施皆有予以記錄，並回報直接管理階層及上級管理階層，以供其審閱與評估。
- C. 前述說明宜檢附改正行動管制辦法及圖表，以利審查。本項得併同「第十五項、不符合材料、零件或組件之管制」進行審查。

(17) 品質保證紀錄

- A. 申請者必須詳實說明除役相關作業內各小組提供之品保紀錄及佐證符合計畫所需品質要求之實質證據。
- B. 核對申請者或權責單位是否建置有可適當維護並保存品保計畫之記錄的程序及設施。
- C. 審查人員應核對計畫內是否有述明品保及其他權責單位，及其於執行品保紀錄相關活動時之責任劃分。審查人員應核對計畫內有述明符合 ANSI/ASME NQA-1 要求之合適的紀錄保存設施；申請者另可選擇令永久紀錄保存設施符合“國家防火協會標準” NFPA 232, Class 1 之要求，或遵循以下任一方法使紀錄之保存符合 ANSI N45.2.9 提出之兩小時防火等級的需求：(1) 符合 NFPA 232 兩小時等級之地下儲藏室，(2) 符合 NFPA 232(Class B)兩小時等級之檔案箱，或(3) 符合 NFPA 232 兩小時等級之防火檔案室。
- D. 前述說明宜檢附品保紀錄管制辦法及圖表，以利審查。

#### (18) 監督審核

- A. 申請者必須詳實說明建置有可適當維護並保存品保計畫之記錄的程序及設施。
- B. 審查人員應核對其是否會紀錄監督及審核的結果，並由該審核區域之管理人員進行審閱；並核對其後續是否有適當的改正措施，供管理人員實施。審核小組預排並執行適當之後續改正措施，以確保其有效完成。
- C. 審查人員應核對其是否有技術性、有程序性的執行審核及監督，以針對會影響品質之程序及活動，提供一完整、獨立的驗證評估。審查人員應核對其審核監督是否可客觀地評估其效力、恰當地執行其品質保證計畫，並提出所執行活動適合的技術方式。
- D. 審查人員應核對其是否有應品質保證計畫之要求，進行審核及監督的動作；並核對其審核監督結果中不足的部分，是否有加以分析及追蹤。審查人員應核對其是否有提供管理人員可追蹤品質及品質保證計畫之效力的報告，以利其審閱、評估、改正措施及後續追蹤之執行。

#### (19) 稽查

- A. 申請者必須詳實說明各項工作之品質均符合手冊、程序書與合約之規定及要求，並確認品保作業之整體成效。
- B. 前述說明宜檢附稽查計畫、稽查核對表或作業程序書、及相關圖表，以利審查。

### 4. 安全評估

被審查的資料是實質上的資訊，而且不需要詳細的技術分析。審查人員將會進行定性評估確保經營者的品質保證方案是否足夠確定能夠準確，高品質的訊息研究來支持設施的除役。

### 5. 相關法規與技術規範

- (1) 10 CFR 50, Appendix B, Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Reprocessing Plants.

- (2) 10 CFR 50.34, Contents of Applications; Technical Information.
- (3) 10 CFR 50.54, Conditions of Licenses.
- (4) 10 CFR 72, Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste, Subpart G, Quality Assurance.
- (5) 10 CFR 30.36(g)(4)(ii), 40.42(g)(4)(ii), 40.28(b)(3), 70.22(f), 70.38(g)(4)(ii)以及 72.54(g)(6).
- (6) Regulatory Guide 1.33, Rev. 2, Quality Assurance Program Requirements, February 1978.
- (7) NUREG/CR-6314, Quality Assurance Inspections for Shipping and Storage Containers.
- (8) ANSI/ASME NQA-1-2008, Quality Assurance Requirements for Nuclear Facility Applications.
- (9) IAEA 50-C-QA, Quality Assurance for Safety in Nuclear Power Plants.
- (10) ISO 9000, Quality Management.
- (11) ISO 9001:2008, Quality Management Systems – Requirements.
- (12) Decommissioning Plan, Yankee Nuclear Power Station.
- (13) 核子反應器設施品質保證準則。
- (14) 品保十八條準則作業標準。
- (15) 公共工程施工品質管理作業要點。
- (16) 放射性物料管理法。
- (17) 放射性物料管理法施行細則。
- (18) 放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法。

## 2.16 意外事件應變方案

### 1. 審查範圍

本章審查人員應依據核子反應器設施除役計畫導則，來審查本章之內容：

#### 一、應變組織編組與職責分工

說明應變組織體系及各單位權責，並提供有支援需求時可循體系動員之相關單位組織。

#### 二、應變場所與設備

說明意外應變指揮作業地點、意外醫護救助、除污設施及聯絡系統等事項。

#### 三、意外應變程序

說明預期之各類意外事件的應變導則或程序，並說明平時設備整備與演練、消防防護計畫及疏散路線等規劃。

### 2. 接受審查

審查人員將會審查除役計畫內容是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細程度是否足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員應確認以下資訊已包含在意外事件應變方案之章節中：

- 說明應變組織體系及各單位權責，並提供有支援需求時可循體系動員之相關單位組織。
- 說明意外應變指揮作業地點、意外醫護救助、除污設施及聯絡系統等事項。
- 說明預期之各類意外事件的應變導則或程序，並說明平時設備整備與演練、消防防護計畫及疏散路線等規劃。

### 3. 接受基準及審查要點

除役計畫對應的章節內容應符合以下要求，方能被審查同意：

### (1) 應變組織編組與職責分工

- A. 申請者需說明應變組織體系及各單位權責，並提供有支援需求時可循體系動員之相關單位組織。
- B. 前述說明宜包含建立意外應變指揮所與管制區域劃分及其應變決策權與時效。

### (2) 應變場所與設備

- A. 申請者需說明意外應變指揮作業地點、意外醫護救助、除污設施及聯絡系統等事項。
- B. 前述設備宜包含意外救助、醫療裝備、除污設施及聯絡系統等。

### (3) 意外應變程序

- A. 申請者需說明預期之各類意外事件的應變導則或程序，並說明平時設備整備與演練、消防防護計畫及疏散路線等規劃。

## 4. 安全評估

審查之資料屬技術性且是未經修改的。審查人員將會核查關於意外事件應變方案的報告。審查人員將會審查申請者是否充分了解應變組織編組與職責分工及應變場所與設備，以供應變組織體系進行評估，同時申請者亦須對除役期間意外應變程序進行說明，以作為意外事件應變方案之安全評估。

## 5. 相關法規與技術規範

- (1) 核子事故分類與應變及通報辦法。
- (2) 核子事故中央災害應變中心作業要點。
- (3) 核子事故輻射監測中心作業要點。
- (4) 核子事故支援中心作業要點。
- (5) 核子事故復原措施推動委員會之成立與組織及運作作業要點。
- (6) 核子事故緊急應變基金收支保管及運用辦法。

- (7) 核子事故緊急應變法。
- (8) 核子事故緊急應變法施行細則。
- (9) 核子事故緊急應變基本計畫。
- (10) 核子事故民眾防護行動規範。
- (11) 核子事故緊急應變專責單位作業要點。
- (12) 設施內緊急應變組織作業要點。
- (13) 區域民眾防護應變計畫。
- (14) 核子事故地方災害應變中心作業要點。
- (15) 10 CFR 50.67, Accident Source Term.
- (16) 10 CFR 50.68, Criticality Accident Requirements.



## 2.17 廠房及土地再利用規劃

### 1. 審查範圍

本章審查人員應依據核子反應器設施除役計畫導則，來審查本章之內容：

#### 一、再利用的範圍與規劃

說明除役後廠址內廠房及土地再利用的範圍，以及將如何再利用的規劃；再利用的規劃方式可能包括：無限制使用、限制使用、部分限制使用或轉為其他用途等。

#### 二、復原工作

說明設施如何復原，以符合設施除役後的輻射劑量或比活度之法規標準。

#### 三、最終輻射偵測規劃

說明最終輻射偵測規劃，內容應包括：偵檢目標與說明、偵測設計(包含標準的應用與推導及偵測點數目的決定等)、偵測位置的決定、調查基準的決定、偵測方法、品質保證方案、偵測結果的評估及外釋標準等。最終輻射偵測計畫應驗證設施符合除役計畫所建議的釋出使用限制，以及準備釋出區域之場址輻射劑量能符合法規標準。

### 2. 接受審查

審查人員將會審查除役計畫內容是否符合上述審查範圍所規定之基本要求，並決定資料的詳細程度是否足以讓審查人員進行細節技術審查。審查人員應確認以下資訊已包含在廠房及土地再利用規劃之章節中：

- 說明除役後廠址內廠房及土地再利用的範圍，以及將如何再利用的規劃。
- 說明設施除役後廠址內廠房及土地再利用的範圍及將如何再利用的規劃，包括：無限制性使用、限制性使用、部分限制使用或轉為其他用途等。
- 說明設施如何復原，以符合設施除役後的輻射劑量或比活度之法規標準。

- 說明最終輻射偵測規劃。
- 提供可顯示受影響區(第一、第二或第三級)分佈之繪圖與說明。
- 所使用的量測設備、基準、偵檢方法、校正程序、儀器操作前查驗方式、涵蓋範圍、靈敏度，以及量測數據適當的統計與分析方法。
- 說明於實驗室進行分析之樣品，其蒐集、管理與處理方式。
- 說明最終輻射偵檢之調查基準與決定依據。
- 說明評估偵測結果符合外釋標準的統計方法。

### 3. 審查要點

除役計畫對應的章節內容應符合以下要求，方能被審查同意：

#### (1) 再利用的範圍與規劃

申請者必須詳實說明設施除役後廠址內廠房及土地再利用的範圍，包括：地理位置、面積大小等；以及將如何再利用的規劃，包括：無限制性使用(以一般建築及土地開放使用)、限制性使用(以特定目的使用，例如當作博物館或停車場使用)、部分限制使用(僅部分區域限制使用目的，例如廠房改建為廢棄物貯存倉庫管制使用，其他區域改建為公園)或轉為其他用途(例如，改建為火力發電廠)等。

#### (2) 復原工作

- A. 申請者必須詳實說明設施如何復原，以符合設施除役後的輻射劑量或比活度之法規標準。
- B. 復原工作應符合法規標準。
- C. 上述說明宜列出設施及廠址區域如何復原以符合除役計畫建議的殘留核種活度值(參考美國 NUREG-1575：MARSSIM 的導出濃度指引基準，簡稱 DCGL)之細節。討論應集中使用於評估殘留輻射劑量(DCGLs)之任何特殊技術及程序，如下列項目：
  - (A) 綜述將使用於復原建築物結構及組件(如修整、水解、噴砂等)之技術。

- (B) 綜述如何完成系統與設備之除污。
- (C) 綜述將採用之輻射防護方法及管制程序，包括現有執照下已經被認可程序之摘要。
- (D) 詳細敘述將使用之技術以移除及復原表面及表面下土壤、地下水與表面水及沉積物。
- (E) 如果有任何除役廢棄物於原廠址處置之計畫，亦詳述之。

### (3) 最終輻射偵測規劃

- A. 申請者必須詳實說明最終輻射偵測計畫。最終輻射偵測計畫應驗證設施符合除役計畫所建議的排放限制，以及準備釋出區域之廠址輻射劑量能符合法規標準。最終輻射偵測規劃的內容應包括：偵檢目標與說明、偵測設計(包含標準的應用與推導及偵測點數目的決定等)、偵測位置的決定、調查基準的決定、偵測方法、品質保證方案、偵測結果的評估及外釋標準等。
- B. 說明最終輻射偵檢規劃之簡要概述。
- C. 提供可顯示受影響區(第一、第二或第三級)分佈之繪圖與說明，並劃分為偵檢單元，並說明劃分之依據。
- D. 當需使用參考區域或物質時，說明其選擇之依據與正當性。
- E. 所使用的量測設備、基準、偵檢方法、校正程序、儀器操作前查驗方式、涵蓋範圍與靈敏度，以及量測數據適當的統計與分析方法。
- F. 說明於實驗室進行分析之樣品，其蒐集、管理與處理方式。
- G. 說明最終輻射偵檢之調查基準與決定依據。
- H. 總結廠址特性輻射偵檢期間，未考量之殘留放射性活度。
- I. 明確說明將列入偵測之核種及其偵測方法及最低可測量(MDA值)，並明確說明如何確保不會有殘留放射性物質未被偵測出。
- J. 明確說明評估偵測結果符合外釋標準的統計方法。
- K. 限制性使用者，其對一般人造成之年有效等效劑量不得超過 1

毫西弗。非限制性使用者，其對一般人造成之年有效等效劑量不得超過 0.25 毫西弗。若以限制區釋放基準，除役計畫書應詳細敘述如何符合「游離輻射防護法」及「放射性物料管理法」之需求。

#### 4. 安全評估

審查之資料必須是未經修改的，且需含有特定技術分析內容。審查人員將確認輻射偵檢設計與偵檢結果，是否可用符合執照終止之輻射安全標準。

#### 5. 相關法規與技術規範

- (1) 核子反應器設施管制法。
- (2) 核子反應器設施管制法施行細則。
- (3) 核子反應器設施除役許可申請審核辦法。
- (4) 核子反應器設施除役計畫導則。
- (5) 10 CFR 20, Subpart E.
- (6) 10 CFR 50.83 Release of part of a power reactor facility or site for unrestricted use.
- (7) NUREG-1575, Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM), Revision 1.
- (8) NUREG-1575, Supplement 1, Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment Manual (MARSAME).
- (9) NUREG- 1700, “Standard Review Plan for Evaluating Nuclear Power Reactor License Termination Plans”.
- (10) EPRI TR-111277, 1999.
- (11) EPRI 1000908, 2000.

### 3. 結論

依據原能會於民國 101 年 12 月 07 日發布之「核子反應器設施除役計畫導則」，並參考國際主要國家的核子反應器反應器設施除役相關法規、導則、規範等相關資訊，並藉以瞭解國際實際除役案例的審查經驗與經驗回饋，完成我國核子反應器設施除役安全策略研究，以確保未來除役許可審查可符合安全要求的品質與一致性，同時也可使民眾及相關業者更能了解審查要求及過程，落實未來核電廠除役之安全及目標。

## 參考文獻

1. 核能電廠除役之安全管制規劃。
2. 核子反應器設施管制法。
3. 核子反應器設施管制法施行細則。
4. 核子反應器設施除役許可申請審核辦法。
5. 核子反應器設施除役計畫導則。
6. International Action Plan On The Decommissioning of Nuclear Facilities, IAEA.
7. U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2006, Consolidated Decommissioning Guidance, NUREG-1727.

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

國際核設施除役案例經驗回饋探討

計畫編號：102FCMA004

報告編號：102FCMA004-09

執行單位：核能研究所

計畫主持人：周鼎

子項工作負責人：張淑君

報告作者：黃志中、李學源、林南雄

報告日期：中華民國 102 年 12 月

[本頁空白]



# **International Nuclear Facility Decommissioning Experience**

Jhieh-Jhong Huang, Hsueh-Yuan Lee, Nan-Hsiung Lin

## Abstract

This report describes experience of Oyster Creek preparing for decommissioning and the successful experience of the Maine Yankee's and Connecticut Yankee's decommissioning project.

The Oyster Creek process – planning for decommissioning prior to shutdown - has considerable cost benefits to the plant owners by having sufficient planning performed to allow a prompt and orderly transition from operations to decommissioning.

Maine Yankee and Connecticut Yankee have completed all portions of the required decontamination and remediation work. This report describes pre-shutdown issues, transition activities, use of decommissioning operations contractor, fuel storage options, regulatory and stakeholder interaction, engineering and use of technology, site closure issues, current status and etc... These topics will be encountered and be unavoidable during decommissioning processes.

Keyword: Decommission, Site closure, License termination

Institute of Nuclear Energy Research

# 國際核設施除役案例經驗回饋探討

黃志中、李學源、林南雄

## 摘要

本篇研究報告為 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。

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。報告中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。

關鍵字：除役、廠址關閉、執照終止

# 目 錄

1. 前言 .....	1
2. Oyster Creek 核能電廠之除役先期規劃經驗 .....	2
2.1 簡介 .....	2
2.2 背景 .....	2
2.3 電廠描述 .....	4
2.4 計畫管理 .....	5
2.5 管制程序 .....	10
2.6 工程及工作程序 .....	16
2.7 計畫經費及時程 .....	20
2.8 廠址外釋 .....	22
2.9 低階放射性廢棄物 (LLRW) 管理 .....	26
2.10 用過核子燃料管理 .....	32
2.11 社區和員工的溝通 .....	36
2.12 經驗學習 .....	40
2.13 附件 .....	43
3 Maine Yankee 除役經驗 .....	55
3.1 簡介 .....	55

3.2 停止運轉前議題.....	60
3.3 過渡期活動.....	63
3.4 除役作業承包商的使用.....	78
3.5 燃料貯存選項.....	87
3.6 與主管機關和利害關係人之互動.....	97
3.7 工程及技術的使用.....	112
3.8 廠址關閉議題.....	127
3.9 現狀.....	140
3.10 附件.....	141
4 Connecticut Yankee 除役經驗.....	162
4.1 簡介.....	162
4.2 停止運轉前的議題.....	165
4.3. 過渡期活動.....	167
4.4 除役分包商.....	181
4.5 用過核子燃料貯存.....	183
4.6 主管機關和利害關係人的互動.....	187
4.7 使用的技術.....	194
4.8 廠址關閉議題.....	208

4.9 地下水的整治 .....	219
4.10 現狀 .....	231
5 結論與建議 .....	233
參考文獻 .....	244

## 附 圖 目 錄

圖 2-1 Oyster Creek 電廠結構 .....	4
圖 2-2 廠址外釋流程.....	23
圖 3-1 Maine Yankee 在 Maine 州的位置圖 .....	58
圖 3-2 Maine Yankee 區域位置圖.....	58
圖 3-3 Maine Yankee 廠址平面圖.....	59
圖 3-4 Maine Yankee 空照圖 1.....	59
圖 3-5 Maine Yankee 空照圖 2.....	60
圖 3-6 Maine Yankee 第一階段 RCS 除污 .....	69
圖 3-7 Maine Yankee 第二階段 RCS 除污 .....	70
圖 3-8 取得價值報告範本 .....	85
圖 3-9 Maine Yankee SFPI 簡圖.....	90
圖 3-10 Maine Yankee ISFFI 墊及乾式貯存筒 .....	96
圖 3-11 Maine Yankee 尚未切割前的 RPV 及內部組件.....	114
圖 3-12 Maine Yankee 計畫切割的熱屏蔽及爐心支撐桶 .....	114
圖 3-13 Maine Yankee 內部組件的切割 .....	115
圖 3-14 Maine Yankee 切割件吊具及放置回壓力容器內 .....	116

圖 3-15 Maine Yankee RPV 準備送至 Barnwell .....	117
圖 3-16 Maine Yankee 汽機柱腳炸藥放置後爆破 .....	121
圖 3-17 在爆破之拆除後的 Maine Yankee 汽機廠房 .....	122
圖 3-18 在爆破分解之後的 Maine Yankee 極座標吊車 .....	124
圖 3-19 Maine Yankee 圍阻體拆除準備 .....	125
圖 3-20 Maine Yankee 圍阻體已準備好進行拆除 .....	126
圖 3-21 Maine Yankee RPV 及屏蔽 .....	132
圖 3-22 Maine Yankee 爐心量測儀器井 .....	133
圖 3-23 Maine Yankee 沉澱前池 – 尚未整治前 .....	134
圖 3-24 Maine Yankee 沉澱前池 – 特性調查及整治 .....	135
圖 3-25 Maine Yankee 沉澱前池 – 圍堤岩芯抽樣 .....	135
圖 3-26 Maine Yankee 沉澱前池 – 整治後 .....	136
圖 4-1 Connecticut Yankee 核電廠運轉期間的廠址 .....	165
圖 4-2 包含在 CY 化學除污邊界的系統 .....	171
圖 4-3 CY 土地區域的 MARSSIM 分類 .....	179
圖 4-4 CY ISFSI .....	186
圖 4-5 蒸汽產生器較低組件的底端 .....	196
圖 4-6 移動蒸汽產生器下端組件至駁船滑台 .....	197

圖 4-7 鐵路運輸蒸汽產生器下端組件從南卡羅來納州海岸至 Barnwell ..	198
圖 4-8 CY 反應器容器和內部組件 .....	199
圖 4-9 Grant Machine 機械手臂 .....	202
圖 4-10 最後 RPV 的配置 .....	203
圖 4-11 第一次下降前用液壓撞擊鎚移除腳支柱 .....	206
圖 4-12 第一次下降前從腳支柱內側移除混凝土 .....	207
圖 4-13 綜合運輸商的包件 .....	208
圖 4-14 2003 年 12 月地下水監測狀態 .....	220
圖 4-15 整治前氙趨勢 .....	221
圖 4-16 整治前鋇 90 趨勢 .....	222
圖 4-17 從西側的 PAB 挖掘 .....	224
圖 4-18 地下水位以下的土壤/基岩整治區 .....	225
圖 4-19 包括後期整治成果的氙趨勢 .....	230
圖 4-20 包括後期整治成果的鋇-90 趨勢 .....	230



## 附表目錄

表 2-1 除役工程設計基礎的分析 .....	17
表 2-2 除役的工程系統與設計標準 .....	18
表 2-3 工作程序規劃及目標 .....	19
表 2-4 1997-1999 除役規劃經費 .....	20
表 3-1 DOC 及 Non-DOC 風險的責任歸屬 .....	80
表 3-2 1997-2005 計畫花費總結 .....	141
表 4-1 除役及燃料儲存活動的輻射暴露及預測值 .....	172
表 4-2 CY 化學除污-預期的與實際的 .....	175
表 4-3 不同的主管機關的外釋限值比較 .....	192
表 4-4 土壤基本案例 DCGLs .....	211
表 4-5 地下水基本情況 DCGLs .....	212
表 4-6 基本情況建築物表面 DCGLs (建築物佔用的情境) .....	213
表 4-7 建築物拆除基本情況 DCGLs (混凝土碎片) .....	215
表 4-8 地下採樣密度 .....	218
表 4-9 HNP 土壤整治區域 .....	227
表 4-10 地下水外釋限值與取樣數據的比較 .....	229

[本頁空白]

## 1. 前言

原子能委員會於民國九十二年八月頒布「核子反應器設施管制法施行細則」，並於民國九十三年七月發布「核子反應器設施除役許可申請審核辦法」，明定核子反應器設施除役申請應檢具之申請資料及除役計畫應包括之事項。我國完整的核能電廠除役審查技術，包括除役計畫書導則，除役計畫審查規範，以及除役相關程序中各項技術，如拆除技術、除污技術、廢棄物管理、輻射劑量評估等的審查能力，則有待進一步建立。本計畫之目的為深入研究除役中各項相關專業技術，使我國核子反應器除役計畫得以落實，且經由縝密之規劃，確保我國核設施除役工作進行之安全及順利。

102 年「精進放射性物料安全管制技術發展」計畫，分項計畫「用過核子燃料及放射性物料安全管制技術發展」，子項計畫「核子反應器設施除役技術研究」其中之一的項目「國際核設施除役案例經驗回饋探討」，主要工作為蒐集國外已除役及正在除役電廠之相關資訊，研析其核設施除役進行時各階段時產生的各項議題，及其相關解決方法，以此為借鏡提出經驗回饋，藉此讓國內核設施除役安全且順利地執行，並供權責機關審查核子反應器設施除役計畫之基礎與參考。

本篇報告為蒐集之 Maine Yankee、Connecticut Yankee、Oyster Creek 等電廠除役技術、經驗相關研究報告，經研讀後彙整成此報告。

## 2. Oyster Creek 核能電廠之除役先期規劃經驗

### 2.1 簡介

在撰寫此報告時 Oyster Creek 仍是屬於 GPU 公司所有，故報告中 GPU 公司是假設 2000 年停止運轉，並立即轉換到除役，來規劃除役計畫。

在 1997 年 8 月，GPU 公司宣佈有買家 AmerGen Energy 已同意購買電廠，同年 10 月簽約，契約中希望於在 1997 年 5 月停止運轉；同時他們也買下 TMI-1，並決定在 1999 年 12 月關閉。

但是在 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，導致氙外洩，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，比預計的延役時間早 10 年。

由於上述的緣故，規劃除役計畫沒有施行，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。

Oyster Creek 電廠的除役先期規劃經驗被記錄成文件，提供給工業界以作為準備除役的工作指導原則。

### 2.2 背景

GPU 公司在 1997 年中期宣佈 Oyster Creek 電廠將可能在 2000 年 12

月提早停止運轉退休。主要的停止運轉原因是電力事業的競爭，當 New Jersey 州之政策開始傾向解除管制時，Oyster Creek 電廠就無法在競爭市場上與同業競爭。

Oyster Creek 電廠僅有單一機組且僅能產生 620 MWe 之沸水式反應器。因此，很難與大型、多機組核能電廠及低運轉費用、低維護費用之大型火力電廠競爭。在 1990 年代，電廠效率明顯提升，尤其在發電量、人員輻射劑量、維修週期、人員效率、安全性及可靠度；故 Oyster Creek 電廠之停止運轉除役是基於經濟的考量而非電廠運轉操作之效率。

另一個促進變動的可能因素為：GPU 公司經營方向的變動，由電力生產事業轉型為電力傳輸與供應事業；那時，公司沿著 Three Mile Island Unit I plant 的石化生產資產已經出售給在 Pennsylvania 州的 Harrisburg。

在 1997 年 四月，GPU 公司宣佈 Oyster Creek 電廠的三個可能選項：

- 繼續運轉至 2009 年之執照到期日
- 出售電廠
- 提早在 2000 年停止運轉 並立即轉換到除役

在 1997 年 8 月，GPU 公司宣佈有買家 AmerGen Energy 已同意購買電廠，同年 10 月簽約，契約中希望於在 1997 年 5 月停止運轉；同時他們也買下 TMI-1，並決定在 1999 年 12 月關閉。

Oyster Creek 電廠是有計畫性的出售，除役計畫均為有秩序、有目標以為將來使用而努力；本報告的目的是記錄這個除役過程，並期望能夠作為將來其他電廠除役的模範；報告包含有關工程、輻射與環境控制、低放射性廢棄物處理、用過核子燃料管理和通訊等領域的計畫、學習與策略計畫的討論；同時提及電廠處理有關員工這主題及與社區的關係；最後再將所學到的心得與包含各種工作並可作為範本的時間表列於文末。

### 2.3 電廠描述

Oyster Creek 電廠屬於 GPU 核能公司，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。

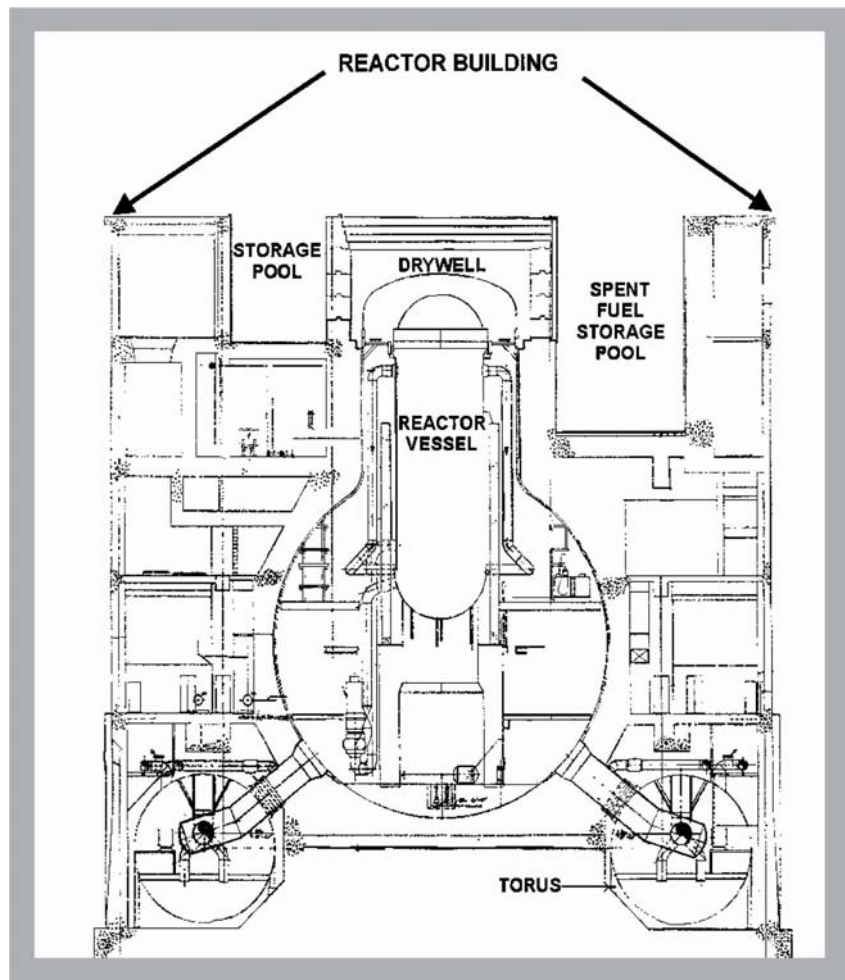


圖 2-1 Oyster Creek 電廠結構

在美國，稍大型且長期運轉的 BWR 尚無完成除役的經驗；當除役計畫開始時，對此型電廠的除役思慮均是獨一無二的；大部分重要的考慮點就是在 Mark I 圍阻體內，用過核子燃料儲存池(SFSP)與反應器相鄰太

近；在預定 2000 年 9 月停止運轉時，用過核子燃料儲存池(SFSP)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，GPU 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子燃料儲存池(SFSP)的設計基礎；因 Oyster Creek 電廠的 SFSP 設計基礎在業界是獨一無二的，原 SFSP 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 SFSP 之冷卻系統設計，以確保長期除役使用。

## 2.4 計畫管理

當開始規劃 Oyster Creek 電廠除役計畫時，並無前例可遵循；凡除役所需各類的計畫、申照的文件、策略及計畫文件都無範例可遵照；雖有新的除役規則，但 NRC 也尚無公告指導文件，所以那時無論在業界及 NRC，除役工作有許許多多的不確定性。

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(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。

### 計畫基本假設

執行 Oyster Creek 電廠除役計畫的基本前提假設：

- 預定 2000 年秋天停止運轉
- 選擇”立即拆除(DECON)” ，因為公司承諾停止運轉後” 立即拆除

(prompt dismantlement) “

- 停止運轉時，用過核子燃料儲存池(SFSP)須足夠容納所有的用過核子燃料，額外的燃料儲存架須在停止運轉前準備好
- 需依據 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
- 假設 2010 年前，能源部門將不會接管用過核子燃料
- 在電廠除役時，低放射性廢棄物處理廠已就緒
- 將盡最大的可能來雇用 GPU 公司原廠人員；是否視 GPU 為除役工程承包商或將相關資源外包給其他包商，並無作明確的決定
- 在停止運轉時，除役信託基金足夠除役工作開展

### 資源及人力轉移

#### 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，原先的小組組織列於附件二。

透過包商的協助在 1997 - 1998 間完成了所有的計畫工作；在 1999 年，小組經由兩個增加的申照小組及 12-14 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。

#### 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。

### 人員保留計畫

由於 1997 年四月宣布將停止運轉，預期人員將會發生摩擦，尤其在年輕員工間會更嚴重；因此，提出一個『人員保留計畫』，提供員工財務上的誘因，來保留員工在 Oyster Creek 電廠裡到職位確定不再保留為止；此『人員保留計畫』提供一年的資遣費給每個員工，作為 47 至 54 歲的員工則提供轉換職場的”橋樑”，及超過 55 歲員工則提供提早退休方案；並提供職業加強訓練教育以備員工轉換職場，本計畫已被證明非常的成功，可讓電廠安全的運轉至 2000 年 9 月停止運轉為止。

### 模式轉變的規劃

當電廠準備除役時，要考慮人員心裡的狀態；要設法由運轉時，核能安全的心裡狀態轉變至除役時以考慮工業安全的心裡狀態；如果員工無法順利轉換心裡狀態，則費用增加及時程的延遲將會發生。

GPU 進行了下列文化轉移的活動：

- 拜訪正在除役中的電廠
- 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
- 建立除役的目標
- 發展『轉換管理』的計畫
- 計畫籌辦培養『轉換管理』程序的研討會
- 發展機組工作人員討論工作描述以確認在除役時所需改變的技能

### 討論機組除役工作描述

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很多；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：

- 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。
- 除役核能廠設備操作技術員。
- 除役管制站協助人員。

### **除役計畫規劃**

#### **除役計畫規劃 (DPP' s)**

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，列於附件三。

### **除役的階段**

除役過程共分為個 4 個階段。

#### **第一階段 - 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下：

- 規劃假設和設計基準
- 策略及計畫計畫
- 支持計畫的技術及可行性評估
- 時程
- 修改程序
- 關鍵決定及里程碑

- 員工轉移計畫
- 執照申請
- 電廠設計修改
- 經費評估
- 意外事件計畫
- 低階廢棄物計畫
- 用過核子燃料管理
- 廠址特性調查
- 與員工及股東溝通
- 工會協議

第二階段 - 除污及拆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

- 石棉的去除
- 運轉系統的特性調查及特質
- 一次側系統的化學除污
- 安裝除役電廠修改，像是電力的轉換、燃料池冷卻系統的轉換、  
 監控站、暖通空調(HVAC)的轉換、輻射監控系統。
- 安裝暫時性的設施
- 安裝廢棄物處理系統
- 系統掛牌及排水

第三階段 - 除污及拆除  
 硬體除污、拆除及裝運

- 移除大型組件，例如反應器壓力容器、蒸氣產生器(對壓水式反應器)

- 除污
- ISFSI 設計及建造
- 傳送燃料至乾式貯存設施 (如果有使用)
- 液體廢棄物的處理
- 移除活化混凝土及結構材料
- 考量 GTCC
- 區域拆除

#### 第四階段 - NRC 廠址外釋及執照終止

執照終止計畫 (License Termination Plan) 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

期間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。

## 2.5 管制程序

建立核能電廠有許多必須遵照的現成法規，但除役則剛在發展期，並無明確法律可遵循；故對 Oyster Creek 電廠而言，有特定的機會可以發展創新而能節省經費的申照策略。

NEI 98-02 列出了一些在 1996 年頒佈有關 10 CFR 50 除役規則的變化並描繪出對這些改變在工業上的補充；此文件是 Oyster Creek 電廠發展申照策略的堅強基礎。

NRC 和核能界都很主動積極努力的發展除役的管理程序；SECY 99-168

是 NRC 對將來電廠除役管理所做的整體計畫。

### 申照策略

Oyster Creek 意圖發展一能夠在永久停止運轉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：

- 公開並誠實的與主管機關溝通意見
- 為能夠儘可能應用到除役基金，提出一個管制時程表
- 確認在最後停止運轉時，除役申照基礎已完成
- 需要 NRC 核可的文件，在確定要永久停止運轉時，儘可能越早提出申請(最後停止運轉或燃料移除的 30 天內)
- 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
- 從管制需求裏要求做最大可能的豁免。這並不意味著，NRC 批准後 GPU 所有主管機關的豁免將立即實施。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的方案、計劃和程序。
- 應用現成的管制機制完成目標
  - 法規的變化影響除役
  - 執照條件 - 10 CFR50.54 (即，變更而不需 NRC 的核准)。
  - 特別豁免 - 10 CFR50.12。
  - 變更、測試和實驗 - 10 CFR50.59(即，變更而不需 NRC 的核准)。
- 應用 10 CFR 50.54 至 10 CFR 50.59 等條文，可能減少 NRC 的管制
- 多應用文件及業界努力的成果
- 於可能的範圍內，在申照文件裡，併入風險的評估

- 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的
- 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
- 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)
- 與州政府常舉行狀況會議
- 發展與維持與工業界的接觸
- 應用最近的電廠除役經驗(Maine Yankee, Big Rock Point, Trojan, Yankee Rowe, Millstone I, and Connecticut Yankee).

## 申請執照

### 申請執照所需提送文件

根據 10 CFR 50.82 之規定，從運轉至除役需準備下列文件：

- 永久停止運轉聲明書 Certification of Permanent Cessation of Operations (within 30 days after shutdown decision)
- 停機後除役作業報告 Post-Shutdown Decommissioning Activities Report (PSDAR)
- 除役經費預估 Site Specific Decommissioning Cost Estimate
- 永久移空燃料聲明書 Certification of Permanent Removal of Fuel
- 執照終止申請與計畫 License Termination Application and Plan

其他管制單位除役所需文件

- 用過核子燃料管理計畫 Spent Fuel Management Program--50.54(bb)
- 燃料移除執照與技術規範 Defueled License and Technical

## Specifications--50.36(c)(6)

- 財務保證 Financial Assurance--50.75(f)

### 成本因素的提送文件

雖未被要求，但為確保能有效及經濟的除役，準備其他管制單位可豁免及一些變動計畫文件是必要的。

- 緊急計畫豁免申請書/燃料移除緊急計畫 Emergency Plan Exemption Requests/Defueled Emergency Plan
- 安全計畫豁免申請書/燃料移除安全計畫 Security Plan Exemption Requests/Defueled Security Plan
- 燃料移除品質保證計畫 Defueled Quality Assurance Plan
- 燃料移除操作員再認證、遴選計畫 Defueled Operator Requalification and Staffing
- 核能保險豁免 Nuclear Insurance Exemptions
- 燃料移除安全分析報告 Defueled Safety Analysis Report

NEI 98-02 已對上述文件作了細部的描述，此處無需贅言。

### 第一階段申請執照提送文件

第一階段須準備的文件：

- 永久停止運轉之聲明書 Certification of Permanent Cessation of Operations
- 停機後除役作業報告 Post-Shutdown Decommissioning Activities Report (PSDAR)
- 除役經費預估 Site Specific Decommissioning Cost Estimate
- 永久移空燃料之聲明書 Certification of Permanent Removal of Fuel
- 燃料移除執照與技術規範 Defueled License and Technical Specifications

- 緊急計畫豁免申請書 Emergency Plan Exemption Requests
- 燃料移除緊急計畫 Defueled Emergency Plan
- 安全計畫豁免申請書 Security Plan Exemption Requests
- 燃料移除安全計畫 Defueled Security Plan
- 燃料移除品質保證計畫 Defueled Quality Assurance Plan
- 燃料移除操作員再認證、遴選計畫 Defueled Operator Requalification and Staffing
- 核能保險豁免 Nuclear Insurance Exemptions
- 燃料移除安全分析報告 Defueled Safety Analysis Report

上述文件假設在停止運轉後，系統保持在現在的狀態，但實際上在停止運轉一年內通常電廠會作一些修改；故燃料移除技術規範、燃料移除安全分析報告須配合修改後的電廠狀況作修正。

有關緊急計畫及保防，要注意儘可能的向管制單位提出最大的豁免申請；由於這些豁免，燃料移除緊急計畫、燃料移除實體安全計畫、保防訓練及品保計畫、安全保防維持計畫等均可在停止運轉後草擬及完成、並可免除 NRC 在除役進行中要求更新新版本。

燃料移除技術規範制定須與改進後的標準技術規範及永久移除燃料之 BWR 標準技術規範一致，草案須包含再計算可能的除役意外，如最後停止運轉後 30 天完成燃料移除技術規範或所有燃料均已從壓力容器內永久移出，視那項工作較久；燃料移除安全計畫、保險免除、燃料移除品質保證計畫、操作員再認證遴選計畫、燃料移除緊急計畫、燃料移除安全分析報告均須與燃料移除技術規範一致。

所以在最後停止運轉後 30 天內得到重大的法規豁免，將讓修改方案、計畫、程序書等管理工作變得很有彈性，並且可適度的減少人員。



## 鋳合金火災考量

在燃料已永久移除下，廠址內已無甚大的風險；在 Oyster Creek 電廠之燃料移除安全分析報告內對場外的最大計算輻射劑量已遠低於 10 CFR 50, Part 100 及美國環境保護局的 Protective Action Guidelines (PAGs) 的規定，而且預估並無超越設計基礎的意外事件會發生；但 NRC 要求各電廠須對廠址用過核子燃料之鋳合金燃料鍍層在燃料池流失所有冷卻水時作過熱及發生火災的分析。

Oyster Creek 使用 SHARP Code 來評估鋳合金之火災分析；此套軟體由 The Brookhaven National Laboratory 所研發，並已由 NRC 採用來作為鋳合金火災之可能性；分析結果為若燃料池流失所有冷卻水後的最短時間為 2-4 月會發生火災；在 1999 年時 NRC 成立一 Technical Working Group (TWG)，並在委員會的指導下，對除役電廠做鋳合金/燃料池之火災分析，並預計在 2000 年 3 月完成，同時將之列為緊急計畫、安全警示、保險需求之一環。

審查是否豁免的其中一個標準是決定是否會發生鋳火災；GPU 公司選擇對燃料池冷卻水下降的可能性及因此並不會引起火災的評估；此以風險為基礎的評估將作為豁免需求的基礎，並可用來確認燃料沒有水覆蓋時並不會演變成意外事故，而同時可決定系統管控所需要增添的設備。

## **第二階段申請執照**

在永久停止運轉後之短時間內，已完成電廠修改之校訂後燃料移除技術規範須送至 NRC 做審核。

而校訂後燃料移除安全分析報告，應完成作為參考，其他燃料移除安全計畫也應在完成執行後提出。

用過核子燃料管理計畫及執照終止申請等影響實際的完成日期則有許

多原因，如管制環境、儲存設備的進度、廠址特性與地方/州政府的關係。

## 2.6 工程及工作程序

### 設計基礎分析

在規劃最後停止運轉前的 30 月前，以 4 個工程人員成立小組專職規劃除役事務；小組藉由外面承包商協助發展工程事務方面的除役計畫規劃 (DPP' s)、定義系統的修改範圍、發展系統設計及申照文件等所需之設計基礎分析等等。

特定的工程分析計畫是以競標方式決定承包商而非找單一或指定廠商；這樣一來，GPU 公司可藉此評估各供應商的能力並獲得最佳的利益。

表 2-1 列出有關除役工程設計基礎的分析範圍。

為了確保在除役時廠址系統所需之合理的設計及修改時間，大部分的設計基礎分析必須在最後停止運轉前之 12~24 個月前完成；故大部分的系統修改可在最後停止運轉後之頭一年內完成。

表 2-1 除役工程設計基礎的分析

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

### 修改設計

廠址修改須符合除役需求、設備移除，並能預防或阻止可能的除役事故發生。

為完成除役系統的初步設計，12 個工程及設計人員組成小組，專職設計除役系統；提供他們指導、相關的設計限制及修改範圍等資料，來展開表 2-1 所列之工作。

約在最後停止運轉之 20 個月前成立了廠房修改工程小組，此時已填充完最後一次的燃料，且在最後停止運轉前並無其他工作；小組的原始工作成果為概念設計文件 Conceptual Design Document。

表 2-2 列出了除役所作的工程系統及其限制條件，預定在停止運轉後立

即進行，並在 D&D(除污及拆除)前完成，預估需時 15 個月。

表 2-2 除役的工程系統與設計標準

Engineered System	Design Criteria
Electrical Power	<p>New system reduces personnel electrical hazards by eliminating need to identify and terminate leads of existing system prior to dismantlement activities</p> <p>Reduced decommissioning loads allow reduction in site power requirements</p> <p>Reduced credible accident spectrum allows reduction in redundancy and other “safety grade” characteristics</p>
Radwaste Processing	<p>New system allows dismantlement of operating plant systems which may include extensive piping and support systems</p> <p>New system designed to be dismantled</p>
Spent Fuel Pool Cooling	<p>New system allows dismantlement of operating plant systems which may include extensive piping and support systems</p> <p>New system sized to reduced heat loads.</p> <p>New system can be localized to fuel pool area</p>
Heating, Ventilation, and Air Conditioning (HVAC)	<p>New or modified systems designed to support dismantlement activities.</p> <p>Potential for localizing key components to fuel pool area to supply accident mitigation requirements</p>
Fire Protection	<p>Modifications consistent with dismantlement activities (e.g., industrial safety requirements may predominate)</p>
Radiation and Environmental Monitoring	<p>Modifications consistent with dismantlement activities (e.g., changing radiological control envelope)</p>
Plant “Monitoring” Station	<p>Monitoring station replaces control room of operating plant due to reduced operator action requirements after shutdown</p> <p>Monitoring station may be collocated with security station</p>

廠址修改的時程視停止運轉前的設計工程及除役期間不作過度工程設計而定；若能及時完成並獲得申照的豁免，即能在最早的時間進行(最快約停止運轉後 30 天，如特定系統之隔離、安裝環境監測系統)；用過核子燃料冷卻系統及廢棄物處理系統則須等候用過核子燃料盡量衰變後在較後時期處理；(工作管理與申照事務比工程限制的考慮對時程表的影響更為重要)。

移除僅在運轉中才會用到的系統，並安裝除役時才會使用到的系統將是規劃時很重要的一個重點。

## 工作程序及程序書處置

### 工作程序

在規劃除役計畫的初期，有一個觀點是除役應只是工業及商業行為，並不須歸類於核能工業類，故可以引用較簡單的工作程序而且可以很省錢，他們規劃出三類工作程序及目標，列表 2-3 裡：

表 2-3 工作程序規劃及目標

Process	Objective
Design Criteria	Establish process for developing decommissioning design criteria and assure that modifications are integrated properly.
Modifications	Establish requirements for design and approval of modifications associated with decommissioning
Work Control	Establish process and associated work management system (e.g., software) for performing decommissioning work.

這三類工作程序及目標，可分由 3 個團隊約在最後停止運轉 20 個月前以運轉工作外附加的工作開始進行。

然而在經過充分的討論後，認為並無法在最後停止運轉前完成所應有的程序校正及工程上的準備工作；而且電廠內不應有兩個完全不同型態的工作同時進行(運轉與除役)；最後這樣的工作被擱置暫緩，只有少數程序書有革命性的改變，故這些少數校正後的工作程序書之價值就達不到原來設想的價值，僅顯示出將現有程序書升級校正後使用於除役工作僅可以貢獻出一些用處。

### 程序書處置

大概約有 1500 個使用於運轉維護之程序書在除役時是用不到的；大概

在最後停止運轉前之 12 個月開始檢視程序書，主要為確定不需要的程序書、確定新程序書的使用範圍、確定程序書改變的效用和定義確認程序書效用的審查機制，這些工作被指派為審查小組長之附屬工作，而在電廠欲賣給 AmerGen.時即很快的結束。

## 2.7 計畫經費及時程

### 計畫經費

#### 規劃經費

表 2-4 列出了本報告之前所使用的經費：

表 2-4 1997-1999 除役規劃經費

<b>GPU Nuclear Internal Costs</b>	
1997	306,000
1998	1,226,000
1999	4,461,000
Subtotal	5,993,000
Contractor Costs	1,587,000
<b>TOTAL</b>	<b>7,580,000</b>

#### 經費預估

1997 年作經費預估，包含下列內容：

- 停止運轉日期 September, 2000
- 用過核子燃料乾式貯存

- 一區一區的 D&D
- 修訂低階放射性廢棄物的花費
- 修訂人力成本

在 1998 年除役經費預估為 579 百萬美元(約 180 億台幣)，包含 SAFSTOR 情境及用過核子燃料貯存選項(乾式或濕式、廠內或委外)，是委由承包商並送交公用事業委員會(Board of Public Utilities) 預估而得。

10 CFR 50.82 規定：特定廠址之經費預估須在廠址停止運轉兩年內送出，才能完全取用除役信託基金；為符合此規定，GPU 公司選擇在完成 PSDAR 文件及必要的公開會議後提出特定廠址之經費預估表，因此，GPU 公司可以在最後停止運轉時，有權完整地動用除役信託基金。

## 時程

### 基本狀況時程表

Oyster Creek 電廠 BWR 機組的除役時程表大部分均受用過核子燃料的處理計畫所影響；因為用過核子燃料池就位於反應器壓力容器旁邊，必須先將所有用過核子燃料從池中移除作乾式貯存或移至永久貯存場存放，才能對反應器廠房做拆除等工作。

Oyster Creek 電廠的基本除役時程為 2000 年停止運轉，2003 年開始移除燃料作乾式貯存，2007 年完成所有的燃料移除，2009 年開始廠房建築物移除，2010 年作除了 ISFSI 外之廠房釋放。

- 第一階段 - 規劃 1997 - 2000
- 第二階段 - 除污及拆除電廠準備 D&D 2000 - 2001
- 第二階段 - 除污及拆除 2002 - 2009
- 第四階段 - 執照終及廠址外釋 2007 - 2010

- 第四階段後 - 乾式用過核子燃料貯存 2007 - 2023

### **規劃情境**

附件四列出了乾濕式兩種處理燃料方法的時程表；乾式貯存使用雙功能的密封鋼筒而濕式貯存則存放在用過核子燃料池；雖然原預定使用乾式貯存，但仍未做最後決定；由表中可知，濕式貯存(2025年)比乾式貯存(2022年)多延後了約三年才能作廠址釋放。

## **2.8 廠址外釋**

### **過程要素**

廠址外釋是一個複雜且須和許多相關單位人員交涉的多方面的過程；許多核能電廠均位於鄰近主要水源供應之環境敏感區，故廠址外釋應考慮為除役計畫過程中整體計畫的一部分。

圖 2-3 為 Oyster Creek 電廠執行除役計畫時之廠址釋出過程之輪廓；計畫早期主要聚焦於廠址特性調查(Site Characterization)、策略評估與輻射劑量模擬；在第一階段的計畫裡並無包含執照終止與最終狀態的勘察。

廠址將來的可能用途均須在除役計畫中被考慮；從無限制的至有限制的各種方案均需評估，財產的未來價值均視除役所完成的程度來決定；碎石化的情境是 Oyster Creek 電廠所考慮的。



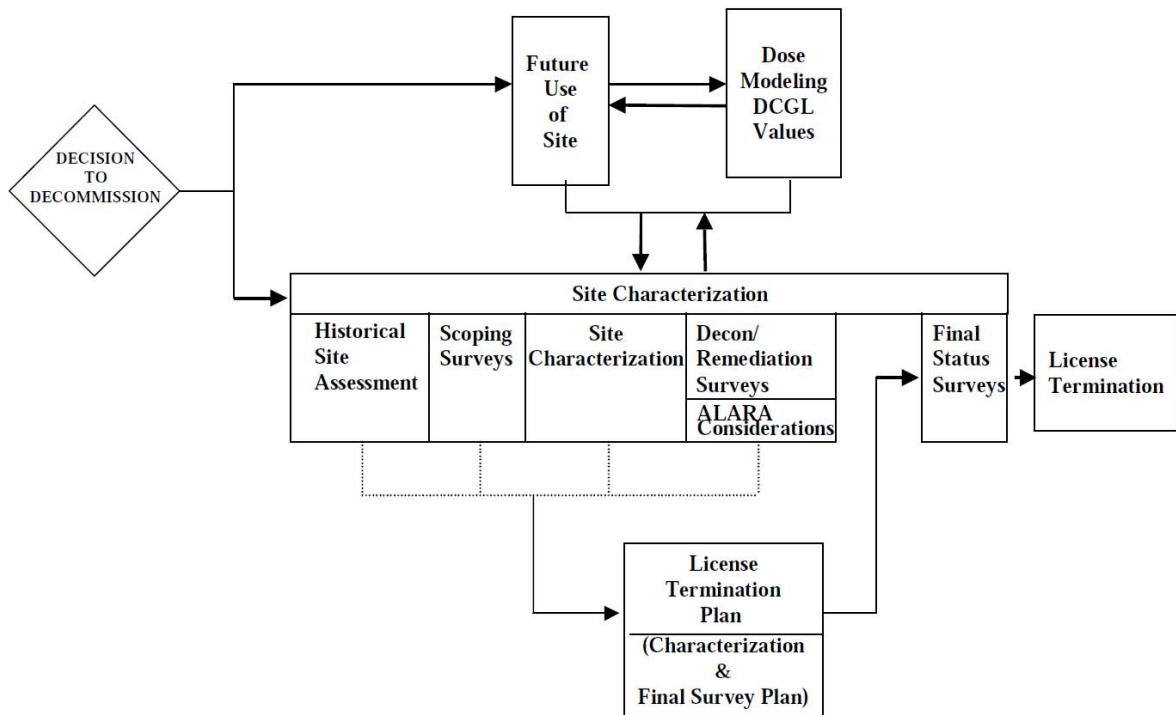


圖 2-2 廠址外釋流程

### 劑量模型/外釋標準

在 1997 年 7 月 21 日，NRC 公佈了執照終止時輻射劑量限制的規定 10 CFR 20, Subpart E；規定若廠址之殘留有效總輻射劑量關鍵群平均低於 25mR/每年且殘留輻射劑量已依合理抑低原則降低至相當水準則可允許執照終止、廠址釋出作無限制的使用；此規定也允許在限制狀況下之執照終止。

EPA 同時也對廠房執照終止的殘留輻射劑量定義了限制，許多州的環境保護局也同時推導出 EPA 標準或做出了殘留輻射劑限制；因為這些差別，在計畫初期儘早和相關人員開始討論並做出共同的協議決定應該遵守的標準與限制是非常重要的。

劑量模型化為發展 DCGL(Derived Concentration Guideline Limit)，就是對關鍵群殘留輻射劑量集中之效應相當於有效總輻射劑量為 25mR/每年；NUREG-1549 描述了計算 DCGL 值可被接受之方法。

NRC 於 1998 年 11 月 18 日在 Federal Register Notice 64133 提供了對建築物表面污染有關 beta/gamma 放射性核種之釋出量限制表；於 1999 年 12 月 7 日在 Federal Register Notice 68395 提出了土壤之釋出量限制表。

NRC 發展了 DandD 程式來評估劑量限制；其他如 RESRAD 和 RESRAD Build 也被應用於計算 DCGL 值。

劑量模型化及 DCGL 值之計算應該在整個除役過程中應重複且繼續的計算。

### 廠址特性調查

Oyster Creek 電廠之特性調查計畫主要在得到於運轉期間可能遭污染或活化的放射性材料數據。

廠址特性調查是整個除役過程中一直在進行的蒐集資訊的過程，下列為必須完成的目標：

- 確定類型、同位素的混合物，和結構、系統、組件和環境介質中的污染的程度
- 確定那些需要檢整
- 評估除污技術
- 預估除役費用
- 驗證活化分析
- 確定廢棄物包裝、運輸和處置的分類
- 支持劑量模型，發展劑量為基礎的廠址外釋標準。
- 評估未知數

- 確認該設施符合外釋標準。
- 評估很難檢測到放射性核種。
- 為執照終止計畫向 NRC 提供必要的資訊。

可用於除役計畫之放射性資料為：

- 結構表面的位置、空間分佈、組成的放射性同位及污染程度。
- 表面的輻射污染滲透深度
- 受污染環境介質(例如，土壤、沉積物和水)的位置、體積、輻射強度與放射性同位素組成。
- 受污染設備、管道、燈具等內部或表面的位置、分佈、放射性同位素組成和輻射強度
- 區域和設備的輻射劑量率。
- 確認反應器內組件和相關結構的中子照射引起的輻射強度的計算

**除役計畫須包括非放射性危險物質的資料：**

- 在油漆或其他表面塗層內的鉛、石棉、鉻和多氯聯苯
- 系統的結構及外表面上可能包含鉛、鉻酸鹽多氯聯苯、石棉和石油產品殘留物存在
- 這些污染物滲入結構表面的深度
- 鉛、鉻酸鹽、多氯聯苯、石油產品或揮發性有機化合物的殘留物在存在系統或組件中。
- 鉛、鉻酸鹽、多氯聯苯、石油產品或揮發性有機化合物的殘留物在存在址場土壤、沉積物或地下水中

New Jersey 州之工業廠址回復法(The Industrial Sites Recovery Act, ISRA) 規定：工業建成物之販賣、轉換、關閉，有關環境的事務及可靠性

均不能成為州政府的財務負擔。

### **部分廠址外釋**

在一些不會對環境衝擊的部分地區，有在執照終止前先釋出的需求，但 NRC 目前無此規範，但在不久的將來計畫訂定這些規範出來。

## **2.9 低階放射性廢棄物 (LLRW) 管理**

LLRW 管理計畫是 Oyster Creek 電廠除役基本計畫之一，主要目標是確保所有產生的 LLRW 能夠安全、經濟、依照時程，且能符合州及聯邦政府政策、程序、執照等之要求。策略上則在預估的計畫費用內避免產生不必要的放射性廢棄物、處理費用。

LLRW 計畫開始於 1997 年，收集廢棄物樣式、體積、重量及廠址廢棄物含必要放射性核種庫存之歷史串列資料、依循 10 CFR 61 規定對廢棄物分類之量尺因素等。

### **化學除污**

系統除污計畫用來收集反應器一次、二次側系統之化學除污資訊；化學除污的主要目的是減少系統組件的劑量率，有效減少人員因移除組件、打包、裝運工作時之輻射曝露。

研發標案規範可對已考慮除污效率、廢棄物產生量及計畫費用等之化學除污程序標案作選擇；從最後一次充填燃料後之一次側組件取一些樣品，儲存起來，可作為未來投標者的測試樣品。

### **替代液體廢棄物處理**

替代液體廢棄物處理計畫是發展來確認及處理停止運轉前後產生的液態廢棄物所需要的處理動作，計畫包含：

- 目前在 Oyster Creek 的零液體排放的環境政策

- 公司的信譽，如果決定向外排放
- 向外排放的技術規範限制
- 潛在的放射性集中在排放管的沉積物堆積
- 公眾的認知和反對
- 工業經驗
- 當前系統的水處理能力
- 供應商系統的水處理能力
- 工廠停止運轉約 2,000,000 加侖的水庫存
- 減少由地面和雨水滲漏的方法
- 處理洩漏的方法來
- 減少廠廠停止運轉前庫存
- 放射性核種和活度，特別是氚
- 貯儲功能
- 總成本
- 合理抑低(ALARA)

計畫考慮下列處理方法：

- 製程使用現有的電廠系統或供應商提供的系統，活度減少到最低檢測活度（MDA），除氚和對外排放的放射性核種。
- 製程使用現有的電廠系統或供應商提供的系統，蒸發使用中電廠系統或供應商系統，透過電廠煙囪釋放。
- 散裝貨運的槽車到廠址外的廢棄物處理設施
  - 使用庫存的水彌補由於蒸發用過核子燃料池的損失。
  - 衰變儲存，以氚的半衰期為基準，處理到所有其他放射性核素 MDA，並向外釋放。

考慮並評估許多選項，決定選擇：用廠址現有或包商提供的設備處理廠址內的水，然後用這處理過的水作為用過核子燃料池因蒸發而散失的補充水；當用過核子燃料全部移除後的水則以熱源在合理抑低原則下來減容，其餘剩餘的水除了氘(超重氫)外可被處理到 MDA；已減容處理的水則送至廠外作廢水處理。

### **喪失低階放射性廢棄物(LLRW)處理能力**

決定立即拆除或除役核能電廠，具備有 LLRW 處理能力是很關鍵的；因此在作決定前必須先做好喪失處理能力時的評估並將之文件化；在 Oyster Creek 電廠除役中，LLRW 處理能力為一主要關鍵計畫基礎假設；Oyster Creek 電廠所評估之項目如下：

- 廢棄物的種類、數量和 NRC 廢棄物類
- 目前事件威脅目前處置場所的持續可用性
- 潛在的未來的廠址，包括商業和私人
- 廢棄物的種類、數量及廢棄物的類別分佈，廢棄物處理者和處理場所廠址
- 廢棄物量超過 Envirocare 的執照
- 被 Barnwell 拒絕接收，處理者繼續廢處置棄物，並折衷在於 Envirocare 處置
- 被 Barnwel 和 Envirocare 拒絕接收，處理者繼續處置廢棄物，並將退回的剩餘廢棄物減容來貯存。
- 貯存 – 廠址使用低階放射性廢棄物貯存設施
- 繼續找尋廢棄物處理者
- 評估結果是：若能有效應用廠外輻射廢棄物處理能力來儲存廠內的 LLW，則具備了足夠的能力。

## GTCC/高輻射金屬廠址內的貯存能力

為了因應 LLRW 處理廠在 1980 年關閉，Oyster Creek 電廠增加了廠址內的 LLRW 儲存能力；為了確認設備儲存能力，作了下列的評估：

- 目前的申請執照狀態、許可、申照和管制問題
- 設備的貯存配置、貯存容量、體積、重量、D&D 廢棄物對體積的劑量及退回廢棄物的劑量、重量、配置
- 服務設施前後的 D&D
- 修改和擴展
- 在 D&D 及 D&D 後的貯存成本
- 除役後的維護和檢查程序

## 低階放射性廢棄物(LLRW) 代理人

為了釐清聘用 LLRW 管理代理人和應用場內人員的優劣，做了下列事項的考慮：

- 廢棄物管理方法
- 特質和代理人資格
- 代理人的責任
- 業主/持照人的責任
- 申照問題
- 內部廢棄物管理的成本

優點與缺點為：

優點為：

- 代理人提供了一個放射性廢棄物管理單一的聯絡點
- 代理人在處理大量廢棄物、包裝的知識和運輸法規的經驗，現場直接參與的分類和隔離提供了潛在的更大的廢棄物管理效率和降

低整體處理成本的可能性。現場代理人的使用也消除了因為分類和材料包裝的類型不符合廢棄物處理者驗收標準，材料重新包裝及人員的輻射曝露。

- 代理人有大量來自多個廠址的廢棄物，代理人可以進行談判以取行較低整體費率定價。電廠擁有者可節約成本。
- 因為代理人利用自己的員工，可能實現較低的成本。這最小化等待從其他電廠工作群組支援的延遲，包括操作設備，例如卡車和鏟車。
- 代理人有其他設施大量廢棄物混合，以滿足 Envirocare 的執照限制的。這將最佳化運到 Envirocare 的廢棄物量，最小化地減少廢棄物運到 Barnwell 或退回產生者來貯存。
- 轉讓低放廢棄物整體管理成本相關風險給代理人

缺點為：

- 代理人的使用可能會導致電廠工會工作人員和承包商非工會工作人員之間司法糾紛，造成的停工、工期延誤和成本增加的的。
- 因為代理人取得轉售權利和利益，廠址擁有者沒有獲得到轉售拆除廢棄物的充分利益。
- 如果代理人因不遵守處置現場的規定，廢棄物被拒絕進入處置場，廢棄物的運送可能會被推遲，因此影響了 D&D 的時程。
- 掩埋廠址的關閉會影響和改變代理人的工作範圍

### 放射性/混合廢棄物最小化

因電廠已正在除役，故放射性廢棄物量是不變的；在停止運轉前，電廠各階層的管理就必須推動放射性廢棄物減量。

計畫將 LLRW 管理要點文件化，對減少 LLRW 費用、人員輻射曝露劑



量及有效減少 LLRW 體積是很有幫助的；這些要點即是在 EPRI Solid Waste Management Guidelines TR-104583 所推荐的；計畫對現有廠址廢棄物減量、控制政策與程序均幫助很大。

### **混合廢棄物確認計畫**

寧可在電廠營運時，擁有廢棄物確認計畫及對廠內設備收集資料比在停止運轉後再收集資料來得好；這可以讓收集資料技術人員早點由營運轉至除役狀態 同時可以提早作除役經費預估。

### **大型組件移除**

移除大型組件式除役計畫中明顯的挑戰，下列是必須考慮的重點：

- 工業經驗
- 大型組件標準的定義
- 全部或部分移除的切割費用
- 廠址的細節，如起重、吊裝、人員出入、結構佈局
- 拆除期間和之後保持區域及建築的完整性
- 輻射的挑戰和人員的輻射曝露，ALARA
- DOT，NRC 包件類型、運輸和處置方法

### **廢棄物追蹤**

具備廢棄物追蹤系統來將廢棄物型式、體積、NRC 等級分類等文件化是很重要的，系統應考慮：

- Regulatory Guide 1.21 報告中需要提交的資訊
- 提供資料給管理監督
- 提供資訊給州區域協定委員會(state regional compact commission)
- 保持歷史資訊

- 資料可以用來建立目標和目的

## 2.10 用過核子燃料管理

考慮高階廢棄物長期儲存時須先確認用過核子燃料儲存池在停止運轉時是否具有足夠儲存所有用過核子燃料的容量；在 1996 年時，Oyster Creek 電廠並不具備此條件，原本計畫在 1996 年春天移轉燃料作乾式貯存，但因反應器廠房無法承擔 100 噸重的傳送護箱，故計畫被無限期延期；當 Oyster Creek 電廠規劃將停止運轉時，確認用過核子燃料儲存池具有足夠儲存所有用過核子燃料是首要工作；Oyster Creek 電廠 SFSP 的申照核准容量為 2645 束燃料束，現存放 2420 束燃料束，預計在 2000 年 9 月停止運轉時，所有必須存放在 SFSP 的燃料束共有 2645 束；為了配合除役計畫，GPU 核能公司提出了執照修正需求，希望在 SFSP 增加 390 束的容量。

### 用過核子燃料管理選項

在宣佈 Oyster Creek 電廠將於 2000 年九月除役後，用過核子燃料長期儲存變成優先處理事務；除役人員考慮一些方案，包括濕式貯存、廠內乾式貯存、廠外乾式貯存或混合方案。

### 廠址內中期濕式貯存

用過核子燃料貯存池在技術上已被證明能夠安全地儲存放射性燃料；然而，若在 BWR 除役期間之過渡時期將用過核子燃料儲存在用過核子燃料貯存池中，將妨礙用過核子燃料貯存池、反應器廠房及燃料處理廠房之拆除工作；無論是過渡時期或永久儲存，拆除工作及廠址釋出將變成非常依賴能源部門來接收用過核子燃料。

### 廠址內中期乾式貯存

除了擴充用過核子燃料貯存池的貯存容量外，另可藉由乾式貯存 ISFSI

(Independent Spent Fuel Storage Installation)的方式來增加廠內的用過核子燃料貯存容量；ISFSI 的設計涵括兩個目的，一為能將所有用過核子燃料從貯存池中移出，另一為可以在廠址內貯放用過核子燃料，並放置 40 年以上；現有廠商並無針對 C 等級以上之核能廢棄物作廠內儲存的設計，C 等級以上之核能廢棄物之廠內乾式貯存 必須針對個別廠址提出申請並獲主管單位核准。

### 廠址外中期乾式貯存

廠外過渡時期儲存設施可以使用雙重目的儲存裝置來儲存用過核子燃料而不須建構廠內設施；現在正在發展兩種設施及執照審核，這些設施將提供廠內濕式或乾式貯存；若使用改良式雙重目的儲存裝置，放射性燃料可被包裝、以軌道運送，並可以作過渡時期之儲存；C 等級以上之核能廢棄物貯存也不須申請執照，只須要求貯存場具有過渡時期之貯存執照即可。

### 長期貯存

所有的放射性用過核子燃料及 C 等級以上的核能廢棄物之貯存是能源部門的責任；在 Nuclear Waste Policy Act 上，國會指導能源部將廠址設於 Nevada 州之 Yucca Mountain；在 Office of Civilian Radioactive Waste Management 管理計畫目前之進度表中，長期貯存將從 2010 年開始；進度表並不包含運輸要點或允許介入的時間。

### 濕式對乾式- 優點及缺點

下列每個選項均已以費用、時程、系統可用性、廠址相容性及風險性等詳細評估過：

### 廠址內中期濕式貯存

維持廠內濕式貯存在技術上是可以完全信任的，也可以節省乾式貯存須建構水泥護箱、密封鋼筒和廠內 ISFSI 的費用；但對 Oyster Creek 電廠

來說，並無此項益處；因為必須等待能源部接受所有用過核子燃料及 C 等級以上的核能廢棄物後，電廠才能拆除；而維持 SFSP 及相關系統的費用蠻高的；建構廠內 ISFSI 及相關設備初期的費用是稍高些，但廠內若以濕式貯存將可能必須維持 20~30 年，則 SFSP 及相關系統的維持費用就會變得很貴；Oyster Creek 電廠預估 SFSP 及相關系統的維持費用約為每年 600 萬美元。

### 廠址內中期乾式貯存

廠內乾式貯存可以讓業主立即開始廠內拆除工作；開始的建構成本蠻高的，大約每一用過核子燃料束為 10~15000 美元，然而長期的維持費用則相對的低廉很多，Oyster Creek 電廠預估每年約 220 萬美元。

乾式貯存的 ISFSI 執照可以在驗證過一致性後，使用電廠的通用執照或根據 10 CFR 72 申請特定廠用執照；使用電廠通用執照的好處是只要電廠符合一般執照的需求即可，並毋須向 NRC 申請核可，但仍然要遵照 10 CFR Part 50 之規定，將燃料放置於場區內；若根據 10 CFR 72 申請特定廠用執照，則此特定廠用執照將在完成拆除及廠址釋出後，中止廠內的 10 CFR Part 50 執照；因此，申請特定廠用執照有可能因搬移燃料延後而受延遲。

### 廠址外中期乾式貯存

選擇私人的燃料貯存場可以將用過核子燃料運離廠址，作長期的貯存並可加速廠址釋出的進度，並不需要花費建構 ISFSI 等費用，且長期的貯存費用也被預估比廠內貯存的整體費用來得低廉；Oyster Creek 電廠預估將用過核子燃料運離場區約需時 10 年，可在停止運轉後 3 年開始進行；為了加速的廠址釋出，Oyster Creek 電廠考慮使用通用執照來建構廠內乾式貯存的小型 ISFSI，同時將用過核子燃料搬移離廠，如此可以讓 Oyster Creek 電廠在停止運轉後 6 年內將所有用過核子燃料從用過核子燃料儲存池移

出；然而，採用廠外過渡貯存方式的缺點是無法取得用過核子燃料的貯存執照；預估在 2001 年，私人的燃料貯存場 LLC 將取得第一張過渡時期的貯存執照，並於 2003 年完成設置，開始營運；然而，即使該貯存場已經可以運用，運送用過核子燃料的工作也必須規劃，目前較被認可的方法是採用鐵路運輸。

### **乾式貯存配套的相關問題**

#### **沈重的負載問題**

如前所述，Oyster Creek 電廠暫停包商原本提出的用過核子燃料移轉計畫不僅是因為包商的問題，另一原因是考慮反應器廠房內傳送護箱的重負載；隨著 NRC bulletin 96-02 的發行，Oyster Creek 電廠無法達到失電時仍能維持負載的要求；Oyster Creek 電廠是極少數仍在運轉，而其反應器廠房吊車不具有單一失效保證；除此之外，反應器廠房吊車能力為 100 噸，而所有雙功能護箱系統之重量則超過 100 噸，因此，電廠也需要提昇吊車的能力。

#### **用過核子燃料貯存池的隔離**

電廠也是要考慮如何來隔離用過核子燃料儲存池，例如要處理燃料儲存池內之控制棒葉片、燃料支撐架、儀器導管及導引管等具有放射性之硬體。

#### **破損或損壞燃料**

NRC 對破損燃料的定義是：任何燃料束之護套具有已知或懷疑的缺陷或破洞；損壞燃料的定義是：用過核子燃料具有碎片、顆粒、遺失燃料丸、片段的燃料棒、束、而輻射劑量每束超過 20 curies。

在 Oyster Creek 電廠內，超過兩百束之用過核子燃料束被認為是破損的；在最後停止運轉前，每一破損之用過核子燃料束均需檢查並包裝，這

個動作透過先行規劃，並在傳送及貯存燃料儲存池內具有放射性的物件之前完成。因為已先行確認所有用過核子燃料束具有完整性，因此，此設施具有發展全部用過核子燃料束最佳裝載計劃的優勢。

## 2.11 社區和員工的溝通

當電廠停止運轉開始除役，觀眾需要與運轉時同樣地信賴電廠；若有無效的溝通，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。

### 溝通計畫

- 溝通計畫的目的很簡單
- 增加公眾了解除役計畫，減少注意並獲得支持
- 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
- 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

在起草該計畫的一個主要元素確定的潛在除役的關鍵問題，包括以下內容：

- 觀眾不明白的的除役過程及其影響。
- 關閉 Oyster Creek 對經濟的影響。
- 員工必須能夠及時和準確的資訊。
- 低階及高水平放射性廢棄物問題，包括貯存和運輸。
- 廠址的未來將如何使用？
- 輻射釋放對健康的影響。
- 在除役計畫過程中的公眾參與。

- 公眾對 GPU Nuclear 的信任。
- 計畫成本 - 資金來源。
- 除役的方法。
- 最終址外釋標準。
- 目前廠址的放射性/非放射性污染。

一旦關鍵議題建立後，一些主要訊息即可建立；這些訊息將可使用在不同對象的所有溝通場合上：

- 除役不會釋放明顯的放射性量到環境中。
- 除役對健康不會造成不良影響。
- 存在安全地工作的技術。
- 其他除役計畫已安全地完成。
- 持續對環境的承諾。
- 告知公眾有關的主要活動。
- 在計畫期間，公眾將擔任顧問的角色。
- 及時告知公眾任何問題。
- 可以信任 GPU Nuclear 安全地作業。
- 足夠的資金完成計畫。
- 即刻的拆除是安全和經濟的。
- GPU Nuclear 有專業知識和經驗來安全地及有效地完成工作。

確認主要溝通對象也是很重要的，基本上如在正常運轉時，即與公關部門有密切關係的相同社團或族群，如：

- 區域居民
- 員工，包括承包商

- 地方、州、聯邦政府官員
- 媒體
- 商業和意見領袖
- 主管機關
- 教育工作者和學生
- 特殊利益集團
- 核電產業

### **溝通工具**

下列物件為實體物品，均為人們手上可獲得之物，許多工具可重複的溝通信息，並可在除役過程的不同時期，聚焦於不同的主題，不但可有效的導引至前述之議題並可像傳播工具般的傳送主要訊息。

出版品：

- 外部通訊
- 內部通訊（包括電廠的員工每週時事通訊）和“快訊”或“特別版”）
- 小冊子，特殊的出版物
- 專業刊物的文章

公眾意見調查

影片

### **公眾的參與**

在除役期間，不降低對公眾溝通的密切關係與努力，是非常重要的；事實上，為了配合所有急欲了解除役進度的族群、組織與個人，努力程度



應該逐步提昇。

因此，為了反應除役現況，應該努力辦一些相關活動：

- 小組會議/公共論壇/開放建築物
- 旅遊
- 講師團
- 持續的成員參與各種公民組織/社區組織
- 為教育工作者的特別節目
- 教育中心展示除役
- 有關除役特別的參訪和方案
- 協助區域教育工作者建立除役相關的課程

從 Saxton Case Study 得到的一個成功範例是成立公民專責小組 (Citizens Task Force, CTF)；最好的方法就是主動積極的取得與除役計畫有關係的人員的支持。

CTF 為社團代表所組成的協會，將經常與公司交流；協會將提供有停止運轉址由運轉至除役之轉換期間議題的回應、意見與建議，這是一個很棒的雙方面溝通的方式，因為為了更有效率，公司必須接受協會的意見與建議。

Oyster Creek 電廠所成立的 CTF 成員包括：

- 官員
- 商業和社區領袖
- 教育工作者
- 宗教領袖
- 鄰居

- 環保團體代表

### **與員工的溝通**

員工通常為任何組織的代表；在核能電廠內，他們也是完成除役繁重工作的個人；Oyster Creek 電廠的員工經由下列的方式了解到有關除役的相關訊息：

- 通訊文章，準備實際除役的特點
- 頻繁的員工會議提供除役、組織和人員編制規定的資訊
- 除役時開始時的特別員工通訊
- 在除役過程中定期的員工會議
- 除役管理層與員工的小團體討論除役程序。

## **2.12 經驗學習**

從 Trojan, Rancho Seco, Dresden I, Yankee Rowe, Connecticut Yankee, Maine Yankee, Big Rock Point and Saxton 汲取除役經驗，但因電廠狀況不同，本 Case 為仍營運中之電廠且已預定除役日期，在運轉中同時規劃未來除役等之相關工作。

### **管理**

電廠除役計畫應在最後停止運轉前即開始，這可節省可觀的除役經費；因可明確預估之固定的除役經費，對於買主接手電廠並作為契約條款時可提高買方意願；若須由買家評估並可能要尋求政府基金支援無法預期的額外除役費用，將不會是可能買家的選項之一。

由運轉至除役間之理想規劃時間，約需 2~3 年；由附件一之第一階段時程模型顯示，使用了 30 個月來準備必要的計畫計畫、策略、技術與工程

事務及管理上的建議。

為了管理除役計畫等事務，須有專責職員並成立專責單位；在 Oyster Creek，約有 8~10 人之獨立小組，直屬工程副主管；獨立的單位與人員可以不干涉電廠事務而確保電廠運轉時之安全與可靠度；在除役計畫推展時，除役主管告知並透過電廠主管除役相關事務且藉其提供並搜集相關資料。

在 Oyster Creek，除役計畫允諾延用原廠人員並提供員工長期工作機會，使得電廠得以維持由運轉至除役期間所需之運轉操作人員。

持續關注『人員』問題；當停止運轉之訊息公佈後，為了尋求長期的工作機會，人員間的磨擦將會急遽升高；若離職人員數過多，將會影響電廠操作；而能保留員工至停止運轉時的主要關鍵方法是『員工留用計畫』，最好是與停止運轉訊息同時或在隨後極短時間內公佈；在 Oyster Creek，1997 年 4 月公告停止運轉訊息，1997 年 7 月公告『員工留用計畫』，三個月內共有 77 人離職；隨著『留用計畫』訊息之傳播，整個除役計畫期間之人員間磨擦降低至正常值並維持在低檔。

及早計畫電廠人員從運轉至除役之電廠文化適應，而對人員作適當的除役技能訓練與轉換電廠文化同樣重要。

對一個大型商業用反應器作除役，是約需要 6~10 年的漫長過程，為了預防可能會影響進度的變化，偶然性出現的計畫也是整個計畫過程中正常進行之事務，如 Closure of LLRW facilities, 用過核子燃料處置及那些沒被估計在內的狀況。

### 申請執照

有關除役文件：機後除役作業報告、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，須在其他除役活動啟動前即須備妥；故這些文件準備工作應在最後停止運轉前 30 個月即開始進行。

### **工程**

支援除役之設計基礎工作，如活化分析、意外分析、低放廢棄物規劃等，可透過設備小組人員以競標方式由包商協助完成。

為配合除役工作所作的廠址修改概念設計，可委由一般操作人員負責，在最後一次填充燃料後開始，而在最後停止運轉前完成。

在最後停止運轉前對工程程序的再設計，並無助於除役工作；而停止運轉前並無建立新工程程序書之需要，而且以管理角度看，雙程序書並不是被支持的方案。

### **廠址外釋**

對廠址設備作輻射及工業污染的歷史評估確認是必要的，可依循 10 CFR 50.75(g)規定之要求在操作期間即開始進行；若現場無法配合，至少也須在除役規劃期間早一點開始進行。

藉由廠址歷史評估資料可讓廠址特性調查計畫(Characterization Plan)最佳化，在充份研讀相關資訊後，才需要對特定區域作細部的勘查以收集細部資料。

從建築及結構物開始，以水文、地層、建築物構造歷史等廠址環境資訊，來評估釋放的潛力。

### **用過核子燃料**

評估吊車及地面負載是否能承受沈重負載，請供應商提供許多不同設計及其重量，並須評估提升吊車容量與採用較輕護箱間之經濟性。

廠址選擇與早些獲得社區同意是基本事務 若無社區居民支持，在運送燃料時將會遇到阻力與延遲。

### **溝通**

若在運轉期間尚未成立，則應成立居民工作隊；雖然有部分居民善於與電廠溝通，但除役工作是不熟悉且與社區是息息相關，包括對社區商業的衝擊，增加的交通量，從電廠運出大量材料等等；成立居民工作隊則允許居民取得相關的資訊，方便於工作的推展。

## **2.13 附件**

附件一：除役計畫第一及第二階段

附件二：Oyster Creek 除役技術規劃組織

附件三：除役計畫規劃

附件四：除役時程



Attachment I

**DECOMMISSIONING PLANNING**

**PHASE II**

Quarters (15 Months)

1	2	3	4	5
---	---	---	---	---

**Shutdown**

**Transition to  
Phase III**

**Management:**

- Site Characterization

- DOC Mobilization

- Transition to Phase II Staffing Complete

- LLRW Broker Mobilization

**Plant Modifications/Process**

- Procedure Revisions complete.

- Modifications Installed 30 days post shutdown to one year; e.g.

- Major D&D Work Packages Complete

Modified Work Process in place.

**Regulatory Requirements**

Submit:

- Cert. Of Fuel Removal

Submit as necessary:

- Revised Security Plan

Submit:

- Spent Fuel Program

Implement:

- TS Changes

- QA Plan Changes

- Revised TS\*

- Revised DSAR

- License Termination App.\*

- Reduced Insurance

- EP Changes

- Security Changes

- Ops Requal & Staff Program

\*Requires  
NRC Approval

**Spent Fuel Management**

- Core Offload Complete

- Procure Dual Purpose System Hardware

- Commence Work Package Development for Fuel Transfer

- ISFSI Construction

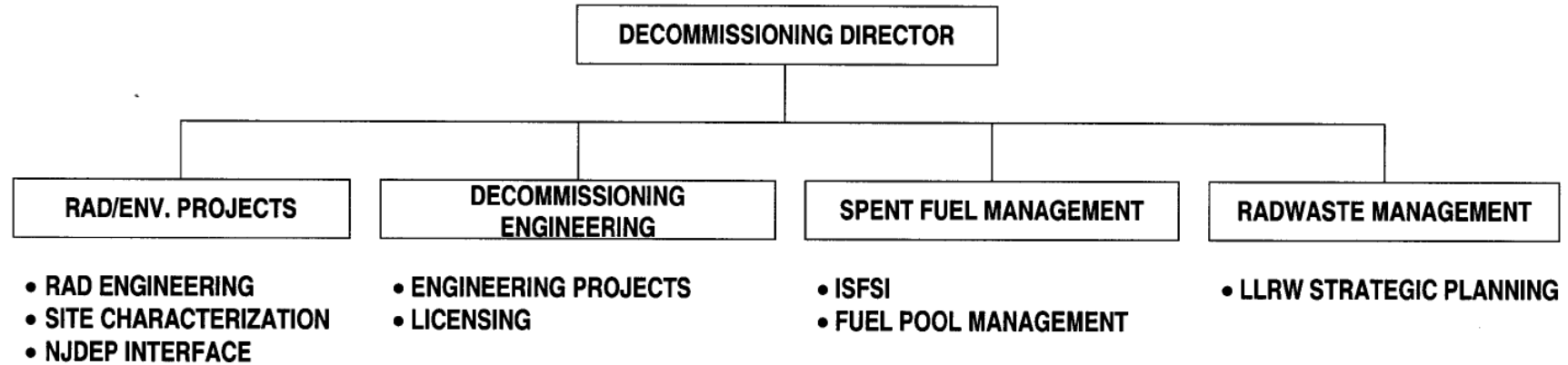
- Disposal of Irradiated Hardware

- Commence Refuel Large Component Removal

附件二：Oyster Creek 除役技術規劃組織

Attachment II

# Oyster Creek Decommissioning Technical Planning Organization





### 附件三：除役計畫規劃

#### DPP-01 除役戰略計畫 Decommissioning Strategic Plan

描述除役關鍵假設及決定，基本情況進度表，現金流和策略的整體戰略計畫。

#### DPP-02 除役戰術計畫 Decommissioning Tactical Plan

提供主要除役戰略的實施詳細的資訊。

#### DPP-03 除役組織與人員計畫 Decommissioning Organization and Staffing Plan

描述的的除役計畫組織和說明關鍵組織成員的義務和責任。

#### DPP-04 廠址特性調查計畫 Site Characterization Plan

描述完成 OCNGS 廠址放射性特性調查的總體規劃包括活化分析。

#### DPP-05 溝通計畫 Communications Plan

描述適用於 OCNGS 除役的準備和進行重要的溝通要求。建立除役準確和有效的資訊溝通的職責和責任。

#### DPP-06 除役監督計畫 Decommissioning Oversight Plan

建立和設立個人選出的諮詢委員會，由高層概觀的角度來審查除役活動。該委員會向除役主管報告。

#### DPP-07 除役整合時程計畫 Decommissioning Integrated Schedule Plan

該計畫提供了總體規劃，建立除役整合的時程。包括在時程安排的主要內容如下：關鍵決策、程序、計畫和方案、修改和成果。

#### DPP-08 除役申請許可計畫 Decommissioning Required Permits Plan

這個計畫的目的是發展瞭解在除役過程中所有聯邦、州和地方要求的許可，以確保正確認清這些許可並整合於工作規劃功能。

#### DPP-09 除役經費預估 Decommissioning Cost Estimate

該計畫描述發展的 Oyster Creek 特定廠址的成本估計。

#### DPP-10 環境報告計畫 Environmental Report Plan

提供審查和更新的 OCNGS 環境報告書。

#### DPP-11 用過核子燃料儲存池隔離計畫 Spent Fuel Pool Isolation Study Plan

開發修改的用過核子燃料水池和輔助系統、結構和組件的要求。包括隔離用過核子燃料水池所需的項目及活動，並最大化反應器廠房除役活動。

#### DPP-12 除污及拆除計畫 Decontamination & Dismantlement Plan

支持 DPP's，此一計畫發展一系列的電廠系統和結構的除污和拆除計畫。

#### DPP-13 除役支援系統確認計畫 Decommissioning Support Systems Identification Plan

此計畫確認支援除役工作範圍內，所需要現有的和新的系統的作為。

#### DPP-14 除役電力需求計畫 Decommissioning Power Study Plan

計畫確定除役和用過核子燃料貯存的電力需求。對 D&D 解除了大部分現有工廠的電氣系統的需求。

#### DPP-15 系統除污計畫 System Decontamination Study Plan

計畫評估反應器冷卻劑系統和相關支援系統的化學除污的要求，以達成滿足 GEIS 除役活動的行為曝露要求的輻射等級。

#### DPP-16 低階固體放射性廢棄物計畫 Low Level Solid RadWaste Plan

除役過程中產生低階固體放射性廢棄的物料進行處理、包裝和運輸的方法。

#### DPP-17 訓練需求計畫 Training Requirements Plan

定義永久停止運轉後用過核子燃料貯存期間需要在廠址的操作員訓練要求。

#### DPP-18 除役意外分析計畫 Decommissioning Accident Analysis Plan

本研究發展廠址內除役活動可靠事故必要假設的幅度

#### DPP-19 緊急預備計畫 Emergency Preparedness Plan

此計畫評估和發展轉換運轉的電廠到除役的電廠緊急規劃的要求。

#### DPP-20 維修規範、程序方案修訂計畫 Maintenance Rule Program Revision Plan

此計畫定義永久停止運轉和從反應器燃料永久移除後維護規則的改變

#### DPP-21 保安方案計畫 Security Program Plan

此計畫定義在電廠過渡到除役模式之後保安方案要求的變化，

#### DPP-22 品質保證計畫 Quality Assurance Plan

此計畫的發展適用於除役期間的品質保證。

#### DPP-23 防火方案修訂計畫 Fire Protection Program Revision Plan

此計畫確定的防火保護方案的修訂將適用除役期間的電廠。

#### DPP-24 除役程序及作業計畫 Decommissioning Process and Activities Plan

此計畫的發展用於達成除役活動的程序和步驟。

#### DPP-25 系統品質分類計畫 System Quality Classification Plan

此計畫的發展重新分類系統，從核能安全相關的非 QA 和/或增強的 QA 分類方法。

#### DPP-26 除役工程程序書 Decommissioning Engineering Processes

此計畫詳細介紹了用於電廠的除役和拆除工程程序。

#### DPP-27A 人員文化轉變程序計畫 Personnel Cultural Transition Process Plan

此計畫將促進和安排的各種方法，以達到所需發生在第一階段除役和第二階段除役及從第一階段到第二階段的除役的文化轉型和模式的轉變將。

#### DPP-27B 人員轉變文化程序計畫 Personnel Transition and Culture Process Plan

此計畫的協調並改善從各種來源的輸入，目標建立除役的規劃和執行自始

至終人員的需求、必要的員工數量、具備適當的資格和才能，並在合適的位置，而且人員轉換順利且有效率達成，不會對除役運作產生負面影響的方式。

#### DPP-28 停機後除役作業報告準備計畫 PSDAR Preparation Plan

此計畫確定和協調產生 Oyster Creek 停止運轉後除役作業報告所需要的所有輸入。這份報告是一個開始除役和獲得除役信託基金的行為重大除役活動相關的主要活動。

#### DPP-29 除役申照需求計畫 Decommissioning Licensing Requirements

此計畫確定及發展支持除役所需要提交管制的文件

#### DPP-30 UFSAR 更新計畫 UFSAR Update Plan

此計畫的發展除役安全分析報告，在除役期促進最大化利用 10 CFR50.59 中程序。

#### DPP-31 反應器壓力容器移除計畫 Reactor Pressure Vessel Removal Plan

此計畫研究除役期間拆除反應器壓力容器的各種選項。

#### DPP-32 危險廢棄物計畫 Hazardous Waste Plan

此計畫發展危險廢棄物盤存和詳細的處置方法。

#### DPP-33 除役輻射曝露預估計畫 Decommissioning Exposure Estimate Plan

此計畫利用來自 DPP 的輸入開發評估 OC 除役各方面的輻射曝露要求。

#### DPP-34 除役職業安全計畫 Decommissioning Occupational Safety Plan

開發並詳細介紹了適用於除役活動職業安全計畫的要求，。特別注意的是拆除和拆遷類型的活動，伴隨此類型相關的工作範圍獨特的安全方案挑戰。

#### DPP-35 低階液體放射性廢棄物計畫 Low-Level Liquid Radwaste Plan

除役期間產生的低階液體放射性廢棄物詳細的處理處置方法。

#### DPP-36 反應器壓力容器裝運計畫 Reactor Pressure Vessel Shipment Plan

此項研究說明反應器壓力容器處置的裝運方法。看起來可能選擇鐵路裝運及駁船裝運。

#### DPP-37 包商選擇與資產回復計畫 Vendor Selection and Asset Recovery Plan

此計畫提出必要的活動，以公開招標選定超越現場工作小組能力的除役工作的範圍。

#### DPP-38 保險免除計畫 Insurance Exemptions Plan

此計畫確定電廠運轉狀態過渡到除役及之後的各項保險調整期間。

#### DPP-39 執照終止計畫 License Termination Plan

此計畫協調 Oyster Creek 執照終止計畫的準備工作。計畫必須在預期執照終止兩年之前提交。

#### DPP-40 除役臨時可能事件計畫 Decommissioning Contingency Plan

建並說明如果 OCNGS 出售給 AmerGen 的臨時可能及如果不出售的臨時可能事件計畫。

#### DPP-41 除役財務與管理督導計畫 Decommissioning Financial & Administrative Plan

制定和描述除役計畫的控管功能，如預算、時程和其他行政要求。

#### DPP-42 工業廠址回復法的計畫 Industrial Site Recovery Act Plan

此計畫確認並協調符合 New Jersey 工業廠址回復法 (Industrial Site Recovery Act, ISRA)的要求。

#### DPP-43 除役任務、目標、策略與效率指標計畫 Decommissioning Mission,

此計畫確定的各項性能指標，如安全、預算，合理抑低，放射性廢棄物的管制等，除役組織可進行效能評估。

#### DPP-44 除役人員訓練計畫 Decommissioning Personnel Training Plan

此計畫確定除役組織以安全、高效地完成除役工作範圍的要求，所需要的例行业和專業訓練。

#### DPP-45 10CFR50.59 安全回顧程序書 Safety Review Process 10CFR50.59

此計畫的詳細說明在除役期間會應用 10 CFR50.59 的程序的方式。

#### DPP-46 衝擊、議題、與除役承諾 Impacts, Issues, and Commitments Relating to Decommissioning

此計畫提供除役組織一個機制，識別和安排議題並加以承諾，這可能會影響除役。

#### DPP-47 最後停止運轉前之操作與維修策略 Strategy for Operations and Maintenance Activities Prior to Final Shutdown

此計畫確定提前通知永久停止運轉停止運轉之前可以修改或刪除運轉和維護活動。此計畫還評估了除役問題和其他公用設施的準備，因為這涉及到 OC 除役計畫。

#### DPP-48 用過核子燃料策略 Spent Fuel Strategy

The purpose of this plan is to fully evaluate the companies spent fuel options in terms of decommissioning.

這個計畫的目的是全面評估公司在除役期間用過核子燃料的選擇。

#### DPP-49 大組件移除計畫 Large Component Removal Plan

該計畫確定大型組件的完整移除、運輸和處置的範圍。

#### DPP-50 程序書複查計畫 Procedure Review Plan

此計畫將提供由運轉週期的所需的程序書過渡至除役期間所需的程序書之基礎。會審查替代程序書結構。

#### DPP-51 技術規範 Technical Specifications

此計畫描述修改技術規範的程序，以反映設施中永久移除燃料的情況。

## DPP-52 除役過程整合委員會(DPIC)電廠售後報告 DPIC Post Sale Report

### DPIC-PSR

計畫文件的成果為，成立除役過程整合委員會（DPIC）審查、修改和整合程序與除役活動相符。

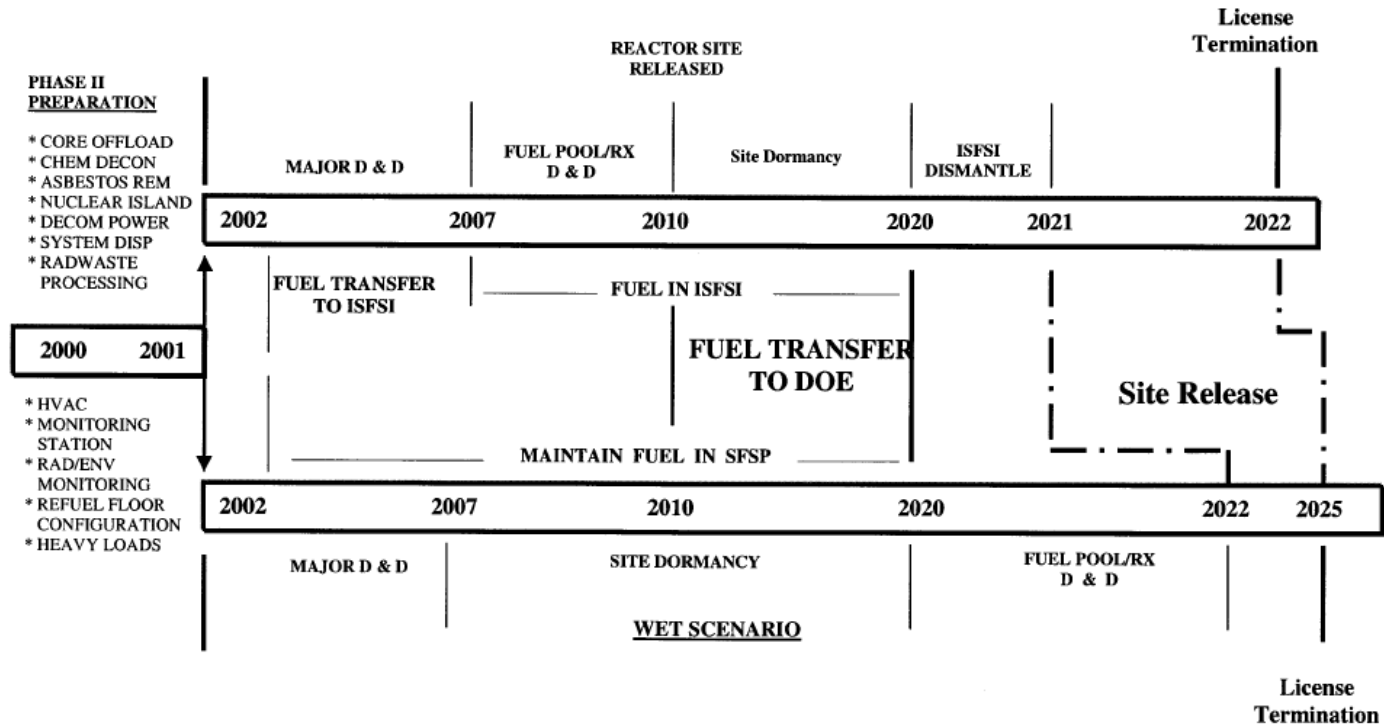
附件四：除役時程

ATTACHMENT IV

**DECOMMISSIONING SCHEDULE**

**PHASE III  
DECONTAMINATION & DISMANTLEMENT**

DRY SCENARIO





## 3 Maine Yankee 除役經驗

### 3.1 簡介

本篇研究報告為 Maine Yankee 除役計畫成功經驗，2005 年初 Maine Yankee 核電廠已完成大部分必需的除污和整治工作，2005 年 10 月結束全部除役計畫，為了將來的除役計畫能夠獲取必要的經驗，在除役的最後階段，EPRI 綜合整理了核電廠除役的經驗，提供經驗及借鏡給未來將除役的核電廠。

報告中描述了過渡期的活動、除役承包商的選用、用過核子燃料貯存、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。

EPRI 發展及出版一些除役相關值得借鏡的文件和研討會議題。這些值得借鏡的文件和研討會議題，提供最終將除役反應器設施健全的參考基礎。許多這些經驗報告和研討會的發展，結合了現今美國核電廠不同的除役階段。

截至 2004 年，這些反應器設施許多已完成了大部份所需的除污和整治，並預期在短期內有除役計畫完整結果。根據目前公布或提交的執照延期申請，至 2020 年，美國只有再 5 個反應器將進入除役，且到 2011 年前，將不會有任何一個核電廠預計關閉。

為了將來除役計畫能獲得更多必要的經驗，EPRI 開始了先行工作，收集從當前廠址除役後期選定的詳細資訊。由收集清單中的“重要資訊”逐漸展開。附錄 A 提供初始清單的項目。為了驗證這個清單，分別地從兩個目前正處於除役階段的設施，要求他們評價、分類資料的議題對未來除役計畫的相對效益。

有趣的是，注意發展初期清單的“重要資訊”的預期成果將著重於詳細的除役活動的計畫規劃、時間表、工程分析或類似的“具體細節”。

這類任務，當然必需有效及高效率地除役。然而，有第二層的資訊，會顯著地影響除役計畫的能否高效率地進行。此資訊領域，即所謂的“軟領域”，包括利益相關者的互動、與主管機關互動、計畫決定的方法（例如，是否使用除役作業承包商、濕式或乾式的用過核子燃料貯存、或是除役的方法）。因此，獲取的資訊是硬的計畫資料和那些“軟”任務，影響整體除役計畫的有效進行。

Maine Yankee 核電公司（MYAPC）同意成為此項先行試驗的詳細經驗報告的主辦廠址。為了收集已識別的詳細資訊，於 2004 年 10 月在 Maine Yankee 廠址和公司辦公室進行了現場會談。在 2004 年 11 月進行了補充的電話採訪。受訪者包括主席兼執行長、副總裁兼首席核電技術長、財務長、法規事務經理、公共事務經理、廠址除役經理、工程經理、輻射防護經理和選定的工作人員。除了訪談，（MYAPC）員工提供了部分文件，此外從其他來源收集資訊。在第 10 節提供使用資訊來源的的綜合整理。

MYAPC 員工除了描述特別的除役經驗外，還提出一些基於其除役經驗可能對目前仍在營運的核電廠，及未來準備興建的核電廠有用的問題。本報告中還提供了這些他們察覺問題。

本報告其餘部分提供 MYAPC 除役計畫的簡短摘要，接續為訪談成果和文獻回顧以下為其個別的主題：

- 停止運轉前的議題
- 過渡期的動作
- 除役作業承包商的使用(DOC)
- 燃料貯存的選項

- 主管機關和利害關係人之互動
- 工程和技術的使用
- 廠址關閉的議題

以下各節從一個由 Maine Yankee 除役過程可資借鏡之簡短清單開始。此外在附錄 F 中提供一張特別的清單，提供營運中的核電廠建議，這將改善未來除役的效率，這份報告包含其他項目如下：

- 附件 B 中提供了一個綜整的計畫進度表；
- 附件 C 為計畫的時間表；
- 附錄 D 每一項重要任務輻射暴露值的綜整；
- 附件 E 中裝運放射性和非放射性廢棄物綜整；

### **Maine Yankee 概述**

Maine Yankee 的擁有者為新英格蘭的 10 個電力公用事業聯盟，這代表著消費者在緬因州、新罕布什爾州、佛蒙特州、馬薩諸塞州、康涅狄格州和羅得島州這些地方。Maine Yankee 核電廠佔地 820 英畝坐落在 Maine Wiscasset，為一個機組三迴路壓水反應器，額定熱功率為 2700MWt 和電功率為 860MWe。該反應器是由 Combustion Engineering 所設計，Stone & Webster 負責建廠。

以下五個圖提供廠房的位置以及廠址的佈置

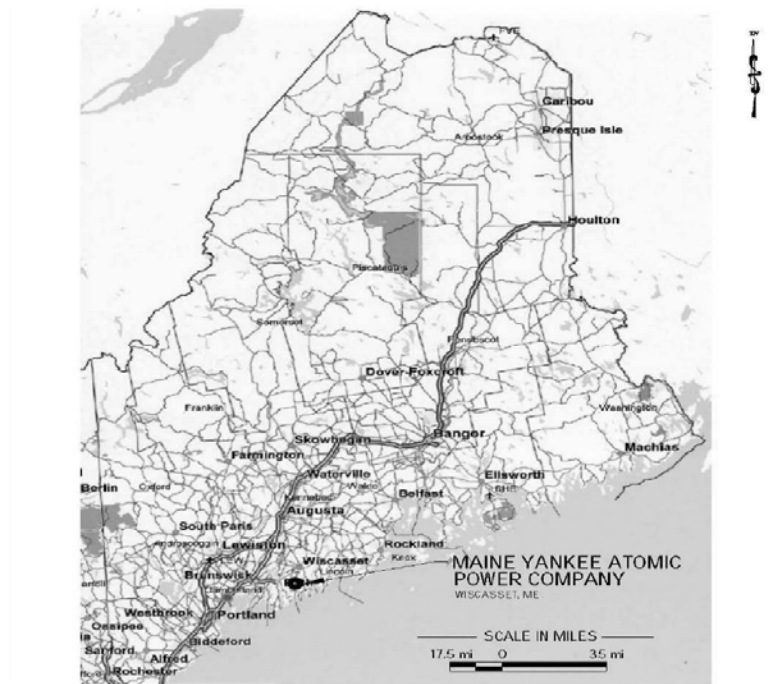


圖 3-1 Maine Yankee 在 Maine 州的位置圖

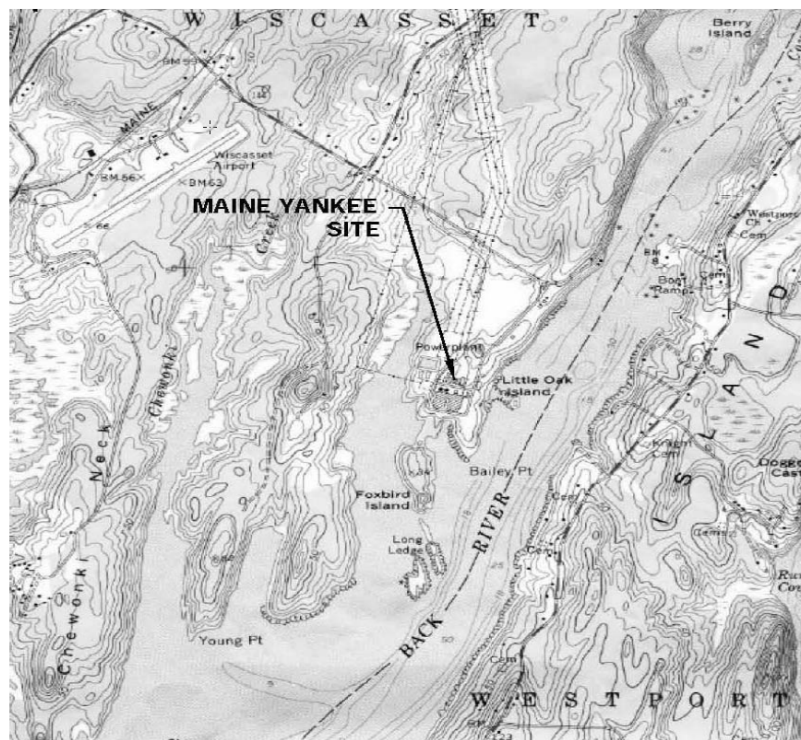


圖 3-2 Maine Yankee 區域位置圖





圖 3-5 Maine Yankee 空照圖 2

### 3.2 停止運轉前議題

#### 借鏡/建議

- 如果永久停止運轉是按計畫發展，停止運轉前的作業應在停止運轉前約一年之前確實開始執行，包括組成廠址及公司的專業團隊、申請執照專家、利益相關者的互動、工程及計畫管理、財務分析、會計和預算編制，保健物理/輻射防護和人力資源。

#### 停止運轉的決定

Maine Yankee 的建廠執照於 1968 年 10 月 21 日發出。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 2440 MWt，相應的約 774 MWe。運轉執照之後修訂之允許運轉至 2700 MWt。此功率約淨 931 MWe 電力輸出。

在 20 世紀 90 年代中期，Maine Yankee 遇到的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管。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、更換洩漏的燃料棒以及需要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 考慮永久停止運轉。董事會還探討了出售電廠的可能性。

1997 年 7 月 30 日，最終的經濟評估結果提供給董事會成員。這份報告指出，分析中雖然有諸多變數和不確定性因素，發現影響電廠的經濟因素的主要為：

- 替代電力的預期市場價格;
- 核電廠的使用壽命;
- 機組的平均容量因子;
- 單位的變動營運成本 (如果決定關閉電廠此成本可避免)，除役費用的時間點和金額
- 預計重新啟動的日期。

經濟評估有幾種方案，正在評估三個主要的選擇方案。第一個辦法是立即進入除役，這將使營運成本最快減少。第二個選項是提供資金，以保留廠房數個月以便出售或重新啟動。最後一個選項是重新啟動，這在當時已經有實質性進展，目標為 1997 年 11 月重新啟動。

經濟分析綜整得出以下結論：

- 參考案例的假設（假設電廠的運轉至其執照年限），會對 Maine Yankee 的客戶產生些微的淨現值（NPV）的利益。
- 參考案例提供分析的起點。它不被視為最可能的結果。
- 據指出每個成員公司可能進行經濟研究略有不同，但是它認為所有的成員公司很可能會使用以下情境假設比參考案例中更有可能的情況下，作出判斷，這些假設包括：
  - 運轉小於剩餘的執照年限
  - 容量因子低於假設不停止運轉值 95%
  - 額外的容量因子減少以反映營運風險，例如延長核燃料更換所造成的停止運轉，或非預期的強迫停止運轉
  - 修正繼續營營現金流折現率
  - 重新開機遲於 1997 年 11 月 1 日
  - 取代電源成本比考案例中假設還低 10 %
- 結合了上述所做的判斷結果，如果繼續運作 Maine Yankee 電廠，基本上是在懲罰客戶。

### 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：

- 草擬停機後除役作業報告（PSDAR）；
- 開始開發一系列提交 NRC 給豁免請求。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。
- 回顧之前的除役費用估計；
- 評估除役選擇（立即或延遲）；
- 初步評估除役方法—自我執行或外包（於第 4 章節討論）



- 初步評估利益相關者互動的需求（於第 6 章節討論）

除役方法選擇（立即拆除）依據董事會經濟分析，如果除役是該廠址的選擇結果，立即拆除的方法對繳納人是最具經濟利益的。

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。

### 3.3 過渡期活動

#### 借鏡/建議

- 管理 — 為除役計畫選擇一個包含牽涉所有學科初步除役規劃的小型管理團隊，在扁平化的組織下成為一個工作團隊。
- 管理 — 保持所有部門參與很重要，即使由他們的領域中解決問題並非顯而易見。這是因為在除役中，一個看似無關的任務/決定，如何影響到其他部門不是那麼顯而易見，也因此由那些不直接相關者，提供了問題獨特及更好的解決方案/方法。
- 管理 — 隨著時間推移，一般的小管理團隊收集足夠的知識，超出他們直接管理的有關領域，此時他們的觀點往往對工作的影響為：添加另一個層次的品質保證。
- 管理 — 選拔人才留在除役的計畫中是很重要的，它需保留了建廠專業知識和經驗，此外要保有運作經驗的管理人員。為了支持下一個建議，獲得建設和/或拆除經驗方面的專門知識的人員也是很重
- 管理 — 一項關鍵的早期過渡作業為廠址心態由運轉邁向除役。
- Cold and Dark (在下面的本文中詳細定義) — 冷凝作用使主要輔助主建築地面濕滑 — 需要安裝人行道止滑墊。

- Cold and Dark — 執行"橙色計畫"（在下面的本文中詳細定義）需特別注意。缺少對細節的注重會導致線路、管道或支援媒介無意中被削減。
- Cold and Dark — 確保線路低處充分排乾。一旦熱減少或移除設施，不充分排乾可能由於水冷凍而導致線路或閥門破裂。
- Cold and Dark — 執行計畫的獨立審查，以避免遺漏了由 non-cold and dark 的建築物中的隱藏電氣線路。

### 概述

除役的過渡期，一般認為是永久停止運轉至除役活動開始期間。在 Maine Yankee 的案例下，這是大約 1997 年 8 月至 1998 年 7 月期間，選定除役作業承包商（DOC）。在此期間的關鍵行動包括：

- 提交各種的管制和執照文件，減少負擔不再需要的作業；
- 完成的業務案例，以確定除役選擇
- 發展和提交主要除役合約請求建議書（RFPS）
- 規劃和進行 除役前的行動
- 執行的"關鍵路徑"作業如廠址評估、反應器冷卻劑迴圈化學除污和消滅石棉
- 選擇合適的現場工作人員，以維持除役計畫，另外開始員工資遣措施
- 開始與除役相關的利益相關者互動

### 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 永久停止運轉，並且從反應器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停機後除役作業報告 (PSDAR)。該廠址提交的 PSDARs 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暴露值。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。我們知道在 1997 年 8 月 Maine Yankee 終止運轉，PSDAR 表明 Maine Yankee 除役將於 2004 年 8 月表明。目前定於 2005 年 3 月完成 (附表增加僅為 8%) (實際為 2005 年 10 月)。

NRC 收到 PSDAR 後，通常在收到文件後的 90 天內，舉行鄰近區域的公開說明會。由於執照中規定，此說明會需向公眾提供除役的做法和時間表的摘要，並給 NRC 一個時機，討論的管制和監督反應器除役的過程。說明會還提供了一個徵求公眾意見機會。1997 年 11 月 6 日舉行 Maine Yankee 公開說明會。

申照的作業是整個除役計畫的重要動作。Maine Yankee 被要求與管制的互動的更多細節在第 6 章節中。

### 過渡期商業案例

如果過渡期前尚未完成，在過渡期內進行幾個商業案例或經濟分析。上述是非常重要的，由於其成果是形成整體的除役計畫方針，並且是整個除役計畫進展的關鍵決定輸入。

最早的商業案例是除役方法的選擇。如上所述，董事會的經濟分析已經完成了這個任務，進行立即除役的決定。

下一個重要的業務案例是確定除役整體計畫管理方法。選項主要是 Maine Yankee 自行管理計畫並招聘特殊的總承包商或分包商以順利完成計畫所需、聘請總承包商包含所有必要的分包商的或雇用除役作業承包商

(Decommissioning Operations Contractor, DOC)。DOC 的方法是類似聘請總承包商。合約中訂明，總承包商提供所有的勞動和技術，並預先設定每小時勞動費率（所謂"時間和材料"合約）。DOC 與總承包商不同在於 DOC 除了提供這項工作所有必要勞動和技能，另外以固定價格的基礎承接計畫，因此承擔了執照持有人部分的風險。第 4 節討論，Maine Yankee 選定除役作業承包商的方法。

另一個業務案例為，通常啟動過渡時期時用過核子燃料已決定採取何種貯存辦法。在 Maine Yankee 停止運轉時，美國能源署(DOE)尚未不履行 1998 年 1 月 1 日開始接收用過核子燃料的合約，但很明顯 Maine Yankee 用過核子燃料，將有一段時間保留在廠址上。美國能源部表示：直到 2010 年，Yucca Mountain 最終處置場可能無法營運。假設此設施依新的時程開始運作，在美國境內的每個發電反應器廠址內將堆放著等著運送到最終處置場的用過核子燃料。

商業案例中的一個關鍵變數是現場用過核子燃料的管理：選定一個日期，所有廠址上的用過核子燃料有望轉運到 DOE 永久處置場。此經濟分析在是第 5 章節進一步討論。

### **過渡期的請求建議 (RFPs) 和計畫執行**

一旦決定承包方式，發展詳細的請求建議(Transition Requests for Proposals, RFP)並提供以利招標。DOC 將在第 4 章節進一步討論。在 Maine Yankee 早期評估顯示，為了完成業務案例、發展和發出 RFPs、獲取、評估和選擇承包商並動員承包商，實體的除役工作不會在 6-12 個月內進行，。

Maine Yankee 視這 6-12 個月期間為為一個機會來評估與進行相對分離(定義範圍)計畫，因會降低整體計畫風險，所以不管所選的承包方式為何，這都可能被要求。分離計畫包括廠址石棉消滅、減少熱點、反應器冷卻

劑系統除污、初步特性調查和汽機島"Cold and Dark"過渡期的狀態。過渡到 "Cold and Dark"可能也包括創建用過核子燃料池島或為用過核子燃料池島建立一個分離的獨特過渡計畫。

### 石棉拆除

在電廠營運時進行電廠維修或修改，需要修復石棉。因此，Maine Yankee 有與合適的石棉修復和處置公司的承包經驗。在操作過程中沒有發生整批修復。石棉被廣泛用於在 Maine Yankee 絕緣材料、防火隔絕、塗料添加劑和瓷磚。這與於上世紀 70 年代早期開始運營的其他反應器類似。在較早的除役成本估算提出的石棉量為 16,000 立方英尺。Maine Yankee 的具體評估，約 28500 立方英尺的石棉需要整治。據估計，約 1/3 的石棉具放射性污染，因此需要安置在具有執照的低放射性處置場。留在渦輪室為非石棉的絕緣，協助重新開機選項和/或潛在的渦輪室元件銷售。

石棉整治計畫始於 1998 年 3 月，1998 年 12 月中旬結束。這個拆除計畫估計至少是以往在 Maine 州完成任何石棉拆除工程四倍大。這也是以往執行 Maine 州拆除石棉分包商最大的拆除計畫。該計畫利用超過 12 分包商，尖峰時有 145 名工作人員服務，他們的工作為移除含石棉的材料，共約 80,000 立方英尺，約 200,000 人-小時。

### 減少熱點

Maine Yankee 認為整個除役計畫輻射暴露量的減少為一項重要目標。早期開始的兩個計畫之目的為減少輻射源或放射性物質在核電廠的量，以減少除役工作人員將面臨輻射暴露風險。這兩個計畫分別熱點去除及反應器冷卻系統除污。

核電廠運行期間進行輻射調查會注意到在廠房隔間、管槽和其他區域的一般熱點。這些熱點問題往往管道彎頭、閥門的連接點、流量的變化、管

道中的位置和其他地點。為了避免對技術人員不必要的暴露，一般會找出這些區域。這些調查主要目的為確定一般區域升高的暴露量，告知工作人員避免至該區域。

熱點減少計畫，旨在明確地確定熱點，允許“外科手術”移除他們，就是相對於整個管道或組件在某一區域去除切割出特定部分閥門或管道。

為了完成此一計畫，系統進行排水和取出勞務。這意味著只有系統不再需要為燃料進行安全管理時可用於減少熱點。Maine Yankee 取得一個伽瑪攝影機支持熱點減少工作。伽瑪攝影機的組成包括搭配電腦的攝影鏡頭和輻射探測設備。伽瑪攝影機在使用時，將提供監測區域的黑白圖像與一個與疊加顏色的區域。顏色的變化代表輻射暴露率的變化。產生的圖像清楚地確定將在某一個地區的最高度活度源，之後可以移除。這個過程可以在某一區域不斷重複，以產生所需的劑量減少。

廠址輻射保護管理器估計熱點減少計畫可能會降低計畫總暴露~150 人 rem(1.5 人 Sv)。

### 反應器冷卻系統除污

除了減少熱點，Maine Yankee 還決定執行反應器冷卻系統(RCS)化學除污。輻射保護管理者估計 RCS 除污也可能減少計畫總暴露~150 人 rem(1.5 人 Sv)。

以 RCS 除污為主題的詳細論述的 EPRI 報告為#TR-112092, Evaluation of the Decontamination of the Reactor Coolant Systems at Maine Yankee and Connecticut Yankee, and Report # 1003026, Decontamination of Reactor Systems and Containment Components for Disposal or Refurbishmen，摘要如下。

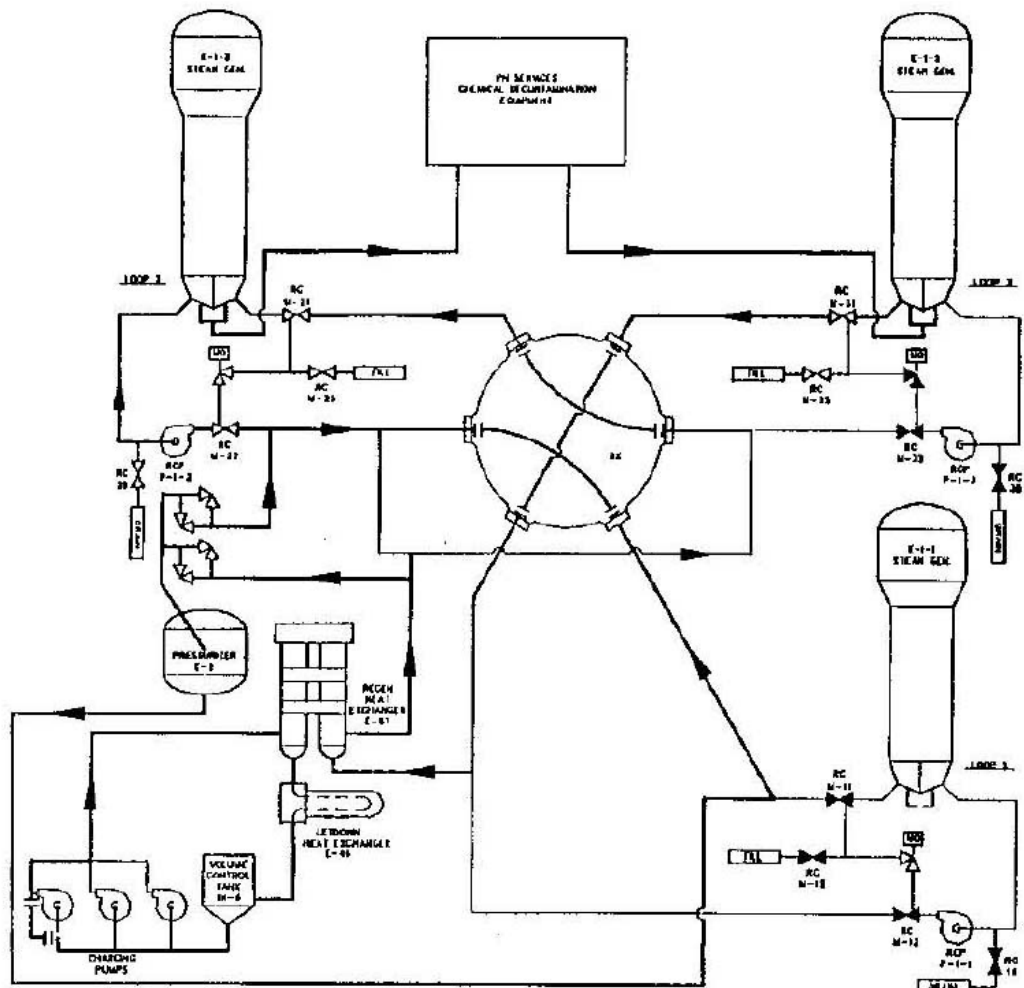


圖 3-6 Maine Yankee 第一階段 RCS 除污

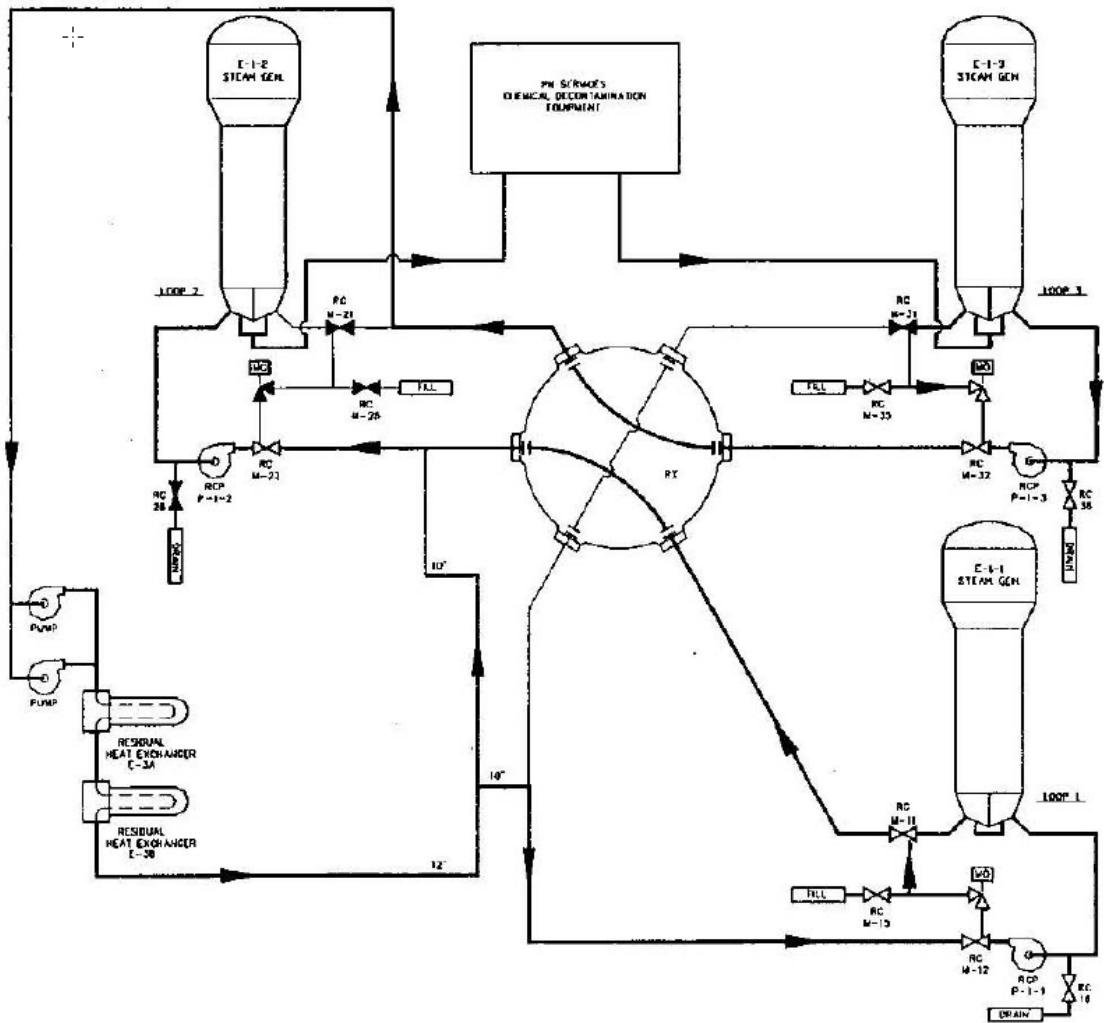


圖 3-7 Maine Yankee 第二階段 RCS 除污

選擇的 RCS 除污承包商提供技術支援、電氣和廢棄物處置服務。需有限度地使用電廠的設備。安裝一個可流通的噴嘴阻斷裝置旁通反應器壓力容器，此裝置稱為”蜘蛛(Spider)”，安裝於在反應器冷卻劑迴路和反應器壓力容器的接頭。蒸汽產生器管路由跳線旁通並使用較低流量（400 - 650 gpm）。由承包商的提供外加 600gpm 幫浦供給循環動力。外部加熱、離子交換器、化學添加、採樣和過濾，也是由承包商提供。



這個程序包含了兩個獨立的應用階段。第一階段包括部分 RCS 迴路 2 和 3，降載系統、裝載系統、注入和排水系統及穩壓器（圖 3-5）。第二階段包括所有三個迴路和餘熱排除系統（圖 3-6）。此程序在 1998 年 2 月 10 日開始，在 3 月 7 日完成。這包括用了兩天來改變整個系統及用了兩天在除污結束後清理系統。

第 1 階段共有 11 次循環，需 191 個小時。第 2 階段共有 13 次循環，需 182 個小時完成。該計畫結果包括：

- 102 居裡的伽馬放射性活性被移除（98%鈷-60）
- 673 磅的溶解金屬被移除（278 磅的鐵、鎳、262 磅和鉻 133 磅）
- 所有位置的去汙因數(DF)為 31，同時位置大於 100mR/h 去汙因數為 89
- 除污產生 535 立方英尺的離子交換樹脂廢棄物，從除硼系統的樹脂產生額外的 90 立方英尺。

### 初步特性調查

早就發現一個詳細的廠址特性調查，對任何除役合約方法的選擇所是必要的，因為廠址特性調查的結果支持計畫計畫的制定詳細。在 1997 年 10 月中旬選擇廠址特性調查承包商，並開始廠址的工作，工作在 1998 年 4 月完成，並在 1998 年 4 月 29 日發表報告。此特性調查包括危險材料以及放射性物質。

此計畫的一個有趣現象為除役作業承包商(DOC)的潛在競標者參與其中。Maine Yankee 已決定採用固定價格法著手撰寫請求建議書(RFP)來尋找除役作業承包商(DOC)。Maine Yankee 的期望是選定的除役作業承包商

(DOC)將負責需要整治的污染物質。潛在投標人接受初步的場地特性調查的結果是很重要的，因為他們的部分的出價是基於需整治污染物質的數量。

若之後發現在初始廠址特性調查未明確定義的污染的物質之事件，典型行業慣例為：總承包商陳述這是超出最初的計畫範圍，因此需要額外成本補貼。

Maine Yankee 想要避免這種情況，所以除役作業承包商投標者成為初始廠址特性調查計畫參與者。他們審查了計畫範圍的工作，基於他們的經驗建議的更改或增加其他需評估區域。在特性調查計畫期間，每個投標者自費提供一個或兩個人在 Maine Yankee 的現場。

最後，每一個潛在投標人有相同的特性調查結果。總共作了大約 130,000 現場測量和拍攝，近 800 樣本進行化驗分析。有趣的結果包括：

- 注意到背景值的變異很大，這是由於整個廠址不同深度的岩床、沉積礦物和其他因素。
- 特性調查在前遊客中心地毯上發現污染，後來確認為展示使用的一塊鈾礦石。
- 真正異常的環境結果只有在位於廠區的南部 Bailey Point (圖 3-3) 大約 10 平方英尺和深 6 英寸 (已整治)。
- 兩個海洋沉積物樣本顯示，揮發性有機化合物 (VOC) 和半揮發性有機化合物 (SVOCs) 濃度升高——推定為可能源自建築的屋頂和停車場的石油產品。

### **Cold and Dark**

Maine Yankee 的系統和建築物想用"Cold and Dark"的做法。"Cold and Dark"是一個用語，用來描述一個設施含流體的系統幾乎都排乾，並且電力

組件的已被移除。其他主要的替代方法是配合除役時程所需的排水/斷電系統。Maine Yankee 決定使用"Cold and Dark"方法而非其他方法因：

- 提供最大核安全（一旦用過核子燃料是適當地孤立），排水/斷電系統可能與用過核子燃料池交互作用
- 提供最大的工業安全，並且確認人員開始除污或拆除活動前，移除所有的電源
- Cold and Dark 的方法是除役作業承包商(DOC)投標者進行評估和投標的最簡單的一個，結果可能會從潛在的除役作業承包商(DOC)得到較低報價。

電廠可處於 Cold and Dark 的條件為需完成四項主要措施：

- 使用過核子燃料池島(Spent Fuel Pool Island, SFPI) 計畫
- 系統評估與重分類團隊(System Evaluation and Reclassification Team, SERT)
- 控制室轉換(Control Room Transition, CRT)
- Cold and dark 計畫

只要用過核子燃料存留在用過核子燃料池，其控制和隔離是核安全計畫的重點。為了允許除污及拆遷活動，用過核子燃料池必須透過隔離管道、電氣、控制系統使其獨立其它部分的電廠。這種隔離用過核子燃料池和其支援的結構，從規畫除役活動需要創建使用過核子燃料池島計畫（SFPI）。SFPI 安裝獨立用過核子燃料池冷卻系統、新電力分配系統、新控制室(遠離除役的區域)、新暖通空調和輻射監測系統和倒塌安全邊界。

系統評估與重分類團隊(SERT)在廠址上評估所有的結構、系統和元件(SSC)。初始 SSC 清單基於設備和每個運轉執照所需的元件。SSC 之評估遵循以下標準：

- 是否需 SSC 用來防止或減輕永久去除核燃料的條件下的設計基準事故
- 是否需要 SSC 來安全儲存放射性廢棄物用過核子燃料
- 是否需要 SSC 來滿足永久去除核燃料的條件下廠房設計、執照的基礎或技術規格
- 是否需要 SSC 來滿足平常廠房除役期間操作所需

每個 SSC 依據上述來評估，然後分類為"可用"或"準備放棄"。

SFPI 和 SERT 的計畫的成果之一是確定將除役的工作需要什麼控制和儀器。由運轉至除役，控制和儀器的需求層次大幅降低。

Maine Yankee 決定提供一個全新的控制室給除役工作，而非維持現有運轉控制室僅減少控制和儀器來使用。

控制室移轉所需重新安置所有警報系統至新控制室。它還提供了控制室所有的火災探測器的作動及抑制控制和指示。廠址氣象塔適用的資料從也連線到新的控制室。這個小範圍控制室使操作者更容易集中較少數量關鍵性的參數和儀器上。

新的控制室也允許舊的操作控制進行斷電和拆除。

“Cold and Dark projects”的其餘作業包括：

- 更改機械設施
- 更改電氣設施
- 減少廢棄物
- 工作人員搬遷；
- 啟動"橙色計畫"；
- 對防火抑制系統的更改。

更改機械設施使保健物理檢查點重新配置，並且重新配置輻射控制區的通風、電廠污水坑和排水渠道，和廠址井和飲用水。

更改電力設施從現有電廠的電力系統分離出"向前邁進"電力系統。它包括必要負載的重新輸電（吊車、留佔用的建築、通風和建設施工電力）。最後，它涉及重新配置外部電源飼入電廠的線路。

儘量減少廢棄物涉及從廠址移除所有不需要的化學和石油產品，以及電廠污水坑的關閉和水源的重新導向。水槽已清除，系統已排乾。電廠電池、水銀和任何含氯氟有機化合物（CFCs）適當地被從廠址中移除。

工作人員重新安置是繼續完成計畫的早期挑戰。隨著計畫進行，電廠永久員工人數不斷減少，工程承包商人員的數量則有大幅變化。除役計畫的每個方面，需要足的辦公室及工作室空間。整個計畫每天的電信和電腦的服務幾乎在變化。整個計畫確保員額波動及有足夠的飲用水和衛生服務的也是 Maine Yankee 的另一項挑戰。

一旦完成系統評估與重分類團隊(SERT)、SFPI 和更改機械和電氣設施，電廠留下一套所需相對小的結構、系統、組件、控制和儀器。基本上除役活動不影響這些元件。

需要一種簡單方法，以識別這些元件，以便計畫人員(Maine Yankee 和合約的人員) 不會更改或對其進行處理。為此目的設立了"橙色計畫"。所有這些必需的元以橙色帶子標記。計畫的所有人員都進行了訓練，除非依據正式的工作計畫，否則不碰橙色元件。這是剩餘的重要安全系統一個好的溝通方法，但請務必確定選定系統所有部分，包括控制及儀器的電纜連線。

更改電廠火災抑制計畫涉及減少火災負荷（降低可燃物）和修改消防安全計畫及步驟，在不加熱的區域，允許排乾以水為基礎的滅火系統，並轉

變到乾式管路為基礎的滅火系。因需要控制火災負荷，需適當地進行電廠職員的訓練的更改，並提供足夠的手提式滅火(滅火器)。

### 人力資源轉型

在 1997 年夏季開始直到除役的過渡期，電廠員工可以理解大量運轉職員的不確定性。是否會繼續受雇於 Maine Yankee 現場或其它公司持續受到關切。這段期間到除役，Maine Yankee 人力資源人員的工作為持續溝通，以保持工作人員士氣和使人員繼續專心於手中的任務的。

最大的變化是從營運到停止運轉的文化轉變。"這會如何影響我、這將如何影響我的工作、我家人、我的轉職選擇等。"員工們想要更具體的答案而 Maine Yankee 試圖提供具體的答案，但在某些情況下管理者也不知道答案。這是最重要是保持持續的溝通。

Maine Yankee 想要提供一定程度的安慰，給在這種不確定性狀況下仍努力工作電廠員工。處理的一個方式是發佈了一個資遣和提前退休計畫。該計畫大致與其它新英格蘭公用事業大致相若，每年的服務年資發放的資遣費為兩個星期的工資。如果公司希望你留下來而你繼續停留在這個計畫上，你有資格保留遣散費的福利。這一項措施給了 Maine Yankee 員工財務上慰藉。

該計畫直到最後停止運轉都沒有更改，這被認為是非常重要的，有助於維持員工的信任和信心，特別是那些被要求留任至計畫結束的員工。

當除役計畫持續進行，Maine Yankee 工作人員所需的技能和技能的量變得更清晰。基於 DOC 人手的推測，Maine Yankee 目標員額的發展預計如下：

- Final Shutdown ~ 600
- End of 1997 ~ 300

- End of 1998 ~ 135
- End of 1999 through completion of fuel transfer out of pool ~ 85

這些數字只反映了 Maine Yankee 的職員，沒有任何 DOC 合約人員。

乾式貯存燃料傳輸完成後工作人員會減少，有如其他被拆毀建築物，最後終止調查完成後會下降到大約 20 人。未來的員額配置水準已確定，會提供員工他們個人就業的結束日期。最初，舉行分組會議討論一般工作人員編制方法和工程計畫計畫。其後部門集體會議和員工和主管之間最終個別會議。每三到六個月重新審查預測人力和結束日期，之後舉行了個人與上司之間的會議，更新廠址工作人員的特定結束日期。這些會議有一個寶貴用途，該計畫的電廠員工繼續有明確的個人結束日期。如此最小化的工作人員的不確定性，有助於保持員工專注於計畫，而不是工作人員的個人情況。

工會有一個不同的資遣散計畫（概念類似）是通過現有的合約來達成。無關除役，大約停止運轉兩年後，工會合約由於合約到期而重新協商。在新合約中，為適應這些除役的變化，包括交叉培訓和工會人員的資格作了修改。同樣，這減少了個別不確定性，支持工會人員專注於計畫。

Maine Yankee 還設立主要用於關鍵員工的保留計畫。關鍵雇員由程序化的基礎所決定，並通常由首席執行官、首席財務官與適當的副總裁審查，以確定最需要的位置及需要的時間（對於在什麼時間）。此保留計畫每月提供留任在計畫個人年薪一定比例，假設只要 Maine Yankee 需要他們，他們就留下。如果個人離職的時間點，在他們同意結束日期之前，沒收其留用獎金。此計畫最初目標為相對較少的個人，但是計畫繼續進行，啟動兩個計畫的附加階段。在每個階段增加計畫的人數。這個整體的增加是由於兩個主要原因。

首先作為該計畫的第一次執行，關鍵專業知識和經驗的改變，需要審查需要保留關鍵技能。第二，繼續此計畫，Maine Yankee 人員繼續緊縮，每個留任員工對整體計畫的相對貢獻變得更重要。因此在除役計畫中，必需及早發展廣泛和強健的留任計畫，但在整個計畫中要定期審查所需的技能的計畫同樣重要。

### **過渡期利害關係人互動**

啟動停止運轉前期間的任務之一是與林肯縣的州參議員討論有關 Maine Yankee 需要和當地社區和利益相關者溝通溝通的新方法。無論廠址是出售還是除役都是需要的。這些討論的結果之一是社區諮詢小組 (CAP) 的發展。第 6 章節更詳細地討論。第一次社區諮詢小組 (CAP) 會議的舉行僅在公布關閉後兩個星期。在撰寫本文時，Maine Yankee 除役的計畫，社區諮詢小組(CAP)已舉行近 50 次公開會議。

## **3.4 除役作業承包商的使用**

### **借鏡/建議**

- 瞭解您的主要承包合作夥伴在技術和財政兩方面的強度。
- 有足夠的合約條文，在主要承包商發生問題的事件中，提供業主選擇，以有效和安全的繼續該計畫。
- 保有或獲得對計畫最優秀的人，通常這些人不會都在一個組織或公司內。
- 如果您有輻射、取照和拆除的專業技能，自行執行除役可能是合適並具成本效益。



## 概述

在 Maine Yankee 結束操作時，公用行業正在發生許多事情影響 Maine Yankee 的除役承包方法選定。

最後一批大型電廠建（在 20 世紀 80 年代）傾向於用傳統的總承包商的時間和材料 (T&M) 合約來興建。因為幾個理由，這些合約的總成本往往遠超出原來預算。Maine Yankee 不想電廠的拆除根據相同的經濟模式，所以它追求的固定的價格合約。

除役的信託基金僅提供有限的金額分配給此計畫。因此支持追求一個固定的價格合約的決定。

Maine Yankee 所採取的做法是 DOC RFP 中設計轉移一些計畫風險給另一個實體，此實體有資格安全地執行工作。在 1998 年 12 月 EPRI 除役研討會 (EPRI TR 111025) 中，在中說明了此一風險的轉變。下表由此演講材料所衍生。

除了討論風險轉移，演講說明了使用 DOC 的優點和缺點，並提供一個清單要求潛在 DOC 的強項及 DOC 在取得合約前需先察看的活動。

表 3-1 DOC 及 Non-DOC 風險的責任歸屬

Task	DOC	Non-DOC
Transition management	Contractor or owner	Owner
Project management	DOC	Owner
Site management	DOC	Owner
Site Labor management	DOC	Various
Cold & Dark preparations	DOC	Owner/contractors
Primary system decon	Owner/contractor	Owner/contractor
Site characterization	Owner/contractor	Owner/contractor
Large component removal	DOC	Contractor
Commodity removal	DOC	Contractor
Waste packaging, shipping and disposal	DOC	Contractor
Licensing	Owner/DOC	Owner/contractor
Health physics	DOC	Owner/contractor
Station administration	DOC	Owner/contractor
Procurement	DOC	Owner/contractor
Fuel handling	DOC	Owner
Fuel storage facility	DOC	Owner/contractor
Final status survey	DOC	Owner/contractor
Asset recovery	Owner/DOC	Owner
Repowering	DOC	Owner

DOC 優點

- 業主僅需處理一個建造者/承包商
- 固定價格
- 較強的進度承諾
- 分擔風險
- 工會讓步
- 工作範圍的協同
- 再培訓與再利用所選的廠址人員
- PUC/FERC 接受基於固定成本推定的徐役
- 可記取過去經驗的優勢
- 為業主節省

#### DOC 缺點

- 拉高前面的特性調查和投標時間週期
- 失去業主的控制權
- 業主支付未發生的可能突發事件
- 超出合約之變更的潛在成本

#### DOC 需要的強項

- 大型廠管理能力
- 核能取照
- 安全評估
- 核能工程/機械設計
- 受污染的設備拆除/處置
- ISFSI 鋼筒/運送箱/吊車吊運
- 採購/承包商管理

- 建築勞工/工會管理
- 放射分析 /設計 / 規劃
- 電廠系統的瞭解
- 除役過程最佳化能力
- 國家和地方管理機關取照的能力

#### DOC 合約的事先要求

- 廠址特性調查
- Cold & dark 策略
- 燃料貯存策略
- 一次側的除污
- 廠址電廠資料/圖面的準備

除了選擇除役作業承包商(DOC)外，Maine Yankee 也有 Maine Yankee 管理方面的決定。早在 1997 年，Maine Yankee 與 Entergy Nuclear, Inc. (ENI) 有合約，提供電廠管理服務。這是電廠重新開機及研究綜合廠址改進計畫工作的一部分。幾個關鍵的 Maine Yankee 經理人，在永久停止運轉的時成為 ENI 的職員。

1997 年 11 月 Maine Yankee 宣佈修改了 ENI 的合約，於除役計畫的進行繼續提供管理服務。ENI 管理合約一直持續到現在。

#### DOC 的選擇

1998 年 4 月 17 日，Maine Yankee 提出除役作業承包商(DOC)的請求建議書(RFP)，1998 年 5 月 29 日為投標日。RFP 要求投標人包含特定選項，

包括電廠廠址重配電力，用過核子燃料管理/貯存，並滿足 15 mrem/y 加上合理抑低的外釋標準。

一開始 Maine Yankee 的計畫有大約有 6 組投標人，一般為大型領導公司結合規模較小的下包商共同投標這份工作。執行送交投標書的初步關鍵，以確定投標人完全符合資格和要求。在初步審查之後，進行了詳細的投標審查。

Maine Yankee 和一個第三方專家組成的團隊進行投標審查。與會專家包括金融分析師、低放射廢棄物專家、總承包和電廠設備更新改造專家。基於社區諮詢小組(CAP)的請求，經濟重建的專家也參加投標審查過程。投標評比使用結構化的決策分析過程，而加權因子明顯對有效的成功除役。以最具有競爭力的投標為基礎，對投標方案進行評估。

投標評估標準包括：

- 安全歷史（工業和放射性）；
- 在核環境中的經驗；
- 類似的拆除計畫經驗；
- 關鍵人員的學歷/證件；
- 投標人的財務狀況，包括信用評級；
- 除役方法的創新。

Maine Yankee 收到非常激烈投標競爭，部分是因為認為短期內有具有大型除役計畫經驗公司的需求。得標者將被視為具將來除役計畫的競爭優勢。

1998 年 8 月 4 日，Stone & Webster Engineering Corporation (SWEC) 得到一個統包、固定價格合約，承建商在需要承擔執行除役計畫的財務風險。

SWEC 合約總共約 250 萬元，原先估計除役費用為 541 萬元(1998 美元)。

合約中的幾項規定最終證明對 Maine Yankee 尤其有用。這些措施包括：

- 可假設不需新合約下，下包商以及 DOC 之間的合約，Maine Yankee 有相同的條款及條件。
- DOC 合約中指定了大量的履行和報酬連結
- 在合約中具有非常嚴格的財務控管授權，包括審查 DOC 支付所有下包商的工作。
- 合約規定，如果 DOC 發生無力償債，可以終止合約

Maine Yankee 和 DOC 之間主要的財務管理系統使用”取得價值(earned value)”概念。”取得價值”用於在勞動及服務合約和全部的計畫。最初的概念是每個 WBS 元素的預算和各自的支付給 DOC 在工作分解結構(WBS 元素)設計，以配合所有計畫元素。

每個工作任務分配了具體預算（金錢或工時）。視每一項工作任務的進展情況，再支付 DOC 款項。以下的範例為用過核子燃料乾貯系統發照。

WORK PACKAGE PERCENT COMPLETE - WPPC  
FORM 1

PMP 11.0 FORM1

PROJECT: MAINE YANKEE DECOMMISSIONING

WORK PACKAGE NO. J.C.D.ISFS.0065

Activity # ISFSI65

WORK PACKAGE DESCRIPTION:  
Cask Vendor Licensing

EARNED VALUE BREAKDOWN

Cask Vendor Licensing		% OF			MY
Activity		TOTAL	COMPLETE	EARNED	APPROVAL
1	1032 negotiate cask vendor contract	2.0%	Y	2.00%	RCH
2	1085 Prel eval of MY non-std Fuel	3.0%	Y	3.00%	PP
3	1096 Validate Design with drop test	4.0%	Y	4.00%	RCH
4	0008I perform storage source term analysis	2.0%	Y	2.00%	RCH
5	0024I perform transport source term analysis	2.0%	Y	2.00%	RCH
6	0005I perform storage criticality analysis	3.0%	Y	3.00%	RCH
7	0022I perform transport criticality analysis	3.0%	Y	3.00%	RCH
8	0026I perform transport shielding analysis	3.0%	Y	3.00%	PP
9	0028I perform transport thermal analysis	2.0%	Y	2.00%	RCH
10	0010I perform storage shielding analysis	3.0%	Y	3.00%	PP
11	0014I perform site dose analysis	2.0%	Y	2.00%	PP
12	1059 prep/submit amendment for storage non std fuel	10.0%	Y	10.00%	PP
13	1064 prep/submit supp/ for transport non std fuel	5.0%	Y	5.00%	RCH
14	0016I perform storage thermal analysis	2.0%	Y	2.00%	RCH
15	0019I perform storage structural analysis	2.0%	Y	2.00%	RCH
16	0030I perform transport structural analysis	2.0%	Y	2.00%	RCH
17	1140 NRC review amendment non-std fuel storage	4.0%	Y	4.00%	PP
18	1155 NRC review Amendment for fuel Transp	3.0%	Y	3.00%	PP
19	1065 Receive RAI for fuel transp	1.0%	Y	1.00%	PP
20	1066 Respond to RAI Fuel Transp	4.0%	Y	4.00%	PP
21	1060 Receive RAI non std fuel storage	1.0%	Y	1.00%	PP
22	1062 Respond to RAI on Non-std Fuel Storage	7.0%	Y	7.00%	CO
23	1146 NRC Rev 1st Round Resp Fuel Transp	1.0%	Y	1.00%	PP
24	1137 NRC Review RAI Response Non-std Fuel Storage	2.0%	Y	2.00%	PP
25	1055 NRC Issue Transport CoC	4.0%	Y	4.00%	PP
26	1067 NRC issue draft SER(Non Std Fuel)	10.0%	Y	10.00%	PP
27	1068 Rule making on Amended Storage CoC	3.0%	Y	3.00%	PP
28	1134 Receive Amended CoC non std fuel Storage & Transp	10.0%	Partial	7.58%	DR
TOTAL		100.0%		97.583%	

圖 3-8 取得價值報告範本

在上面的圖中，第一個活動，"協商鋼筒供應商合約"評估為需要 2 % 努力來完成"鋼筒供應商發照"所需的整體工作。一旦特定任務完成並且 Maine Yankee 批准，承建商將當作已賺得套裝工作中 2% 相關的費用的。使用此過程提供了直接承建商匹配的計畫管理工作計畫和時程的報酬。

排除 DOC 和轉換到自我執行

在 1999 年的下半年，Maine Yankee 開始接到 DOC 下包商沒有從 DOC 得到及時付款的投訴。此外，工業貿易期刊中的報告暗示一些其他 DOC 計畫（主要是海外）遇到的問題，可能對 DOC 的財務狀況有不利影響。

在 2000 年年初，在 Maine Yankee 的工作活動也開始了一些問題。缺乏資源應用於計畫的 DOC 被視為造成問題的原因之一。這些問題導致了管理高層在 Maine Yankee 與 DOC 之間的會議。

之後與 DOC 之間的這些會議，修正合約緊收合約財務控制。包括 DOC 母公司進一步的擔保。

1999 年底，DOC 也開始努力出售某些公司的資產。2000 年 4 月，DOC 不得不重申以前的企業盈利。2000 年 5 月 4 日，Maine Yankee 基於合約承建商破產規定的履行問題終止 DOC 合約。不到一個星期後，DOC 宣佈它將根據美國破產法第 11 章申請公司重組。

為了計畫活動順利地繼續，從 2000 年 5 月 4 到 2000 年 6 月 30 日期間，對 DOC 發出另一項臨時合約。這提供了 Maine Yankee 接管直接管理計畫的時程，而不只是計畫監督。2000 年 7 月 1 日，Maine Yankee 開始有效地擔任 DOC（所以稱為自我執行）。在這段期間，Maine Yankee 作出了決定，停止了一旦合約問題進行了整理後可以很容易地完成工作的一些非關鍵路徑的任務，並集中保持關鍵路徑的工作向前邁進。

DOC 被終止後的近期行動是審查所有分包合約以確定那些將維持不變。當時的目標是如果可能的話，避免當前承建商的復工和調動的任何新的承建商的費用。正如前文所述，大多數分包合約被直接賦予 Maine Yankee。這使得過渡要容易得多，時間花在確定要保留與那些分包商，而不需花時間與分包商獲取新合約。



這段期間，也允許 Maine Yankee 對新 DOC 發布 RFP。基本上 Maine Yankee 邀請投標人以"走進 DOC 鞋"來完成這個計畫。Maine Yankee 意圖也是用固定的價格合約執行後續 DOC。

從開 DOC 合約和合約終止期間，市場發生了顯著變化。第一，不再預期會有大批核電廠停止運轉。第二，由 Maine Yankee 的經驗給此行業許多教訓，除役計畫是如何複雜。

投標者提交給 Maine Yankee 的投標書雖有"固定價格本質"，但不是全面範圍或是 Maine Yankee 本來希望的固定價格。Maine Yankee 管理團隊想繼續使用之前 DOC 的方法（固定價格），但投標者提出更多 RFP 外的例外以保護自己。分擔風險的方式轉移回到 Maine Yankee 本身。

2000 年 7 月 1 日 Maine Yankee 開始除役活動的管理，主要側重於乾式貯存系統的施行和反應器容器內部切割。首要推動這兩項整體計畫關鍵路徑主要任務。Maine Yankee 人員確保這兩個任務的繼續，其他則獲准在時程中忽略或推遲，直到最終解決計畫管理的問題。

在此期間，Maine Yankee 得到計畫管理的經驗，並完成之前 DOC 分包認為應該繼續的假設。除了新的 DOC 投標，Maine Yankee 準備向董事會要求自行執行。

2001 年 1 月，董事會指示 Maine Yankee 繼續完成整個計畫的管理。Maine Yankee 繼續當前的計畫管理，在 2005 初年將完成這項工程(實際於 2005 年 10 月完成)。

### **3.5 燃料貯存選項**

#### **借鏡/建議**

- 清楚可知，在開始除污和拆除之前，先安裝獨立運作的使用過核子燃料貯存 (ISFSI)，較為可行。此設施的國家執照取得，需許多的時間和法律互動。當除役時需要許多工程作業，以確保過度燃料池島(SFPI)的安全。燃料完全移出使用過核子燃料池，再做物理除污或是開始拆除時，除役計畫的工作相對簡單。
- 電廠有任何燃料損害的歷史，應準備特別應急計畫，針對最後燃料檢驗中發現燃料丸或其他損害的案例。Maine Yankee 評估輻射和安全防護二者問題，看除了乾式貯存筒外，哪些選項可用於貯存在其他地點。
- 評估其他可能存在廠址的特殊輻射源，例如鈾-鈹(Pu-Be)或鈾-鈹啟動源、硼探測器或其他類似超 C 材料(GTCC)。Maine Yankee 最後申請美國能源部孤立輻射源計畫。花了四年的時間，美國能源部取走立輻射源。您需要評估是否選定用過核子燃料鋼桶系統，可以貯存未來處置的特殊輻射源。Maine Yankee 早期得到的法律意見為，鈾-鈹(Pu-Be)輻射源不是"與燃料相關聯"所以不能放入用過核子燃料鋼筒。有關用過核子燃料池的所有項目及最近每個檢測的健全知識基礎是至關重要的，之後再進行一個全面的乾式貯存計畫。
- 即使停止運轉，請務必保持很好的燃料池化學性質，以支援燃料處理和傳輸操作。

## 概述

在 Maine Yankee PSDAR，乾式貯存(DC)被假定為計畫用途。1997 年 11 月的 PSDAR 公開會議重申了乾式貯存(DCS)是只規劃方法的事實。當時預

設能源部(DOE)尚未能按照與 Maine Yankee 的合約，開始接收用過核子燃料，因此需要某種形式的臨時貯存。

DOC RFP 要求投標人提交臨時現場燃料和超 C(GTCC)廢棄物的貯存。DOC 投標人普遍地與現有乾貯系統供應商將聯手，他們的出價包括乾貯在內，作為 Maine Yankee 的合約選項之一。

1997 年 8 月下旬，Maine Yankee 社區諮詢小組的第一次會議，Maine Yankee 管理者陳述，將修改現有的用過核子燃料池支援系統，以便開始除役，長任期貯存方法(乾或濕)尚未決定。與社區諮詢小組的這些討論一直持續到 1999 年中。

### **用過核子燃料池獨立島 Spent Fuel Pool Island (SFPI)**

類似於其他幾個永久關閉反應器，Maine Yankee 最初選擇修改現有的用過核子燃料池支持系統，貯存用過核子燃料，為燃料的安全儲存提供可以選擇一種方法，直到 DOE 履行其合約義務，移除的用過核子燃料和 GTCC 材料。

這些修改通常提供包含燃料池冷卻和清理系統，以及監測、控制和電源。這些修改由電廠結構的其餘部分系統和元件，有效地隔離用過核子燃料池形成"核島"。此方法允許電廠的其餘部分開始除役，燃料則安全地維持。EPRI # 10003424：用過核子燃料池冷卻及系統清理—電廠除役的經驗，提供一些已經以這種方式貯存燃料，關閉動力反應器的摘要。由此文件節錄以下的資訊及圖表。

Maine Yankee SFPI 使用兩個分離的燃料池冷卻迴路，使用中間冷卻迴路空氣冷卻風扇機組與交換熱。它使用單一用過核子燃料池熱交換器。

在系統中，管路最低的連接位於用燃料元件上方，以阻止發生虹吸事件，而讓用過核子燃料頂部露出水面。備用電源由專用的柴油發電機組提供，執照規定或事故並沒有具體要求需如此。

用過核子燃料池冷卻和中間迴路位於用過核子燃料池建築物。電源風扇空氣冷卻器是位於用過核子燃料池大樓相鄰外面。冷卻迴路設計最大過核燃料池熱負荷為每小時最大熱功率  $3.3E6$  BTU，沒有冷卻時每小時上升  $1.08$  華氏度。

清理系統由表面撇油器飼入單一的淨化泵。然後水由  $0.2$  微米的預過濾器一個  $6$  微米後過濾器來過濾。進一步清理由池內一部內置泵和馬達  $28$  ft<sup>3</sup> 混合床除礦機來循環池內的水。

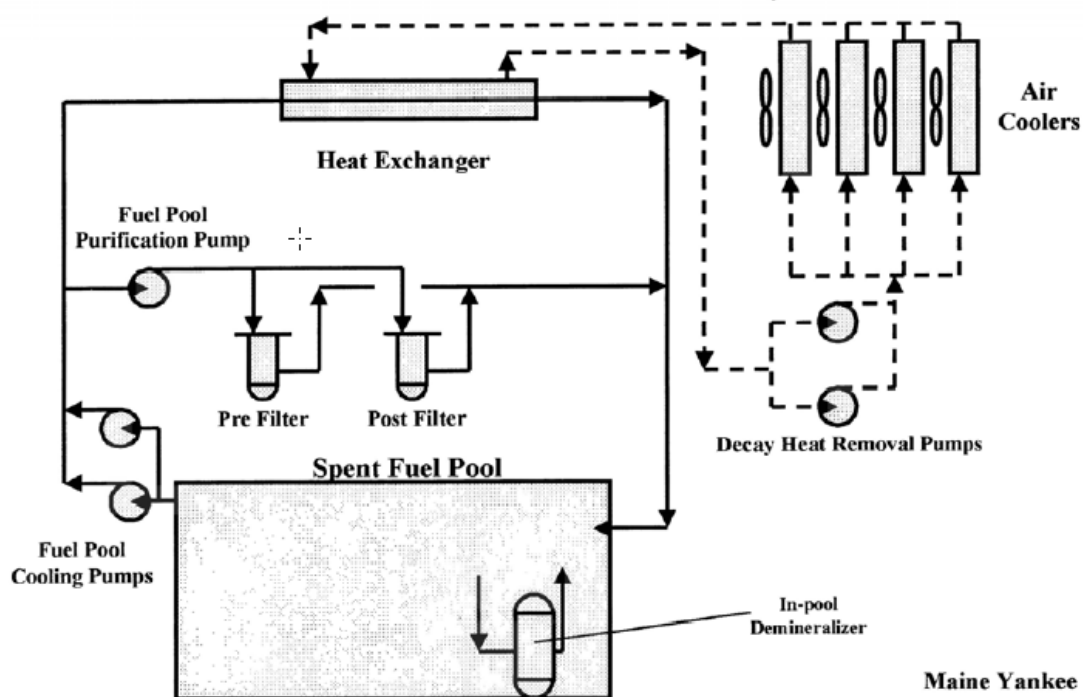


圖 3-9 Maine Yankee SFPI 簡圖

SFPI 監視參數包括：

- 池水溫度、等級和硼濃度 ；
- 冷卻及除污系統的溫度、壓力、輻射水準和構成的能力 ；
- 燃料池建築物輻射水準、通風流動、水池水位和火災探測。

1998 年 5 月，SFPI 開始運作發生一個意想不到的問題，導致重大利益相關者的參與。用於中間換熱器空氣冷卻的風扇是全時運作，在聲音調查後顯示，從廠址外一英里的距離，環境噪音的等級上升 10 分貝(DBA)。

增加的噪音水準引起大量電廠鄰居和其他當地居民關注。Maine Yankee 公共事務總監開始收到大量的電話詢問何時噪音會結束。"大約五年"的正確答案肯定沒有公眾會想聽。

此挑戰給社區諮詢小組(CAP)初期的成功機會。社區諮詢小組的運作提供收集社區的投入及 Maine Yankee 公眾說明的管道。1998 年 6 月 24 日的會議上，很多公眾人士投入此一問題而有很好的出席率。基於社區的大量投訴，Maine Yankee 才宣佈在社區諮詢小組(CAP)會議上評估減少噪音選項都，包括更換風扇馬達或建造的聲屏障。

1998 年 7 月社區諮詢小組(CAP)會議，Maine Yankee 已確定唯一可行的辦法是更換靜音風扇。這種修改成本約為 160,000 美元，由於靜音風扇熱交換效率較低，需到夏天結束才能採行。較涼秋天及冬天的氣候及較低由用過核子燃料衰變產生的負荷熱，才允許使用靜音風扇馬達。1998 年 9 月完成了修改。

此後 SFPI 繼續成功運作直至完成所有的用過核子燃料和燃料池元件轉移至貯存或處置。

### 燃料存儲方法的選擇

在除役過程早期定期執行的商業案例之一是長期燃料貯存選項的評估。有關貯存期間的問題是，最後停止運轉和預期能源部從廠址完成用過核子燃料和 GTCC 廢棄物傳輸之間的時間。這種情況下通常將成為決定使用用過核子燃料池島或乾式貯存系統(DCS)，通常被稱為"乾式與濕式"分析。

濕式與乾式分析是相對比較簡單。Maine Yankee 使用以下輸入他們的分析：

- 投入財務
  - 每年的營運成本（所有通脹和折扣率因子）
  - 薪資
  - 稅
  - 公用事業
  - NRC 規費
  - 資本性支出（密封鋼筒、密封筒、ISFSI 建造、用過核子燃料池的修改成本）
  - 影響除役的成本
- 风险分析—時間相關問題
  - DOE 在 2023 年前無法取走燃料
  - 密封鋼筒製造延誤
  - 密封鋼筒取照延誤

為每種類型的貯存發展輸入參數，預期燃料存放在現址的期間超過除役計畫。變數為每個輸入的參數用來確定哪些因子提供的決定影響最大。主要驅動因素預期為何年燃料將完成轉移。這是因為通常情況下，濕式貯存

比乾式貯存需要較低的資本支出，但需要更高的年度營運及維修成本。Maine Yankee 分析的結果顯示只要 DOE 不早於 2019 完全移除核子燃料，乾式貯存(DCS)具更好的經濟性。

一旦審查原來 DOC 投標，用於分析的附加資訊成為已知；即的 DCS 資本成本高於 Maine Yankee 原來的評估，並基於整體綜合計畫計畫，妨礙除役完成的濕式貯存以使用七年內為目標。

燃料貯存方法的選擇只有技術和經濟的參數，但是 Maine Yankee 選擇還包括其他利益有關者投入到燃料貯存選擇的決定。這種方法獲取利益有關者投入在關鍵計畫里程碑，成了 Maine Yankee 計畫過程中常見的做法。

1998 年 3 月，Maine Yankee 開始與社區諮詢小組(CAP)詳細的討論燃料貯存，並表示希望社區諮詢小組(CAP)和市民投入於決定中。在社區諮詢小組會議中 Maine Yankee 建議了資本成本大約 40-50 百萬美元乾式貯存(DCS)和因選擇 DCS 密封鋼筒設計的不同，數量為 45-65 桶。經營成本預計 2003 年—2023 年期間為 40 百萬美元。主管及其他民選的官員也舉行了類似的討論。為了收集社區的意見來做決定，Maine Yankee 對 DCS 的問題進行民意投票。1998 年 4 月進行，約 800 人參與。

結果顯示，Maine Yankee 和社區諮詢小組(CAP)選擇任何的用過核子燃料貯存選項，都將需要大量的公眾教育。為了更好地教育社區諮詢小組(CAP)作員，他們前往參觀現有乾式儲存設施的三個動力反應器（兩個尚在運轉和一個已停止運轉）。

燃料儲存成為社區諮詢小組(CAP) 每月會議主題持續幾個月。這種溝通努力導致最終於 1999 年 6 月做出結論，如果過渡時期用過核子燃料不得不在現今廠址上，他們寧願採用 DCS 的方法。

## 乾式貯存的活動

乾式貯存計畫的主要任務是取得相應數量的燃料貯存筒，及建造適當的貯存位置或裝載燃料之貯存筒的保護墊。貯存保護墊通常稱為 ISFSI 保護墊 (獨立使用過核子燃料貯存設施保護墊)。

選址與建建 ISFSI 保護墊提供另一個與利益相關者的互動機會，將於第 6 節討論。與 DOC 聯手的乾式貯存筒系統提供商為 NAC。所選的鋼筒系統是 NAC UMS 可傳送貯存筒(TSC)系統，多功能貯存筒系統設計容納 24 組用過核子燃料組件。在選定時，供應商尚未通過核管會 NRC 認證。

DOC 分包合約與鋼筒供應商只提供硬體。DOC 打算在用過核子燃料池內，執行裝載鋼筒，並傳送裝已裝載的鋼筒至 ISFSI 保護墊。

DOC 也建造 ISFSI 保護墊。在 DOC 合約取消時，尚未建造 ISFSI 保護墊。Maine Yankee 隨後商定保護墊的建造 (合約價值預估為 650 萬美元)。2000 年 5 月，Maine Yankee 與燃料密封鋼筒商接手 DOC 分包合約，並在 2000 年年底擴展的範圍，包括燃料傳送行動。

在 2002 年 1 月開始裝載和傳送超 C 材料(GTCC) (共四個密封鋼筒) 至 ISFSI 保護墊更轉讓。2002 年 8 月 24 日，Maine Yankee 在密封鋼筒承建商的協助下，傳送 60 桶中的第一桶用過核子燃料密封鋼筒，貯存在其 ISFSI 上。

在裝載用過核子燃料密封鋼筒並焊接屏蔽上蓋之後，密封鋼筒進行壓力測試、抽水及真空乾燥。之後密封鋼筒回填氬、密封通風和排水渠口、洩漏測試及焊接密封鋼筒的結構上蓋被到圓桶。然後放入垂直混凝土護箱 (VCC) 屏蔽，再傳送到 ISFSI 混凝土貯存墊。

所有主要燃料裝載、包裝及傳送行動，由訓練合格的密封鋼筒運轉轉變督導人員來指揮。整個燃料傳送強制嚴格使用和遵守程序導則。因解決問



題、關注或評估工作的進展情況，工作經常停止。詳細的輻射控制規劃證明在過程及工作施行中整合合理抑低 (ALARA) 控制。第一次由用過核子燃料池到貯存墊的燃料傳輸進展完成，全部的輻射暴露少於 200mrem (2mSv)。

原有的燃料傳送時程，約在 18 個月內將由用過核子燃料池移除核子燃料。整體燃料傳送計畫延誤正威脅著全部計畫時程，所以 Maine Yankee 為了一次處理多個鋼筒，購買第二個燃料傳送護箱。一個密封鋼筒能在用過核子燃料池裝載，而第二個裝載完燃料的密封鋼筒能在真空乾燥。使用第二個傳送護箱，希望減少燃料傳送工作到約 12 個月。

之後五個月，11 個密封鋼筒傳送至 ISFSI 貯存墊。2003 年 1 月，Maine Yankee 終止現有密封鋼筒供應商合約，因為他們無法履行現有合約。Maine Yankee 接手燃料裝載和傳送操作，並進行了完成計畫的選項評估。2003 年 4 月，針對此計畫其餘乾式貯存密封鋼筒硬體，對密封鋼筒供應商發出了新的合約。

Maine Yankee 繼續執行燃料管理和傳送操作。在 2004 年 2 月下旬結束燃料傳送行動。共有 60 個用過核子燃料密封鋼筒和四個 GTCC 密封鋼筒貯存在 ISFSI 貯存墊。Maine Yankee 平均裝載每個密封鋼筒速度是小於 8 個日曆天，在計畫末期，每桶裝載和傳送大約只要 5 天。

已完成的 ISFSI 貯存墊和燃料密封鋼筒，如下圖。



圖 3-10 Maine Yankee ISFSI 墊及乾式貯存筒

### 額外的燃料相關議題

Maine Yankee 早在電廠運轉就有燃料故障問題。要求當詳細燃料檢查和確認發生燃料故障問題，電廠就地有一個緊急計畫，以處理任何燃料碎片/顆粒。此緊急計畫需要處理輻射和保護兩個問題。執行裝載任何燃料密封鋼筒入之前，可能需進行此檢查和確認計畫。

傳送到 ISFSI 共有 1436 年燃料組件，近 300 件因實際或潛在的燃料故障被視為"非標準"燃料。偕同乾式貯存系統供應商進行具體審查至關重要，以確保正確授權鋼筒/護箱系統貯存內包括 GTCC 和非標準燃料的所有材料。

Maine Yankee 有硼測量設備射源這一類特殊處置的挑戰。此射源是鈾鈹 (Pu-Be) 中子源。其他設施也有這類射源或是銩-鈹 (Am-Be) 射源作為硼濃度測量或其他用途。在 Maine Yankee 的情況下，他們收到硼測量設備射源不是"與燃料相關"法律意見。因此，它不可以處置在乾式貯存系統。而射源活性可能還沒達到低放廢棄物掩埋場可以處置的水準。

之後 Maine Yankee 採用到美國能源部孤兒射源應用。最後是成功的，但處理射源需花費四年的時間和美國能源部互動來完成。

### 3.6 與主管機關和利害關係人之互動

#### 借鏡/建議

- 除役除了處理放射性的問題，在除役中處理非放射性問題同樣重要。
- 在計畫的早期，Maine Yankee 並非完全明白，完成除役需要非放射性的利益相關者和管制者的互動這一層面。
- 與各計畫管制機關建立信任至關重要。
- 在採取樣本和測量前，制定並取得廠址特性調查條件的協議。
- 包括於各個管制單位之間提交豁免請求，以減少保留記錄的需求，
- 談判往往比訴訟好。雖然 Maine Yankee 的各種談判的協定需要執行額外的任務，Maine Yankee 評估如果訴訟是整體計畫選定的方法，計畫完成將拖延了兩年。
- 獲取同意對核種碎片(NF)、劑量途徑及當你在特性調查過程中找到不同的核種碎片如何處置。
- 在除役計畫中，及早讓管制機關和利益相關者參與資料品質目標 (DQO) 過程。

- 與主要利益相關者設置 DQO 組織-基本上是最後一次停止運轉時。每月開一次會與社區諮詢小組(CAP)類似，討論執終止計畫所需的技術事項。
- 如果你有一名工程師可以以大眾瞭解的方式討論技術問題，並可以提供解答，是融入當地地區的重要資產。
- 如果您啟動一個類似於社區諮詢小組(CAP)的計畫，基本上最高管理層必須接受，或購買計畫，以便組織給它適當層度的關注。

### 概述

期望與管制機關的互動與利益相關者分開是合理的，但這往往不是 Maine Yankee 的情況。在電廠運轉期間，Maine Yankee 電廠是緬因州全民試圖關閉的三的目標之一。在每個案例中，緬因州選民選擇使電廠繼續運轉，不過這顯示利益相關者對些設施關切的程度。

利益相關者投入影響許多除役計畫關鍵管制的決定。本節提供討論了 Maine Yankee 與管制者和利益相關者互動在下列計畫主題中：

- 聯邦能源法規會(Federal Energy Regulatory Commission,FERC)費率案例
- ISFSI 保護墊的允許
- 碎石化除役方法
- 廠址外釋標準

為了向管制者和利益相關者說明，務必要瞭解所有可能的參加者。Maine Yankee 這聯邦和州政府機關兩者所管制。這些機關和組織包括：

- 美國核管會(U.S. NRC)
- 美國環保局(U.S. EPA)
- 聯邦能源法規會(U.S. FERC)

- 緬因州人事服務部健康工程組(Maine Department of Human Services (DHS), Division of Health Engineering)
- 緬因州環境保護部(Maine Department of Environmental Protection (DEP))
- 緬因州公眾宣傳辦公室(Maine Public Advocates Office)
- 緬因州公眾事業委員會(Maine Public Utilities Commission)
- 緬因州核能安全顧問-聯絡政府及議會的 (Maine Nuclear Safety Advisor – A liaison to the Governor and the Maine legislature)
- 緬因州放射性廢棄物及除役諮詢委員會(Maine Advisory Commission on Radioactive Waste and Decommissioning)
- 緬因州政府技術諮詢小組-提供除役議題獨立評估，並據此向主政者提供意見(Maine Governor's Technical Advisory Panel – Provides independent evaluation of technical decommissioning issues and to advise the Governor accordingly)

除了這些管制團體，還了一些團體介入 Maine Yankee 管制事宜，最值得注意的是海岸之友(FOTC)—反核污染。這個組織是一個積極的反核團體，在 Maine Yankee 運轉期間，一直反對好幾年。

早期除役計畫要求管制機關互動中的一個具體問題為記錄保留和處置。在電廠運轉期間，廣泛的記錄是保留現址於並可取得。記錄保留要求是載于 10CFR50 附錄 A 標準 I，其說明為：

"適當的記錄結構、系統和元件的設計、製造、安裝和測試，對安全是很重要的，核電單位持照者在整個電廠從頭到尾壽命，須保持或控制上述記錄。"

此要求對電廠運轉是相當清楚的，但除役期間就沒有那麼清楚。當除役繼續進行，符合法規的方式維護所有電廠運轉記錄變成很大的負擔。Maine Yankee 察覺到一封 2003 年 3 月由 NRC Office of General Counsel(OGC) 給 Trojan 核電廠的信從，其中指出 OGC 認為所有記錄應保存直到 NRC 許可證被終止。

在此一實際問題，必須對冷卻系統元件已放置於 Barnwell 和 Envirocare 低放廢棄物掩埋場，保持所有品質保證要求的文件，似乎並不是合理的。因此，Maine Yankee 提交 NRC 他自己的法規解釋，要求如果 NRC 不同意 Maine Yankee，NRC 考慮它們的解釋為正式的豁免請求。OGC 回應重申 Trojan 信件中所述情況，記錄需要維持至許可終止之前，並將請求作為豁免請求來處理。

2003 年 11 月 NRC 核准 Maine Yankee 豁免請求，允許處置基於該設施的條件不再需要的大量記錄。

### **美國聯邦能源管理委員會(Federal Energy Regulatory Commission FERC)費率案例 Rate Case**

當 1997 年 8 月在 Maine Yankee 停止運轉時，其除役的信託基金是不足以支付除役，估為 7 年 380 百萬美元，再加上用過核子燃料貯存和管理成本 128 百萬美元。1997 年 11 月 5 日，FERC 對 Maine Yankee 增加它的年度繳納基金額度由 14.9 百萬美元增至 36.4 百萬美元。

緬因州各機關和環保組織，連同在新英格蘭其他州的代表在 FERC 過程中進行介入。緬因州公共事業委員會、緬因州公眾宣傳辦公室和 FOTC 都是 Maine Yankee 的介入者。通過介入，每個團體取得 Maine Yankee

與 FERC 談判中的參與權。Maine Yankee 已經著手進行 FERC 聽證會，但轉而選擇了與介入者進行談判。1999 年 1 月中旬達成了和解協定。1999 年 6 月 FERC 核准和解協定。協定的規定如下：

- 每年收集 33.6 百萬美元並分配如下：
  - 26.8 百萬美元分配給拆除活動
  - 6.8 百萬美元分配給建造及運轉位於廠址的用過核子燃料貯存設施

此外，和解協定規定 Maine Yankee 的財產約 200 英畝的伊頓農場(Eaton Farm)，將捐給環保非營利組織或學校做環境教育、自然保護及公眾使用。此外 Maine Yankee 同意，由計畫提供 200,000 美元贈款給非營利組織。

協定要求 Maine Yankee 在 2004 年 1 月 1 日前重新提出，恢復未來管理除役後留在廠址的用過核子燃料成本比率案例。協定中解決審慎調查 Maine Yankee 關閉前的運轉。Maine Yankee 股東的股本回報率從 10.65% 減至 6.50%。此外，透過出售、租賃或處置土地的任何收益將流向客戶而不是股東。在協定中 Maine Yankee 同意關於用過核子燃料，對能源部繼續追求所有法律訴訟來解決。

Maine Yankee 同意一直到 2004 年 12 月 31 日 446.3 百萬美元（在 1998 年美元）的管理預算支出，支付所有除役和 ISFSI 相關的費用。如果 Maine Yankee 支出低於 436.3 百萬美元，Maine Yankee 股東將有機會獲得獎勵。如果支出超過 456 萬元，即使是謹慎地發生超支，Maine Yankee 公司股東須繳納 10% 的淨超支費用。任何輕率的花費將無法補償。

此外，如果所有的除役工作輻射暴露超過一般環境影響聲明場的址總劑量或除役期間的工業安全性能（事故率）超過每 20 萬小時工作 2 次，Maine Yankee 服從罰款。

此外，Maine Yankee 在比率情況下，與 FOTC 達成單獨協定：

- Maine Yankee 將進行關閉廠址的海洋沉積物田野調查；
- Maine Yankee 將提供 FOTC 有關任何重型元件水運的資訊；
- Maine Yankee 會與 FOTC 分享地下水樣本；
- Maine Yankee 會對將來廠址使用於核電用途施加限制；並且，
- Maine Yankee 還同意盡其最大的努力，結合展 ISFSI，反對任何增加 ISFSI 超過 Maine Yankee 所產生的廢棄物所必需的貯存設施。

#### **ISFSI 貯存墊的許可**

建造 ISFSI 貯存墊，Maine Yankee 需要獲得各種建築執照。在 1999 年 3 月初召開 Wiscasset 策畫委員會首次會議。Maine Yankee 還需要提交緬因州環境保護部廠址開發應用修訂。在 1999 年 5 月初提交。1999 年 8 月，應用計畫被轉送緬因州環境保護委員會(BEP)。BEP 假設有該執照的管轄權，在接獲準備進行的 ISFSI 而發出通知要求召開公聽會，包括放射性要求。Wiscasset 和 FOC 被同意參與。

在這種情況下，Maine Yankee 尋求訴訟途徑來確定是否 BEP 擁有在 ISFSI 在輻射方面的管轄權。1999 年 9 月初採取此項行動。2000 年 1 月，此案尚未得到解決再加上缺乏建築執照，直接影響了計畫的排程。2000 年 3 月，兩位聯邦法官迴避此案。為了向前邁進，Maine Yankee 請求 BEP 對管轄權案件進行時立即進行公聽會。這場公聽會定於 2000 年 5 月 10 日。



2000年5月5日聯邦法院裁定州政府沒有與計畫相關的放射性問題管轄權。如此限縮BEP的角色為土壤、濕地和看得見的衝擊。在BEP公聽會中唯一結果，要求Maine Yankee改善ISFSI視覺掩護。

2000年7月，Maine Yankee收到了國家和Wiscasset的施工執照。2000年9月發出ISFSI施工合約並開始建造ISFSI貯存墊。

### 除役的碎石化方法

DOC合約一方面要DOC在Maine Yankee所提供的合約一般限制下決定特定除役策略。由DOC選定的除役策略包括混凝土地面以上移除，整治混凝土至適當輻射標準，並在低於輻射標準等級的開放結構使用混凝土的填充材料。Maine Yankee與適當的管制機關和利益相關者追求此方法。

1999年9月17日社區諮詢小組(CAP)的會議期間，第一次公開討論這個碎石化概念。在DOC準備許可終止計畫(LTP)草案中討論了碎石化方法。11月DOC想將此LTP提交NRC。社區諮詢小組(CAP)成員對此方法有很多的問題和考量，此次的及接下來的社區諮詢小組(CAP)會議，對碎石化方法有"猛烈的"的討論。

許多社區諮詢小組(CAP)成員的看法，這種方法實質上是現場處置放射性材料，混凝土可能有探測水準的輻射，雖然低於規定LTP的界限值。

在這種情況下，Maine Yankee受訪者說，在社區諮詢小組(CAP)成員閱讀各章LTP草稿的碎石化方法之前，他們沒有充分準備或教育社區諮詢小組(CAP)成員，。

一般情況下，社區諮詢小組(CAP)成員和大眾大多反對此方法。Maine Yankee繼續追求該選項，包括2000年1月13日提交NRC LTP修訂版0。這是NRC的一個新議題，並促使NRC職員發布SECY-00-0041"執照終止

使用的碎石化混凝土拆除符合 10 CFR Part 20, Subpart E 輻射標準”。SECY 的目的，它指出的碎石化：

"似乎與執照終止的輻射性能標準相容。然而，在最後規則"考量的聲明"中特別不加以考量，而且存在一定的爭議。"(However, it was not specifically considered in the "Statement of Consideration" to the final rule, and is somewhat controversial.)"

由州政府採取各種行動試圖停止的碎石化方法。例如，政府（廢棄物特性調查中有很大的迴旋餘地）表示用破碎的混凝土將不可視為建築和拆除碎片(CDD)，而是將混凝土視為"特殊廢棄物"，它有自己的處置要求，並且產生"非同尋常的數量"。這將增加混凝土處置的費用。

此外，國家可能已採取行動，這可能需要 Maine Yankee 移走所有地下基礎，不只是移除 3 英尺以下的等級。Maine Yankee 估計如果此項要求成立，會增加總除役工程造價約 100 百萬美元。2000 年 3 月，國家立法採用，要求緬因州監測 Maine Yankee 的除役。它還定義混凝土為特殊廢棄物，並對廠址上任何殘留的放射性採用國家極限值 0.05 mrem/y (0.5  $\mu$  Sv/y)。

由於其他利益有關者相互作用的結果，Maine Yankee 已經同意所有途徑 10 mrem/y (0.1mSv/y)的加強清理水準及地下水途徑 4mrem/y(40  $\mu$  Sv/y)。在 2000 年 1 月提交給 NRC 的 LTP 註記本協定，反映於 2000 年 4 月通過的國家法例極限值中。

雖然國家立法仍然允許在某些限制條件下使用碎石化方法，基於利益相關者的廣泛關注，放棄了碎石化方法。在本報告訪談期間 Maine Yankee 職員指出，有沒有使用碎石化方法的可能最終無顯著差異。如果追求碎石化

方法，它將比簡單地拆除和運送到適當處置廠址，要求大幅更具體的測量及修復。

### 廠址外釋標準

在除役方面，廠址必須滿足"乾淨"的最終標準，與管制者和利益相關者最大互動並不令人驚訝。Maine Yankee 開始除役計畫，意圖進行足以滿足 NRC 經過所有途徑 25mrem/y(0.25 mSv/y)要求的整治措施和合理抑低要求的展顯。由於美國環保署預期要求沒有整治。最後要求的最終標準是大幅更具限制性。

如上所述，2000 年 1 月提交初始許可終止計畫(LTP)給 NRC，包括增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。這是 1997 年 8 月開始與利益相關者長久的互動的結果，當 FOTC 要求 Maine Yankee 符合環保署建議的輻射外釋標準 15mrem/y+4mrem/y 地下水。

到 1998 年 CAP 會議上討論 NRC 和 EPA 劑量限值的方法差異、討論劑量途徑分析、及其他方面。努力教育 CAP 成員技術方面的調查和劑量模型，提供有興趣的 CAP 成員 MARSSIM 協定訓練。MARSSIM（多機關輻射測量和現場調查手冊，Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual）是由美國 EPA、美國 NRC、美國國防部和美國能源部開發文件，對規劃、執行及評估環境和設施放射性調查以證明遵守劑量或風險的外釋法規，提供詳細指導。

在 1999 年 10 月 CAP 會議上處理的主要問題是 LTP 外釋標準和 EPA 外釋要求（非放射性）。在 1999 年 12 月接下來的 CAP 會議，四個單獨的緬因州部門以及 FOTC 聲明 LTP 應要求清理超出 NRC 要求之外。

2000 年 4 月 26 日，儘管 Maine Yankee 同意更具限制性，"增強"清理的標準，緬因州法 LD 2688 SP1084 被簽署成為法律。這項法律指定不受限制的外釋條件，所有途徑 10mrem/y 和地下水途徑 4mrem/y。它還指定的任何殘留的水泥瓦礫堆包含不大於 5,000dpm/100cm<sup>2</sup> 的殘餘放射性污染。

2000 年夏天，緬因州和 FOTC 上書請求 NRC 介入 Maine Yankee LTP。NRC 之後委任原子安全及授權委員會（ASLB）考慮請願和要求公聽會。Maine Yankee 被要求和接受聽證會暫緩，為了與緬因州和 FOTC 工作，以解決他們的問題，而非追求 ASLB 的聽證會。

經過 2000 年秋季和 2001 年春天舉行了超過 30 利益攸關者會議，導致修正的 LTP 發展基礎。2001 年 6 月已提交 NRC 的 LTP 版本 1 包含主要變化。2001 年 8 月提交了補充修訂（修訂版 2），包括從州政府和 FOTC 的補充意見。

2001 年 8 月底，與國家和 FOTC 達成和解協定，ASLB 接受不需舉行公聽會。解決關鍵包括以下方面：

### **Maine Yankee 與 Maine 州政府**

- Maine Yankee 和 Maine 州政府將與 NRC 一同工作決定潮間帶是否在廠址範圍邊界之內還是之外，因此在 10 CFR 50.82 範圍之內或之外。
- Maine Yankee 和 Maine 州政共同參與過程來解決 LTP 尚未解決的技術問題。這個技術問題解決過程（TIRP, Technical Issues Resolution

Process) 將使用 MARSSIM 所述的資料品質目標(Data Quality Objective)程序。

- 在隨後的 LTP 修訂，Maine Yankee 澄清 LTP 中的無限制外釋標準和 NRC 公告 81-07 之間的關係。
- Maine Yankee 按照 10 CFR 50.59 更改 LTP 會導致導出濃度引導水平 (DCGLs) 的增加，將優先通知州政府，並需請求 NRC 核准進如果 DCGL 增加了兩個或更多因子。
- Maine Yankee 同意從圍阻體水池取得額外的地下水進行放射化性學分析。
- Maine Yankee 將使用 LTP 採用的放射性結果並，也是由 RCRA 健康風險評估 (請參閱第十章節) 及編譯累積風險評估(Cumulative Risk Assessment)的輸出結果
- Maine Yankee 將有額外的生物和海洋採樣並進行分析。抽樣計畫將與 FOTC 共同發展。
- Maine Yankee 提供州政府使用在 LTP 所有參數的清單和其基礎，將它包括在之後 修訂的 LTP。
- Maine Yankee 及海岸之友
- Maine Yankee 會取樣和分析在前池和擴散排放管道中和周圍更多的樣本，並將結果和評估納入後續修訂的 LTP 中
- 在土壤污染高的地區，進行額外土壤和植被的樣本將取樣及分析。樣品的位置需 FOTC 同意。
- 一般情況下，Maine Yankee 承諾如果因執行 LTP 的需求，使用非現址區域為背景參考區域。

- Maine Yankee 同意在本地報紙刊登廣告詢問前 Maine Yankee 員工及承建商敘述任何洩漏、事件或其他操作處理放射性物料的消息，應包括在 Maine Yankee 廠址歷史評估。
- Maine Yankee 同意進入 Bailey Cove 的排水點進行流量測量，並對出水口進行採樣的。
- FOTC 應收到由地下水和海洋執行取樣的資訊與州政府達成的部分協議相同。
- 注意在 2001 年 11 月/12 月放射性廢棄物的解決方案的問題，

"協定似乎是美國第一個包括國家官員和環保主義者在制定商業核電廠執照止條款。它似乎也是第一個設置比聯邦的要求更嚴格的清理標準。"

Yankee LTP 和廠址歷史評估中的大量附加詳細資訊可以在下列報告中找到”EPRI 報告#1003426，設施執照終止文件的摘要和借鏡：三個核電廠所提出執照終止計畫的摘要”及”EPRI 報告#1009410，獲取核電廠除役的歷史知識：除役電廠廠址歷史評估摘要”。

### **社區諮詢小組 Community Advisory Panel (CAP)**

Maine Yankee 社區諮詢小組 (CAP) 成立於 1997 年，加強 Maine Yankee 的除役過程中的公眾參與的機會。CAP 代表當地社區。透過徹底檢查除役過程，CAP 的定位是對當地社區關注的關鍵問題提出諮詢意見給 Maine Yankee。

第一個社區諮詢小組(CAP)的發展行動之一是憲章的創立。此文件提供社區諮詢小組(CAP) 整體結構，其操作方法的和運作範圍—那些在其職權範圍內和那些在其職權範圍外。

第一年期間，社區諮詢小組(CAP)收到幾個技術教程關於輻射、除役程序、除役經費、廠址特性調查、 垃圾監測、緊急計畫和使用過核子燃料貯存等課題。社區諮詢小組(CAP)成員還參觀了在馬里蘭、科羅拉多州和密西根州的核電廠核子燃料貯存地點。這些訪問給予社區諮詢小組(CAP)成員有關乾貯存設施如何運作的第一手資料。

第一年熱切的學習後，1998 年 9 月社區諮詢小組(CAP)開會重新考慮它們的作用，並在 1999 年建立工作計畫。自那時之後，社區諮詢小組(CAP) 每年九月設立下一年度工作計畫。此年度規劃會議還提供了社區諮詢小組(CAP)評估工作計畫針對他們自己的可交付成果來評判與自我批判。

社區諮詢小組(CAP)也與其它諮詢事務委員會分享資訊。例如，Maine Yankee 社區諮詢小組(CAP)會見了 Connecticut Yankee, Big Rock Point 及 Millstone 公民小組。社區諮詢小組(CAP)成員還參加了關於除役的國內和國際會議並已經參觀過美國能源部所提出的 Yucca Mountain, Nevada 用過核子燃料貯存庫。

社區諮詢小組(CAP)提供有效的工具來獲取社會和利益相關者輸入，並向 Maine Yankee 提供不同團體統一溝通資訊的方式。社區諮詢小組(CAP)提供特別有效溝通方法包括用過核子燃料池風扇噪音和 Wiscasset 垃圾填埋場兩個早期實例。之前已討論了 SFPI 冷卻風扇的噪音。

在 Wiscasset 垃圾填埋場的事件引起關注是在社區諮詢小組(CAP)會議中所提出，1980 年代 Maine Yankee 據稱運送潛在污染的材料到當地的垃圾填埋場。Maine Yankee、NRC 及州主管機關一起進行詳細的調查。調查確

定，在 1986 年、1987 年，Maine Yankee 已運送的物料中放射性釋放從"袋式監視器"至垃圾填埋場。由於種種原因在 1987 年 Maine Yankee 停此袋式監視器的使用。調查還包括現在已關閉垃圾填埋場地點水的取樣和土地調查。NRC 和國家機關還執行類似的調查和取樣。調查和採樣結果顯示只有背景水準的輻射和污染。研究進展及結果，在社區諮詢小組(CAP)接下來的會議傳達，包括與一個聞名全國的獨立的保健物理學家討論對健康的影響。Maine Yankee 迅速採取行動及透明度，以及在其中進行了調查工作，建立與主管機關和利益相關者的信任。

社區諮詢小組(CAP)成員必不可少的一件事是，他們希望真正的問題需要解決，並提供輸入，Maine Yankee 將檢視並權衡他們的意見。很明顯這些會議對當地媒體報導將有新聞價值，所以至少第一年，媒體對會議的報導是典型的。Maine Yankee 的工作人員非常努力地防止社區諮詢小組(CAP)由任何媒體得知有關計畫的任何事時會驚訝—預期社區諮詢小組(CAP)由 Maine Yankee 得到第一手資訊。

對社區諮詢小組(CAP)、公司和社區的關鍵價值是電廠管理高層在相當定期的基礎上呈現在公眾面前，並預期以可以理解的方式回答公民問題。能夠以這種方式進行溝通，這是對一些廠址職員的挑戰。社區諮詢小組(CAP)也由 Maine Yankee 小心地準備提供演講文稿，並說明確保提供給公眾清楚、一致且易於理解的訊息，像是 LTP、燃料貯存和爆破拆除。

Maine Yankee 在呈現社區諮詢小組(CAP)材料之前，並沒有提供職員訓練。有些人毫無困難地從事此任務，其他人則隨著經驗而改進。公共事務處職員會幫助人們準備材料，會在社區諮詢小組(CAP)之前做排練，包括可能的公共的問題。經過一段時間，社區諮詢小組(CAP)與定期演講者建立信任。此外，每一次的社區諮詢小組(CAP)會議前，Maine Yankee 提供晚餐並



且廠址演講者將參與。這種社交互動幫助建立了社區諮詢小組(CAP)成員和演講者之間的融洽關係。

社區諮詢小組(CAP) 定期會議出席率從來不會太高(20-30 百分比)，社區諮詢小組(CAP)會質疑低出席。唯一真正吸引注意到是，由於媒體參與會議，公民可以在地區報紙中密切注意問題。唯一一次公眾參與率高是有一些問題直接影響到他們 (SFPI 風扇噪音的最大的一之)。

爆破拆除是另一個很好的例子，呈現社區諮詢小組(CAP)的價值。Maine Yankee 內部第一次討論爆破拆除，從利益相關者角度看似乎不太可能預期能成功。一旦從技術和經濟角度看它應該是強健的，向社區諮詢小組(CAP)報告。在多次的社區諮詢小組(CAP)會議上詳細的討論和提問，以便爆破拆除發生時，能被好地理解和較少公眾關注。同樣詳細的討論、規劃和溝通成功地應用在爆破拆除計畫的使用。

如果一家公司正在考慮社區諮詢小組或其等效組織，必須理解和接受的保持這種狀態所需的工作量。Maine Yankee 社區諮詢小組啟動時，"照料和餵養社區諮詢小組"本質上是一個全職的工作。為了成功建立信任和信譽，首兩年需要作出了大量的努力。除了工作人員的支援，提供 Maine Yankee 社區諮詢小組(CAP)成員旅費和教育機會的預算，以及每個社區諮詢小組會議之前，提供晚餐。名義上，這需要每年約 20000 美元款項，但 Maine Yankee 視為對基金提供真正的價值和付出的心血。

也許由其中一個受訪者的一個評論總結了 Maine Yankee 對 CAP 的看法。

"我絕對確信 CAP 是為什麼除役會成功的重要關鍵，因為它給社會各方一個機會，真正能一起熱烈的討論，互相理解社區和 Maine Yankee 利益的複雜問題。"

### 3.7 工程及技術的使用

#### 借鏡/建議

- 切割 — 爐內組件切割，確保 RFPs 詳細描述空氣和水質污染管制和限制。
- 切割 — 連續監測廢棄物碎片積累於高整合性容器中，需要多個勘查點，確保運送鋼筒劑量不會超標。在計畫期間其他遠端監控探測器亦安裝於高整合性容器內裏。
- 切割 — 在高整合性容器的內裏，使用遙控操作的封蓋工具來安裝蓋子，將有助於減少輻射暴露。
- 切割 — 需要設計能改進提高集塵和碎片移除的運作效率。
- 切割 — 所有的水下系統，模組化與快速分離的特性是需要的
- 切割 — 迴路(系統)除污之後完全沖洗並驗證一次迴路的清潔是必要的。
- 爆破拆除 — 炸藥是機械拆除的可行替代方案。對 Maine Yankee，使用炸藥以減少拆除時間，估計 3 — 5 倍。但是必須權衡改進的生產率與炸藥使用增加的成本。
- 爆破拆除 — 必須保持嚴格安全監督現場炸藥的傳輸和清點。
- 爆破拆除 — 審慎的做法是在一開始進入現場的爆炸檢測隊中包括一個爆炸操作者。
- 爆破拆除-當圍阻體內部混凝土已被移除，它減少約 99% 殘留活性 — 這讓使用炸藥的風險更低。

## 概述

Maine Yankee 除役涉及範圍廣泛的工程技能和使用技術來最佳化整體計畫結果。兩種技術的應用在此簡短描述。第一個為壓力容器內部組件切割，第二個為使用炸藥從事建築物拆除工作，包括渦輪建築、圍阻體極座標吊車及圍阻體。

### 壓力容器內部組切割

Framatome ANP 用水刀與機械切割執行核電廠壓力容器內部組性的拆解。使用非熱切割技術。2000 年 11 月開始切割作業動。初步估計重量是 363,000 磅，用壓力容器運送佔 70%、用運送箱運送佔 20%，10% (GTCC) 貯存在 ISFSI。活性估計 1.964 million Curies (7.267E16 Bq)，壓力容器運送佔 2%，用運送箱運送佔 15%，83%(GTCC) 與 ISFSI 一起貯存。整個計畫預計需要 57 人-rem (0.57 人-Sv) 來完成。該計畫最終需要僅 29 人-rem (0.29 人-Sv) 來完成。

切割系統在 Framatome 進行了全面"證明測試"。這項活動時間花費超過預期，並最終導致大約晚了八個月開始在廠址上的計畫。計畫全部的現場工作時間是正確的，所以結果是此計畫結束大約比預期延後八個月。

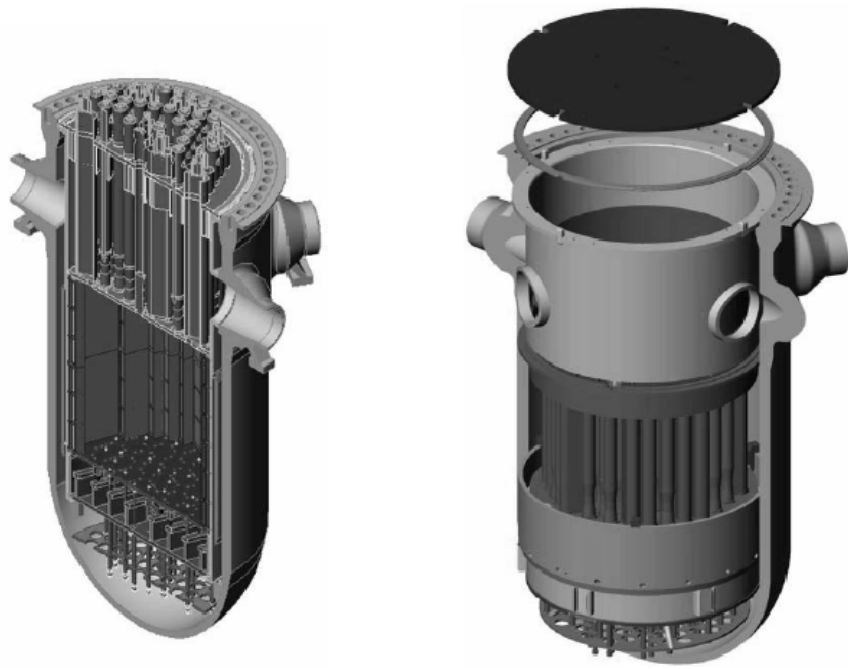


圖 3-11 Maine Yankee 尚未切割前的 RPV 及內部組件

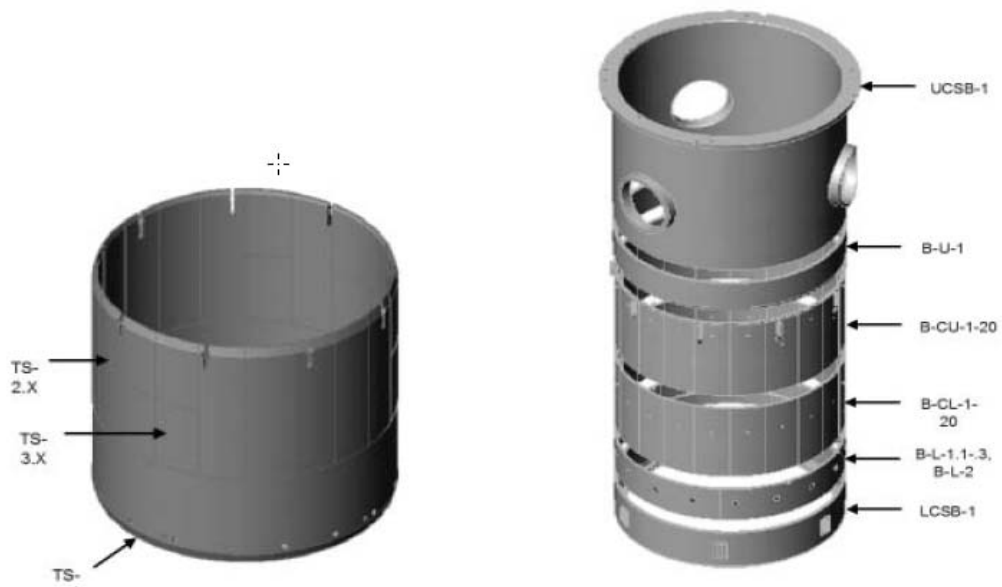


圖 3-12 Maine Yankee 計畫切割的熱屏蔽及爐心支撐桶

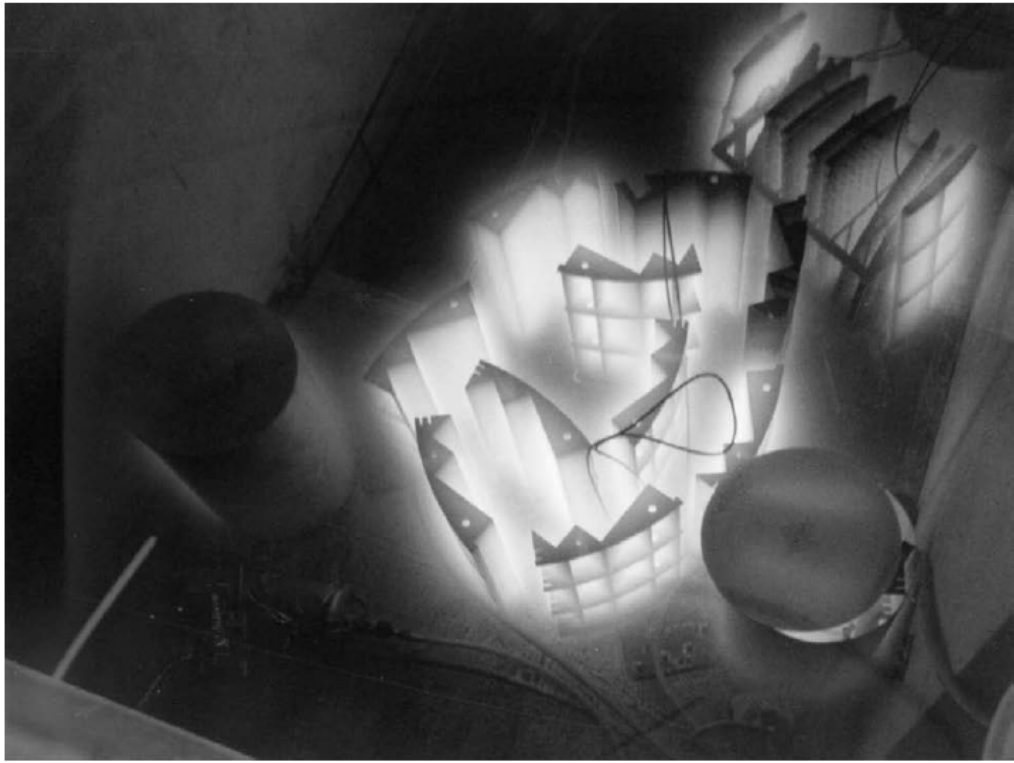


圖 3-13 Maine Yankee 內部組件的切割

Maine Yankee 由 Rowe 學習到要保持維持水質持續透明。切割方法是內部組件切成較大的部分，且不放入個別燃料室。對碎片和大破片製造特別運送箱容器。需要切割的數量大幅減少，因此減少碎片和切屑。發展細部 CAD/CAM 的基礎計畫來規劃切割、詳細的工具運動和放置切片進入運送箱。這允許運送箱裝載最佳化，需要較少的切割和切片移動。切掉了反應器壓力容器的視圖及爐內組做件任何切割之前如圖 3-11 所示。對熱屏蔽和核心支撐桶的計畫切割如圖 3-12 顯示。圖 3-13 提供了內部部分分割的視圖。

反應器壓力容器 (RPV) 爐內組件切割在充滿水燃料填換腔(refueling cavity)內執行。密封腔的穿透孔使切割碎片留在反應器腔內。反應器腔的清

理和污染控制嚴格保持，以防止高放射性物質的積累。為了儘量減少交叉污染，切割是首先執行活度成分較少的元件，之後到進展到切割最高活度的材料。

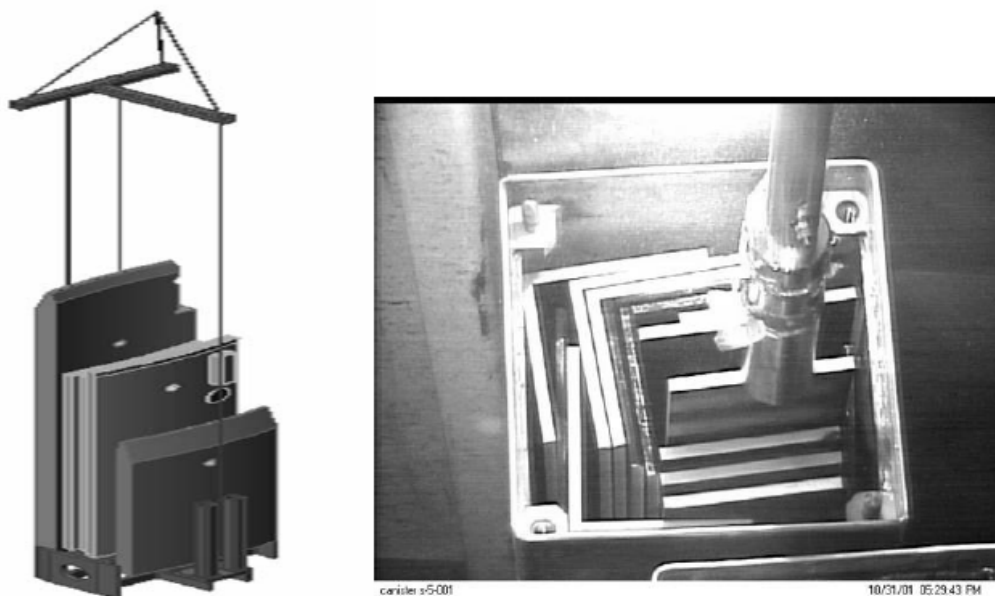


圖 3-14 Maine Yankee 切割件吊具及放置回壓力容器內

遙控的四軸遙控操作機械手執行水刀切割。客製化設計和製造吊具用來協助吊運和定位內部組件。在切割過程中發展一系列其他技術創新，包括切割中的視覺增強、廢棄物的捕捉和新認證的高量研磨切屑廢棄物容器。Maine Yankee 特別找到的遙控操作機械臂其控制精準度是不錯的。它允許非常精確的 x/y/z 位置控制的切割。最終結果是產生的 GTCC 只有四個密封鋼筒。約 2/3 切割完爐內組件能使用客制的吊具設備夠放回反應器壓力容器，如圖 3-14 中所示的後續處理。

爐內組件割過程中最困難的挑戰是在磨料水刀射流切割的石榴石碎片產生的膠體懸浮液去除。一開始測試顯示一個簡單的過濾系統會快速堵

塞。製造特別設計和有專利的過濾系統在實際水刀切割操作中使用。固體廢棄物收系統（Solid Waste Collection System ,SWCS）與分離腔體水處理系統（Cavity Water Treatment System, CWTS）一同使用，以便控制碎片清理和水質的清澈度。另一個挑戰是因不徹底的系統除污後沖洗，一開始反應器冷卻劑系統除污廢棄物殘留物的污物噴出。



圖 3-15 Maine Yankee RPV 準備送至 Barnwell

Maine Yankee 使用大於其 GTCC 廢棄物燃料元件大小的容器，以減少了所需的切割切路徑數量。這些廢棄物器容納於兩個鋼筒中，直徑約 6 英尺，8 英尺高。兩桶含 GTCC 廢棄物相互堆疊在一個廢棄物容器中。共有 4 桶廢棄物容器容納 GTCC 廢棄物和 60 桶為用過核子燃料被搬到乾式貯存存

桶和 ISFSI 貯存墊上放置。反應器壓力容器包含低活性爐內組件切片是在 2002 年 8 月由圍阻體移出，準備透過駁船運往 Barnwell 處置廠址。由於 Savannah 河水位太低，直到 2003 年 5 月反應器壓力容器仍在 Maine Yankee 廠址中 (圖 7-5)。(2003 年 6 月已至 Barnwell)

Maine Yankee 壓力容器內部組件切割連同其他壓力容器內部組件的切割，在 EPRI 報告# 1003029：反應堆壓力容器切割，詳細討論解除。本報告從上述 EPRI 報告獲得一部分資料。

### 使用爆破

在此章節與之前章節提到，由於儘可能要從用過核子燃料池和燃料建築物移除所有燃料，Maine Yankee 遇到一些工程上的延誤。此操作需要在最後的燃料建築物拆除之前完成。Maine Yankee 努力彌補某些計畫時程的一種方法是使用控制爆炸物拆除部分建築物。特別是，用於建築物拆除的標準機械拆除設備 (例如破碎機) 無法到達足夠高度對電廠結構上層/屋頂發生作用。

使用炸藥最初計算時，需建立了以下的設計要求。

- 損壞附近的結構、系統和元件，包括那些涉及用過核子燃料的安全貯存必須避免。這些可能受影響的結構、系統和元件包括燃料處理建築、使用過核子燃料池傳輸管、使用過核子燃料貯存架和使用過核子燃料元件。與其他非安全有關的結構、系統和元件可能會受到影響，包括建築通風和在開停止運轉對振動敏感的 345 kV 繼電器；
- 必須滿足廠址外氣相流出物 (包括粒子) 劑量限值；
- 使用炸藥必須符合所有適用的規則和條例；



- 分析必須證明可以安全地執行任務
- 在 ISFSI 附近的爆炸壓力必須不超過設計值 22 磅/平方英寸，否則現有的設計條件像是風負載壓力、粒子峰值速度，以及地面運動被用來評估使用爆炸物 ISFSI 的後果；
- 在 ISFSI 中用過核子燃料峰值地面速度限制定為 1inch/sec
- Wiscasset 鎮的條例使用炸藥需由國家法律規管。雖然不是必要的，通知國家消防辦公室此作業。

按照 10 CFR 50.59 所需的安全分析，進行額外的放射分析。分析指出拆除建築物所導致污染低度污染對公眾沒有重大風險。只要鬆散的表面污染平均 beta/gamma 污染水準低於 5,000dpm/100 平方釐米 (~83Bq/100 平方釐米) 和固定污染低於 500,000 dpm/100 平方釐米 (~ 8,300 Bq /100 平方釐米)，任何市民的重要器官劑量使用 Maine Yankee 異地劑量計算手冊(Maine Yankee Offsite Dose Calculation Manual)中的方法計算，在整個計畫將低於 0.066mrem(0.66  $\mu$  Sv)。鬆散的表面 20 Dpm/100 平方釐米(~ 0.33 Bq /100 平方釐米)污染和固定污染 100 dpm/100 平方釐米 (~1.68Bq/100 平方釐米)的 alpha 污染限制，在整個拆除工程計畫，結果為重要器官劑量 8.6E-3 mrem (8.6nSv)。

為了驗證計算和模型，Maine Yankee 和其爆破拆除承包商在包圍和噴灑建築物後執行低產出的爆炸試驗。包圍的建築物爆炸後，進入進行評估對電廠結構、系統和元件的影響(如果有)。Maine Yankee 報告燃料、燃料池、燃料池冷卻設備或結構牆，沒有發現任何損壞。此外，用過核子燃料池洩漏檢測系統沒有檢測到洩漏並且沒有發現燃料池水位變化。此外沒有顯著的空氣中放射性是爆破所生成的。

之後在 2003 年 4 月 25 日，對噴霧建築物進行爆破，安全代表和保健物理技術人員發現在噴霧建築中有幾個炸藥未能引爆。Maine Yankee 修正措施之一是確保任何未來爆破中，包括爆炸物處理人員會加入初步檢查項目團隊中。

### 汽機廠房拆除

渦輪建築物約 135 英尺 x335 英尺 x110 英尺高，約有 45000 平方英尺，包括有約 5.4 萬立方英尺的自由體積。事先的行動包括移除主要商品、旁邊石棉保護金屬和其他可能的污染物。結構物已經圓滿地完成最終廠址調查，並準備拆除。控制爆炸為首選的方法，在標準機械拆除前，軟化渦輪機座，並且爆破渦輪機建築物屋頂桁架，落至建築物的上層地板上。

渦輪建築物底座支撐汽渦輪發電機裝置，重約二千多萬磅。預計由底座產生的碎片可填充大約 100 台鐵路敞車，將在隨後的十周內運送到異地保存。

建築物的其餘部分由標準的機械方法結合爆破拆除方法來拆除。南邊的 8 個托架（約 240 英尺長）使用成型炸藥爆炸後降下，策略性放置在建築物支撐框架。北邊的部份的建築物由於鄰近重要安全設備使用機械來拆除。使用控制炸藥的決定是使工作人員更安全的做法，因為它減少了工作人員的工作時間，並降低了工作人員接觸到粉塵。整體過程產生較少的噪音和灰塵，使用標準設備完成拆除的總時間為，從大約兩個月，減少至大約兩個星期。

使用受控爆炸物的方法需進行可靠度安全分析。特別是影響由公眾進行評估（~ 0.5 英里從爆炸點）、工作人員、用過核子燃料池（從爆炸點 260

英尺)、反應器腔 (從爆炸點 200 英尺)、345kV 開關站 (從爆炸點 660 英尺)、ISFSI (從爆炸點 1000 英尺) 和控制室 (從爆炸點 77 英尺)。

Maine Yankee 協同建築拆除承包商和炸藥公司設計爆破，使地面振動將侷限於廠址設計基礎允許的 50% 之下 (1 英寸/秒)。



圖 3-16 Maine Yankee 汽機柱腳炸藥放置後爆破

為了完成拆除，在渦輪建築物底座約三至四腳間距鑽深約 39 英尺的垂直孔，以放進炸藥的 (圖 3-16)。屋頂桁架是用炸藥切斷降至渦輪甲板上。屋頂在汽輪機甲板上方 65 英尺或是地面上方 100 英尺的地方。屋頂降至地面，允許標準地面機械拆除 (圖 3-17)



圖 3-17 在爆破之拆除後的 Maine Yankee 汽機廠房

### 極座標吊車的拆除

Maine Yankee 的 330 噸極座標吊車位處圍阻體內之高處，其拆除工程係先使用爆炸物使吊車掉落，方進行拆除作業，此應採取特殊的預防措施，以確保極座標吊車爆破和隨後的掉落不影響燃料池及相關設備的完整性，即地面振動不會影響其他的電廠結構和中央緬因州電力有限公司的 345kV 開關廠，在現場爆炸物適當的控制和轉移，並有適當的預防措施，採取控制和監視潛在釋放至廠址外的污染塵埃。即地面振動不會影響其他的電廠結構和中央緬因州電力有限公司的 345kV 開關廠，在現場爆炸物適當的控

制和轉移，並有適當的預防措施，採取控制和監視潛在釋放至廠址外的污染塵埃。

在吊車落下中，Maine Yankee 的準備有：

- 放置混凝土瓦礫和犧牲圍阻體內側混凝土，以減少地面震動；
- 安裝地震監測器或檢波器監察圍阻體內、ISFSI 板、在 345 千伏開關場、中控室、Westport Island 的地面震動；
- 在設備閘門前安裝三個由鏈條柵欄和纖維織物所製的氣體爆炸簾，以減少可能的氣體流出；
- 濕潤圍阻體的混凝土表面以減少粉塵；
- 在圍阻體內、設備閘門前及圍阻體外，安裝多個空氣監視器，以監控可能的氣體流出；
- 保持嚴格的安全監督傳送和核算所有爆炸品；
- 修改燃料輸送管，以防止在圍堵體拆除時損害，移除延伸至燃料添加腔部分管路
- 並焊接鋼板覆蓋和密封的燃料輸送管；
- 進行多個電廠簡報，有效地協調工作，並確保人員安全
- 進行與公眾的溝通和股東藉由新聞稿和電話聯繫。

施工保險公司建立使用炸藥的典型導則，指定的最大地面速度每秒 2 英寸。保險起見，Maine Yankee 工程計畫想把地面峰值速度限制極值為每秒 1 英寸。最大測量的地面運動，在圍堵體 20 英尺海拔的地震監測測量值是每秒 0.1 英寸。

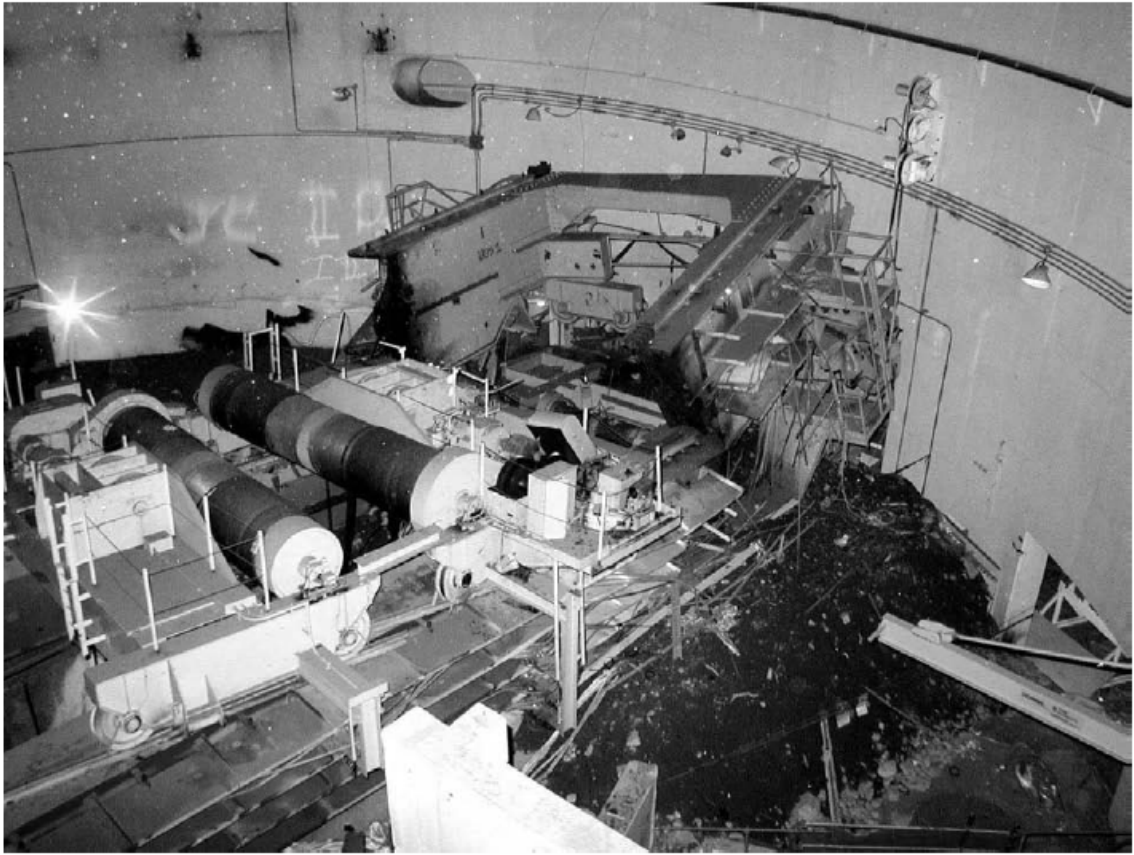


圖 3-18 在爆破分解之後的 Maine Yankee 極座標吊車

2002 年 12 月 19 日，在 Maine Yankee 安全地放倒 330 噸圍阻體建築物。Maine Yankee 爆破承包商用約 37 磅的聚能炸藥(RDX)切割極座標吊車成三個獨立的部分，允許它降落約 50 英尺到混凝土瓦礫和犧牲混凝土（圖 3-18）。沒有發現燃料、燃料池、燃料池冷卻設備及結構牆有任何損壞。此外，由用過核子燃料池洩漏檢測系統檢測到沒有洩漏，並且沒有燃料池水位變化。後續檢查圍阻體內，顯示的極座標吊車按計畫降落在犧牲混凝土的水泥瓦礫床上。大部分表面覆蓋著約 1/16 英寸厚的混凝土塵埃。發現照明和管道一些損壞，這並不意外，由於爆炸的結果。

空中爆炸還損毀圍阻體出入使用的臨時木門，位於前設備閘門外圍阻體氣體爆炸簾被爆風吹倒。吊車的掉落也散佈混凝土灰塵和低劑量的污染（即 1,000 dpm/100 cm<sup>2</sup> betagamma)到 20 英尺海平面高的主要輔助建築(PAB)的主要走廊。初步執行 PAB 內部、前設備閘門及外部設備閘門空氣採樣結果，均小於 0.3 DAC。

導出空氣濃度 (derived air concentration, DAC)DAC 單位：Bq/m<sup>3</sup>

### 圍阻體拆除

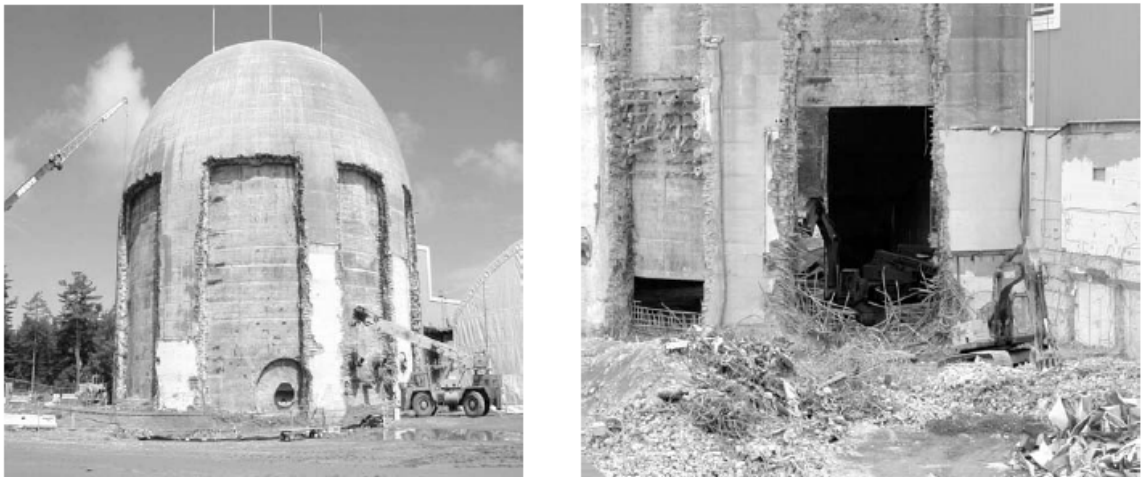


圖 3-19 Maine Yankee 圍阻體拆除準備



圖 3-20 Maine Yankee 圍阻體已準備好進行拆除

圍阻體是一個 150 英尺高圓柱體，直徑 144 英尺，牆的厚度有 4 英尺 6 英寸，基礎和圓頂厚度 2 英尺 6 英寸。它包含鋼內裏，由 3/8 到 1/2 英寸厚。類似於渦輪廠房拆除，重點是工作人員、市民和附近的結構（主要是用過核子燃料池）的安全。

2002 年 1 月開始規劃計畫，2004 年 9 月完成拆除。由於對 150 英尺高混凝土和鋼增強圍阻體的強壯性質，最終拆除之前有必要儘可能大幅削弱。使用液壓破碎錘和火焰切割機，通過圍阻體外殼和襯板切出 9 個 75 英尺高的矩形開口。這導致拆除了三分之二的圍阻體混凝土和鋼或約一千三百多萬磅的材料。此外，所有的 2.25 英寸直徑豎向鋼筋—他們大約 1,360



根一被切斷 (圖 3-19 和 3-20)。之後柱子橫向鑽孔安裝最終拆除用的炸藥 1100 磅。在拆除之前的鐵絲網和織物包裹著柱子儘量減少飛散的碎片。

分析確定即使有大型矩形開口，圍阻體仍將能夠抵抗每小時 40 英里風力。之後實施行政管制，如果風速超過每小時 40 英里禁止人員進入結構內及結構周圍。

爆炸荷載考慮包括拱門的爆破拆除和因為它拆除後圍阻體穹頂倒塌而發展高壓氣囊。為了使穹頂傾斜並位於邊緣，拆除順序的設計為循著圓周的進行。估計的穹頂和圍阻體的剩餘部分重 10,450 噸。

2004 年 9 月 17 日對圍阻體建築安全地爆炸拆除，第一次以這種方式進行拆除前核電廠圍阻體建築。此拆除造成約二十二萬磅的瓦礫。

### 3.8 廠址關閉議題

#### 借鏡/建議

- 廠址外釋 — 對整個計畫時程，可想而知最終狀態調查 (FSS) 為終結點及以除役工作的結構來支持此終結點。
- 廠址外釋 — 最終廠址調查中的核種碎片，不適用於遵照 10 CFR 61 核種碎片
- 廠址外釋 — Maine Yankee 發展聯合運作輻射保護/最終狀態調查小組。Maine Yankee 有一批最終狀態調查 (FSS) 核心技術人員，但很多技術人員交叉訓練。這讓的工作時程和工作負荷更具靈活性。
- 廠址外釋 — 混凝土除污，比僅僅拆除和處置廢棄物 ("rip and ship") 作業花了更多時間。該計畫花了太多時間找尋裂縫。只好決定圍阻體內部的混凝土為全部移除。這導致運送約 900 萬磅的混凝土，但大幅減少特性調查及反覆除污的工作。這也使得 FSS 更容易執行。

- 廠址外釋 — 遵從天然資源保育及回復法和國家法規，比預期有更大的問題。一些 RCRA 工作在 NRC 執照終止後仍會繼續。
- 廠址外釋 — 改進土壤隔離和監測的是有用的。
- 廠址外釋 — Maine Yankee 沒有及早具有對土壤整治方法的想法。
- 廠址外釋 — 對 FSS 中的田野資料做更多的品質控制。Maine Yankee 有許多抄寫的錯誤。
- 廠址外釋 — 早點實施標準的資料庫，它可以保持資料一致性（例如、16 平方釐米與 15.5 平方釐米探測區域，這類簡單的例子）。Maine Yankee 使用試算表用於資料分析。
- 廠址外釋 — 除了 DOC 所需的特性調查工作外，與早期的特性調查一同作業，使他們的數據更能支持 FSS。
- 廠址外釋 — Maine Yankee 試圖統一 FSS/RCRA 的採樣要求，但確實無法完成，因管制規定要求有所差異。
- 廠址外釋 — 儀器在現場使前請確認檢查過所有儀器（如溫度範圍、外形、效能、使用物理參數） — FSS 測量開始之前瞭解所有上述的資訊。

### 執照終止計畫的議題

Maine Yankee 執照終止計畫為下列材料評估的潛在劑量。

- Contaminated basement surfaces; 污染的地下室表面;
- Embedded piping; 埋置的管道;
- Activated concrete/rebar; 活化的混凝土/鋼筋;
- Groundwater; 地下水
- Surface water; 地面水

- Surface soil; 表層土壤
- Buried piping/conduit; 埋地管道/管道
- Deep soils; and, 深層土壤
- Forebay sediment. 沉澱前池

每種材料的劑量進行了估計和加總，以確定關鍵群體平均成員的總劑量。

考慮由九種受污染的材料及五種環境介質放射性核種轉移後，確定可能對在地農民傳送的劑量。

這些是地下水、表層土壤、深層土壤、地表水、地下層填補。沉澱前池泥沙不會輕易轉換到五個環境介質，所以分開評估。在地農民被選為劑量評估的關鍵群體。每一種介質的劑量評估基礎如下文說明。

### 劑量評估模型 – 混凝土

假設所有混凝土表面的污染對釋放並已經滲入地下層和水混合在一起。污染被假設為最大 0.1 釐米的混凝土內。最高的表面積體積比獲得的濃度最高。發現在噴灑建築物地下層的最高比率 1.7 m<sup>2</sup>/m<sup>3</sup>。因此這一比率用於確定容積污染的所有受污染的地下層結構。Maine Yankee 分析顯示平均混凝土密度為 2.2 g/cm<sup>3</sup>。

地下層表面污染的結果透過飲水、灌溉及直接暴露的途徑處於暴露風險。飲用水劑量的獲得，以地下層水的濃度(pCi/l)，乘以每年的水攝取量 (478 l/y per NRC guidance)，再乘以 Federal Guidance Report No. 11 中適當的劑量轉換因子 (FGR-11 – Limiting Values of Radionuclide Intake and Air Concentration and Dose Conversion Factors for Inhalation, Submersion and Ingestion, Ref. 21)。灌溉劑量的獲得，以地下層的水濃度(pCi/l)乘以影響區

域的灌溉率 (0.274 l/m<sup>2</sup>/d)，結果為適用的土壤濃度。土壤濃度(pCi/l)的轉換劑量使用 NUREG1727，表 C2.2 值。直接劑量用一個標準的行業屏蔽規範 3 英尺掩蓋、10000 平方米的影響面積和一個 5.8 米的深度 (相當於最深的地下層)。由此產生的暴露率乘以 0.1101，此室外佔有因子由 DandD1.0 版所算出 (NRC 批准使用於除役劑量途徑分析的電腦程式)。

也評估了地下層混凝土的活化混凝土和鋼筋。顯示每個不同的核種混合和特性顯示鋼筋比周圍鋼筋混凝土，含有高約 1.9 倍活化總濃度。然而計算的劑量顯示，在混凝土中鋼筋的總貢獻了不到一半。因此決定假設整個體積由混凝土所組成，忽略鋼筋的貢獻 — 提供一個保守的劑量計算。

嵌入式管道所使用的方法，其實是類似污染的地下層混凝土中使用的方法。任何剩下的嵌入式管道，決定潛在的放射性核種盤查，並計算假設這整個盤查散布到 最糟情況的地下層容積中。

表層土壤的計算使用 NRC 篩選值，NUREG 1727 表 C2.3 中的值。分別發展計算深層土，及作為僅適用於頂部 15 釐米的土壤篩選值。在地農民通過直接暴露途徑和地下水土壤深層暴露。正如任何挖掘能移動深層土壤的表面，土壤深層導出濃度指標水準 (DCGL) 不超過表面土壤的 DCGL。直接接觸貢獻假定 15 釐米覆蓋 (表面土壤) 和 48,500 m<sup>3</sup> 體積來源。此值表示基本上整體禁區內的土壤降到岩床。用預設 DandD 值及業界屏蔽程式碼推導直接暴露貢獻室內據有 (0.6571y)，室外據有 (0.1101 Y) 和外部輻射屏蔽因子 (0.5512)。

採用 RESRAD 計算基於每個核種單位濃度的最大地下水貢獻 (DOE 發展的劑量通路分析電腦程式碼)。

### 劑量評估模型 - 地下水

對現有地下水發展分別計算。在適用劑量計算中包括其他污染物質的潛在額外地下水貢獻。地下水劑量計算從廠址監測井最高個別地下水取樣結果。在廠址地下水中發現的唯一核種 H-3 的最大濃度是 6812 pCi/l。劑量計算使用 478 l/y 的攝入量，劑量換算因子 FGR-11。

#### 劑量評估模型 - 表層水

消防水池和反射池是廠址內表面水的唯一來源。沒有電廠的消防水池發現衍生核種，因此只有反射池需進行劑量評估。反射池 H-3 被確定的最大值為 960 pCi/l。雖然這可能是一個背景水準，同樣劑量計算輸入。除了直接飲水，潛在的途徑是攝食魚。劑量計算透過結合水攝入量的結果（如在上述的地下水計算獲得），再使用 DandD 魚消費率和水到魚類污染傳輸率為 1。

#### 劑量評估模型 - 管路和管道

此計算評估殘餘的地下管路和管道——未嵌在在混凝土中。此材料應包含很少或沒有殘留污染。管道被假定為均勻受污染，和整個盤存進入土量相當於假定整個管道已解體的管道的內部體積。造成污染的土壤產生一個潛在的劑量，在上面討論的深層土壤的方法來計算，除了一個三英尺覆蓋的假設，而不是 15 厘米。導出的 DCGLs 將被限制為不超過表面土壤的 DCGLs。

#### 劑量評估模型 - 沉澱前池

初步特性調查指出正向成果，鈷 60 0.04 — 11.2 pCi/g，Cs-137 小於最小可探測活性 0.53 pCi/g。最小存在的沉積物在河堤防及低潮時之間岩石被發現。考量電廠操作過程中高流量的水通過運河，小泥沙體積是合理的。額外的特性調查注意以下內容：

- Co-60 – 31.7 pCi/g;

- Fe-55 – 13.6 pCi/g;
- Ni-63 – 8.9 pCi/g;
- Cs-137 – 1.2 pCi/g; and,
- Sb-125 – 0.4 pCi/g.

劑量評估假設一層 1inch 的沈積物位於直徑 2 英尺的岩盤，個人站或步行經過了岩盤。要考慮的途徑是直接接觸和攝入。吸入被認為不合理，因為任何時候泥沙淹沒或潮濕。結果劑量低於約土壤暴露貢獻的 8 倍。

### 圍阻體混凝土的議題

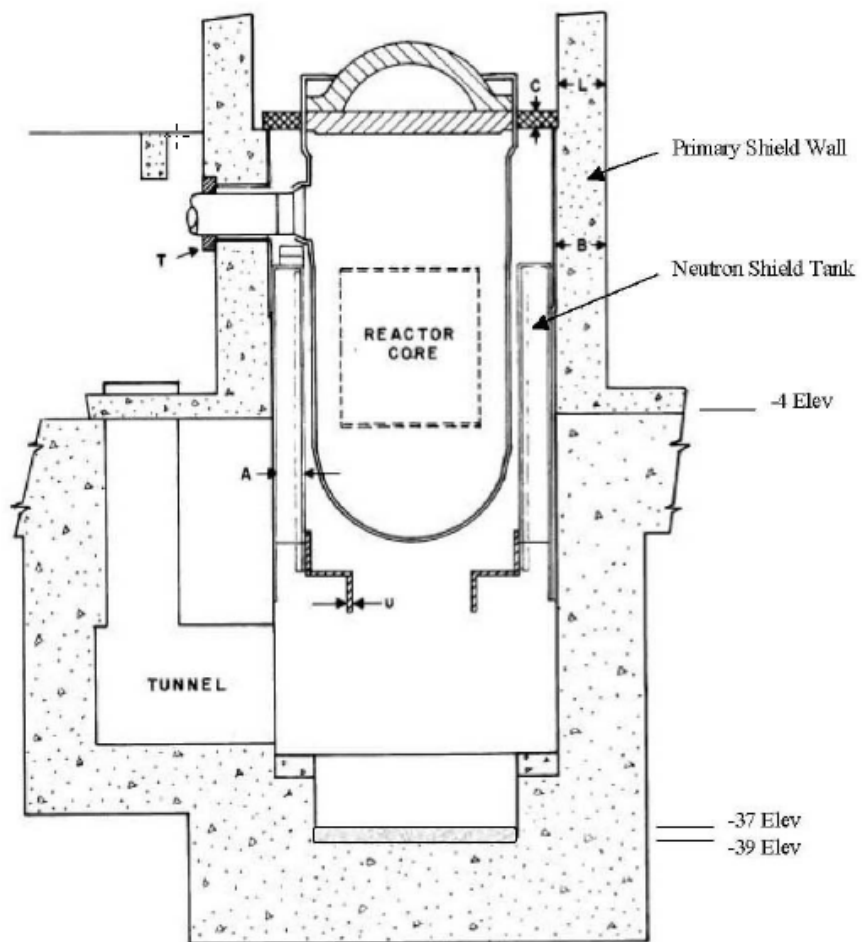


圖 3-21 Maine Yankee RPV 及屏蔽

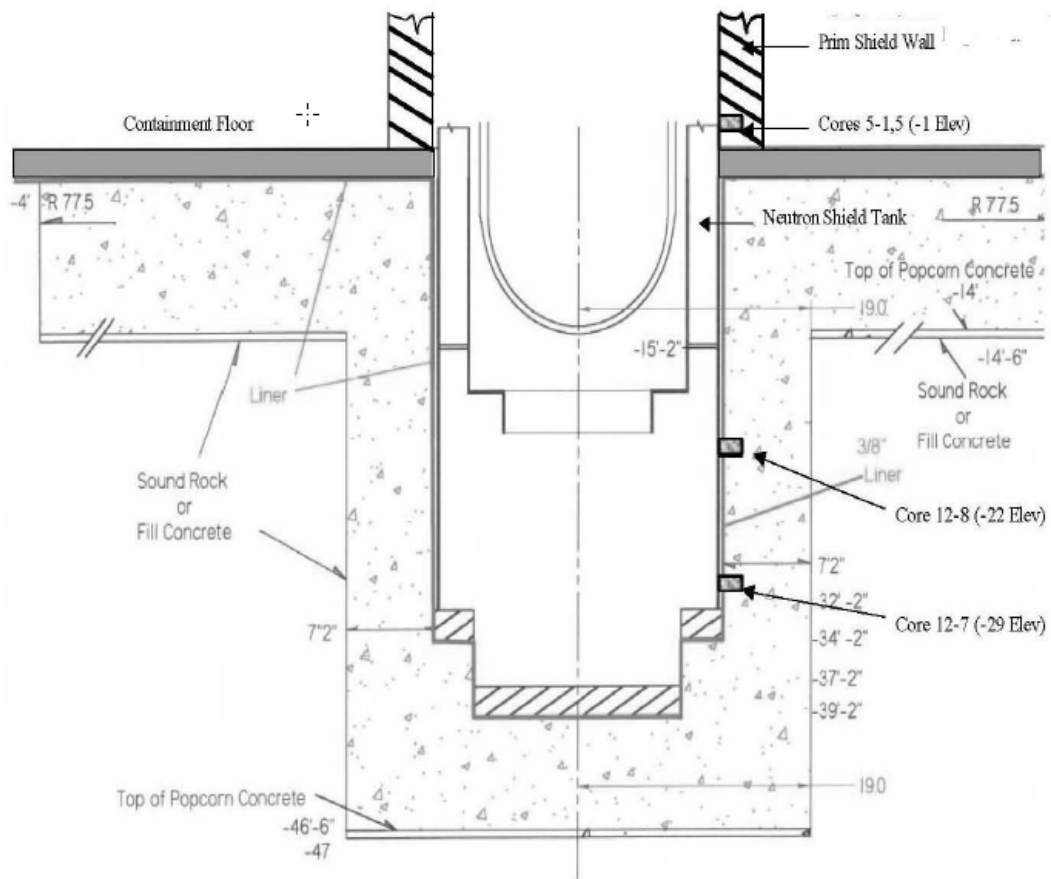


圖 3-22 Maine Yankee 爐心量測儀器井

特性調查和檢整較低樓層的圍阻體顯示，爐心量測儀器 (In-Core-Instrumentation, ICI) 坑襯板背後有幾英寸活化混凝土。核准許可終止計畫指定符合 DCGL 水準，便可移除活性的混凝土。反應器壓力容器被封閉，並由主屏蔽牆和 ICI 水池所屏蔽（圖 3-21 和 3-22）的組合。檢整此活化的混凝土，被認為是一個重要的工業安全風險，並會造成額外人員輻射暴露，與輻射防護合理抑低原則不一致。

修訂的計畫是移除襯板的所有混凝土，移除襯板背後 6-8 英寸，位於中子屏蔽槽下大約 20 英尺的活化混凝土。計算表顯示有 7% 的活化混凝土位於襯板下。為了完成這項計畫，需要修訂許可終止計畫。更改修訂地下室混

凝土填充模型允許額外活化凝土（提高凝土地下室 DCGL）和減少在表面和深層土壤 DCGL 總額預計對在地農民的暴露風險，所有途徑不會超過 10 mrem/y 和 地下水途徑 4 mrem/y 地下室凝土填充模式。

### 沉澱前池和擴散器修復問題



圖 3-23 Maine Yankee 沉澱前池 – 尚未整治前



1



圖 3-24 Maine Yankee 沉澱前池 - 特性調查及整治



圖 3-25 Maine Yankee 沉澱前池 - 圍堤岩芯抽樣



圖 3-26 Maine Yankee 沉澱前池 - 整治後

Maine Yankee 沉澱前池和擴散器提供的取水和排放循環水進入 Back River。圖 3-23 顯示之前，修復前的沉澱前池。修復計畫要求填高沉澱前池，以便變成天然高地沼澤（圖 3-26）。所用的劑量模型假定堤岸土壤污染的深度為兩英尺，並包括區域中從飲水和灌溉用水預計的劑量。特性調查與修復沉澱前池地下，亦執行使用專業伽馬譜設備。

修復沉澱前池的需要大量的努力。有一個較大的不確定性為堆成的石基後面污染的水準和深度（沿著沉澱前池池岸，直徑一到兩英尺的岩石）。決定執行一項無聊的活動，早期大約一百萬美金用來評估污染物和說明修復過程架構（圖 3-25）。最初的猜測是污染物達兩英尺深（基於非常少的採

樣)。實際深度基於鑽孔，污染物深度僅兩英寸左右，沒有兩英尺。這允許一個大幅降低在沉澱前池上進行修復。

### 廠址邊界議題

一個廠址可能存在多種廠址邊界，取決於管制者和法規的目的。因為很多原因，廠址邊界很重要。除役目標之一是儘可能縮小廠址區域（一是完成執照區域的消除或減少到只是所需的 ISFSI 的大小）。

要考慮的第一個廠址邊界如邊界的技術規格和/或更新的最終安全分析報告（UFSAR）中所述。研究確定廠址邊界在 Maine Yankee 隨著時間的推移發生了變化。技術規格中有一點記載廠址邊界。藉由許可證修訂移除技術規範中的廠址邊界，之後放入允許進行更改的 UFSAR，依據 10 CFR 50.59 的規定不需 NRC 批准。

廠址邊界的下一個考量是根據 10 CFR 100 規定的排除區域邊界 (Exclusion Area Boundary)，Maine Yankee 的情況為在 2004 年初已變更改。如果及早在除役過程中，廠址緊急計畫能夠獲得適當的豁免，改變這一邊界的位置變得不是那麼重要。減少排除區域邊界可能非常有用，如果減少了的邊界，您可以及早一塊一塊地處置或變賣緩衝地帶土地，如果不再有"擁有或控制土地"。在土地處置之前，還需要審視邊界安全和放射性廢棄物。

減少應急計畫區 (Emergency Planning Zone, EPZ) 變成為與利益相關者的互動。Maine Yankee 讓當地市政府選擇接管應急警報的經費，或是 Maine Yankee 付費將應急警報撤下。在多年的運作中，Maine Yankee 提供了各種類型的設備給當地政府做緊急情況管理。一旦應急計畫區的區域減少，廠外的回應支援不再是必需的，但是 Maine Yankee 允許各城鎮保有這些設備。

ISFSI 擴充中也需要新的邊界。邊界每個需要根據 10CFR 72 至少 100 米。ISFSI 本身占地面積約 8.5 畝，但 NRC 安全設計基準的威脅評估導致需建立由 ISFSI 控制區延伸 300 米（約 100 畝）的周邊。

### 最終廠址外釋議題

在執照中止計畫 LTP 中確認已完成的行動披露，Maine Yankee 需要繼續與各管制機關對話。根據國家規定清理非放射性的關閉操作需要類似的對話。按照資源保護和恢復法 (Resource Conservation and Recovery Act, RCRA) 的要求，計畫制定了廠址具體關閉計畫，包括品質保證計畫。這些計畫被提交緬因州 DEP 核可及嚴格審查，而且場所關閉時強制執行。一項指定操作是發展累積的風險評估，結合殘留的放射性和非放射性污染物風險。"Backlands"的累積的風險評估在附錄 F.中。Backlands 是 Eaton Farm and North Ferry Road 區域的口語稱呼。

擴散器管路最終所需修復的決定是另一個與利益相關者的互動的課程。在緬因州只要主要的實際操作在水道的 100 英尺內，會觸及國家資源許可法 (National Resources Permit Act, NRPA)。NRPA 要求，所有適用的州和聯邦機關參與在特定的環境行動利益，確定最有利的結束狀態。

為支援這一過程，Maine Yankee 執行範圍廣泛的海洋取樣和擴散器管的分析，確定了若干生存於此的生物。當所有機關都提供意見時，整體環境改善的結論是不要移擴壓器管。這是另一個活動，最符合早期除役過程的工作結果會影響整體的除役範圍和時間表。

注意到關於 LTP 執行一個附加問題。LTP 和 NUREG 1757 陳述最後一次檢驗記錄需要什麼，Maine Yankee 發展滿足這兩份文件的最後一次檢驗記錄。NRC 審查者會要求除役、修復資訊、HSA 資料、釋放記錄等有關的

附加資料。Maine Yankee LTP 或 NUREG 的文件，不需要這些資料。解決這個察覺文件要求的差異，耗費了一些時間來解決，目前仍在進行。

### 土地轉移議題

在 1999-2000 年，Maine Yankee 開始留心怎樣處理廠址的資產。所需的第一個決定影響 Eaton Farm 區域。這是大約畝 200 的林地，公司用於野餐和作為緩衝區。在 FERC 協定中 Maine Yankee 同意此資產捐贈給非營利組織，以保留給公眾進入，保存和環境教育。

三個組織回應 Maine Yankee 請求建議書 (RFPs) 使用此土地。審查投標書的優點後，Maine Yankee 同意轉讓 Eaton Farm 區域給 Chewonki 基金會。這份報告時間點，轉讓尚未結束。

另一宗土地的轉讓確定為 North Ferry Road 區域。這個一塊 430 畝土地於 2002 年 7 月，最先免除 NRC 許可。這個一塊土地在 2004 年 8 月 5 日出售給 Wiscasset 小鎮創建的非營利的發展組織。此實體接下來來出售給一家開發公司專門從事"具有挑戰性資產"的重建。RCRA 外釋放需比 NRC 釋放花更多努力，主要歸因於財產遺留的垃圾。此垃圾並不是從 Maine Yankee 的活動，而是來自本地的個人。

Maine Yankee 將保留約 100-150 畝，主要構成 Bailey Point 半島。此區域包含舊址工業區和當前的 ISFSI。

所有潛在房地產接收人要求 Maine Yankee 保障資產接收人對所有核危險和其他污染物。Maine Yankee 教育的潛在買家 10 CFR 20 許可終止要求的規定。相對於化學污染物，買方取得“no action”的證書，國家述明國家發現該地區由化學污染狀態轉變為清潔狀態。

需要產生大量的資料潛在不動產接收人。資訊的範例包括 LTP 調查、RCRA 調查、從運轉期間的例行污水報告(放射和化學)、整體規管性能等。

許多資訊收集說明潛在污染調查資訊的概念，並證明測量殘餘風險。隨著廠址減少了其所需的記錄，並且發送了一些長期使用的記錄到異地貯存，重要的是確認財產轉讓盡責調查可能需要的記錄，並保持這些記錄可隨時取用。

### 資產稅

在運轉期間，Maine Yankee 向 Wiscasset 支付一年大約 12 百萬美元。這佔地方政府的約 93% 房地產稅收。從歷史上看，廠址進入稅務法律責任的多年期協定。接下來電廠關閉，地方政府同意減少稅收最初 ~ 6.1 萬美元。兩年後簽訂了 2002 年年度的稅款是約 1 百萬美元。

與小鎮生更多的討論和談判發，但沒有造成進一步的協定。當地房地產評估委員會，重新評估該資產為具有價值大約為 263 萬美元。這項評估不是土地價值的基礎上本身，而此價值基於一個事實，即其餘資產包含 ISFSI，在 Maine Yankee 這是唯一可以貯存用過核子燃料廠址。因此，被認為具有很高的價值。

Maine Yankee 的立場是緬因州的法律指示資產價值之確定基於有人願意支付此此資產的基礎上，ISFSI 當然不值 263 萬美元。Maine Yankee 正式提出價值評定的辯駁，目前的計畫準備資產稅上訴，2005 年 2 月由緬因州稅資產稅上訴委員會聆訊。

### 3.9 現狀

在編寫本報告時，在 Maine Yankee 廠址殘留的結構是 ISFSI、兩個倉庫、一座行政大樓和幾個辦公室拖車。ISFSI 無關的建築物，在短期內會消除。從圍阻體拆除剩下瓦礫移離現場。剩下的主要操作為最終廠址調查和

計畫結束活動的結論。目前的計畫實際工作 2005 年 3 月以全部完成，預計 2005 年年中終止許可。(2005 年 10 取得終止許可)

除了 ISFSI 操作外，將繼續完成對非輻射污染物 RCRA 關閉作業，及地下水監測以滿足與緬因州達成之協議。

從 1997 年到 2005 年的計畫成本，目前估計共 495 萬美元，如下所示：

表 3-2 1997-2005 計畫花費總結

Cost Element	Cost (\$ Million)
Major Contracts – Low level waste, demolition, Radiation protection, DOC	298
Maine Yankee labor and staff augmentation	153
Support Contracts (Security, Engineering, Accounting)	49
Fees and Property Taxes	23
Materials and Supplies	11
Insurances	7
Purchased Power	6
Other	11
Settlements from contract disputes	(63)

該計畫共導致 525 person-rem (5.25 person-Sv) 的輻射暴露劑量，少於除役一般環境影響報告書中的暴露限制輻射劑量的 50%。該計畫已完成超過二百萬小時安全工作時數而無事故損失時間。總體而言，該計畫已完成約 540 萬小時，事故率大約每 20 小時工時 2.3 次。

### 3.10 附件

附件 A：除役的主題列表

附件 B：Oyster Creek 除役技術規劃組織

附件 C：除役計畫規劃

附件 D：除役時程

附件 E：除役計畫規劃

附件 F：除役時程



## 附件 A.除役的主題列表

下面列出了除役的主題，在 EPRI 在 2004 年 9 月在 Connecticut Yankee 舉行的除役研討會期間，以重要性來評估及排序。

### 最重要的項目

- 管制的交流及挑戰
- 計畫的方法（DOC，自我執行、等）和選擇的依據
- 關鍵決策點的投入(關閉決定、燃料貯存方法)
- 利益相關者交流及挑戰
- 整體計畫成功地推進
- 技術挑戰

### 次重要的項目

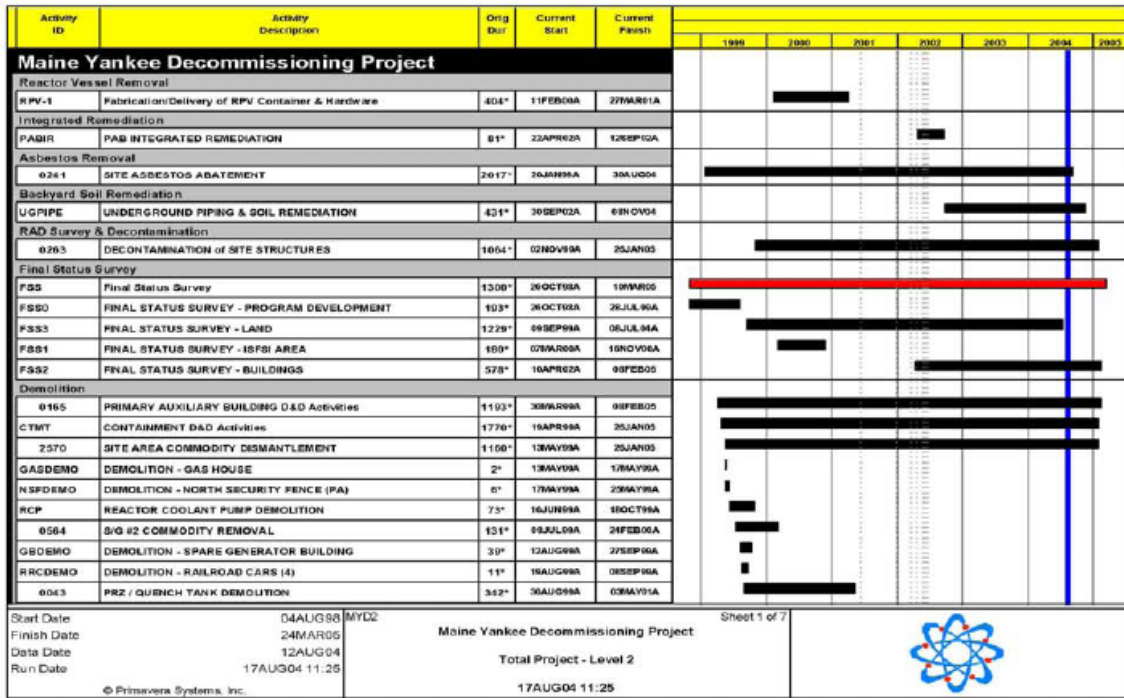
- 承包項目的部分（S）和工作任務的基礎上
- 詳細的計畫成本估算財務管理
- 廢棄物產生的關鍵任務（數量及活度等級）

### 第三重要的項目

- 詳細的計畫規劃時間表
- 計畫的延誤和基礎的討論
- 主要承包的借鏡
- 工作人員電離輻射的關鍵任務
- 關鍵的行政挑戰

## 附件 B. 計畫時程綜整

此章節中的圖表表示從 1999 年至 2005 年，在 2004 年 8 月制定的計畫高層級的時程表。



Activity ID	Activity Description	Orig Dur	Current Start	Current Finish	Year							
					1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	
C3TFDEMO	DEMOLITION - COND STORAGE TANK FOUNDATION	3*	30AUG99A	01SEP99A								
FOBDEMO	DEMOLITION - FUEL OIL BUNKER	23*	08SEP99A	08OCT99A								
0274	DEMOLITION - SITE SUPPORT BUILDINGS	16911*	15SEP99A	25JAN03								
GTDEMO	DEMOLITION - GUARD TOWERS (3)	12*	20SEP99A	07OCT99A								
TB-COM	COMMODITIES - TURBINE BUILDING	557*	20SEP99A	16JUN02A								
ILRTDEMO	DEMOLITION - RCA WEST (ILRT)	0*	03OCT99A	13OCT99A								
X274DEMO	DEMOLITION - STATION TRANSFORMERS X-24/26/28	21*	06OCT99A	10NOV99A								
DWSTDEMO	DEMOLITION - DEMIN WATER STORAGE TANK (DWST)	10*	27OCT99A	11NOV99A								
L2RCSPC	LOOP 2 RCS PIPE CUTS	36*	09NOV99A	11JAN00A								
TTDEMO	DEMOLITION - TEST TANKS	12*	22NOV99A	13DEC99A								
WHGDEMO	DEMOLITION - WAREHOUSE #5	3*	01DEC99A	06DEC99A								
CB33COM	COMMODITIES - CTMT ELEC PENETRATION ROOMS	0*	16JAN00A	26JAN00A								
RWSTDEMO	DEMOLITION - REFUELING WATER STORAGE TANK (RWST)	65*	09FEB00A	13APR00A								
CW-COM	COMMODITIES - CIRC WATER PUMPHOUSE	33*	27APR00A	26JUN00A								
CW0006	CIRC WATER PUMP HOUSE D&D Activities	333*	27APR00A	24DEC01A								
SCAT0	DEMOLITION - SPRAY CHEM ADDITION TANK (SCAT)	29*	04MAY00A	26JUN00A								
TG0102	DEMOLITION - MAIN TURBINE/GENERATOR	1811*	28AUG00A	16JUL01A								
TURBDEM	Demo Main Turbine & Generator	1811*	28AUG00A	16JUL01A								
CONDDEMO	DEMOLITION - MAIN CONDENSER	43*	20SEP00A	09DEC00A								
EFWCOM	COMMODITIES - EFW PUMPROOM	12*	19JUN01A	30JAN01A								
SBCOM	COMMODITIES - SERVICE BUILDING	50*	12FEB01A	10MAY01A								
TB-STR	DEMOLITION - TURBINE BUILDING (Phase I)	213*	04APR01A	23APR02A								
TB0006	DEMOLITION-TURBINE BUILDING (PH I & II)	542*	04APR01A	06DEC02A								
TBSS	DEMOLITION - TURBINE BUILDING SOUTH SIDE	51*	04APR01A	03JUL01A								
WHGDEMO	DEMOLITION - WAREHOUSE #6 FOUNDATION	4*	25APR01A	09MAY01A								
X15DEMO	DEMOLITION - TRANSFORMER X-15 / X-16	20*	29MAY01A	02JUL01A								
SPCOM	COMMODITIES - SPRAY BUILDING	7*	11JUN01A	20JUN01A								
MET	DEMOLITION - MET TOWER & BUILDING	3*	10JUL01A	12JUL01A								
345KV	DEMOLITION - 345KV ELECTRICAL TOWERS	12*	24JUL01A	15AUG01A								
CSDDEMO	DEMOLITION - COLLECTION SITE	4*	06AUG01A	09AUG01A								
SBD1	DEMOLITION - SERVICE BLDG (PHASE 1)	1411*	15AUG01A	25APR02A								

Activity ID	Activity Description	Orig Dur	Current Start	Current Finish	Year							
					1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	
WWPHDEMO	DEMOLITION - WELL WATER PUMPHOUSE	2*	15AUG01A	15AUG01A								
CWSTR	DEMOLITION - CIRC WATER PUMPHOUSE	48*	01OCT01A	24DEC01A								
STP	DEMOLITION - SEWAGE TREATMENT PLANT	4*	29OCT01A	01NOV01A								
GAS	DEMOLITION - GAS HOUSE FOUNDATION	3*	11APR02A	15APR02A								
0126	DEMOLITION - REACTOR MCC ROOM	70*	02MAY02A	05SEP02A								
RMCC-COM	COMMODITIES - REACTOR MCC ROOM	70*	02MAY02A	05SEP02A								
0132	DEMOLITION - STEAM & VALVE HOUSE	87*	08MAY02A	05SEP02A								
PHD	DEMOLITION - PERSONNEL HATCH BLDG	60*	21MAY02A	05SEP02A								
BLOCK1	DEMOLITION - VEHICLE THREAT BARRIERS	15*	03JUN02A	26JUN02A								
INFO	DEMOLITION - INFORMATION CENTER	8*	19JUN02A	02JUL02A								
SBD2	DEMOLITION - SERVICE BLDG (PHASE 2)	244*	21JUL02A	11OCT03A								
FP	DEMOLITION - FIRE PUMP HOUSE & POND	83*	02AUG02A	20NOV02A								
TTFDEMO	DEMOLITION - TEST TANK FOUNDATIONS	3*	28OCT02A	30OCT02A								
CTMTD1	DEMOLITION - CONTAINMENT	542*	22NOV02A	10JAN05								
TRANS	DEMOLITION - MAIN XFMR FOUNDATIONS	80*	01JUL03A	04DEC03A								
SBFDEMO	DEMOLITION - SOFTBALL FIELD	4*	07JUL03A	10JUL03A								
BPS	DEMOLITION - BAILEY POINT STORAGE AREA	3*	17JUL03A	25JUL03A								
SANDEMO	DEMOLITION - SANITARY LINES	1*	30JUL03A	30JUL03A								
WART	DEMOLITION - WART BUILDING	40*	31JUL03A	10OCT03A								
ADMIN	DEMOLITION - ADMINISTRATION BUILDING	51*	06AUG03A	04NOV03A								
TB-STR2	DEMOLITION - TURBINE BUILDING (Phase II)	56*	27AUG03A	04DEC03A								
BAILEY	DEMOLITION - BAILEY HOUSE	3*	16SEP03A	18SEP03A								
EFDEMO	DEMOLITION - EATON FARM STRUCTURES	11*	23SEP03A	10OCT03A								
HV7	DEMOLITION - HV-7 & 8 BUILDING	4*	20OCT03A	23OCT03A								
SPDEMO	DEMOLITION - SPRAY BUILDING	14*	20OCT03A	06NOV03A								
PHS	DEMOLITION - PER HATCH BLDG SLAB / BACKFILL	37*	10NOV03A	15JAN04A								
115KV	DEMOLITION - 115KV ELECTRICAL TOWERS	168*	12NOV03A	08SEP04								
BWST	DEMOLITION - BWST & BERN AREA	151*	08DEC03A	31AUG04								
PVS	DEMOLITION - PRIMARY VENT STACK	7*	12JAN04A	21JAN04A								
FOXBIRO	DEMOLITION - FOXBIRO ISLAND BUILDING	20*	26JAN04A	28FEB04A								
RACKS	SPENT FUEL POOL STORAGE RACK REMOVAL	31*	02MAR04A	06APR04A								

Activity ID	Activity Description	Orig Dur	Current Start	Current Finish								
					1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	
PAGODA	DEMOLITION - SFPI GENERATOR & PAGODA	3*	22MAR04A	24MAR04A								
RMCCBF	DEMOLITION - RMCC SUBGRADE & BACKFILL	140*	26MAR04A	14DEC04								
PAB-DEMO	DEMOLITION - PRI AUXILIARY BUILDING	67*	26MAR04A	25JUL04A								
EFWDEMO	DEMOLITION - EFW PUMPROOM	63*	61APR04A	21JUL04A								
LSA	DEMOLITION - LSA STORAGE BUILDING	94*	65APR04A	16SEP04								
DWSTF	DEMOLITION - DWST FOUNDATION	8*	15APR04A	23APR04A								
CR3HAM	DEMOLITION - FUEL BUILDING CRANE CR-3	30*	65MAY04A	25JUN04A								
RPDEMO	DEMOLITION - SITE ROADS & PARKING LOTS	117*	29MAY04A	20DEC04								
FENCE	DEMOLITION - SECURITY FENCE	71*	26JUN04A	20CT04								
RWSTFN	DEMOLITION - RWST/SCAT FOUNDATION	1*	65JUL04A	95JUL04A								
RCA	DEMOLITION - RCA STORAGE BUILDING	41*	14JUL04A	23SEP04								
TPDEMO	DEMOLITION - TEST PIT	1*	23JUL04A	25JUL04A								
X14	DEMOLITION - TRANSFORMER X-14/16 AREA	35*	12AUG04	13OCT04								
0289	Final Site Grading	116	23AUG04	63MAR05								
0280-HAM	FINAL SITE GRADING & LANDSCAPING	110*	23AUG04	63MAR05								
PWSTDEMO	DEMOLITION - PRI WATER STORAGE TANK	14*	23AUG04	19SEP04								
0259	DEMOLITION - SFP BUILDING	18*	24AUG04	27SEP04								
GT1	DEMOLITION - GUARD TOWERS FOUNDATIONS	1*	19SEP04	19SEP04								
TPSDEMO	DEMOLITION - TEMP POWER SHACK	1*	16SEP04	16SEP04								
FHDEMO	DEMOLITION - FIRE HYDRANT/SHOSE STATIONS	19*	20SEP04	20OCT04								
LSDEMO	DEMOLITION - LIFT STATION	8*	05OCT04	18OCT04								
WH23DEMO	DEMOLITION - WAREHOUSE #2/3	12*	11OCT04	28OCT04								
SFDEMO	DEMOLITION - STAFF BUILDING	22*	20OCT04	29NOV04								
PWDEMO	DEMOLITION - POTABLE WATER CONNECTION	4*	19NOV04	19NOV04								
LPDEMO	DEMOLITION - UTILITY LIGHT POLES	5*	30NOV04	07DEC04								
OUDEMO	DEMOLITION - OUTSIDE UTILITIES	12*	30NOV04	20DEC04								
WH4DEMO	DEMOLITION - WAREHOUSE #4 (Annex)	4*	13DEC04	16DEC04								
MOODEMO	DEMOLITION - MODULAR OFFICES	4*	11JAN05	17JAN05								
RRDEMO	DEMOLITION - RAILROAD TRACKS	10*	11JAN05	20JAN05								
<b>ISFSI (Independent Spent Fuel Storage Install.)</b>												
ISFS52	Licensing - Federal (HA)	771*	01OCT98A	15JUL02A								

Activity ID	Activity Description	Orig Dur	Current Start	Current Finish								
					1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	
ISFS51	Site Selection (HA)	361*	12OCT98A	13JUL00A								
ISFS65	Cask Vendor Licensing (Storage & Transport) (HA)	1256*	16OCT98A	16DEC04								
1008	Detailed Engineering and Design (HA)	31*	01DEC98A	16JAN99A								
1973	Supply fab drawings, Specs & Procedures (HA)	461*	28DEC98A	13OCT00A								
1074	MYPSS Review - Drawings, Specs, & Procs (HA)	461*	28DEC98A	13OCT00A								
ISFS66	Cask Vendor Eng/Design (HA)	556*	28DEC98A	19SEP01A								
1104	Finish Inventory Fuel Pool (Std Fuel) Insp (HA)	62*	67APR99A	95JUL99A								
1141	ISFSI Construction Phase I (HA)	138*	29NOV99A	91AUG00A								
1142	ISFSI Construction Phase II (HA)	313*	31MAY00A	29AUG01A								
VCCFAB-HAM	GTCC VCC Construction Units 1 thru 4	75*	65SEP00A	60DEC00A								
PHIC-60	Construct Security/Ops Bld Mods - ISFSI Phase II	309	15SEP00A	23JUL01A								
VCCFAB-WIN	WINTER DEMOB & LAY-UP (VCC Construction)	112	61JAN01A	23APR01A								
GTCCLOAD	Load & Transfer GTCC Casks to ISFSI	150*	06NOV01A	9APR02A								
FUELOAD	LOAD & TRANSFER 60 FUEL CASKS TO ISFSI	562*	12AUG02A	27FEB04A								
<b>ISFSI Licensing</b>												
CVLT-SF	Cask Vendor Licensing Transport (Standard Fuel)	806*	61SEP99A	31OCT02A								
<b>Licensing</b>												
CVLS-NS	NAC-UMS Storage (Non-Standard Fuel)	586*	26OCT98A	20FEB01A								
CVLS-HAM	Cask Vendor Licensing Storage (Standard Fuel)	525*	02NOV98A	26NOV00A								
000191	License Termination Plan Approved by NRC (HA)	1003*	22MAR99A	29FEB03A								
CN2000	Regulatory Approvals (HA)	470*	30APR99A	99MAR01A								
0700-LIC	Dev & Implement Transitional Training Progr (HA)	272*	02FEB00A	95JUN01A								
0033-LIC	ISFSI Application (Rev.1) (MDEP & Wiscasset) (HA)	21*	07FEB00A	13MAR00A								
CVLT-NS	NAC-UMS Transport Amendment I (Non-Standard Fuel)	168*	09FEB00A	04OCT00A								
SEC-290	Security 72.212 (b)(5) Exemption Request	55*	16FEB00A	26MAY00A								
CVLS-NS2	NAC-UMS Storage Amendment II (Non-Standard Fuel)	427*	24APR00A	31DEC01A								
ITS-HAM	ISFSI & Disarmament Tech Specs (HA)	433*	23MAY00A	09FEB02A								
ROB-HAM	Release of Backlands (HA)	1179*	23MAY00A	15JAN05								
PLAN-100	FUEL IN TRANSIT E-PLAN (HA)	82*	01JUN00A	25OCT00A								
SEC-160	ISFSI SECURITY PLANNING PROCEDURE CHANGES (HA)	170*	23JUN00A	24APR01A								
SEC-420	ISFSI SECURITY PROCEDURES (HA)	170*	23JUN00A	24APR01A								

Activity ID	Activity Description	Orig Dur	Current Start	Current Finish	Year							
					1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	
0800-OPS	ISFSI Operating Procedures (HA)	93*	14AUG00A	25JAN01A								
0600-HAM	Part 72 Specific License for ISFSI (Not Pursued)	335*	23AUG00A	17APR02A								
PLAN-210	FUEL IN TRANSIT E-PLAN PROCEDURES (HA)	47*	24AUG00A	15NOV00A								
PLAN-400	ISFSI EMERGENCY PLAN (STAND-ALONE)	514*	24AUG00A	04SEP02A								
PLAN-280	FUEL IN TRANSIT E-PLAN LESSON PLANS/TRAINING (HA)	55*	04DEC00A	12MAR01A								
SEC-250	ISFSI SECURITY TRAINING (HA)	71*	24APR01A	29AUG01A								
ROS-HAM	Release of Site Lands: Remaining Non-ISFSI Land	234*	03NOV03A	61OCT04								
0489-LIC	Plan Special Circumstance Discharges (HA)	4987*		14MAR02A								
<b>Environmental Permitting</b>												
0300-HAM	RCRA Closure Plan (External) (HA)	315*	19FEB00A	31AUG01A								
0100-HAM	Building Demolition Assessment (HA)	164*	23FEB00A	14DEC00A								
0700-CPR	PCB Concrete Paint Removal Plan (HA)	96*	28APR00A	03OCT00A								
0700-HAM	Concrete Characterization of CRS/Scarborough (HA)	48*	26JUN00A	14SEP00A								
CD-HAM	Concrete Disposition (HA)	41*	20JUL00A	02OCT00A								
0900-HAM	ISFSI Concrete Characterization (HA)	23*	23AUG00A	03OCT00A								
0000-MRPA	MRPA & Corps of Engineers Permit (HA)	76*	07MAY01A	15JUL01A								
FPHEP	FIRE PUMP HOUSE ENVIRONMENTAL PERMITTING	24*	04FEB02A	14MAR02A								
LIC-HAM	Termination of Licenses & Permits	161*	22APR04A	02FEB05								
<b>Forebay Remediation</b>												
FOR-EBAY	DEMOLITION - FOREBAY & SEAL PIT	449*	19MAY02A	30JUL04A								
FBAY-REM	FOREBAY & SEAL PIT REMEDIATION	113*	28APR03A	12NOV03A								
<b>Waste Disposal</b>												
HP-2	HP Support Routine Duties Outside of CTMT	1461*	02JAN01A	26JAN05								
<b>Neutron Shield Tank Demolition (21)</b>												
NST	NEUTRON SHIELD TANK DEMOLITION (CP)	43*	06NOV03A	01DEC03A								
<b>Decommissioning Readiness</b>												
0758	Plant Prep & Temp Services (HA)	130*	01DEC00A	15JUL00A								
<b>7574</b>												
ISF559	Architectural Engineering and Design	154*	15DEC00A	13SEP00A								
ISF560	Radiological Analysis	88*	26JAN00A	23JUN00A								
ISF582	Engineering & Design - Plant Upgrades	290*	01FEB00A	30JUN00A								
ISF556	Electrical/Controls & Security Eng. & Design	124*	19FEB00A	22SEP00A								

Activity ID	Activity Description	Orig Dur	Current Start	Current Finish	Year							
					1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	
ISF554	Geotechnical Engineering and Design	112*	19FEB00A	02SEP00A								
ISF557	Mechanical Engineering and Design	115*	19FEB00A	05SEP00A								
ISF564	Local Permitting	282*	22FEB00A	15JUL00A								
ISF558	Structural Engineering and Design	173*	01MAR00A	30DEC00A								
ISF553	QA Plan and Design Criteria	3393*		29MAR00A								
<b>9501</b>												
DD0183	Transition Security	1*	04JAN00A	04JAN00A								
<b>RPV Internal Segmentation</b>												
SEG-1	Fractonics Equipment Assembly and Testing	35*	06AUG00A	13SEP00A								
VESSEL	Rx Vessel Internals Segmentation	179*	09OCT00A	09MAY01A								
SEG-4	Thermal Shield / CSB Segmentation	84*	29DEC00A	23MAR01A								
SEG-10	GTCC Segmentation	9*	01MAY01A	09MAY01A								
SEG-13	Final Cavity Clean and Drain	332*	13MAY01A	15APR02A								
SEG-11	Load GTCC and Transfer to ISFSI	147*	06NOV01A	04APR02A								
SEG-12	Takedown and Final Packout of Cavity Equipment	7055*		09MAY02A								
<b>Large Component Removal</b>												
0791	Steam Generators (HA)	233*	19MAY00A	26JUN00A								
0789	Reactor Coolant Pumps & Motors	80*	10JUN00A	15NOV00A								
0790	Pressurizer (HA)	160*	30AUG00A	12JUN00A								
<b>Reactor Vessel Head Removal</b>												
HEAD-PH1	RPV Head Removal to Outside Laydown Area	98*	26JUL00A	01NOV00A								
HEAD-PH2A	RPV Head Cut / Rig / Transport to Envirocore	83*	14JUN01A	16AUG01A								
<b>Source Term Reduction</b>												
PAB5	PAB SOURCE TERM REDUCTION	33*	30MAR00A	29MAY00A								

圖 B-1 Maine Yankee 1999-2005 綜整除役時程表

### 附件 C.計畫時間表

本附錄在 Maine Yankee 除役計畫期間，提供事件的詳細的時程表，包括整個計畫 2004 年 8 月的高層級摘要計畫。

表 C-1 Maine Yankee 計畫時間表

Date	Event
October 21, 1968	Construction permit issued
September 12, 1972	Provisional operating license issued
December 28, 1972	Commercial Operations begin
June 29, 1973	Full power operating license received
December 6, 1996	Last commercial operations. Maine Yankee shut down the plant as a result of design basis implementation concerns associated with cable separation and control logic issues.
December 18, 1996	The NRC issued a confirmatory action letter requiring need for mid-cycle inspections to check for potential further deterioration, and the overall condition of the steam generators. Engineering staff indicated that while the generators should last 3 more fuel cycles, there could be no assurance that they would not need to be replaced after that.
January 29, 1997	NRC placed Maine Yankee on the NRC watchlist.
January 30, 1997	The NRC issued a supplemental confirmatory action letter requiring resolution of additional concerns ("extent of condition") before startup. Maine Yankee to remain shutdown until resolution of those problems requiring shutdown were accepted by the NRC.
February 13, 1997	One year management contract with Entergy signed.
March 7, 1997	Submittal of Restart Plan to the NRC
May 1997	Maine Yankee Board of Directors decide that plant will either be sold or enter decommissioning

July 30, 1997	Maine Yankee Board of Directors complete economic analysis for shutdown
August 6, 1997	Decision to terminate commercial operations
August 7, 1997	NRC notified of permanent cessation of operations and permanent defueled status
August 21, 1997	First meeting of CAP
August 27, 1997	Post Shutdown Decommissioning Activities Report issued
October 30, 1997	Maine Yankee and Wiscasset finalize agreement on property tax for 1998
October 1997	Initial Characterization Surveys (ICS) begins
November 5, 1997	Maine Yankee files rate case with FERC to increase decommissioning collections
November 6, 1997	PSDAR public meeting
November 6, 1997	Maine Yankee continues management contract with Entergy to provide management services during decommissioning
December 10, 1997	Maine Yankee conducts press briefing onsite for reporters and photographers
January 28, 1998	Maine Yankee submits QA program changes to NRC
February 5, 1998	Maine Yankee submits defueled safety analysis report (DSAR) to NRC
March 1998	RCS decontamination occurs. Asbestos remediation begins
April 17, 1998	DOC RFP issued by Maine Yankee
April 29, 1998	Initial Characterization Surveys completed and report finalized
April 1998	Public opinion poll taken for spent fuel storage options
May 29, 1998	DOC bids are due to Maine Yankee
May 1998	SFPI begins operation
June 2, 1998	Maine Yankee files suit against DOE in court of claims for failure to accept and remove spent fuel
June 24, 1998	Initial CAP meeting regarding SFPI fan noise
August 4, 1998	SWEC chosen as DOC
September 23, 1998	CAP all day planning meeting

September 30, 1998	SFPI fan modifications completed
October 15, 1998	Transition to new control room completed
October 30, 1998	All mechanical systems abandoned
December 30, 1998	Plant achieves "cold and dark" status
December 1998	Asbestos abatement project complete
January 19, 1999	FERC case settlement
March 22, 1999	Source term reduction begins
March 1999	Maine Yankee meets with Wiscasset Planning Board regarding ISFSI construction
April 5, 1999	Fuel inspection begins
May 27, 1999	Source term reduction program complete
May 1999	Maine Yankee submits permit application to Maine BEP for ISFSI construction
June 7, 1999	Emergency diesel generators purchased by a midwest utility
June 1999	First Reactor Coolant Pump removed
July 3, 1999	Fuel inspection completed
July 14, 1999	Maine Yankee and Wiscasset reach agreement on property taxes for 1999 and 2000
September 17, 1999	Maine Yankee proposes rubbleization approach to remediation to CAP
September 1999	Maine Yankee files suit against Maine DEP on radiological jurisdiction for ISFSI
October 21, 1999	CAP meeting with NRC and EPA to address LTP and site release criteria
October 1999	All three reactor coolant pumps shipped by rail to Barnwell low level waste site. Reactor coolant pump motors shipped to Envirocare of Utah. Site main power transformers shipped offsite by barge to Midwest utility
December 1, 1999	Maine Yankee received three proposals for use of Eaton Farm
December 1999	Final status surveys begin on property south of Ferry Road
January 13, 2000	Revision 0 to License Termination Plan submitted to NRC – includes agreement to meet 10 mrem/y all pathways and 4 mrem/y groundwater release criteria



March 2000	SWEC decommissioning vice president and construction manager leave Maine Yankee to move to other projects. State of Maine legislation introduced that would require state oversight of radiological issues and specify a 0.05 mrem/y residual contamination limit
April 6, 2000	Pressurizer removed
April 26, 2000	State of Maine Law LD 2688-SP1084 signed into law mandating an unrestricted release criteria of 10 mrem/yr for all pathways and 4 mrem/yr for the groundwater pathway
May 4, 2000	SWEC contract terminated and Federal Judge rules that Maine BEP does not have radiological jurisdiction for ISFSI
May 15, 2000	NRC LTP public meeting
June 2000	State of Maine and FOTC petition the NRC to intervene in LTP amendment request
July 2000	Maine Yankee receives construction permits for ISFSI
September 2000	ISFSI construction begins
November 2000	Reactor pressure vessel internals segmentation begins
January 2001	Maine Yankee to self perform decommissioning
February 2001	RCRA Closure Plan submitted to State of Maine
July 2001	Revision 1 to LTP submitted – no longer included rubbleization – fuel transfer to ISFSI scheduled from 9/01 to 11/02
August 2001	Revision 2 of the LTP submitted to the NRC
August 30, 2001	Agreement reached in ASLB settlement proceedings
January 2002	Transfer of GTCC from SFPI to ISFSI begins
April 2002	RPV to be removed summer 02 – sent to Barnwell. SF transfer to ISFSI scheduled from 5/02 – mid 2003. All GTCC waste in DCS at ISFSI.
July 2002	North Ferry Road parcel released from NRC license
August 24, 2002	Spent fuel begins transfer from SFPI to ISFSI
August 2002	RPV removed from containment - stored onsite until 2003 for shipment to Barnwell. Delay for shipment due to low water levels in the Savannah River precluding barge traffic to Barnwell site.

October 15, 2002	License Termination Plan, Revision 3 submitted
January 2003	NAC contract terminated and MY to self perform fuel movement/transfer to ISFSI
April 22, 2003	NAC and MY reach new contract agreement for NAC to continue to provide DCS hardware
April 2003	Test blast occurs to validate explosive demolition models and calculations
May 6, 2003	MY RPV leaves site for Barnwell
November 2003	Maine Yankee received approval on records disposition exemption request
February 27, 2004	All spent fuel now on ISFSI pad
August 5, 2004	North Ferry Road parcel sold to Wiscasset for redevelopment
September 17, 2004	Explosive demolition of containment shell

### 附件 D.計畫輻射暴露

Maine Yankee PSDAR 在 1997 年 8 月發布，該計畫預計輻射暴露為 946 人 REM (9.46 人-SV)。於 2002 年 10 月發布第三次修訂許可終止計畫預計暴露約 937.5 人 REM (9.375 人 SV)。詳細的除役任務期間收到的實際暴露的資訊在此文件中尚未取得，但是從許可終止計畫的以下資訊提供了評估除役工作的暴露。

表 D-1 Maine Yankee 規劃計畫輻射暴露

Area/Activity	Title	Exposure
<b>DC.2 PERIOD 2 (DECOMMISSIONING)</b> <b>DC.2.01 NSSS REMOVAL</b> DC.2.01.01 Reactor coolant piping DC.2.01.02 Pressurizer relief tank DC.2.01.03 Reactor coolant pumps and motors DC.2.01.04 Pressurizer DC.2.01.05 Steam Generators DC.2.01.06 CRDMs & service structure removal DC.2.01.07 Reactor vessel internals DC.2.01.08 Reactor vessel		93.951 REM

<p><b>DC.2.03 SYSTEM REMOVAL</b></p> <p>DC.2.03.01 Containment</p> <p>DC.2.03.01.01 Cbl-1</p> <p>DC.2.03.01.02 Cbl-2</p> <p>DC.2.03.01.03 Cbl-3</p> <p>DC.2.03.01.04 Cbl-4</p> <p>DC.2.03.01.05 Cbl-5</p> <p>DC.2.03.01.06 Cbl-6</p> <p>DC.2.03.01.07 Cbl-7</p> <p>DC.2.03.01.08 Cbl-8</p> <p>DC.2.03.01.09 CB2-1</p> <p>DC.2.03.01.10 CB3-1</p> <p>DC.2.03.01.11 CB3-2</p> <p>DC.2.03.01.12 CB3-3</p> <p>DC.2.03.01.13 CB3-4</p> <p>DC.2.03.01.14 CCG</p> <p>DC.2.03.01.15 CEHO</p> <p>DC.2.03.01.16 CICI L</p> <p>DC.2.03.01.17 CPHO</p> <p>DC.2.03.01.18 CPLE</p>	<p>CTMT Loop #1</p> <p>CTMT Loop #2</p> <p>CTMT Loop #3</p> <p>SI Tank #2 &amp; Regen Ht Exch E-67</p> <p>CTMT -2 Lvl Pressurizer Area</p> <p>CTMT -2 Lvl Sump Pump Area</p> <p>CTMT Iodine Filter Area</p> <p>CTMT -2' Outer Annulus</p> <p>CTMT 20' Outer Annulus</p> <p>Reactor Cavity Area</p> <p>CTMT Cavity Upender Pit</p> <p>CTMT 46' Penetration Room</p> <p>CTMT Polar Crane (CR-1)</p> <p>CTMT Charging Floor</p> <p>CTMT Equip Hatch Outer (PE-3)</p> <p>CTMT Incore Instrument Sump</p> <p>CTMT Personal Hatch Outer Area</p> <p>CTMT Elevator &amp; Room</p>	<p>97.114 REM</p> <p>65.745 REM</p> <p>63.171 REM</p> <p>11.592 REM</p> <p>25.411 REM</p> <p>22.608 REM</p> <p>6.485 REM</p> <p>43.334 REM</p> <p>19.313 REM</p> <p>19.615 REM</p> <p>26.683 REM</p> <p>6.078 REM</p> <p>4.042 REM</p> <p>3.105 REM</p> <p>3.871 REM</p> <p>6.533 REM</p> <p>.728 REM</p> <p>.173 REM</p>
<p><b>DC.2.03.02 PRIMARY AUXILIARY BUILDING</b></p> <p>DC.2.03.02.01 P21A</p> <p>DC.2.03.02.02 P21B</p> <p>DC.2.03.02.03 P21C</p> <p>DC.2.03.02.04 P21D</p> <p>DC.2.03.02.05 P21E</p> <p>DC.2.03.02.06 P21H</p> <p>DC.2.03.02.07 P21L</p> <p>DC.2.03.02.08 P21S</p> <p>DC.2.03.02.09 P21V</p> <p>DC.2.03.02.10 PLAD</p> <p>DC.2.03.02.11 PLBA</p> <p>DC.2.03.02.12 PLCP</p> <p>DC.2.03.02.13 PLDC</p> <p>DC.2.03.02.14 PLEC</p> <p>DC.2.03.02.15 PLLA</p> <p>DC.2.03.02.16 PLPA</p> <p>DC.2.03.02.17 PLPD</p> <p>DC.2.03.02.18 PLPT</p> <p>DC.2.03.02.19 PLPW</p> <p>DC.2.03.02.20 PU48</p> <p>DC.2.03.02.21 PUDD</p> <p>DC.2.03.02.22 PUEC</p> <p>DC.2.03.02.23 PUFN</p> <p>DC.2.03.02.24 PUHV</p> <p>DC.2.03.02.25 PUL</p> <p>DC.2.03.02.26 PUSA</p> <p>DC.2.03.02.27 PUTC</p> <p>DC.2.03.02.28 PUWG</p>	<p>PAB 21' Level Valve Alley</p> <p>PAB 21' Boric Acid Pump Area</p> <p>PAB 21' Charging Pump Cubicle</p> <p>PAB 21' Level Degas Cubicle</p> <p>PAB 21' Evap Cubicle</p> <p>PAB 21' Heat Exchanger Room</p> <p>PAB 21' General Area</p> <p>PAB 21' Sample Sink Area</p> <p>PAB 21' Level HPSI Room</p> <p>PAB Lower Lvl Aerated Drain Tank Area</p> <p>PAB Lower Lvl Boric Acid Mix Tank Area PAB</p> <p>Lower Lvl Aux Chrg Pump Cubicle PAB Lower Lvl Degas Cubicle</p> <p>PAB Lower Lvl Evap Cubicle</p> <p>PAB Lower Lvl Letdown Area</p> <p>PAB Lower Lvl Ctmt Penetration Area</p> <p>PAB Lower Lvl Primary Drain Tank Area PAB</p> <p>Lower Lvl Pipe Tunnel</p> <p>PAB Lower Lvl Primary Water Pump Area PAB</p> <p>Upper Lvl FN-48 Area</p> <p>PAB Upper Lvl Decay Drum Cubicle</p> <p>PAB Upper Lvl Evap Cubicle</p> <p>PAB Upper Lvl FN-1A/B Area</p> <p>PAB Upper Lvl Heat &amp; Ventilation</p> <p>PAB Upper Lvl General</p> <p>PAB Upper Lvl Radioactive Storage Area PAB</p> <p>Upper Lvl VCT Cubicle</p> <p>PAB Upper Lvl Waste Gas Cubicle</p>	<p>.742 REM</p> <p>6.387 REM</p> <p>22.718 REM</p> <p>9.160 REM</p> <p>39.169 REM</p> <p>16.495 REM</p> <p>1.418 REM</p> <p>2.799 REM</p> <p>.956 REM</p> <p>22.184 REM</p> <p>13.790 REM</p> <p>5.054 REM</p> <p>1.551 REM</p> <p>13.751 REM</p> <p>38.761 REM</p> <p>28.907 REM</p> <p>11.122 REM</p> <p>30.815 REM</p> <p>.289 REM</p> <p>.485 REM</p> <p>.512 REM</p> <p>5.921 REM</p> <p>.506 REM</p> <p>.383 REM</p> <p>1.741 REM</p> <p>.316 REM</p> <p>.529 REM</p> <p>.279 REM</p>

<b>DC.2.03.04 SERVICE/FUEL BUILDING</b>		
DC.2.03.04.01 DWST	Demineralizer Water Storage Tank (TK-21)	.103 REM
DC.2.03.04.02 EFPR	Emergency Feed Water Pump Room	.159 REM
DC.2.03.04.04 LSAB	LSA Storage Building	.628 REM
DC.2.03.04.05 NFLA	New Fuel Laydown Area / Fuel Vault	1.622 REM
DC.2.03.04.07 RCAW	RCA Waste Solidification	8.772 REM
DC.2.03.04.08 RMCC	Reactor MCC Room	.046 REM
DC.2.03.04.09 SBDR	Service Building Decon Room	.314 REM
DC.2.03.04.10 SBHP	Service Building HP Checkpoint	.044 REM
DC.2.03.04.11 SBMS	Service Building Machine Shop	.293 REM
DC.2.03.04.13 SBSR	Service Building Seal Room	.111 REM
DC.2.03.04.16 SFP	Spent Fuel Pool	32.159 REM
DC.2.03.04.17 SFPH	Spent Fuel Pool Heat Exchanger Room Spent	9.120 REM
DC.2.03.04.18 SFPV	Fuel Pool Ventilation Room	.287 REM
DC.2.03.04.19 SPRB	Spray Building	78.093 REM
DC.2.03.04.20 SVH	Steam & Valve House	.054 REM
<b>DC.2.03.05 Miscellaneous</b>		
DC.2.03.05.01 BWST	Boron Waste Storage Tanks (TK-13 A&B)	.162 REM
DC.2.03.05.02 CST	Condensate Surge Tank (TK-122)	.003 REM
DC.2.03.05.08 HRB	High Radiation Bunker	.528 REM
DC.2.03.05.09 PWST	Primary Water Storage Tank (TK-16)	.068 REM
DC.2.03.05.10 RWST/SCAT	RWST/SLAT Tanks	1.549 REM
DC.2.03.05.13 West - RCA	RCA Yard Area - West Side	7.136 REM

## 附件 E. 計畫廢棄物

下面的資料代表從計畫開始（1998 年開始運送）直到 2005 年 1 月，計畫廢棄物（放射性和非放射性）的總結。表 E-1 總結對放射性和非放射性廢物，每年運送至廠址外，廢棄物分類並提供運送廢棄物的卡車和鐵路之數量。

圖 E-1 和 F-2 如下圖形顯示 1998 年至 2005 年 1 月，每月的放射性和非放射性廢物的重量。

表 E-1 Maine Yankee 1998-2005 廢棄物運送的總結

SUMMARY TABLE - TOTAL WASTE SHIPPED OFFSITE (all weights are in pounds)										
Category	1998*	1999	2000	2001	Totals				To-Date	Projected
					2002	2003	2004	2005		
<b>Non-Radioactive</b>										
Asbestos	199,004	0	15,740	235,100	200	0	0	0	450,044	546,000
Other		1,765	8,405	15,293	5,445	0	0	0	30,908	36,293
Hazardous Waste		4,848	14,079	140,618	10,626	965	3,500	0	174,636	249,512
Oil		7,830	3,927	19,014	5,300	8,664	0	0	44,735	50,307
Paper/ Cardboard		32,294	34,246	35,605	32,200	24,500	20,000	0	178,845	500,000
Trash		188,250	290,050	260,000	212,020	181,000	83,000	4,000	1,218,320	1,326,867
Concrete		0	27,300	19,002,660	35,246,440	16,768,340	15,000,000	3,768,000	89,812,740	104,000,000
Soil		0	3,951,285	137,454	956,000	18,000	1,600,000	0	6,662,739	12,000,000
Demolition Debris	40,940	526,740	1,558,580	906,560	1,705,040	2,932,000	65,000	0	7,734,860	10,000,000
Metal		2,059,720	3,745,814	10,866,357	3,870,040	1,600,200	0	0	22,142,131	23,000,000
<b>Total</b>	<b>239,944</b>	<b>2,821,447</b>	<b>9,649,426</b>	<b>31,618,661</b>	<b>42,043,311</b>	<b>21,533,669</b>	<b>16,771,500</b>	<b>3,772,000</b>	<b>128,449,958</b>	<b>151,708,979</b>
<b>Radioactive</b>										
Concrete	0	0	1,945,790	1,601,610	14,952,424	34,838,550	82,471,195	4,151,900	139,961,469	145,291,000
Soil		0	0	0	117,800	1,919,900	38,868,414	8,628,510	49,534,624	72,395,000
Commodities	0	1,286,771	2,092,783	2,201,350	1,895,400	2,703,690	7,487,899	1,648,200	19,316,093	20,000,000
Distributables	0	455,716	688,385	633,900	317,725	431,375	466,500	0	2,993,601	3,000,000
Large Components	305,560	568,380	2,342,310	152,540	231,508	1,900,000	0	0	5,500,298	5,500,298
<b>Total</b>	<b>305,560</b>	<b>2,310,867</b>	<b>7,069,268</b>	<b>4,589,400</b>	<b>17,514,857</b>	<b>41,793,515</b>	<b>129,294,008</b>	<b>14,428,610</b>	<b>217,306,085</b>	<b>246,186,298</b>
<b>Total</b>	<b>545,504</b>	<b>5,132,314</b>	<b>16,718,694</b>	<b>36,208,061</b>	<b>59,558,168</b>	<b>63,327,184</b>	<b>146,065,508</b>	<b>18,200,610</b>	<b>345,756,043</b>	<b>397,895,277</b>
<b>Total without concrete</b>										<b>148,604,277</b>
<b>Truck Shipments</b>										
	<b>1998*</b>	<b>1999</b>	<b>2000</b>	<b>2001</b>	<b>2002</b>	<b>2003</b>	<b>2004</b>	<b>2005</b>	<b>To-Date</b>	
NonRad Truck Shipments	64	168	335	680	355	224	82	4	1,912	
Rad Shipments	21	63	96	102	30	10	7	1	330	
<b>Total</b>	<b>85</b>	<b>231</b>	<b>431</b>	<b>782</b>	<b>385</b>	<b>234</b>	<b>89</b>	<b>5</b>	<b>2,242</b>	
<b>Train Shipments</b>										
	<b>1998*</b>	<b>1999</b>	<b>2000</b>	<b>2001</b>	<b>2002</b>	<b>2003</b>	<b>2004</b>	<b>To-Date</b>		
NonRad Train Shipments	0	0	0	16	29	10	21	3	79	
Rad Shipments	0	0	5	11	28	40	67	8	159	
<b>Total</b>	<b>0</b>	<b>0</b>	<b>5</b>	<b>27</b>	<b>57</b>	<b>50</b>	<b>88</b>	<b>11</b>	<b>238</b>	
*1998 data only includes asbestos abatement work										
Note: Large components include SGs, Pressurizer, RCP pumps & motors, RPV & internals, and 1998 asbestos removal project										

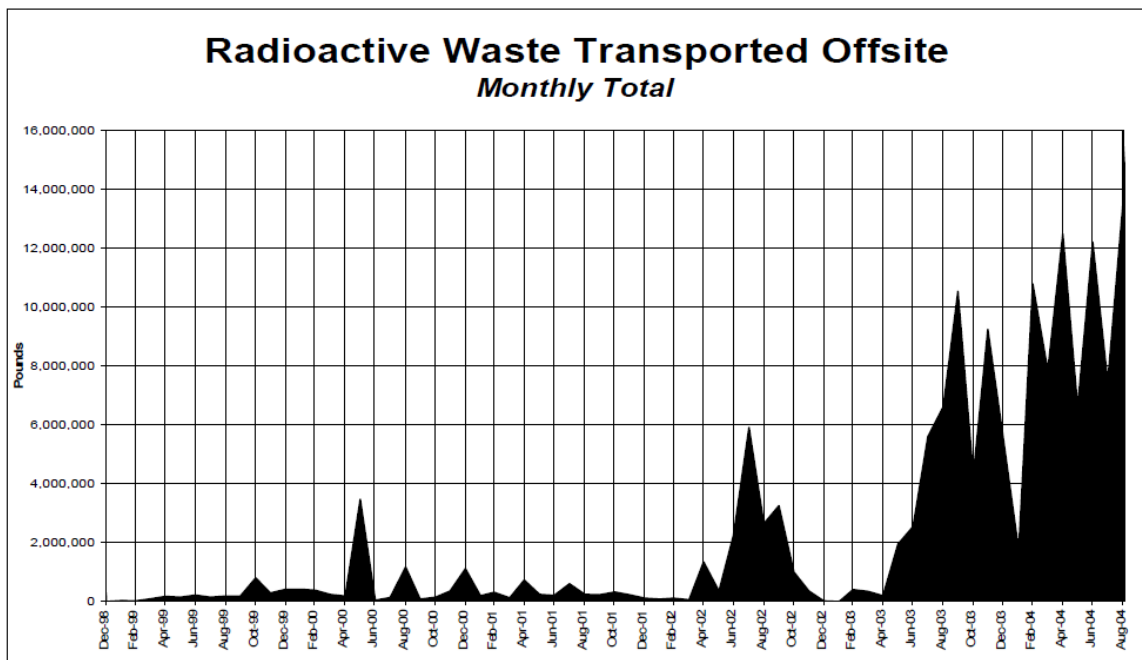


圖 E-1 Maine Yankee 放射性廢棄物運送 - 每月總重 1998 - 2004

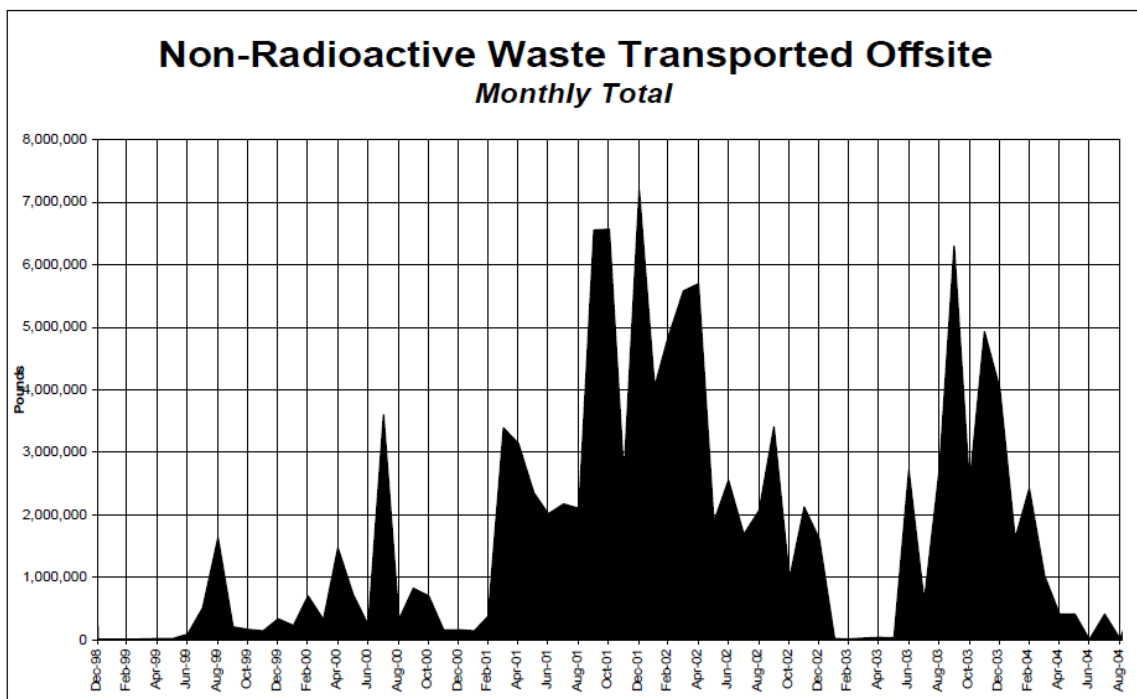


圖 E-2 Maine Yankee 非放射性廢棄物運送 - 每月總重 1998 - 2004

## 附件 F.營運中設施的額外建議

下面的建議是從當前 Maine Yankee 人員，以及從 2002 年 11 月會議上 Maine Yankee 除役副總裁的演說。他們提供營運中的電廠 Maine Yankee 看法及從除役的角度來看的建議。

### 利益相關者關係

- 投入更多的精力與設施的反對者建立關係
- 投入更多的精力參與當地社區的對話（就是組成運作的社區諮詢小組）

逐一與關鍵利益相關者培養關係

- 由過渡到除役，不要低估利益和國家主管機關，州主管機關，和關鍵立法者的關注程度
- 不要承諾或暗示，你一定會將該廠址回復至建廠前
- 考慮為營運中的電廠成立社區諮詢小組型態的團體，及早建立雙向溝通和建立關係

### 污染控制

- 運轉一個乾淨的電廠 - 防止洩漏和溢出，當它們發生時迅速清理它們，
- 積極控制污染，消除熱點
- 保持嚴格和有據可查的自由外釋控制流程
- 在管制區外執行最小量的輻射工作

### 建立一個強健的歷史評估（HSA）



- 當你運轉時建立你的歷史評估。包括放射性和非放射性洩漏和挖掘活動的良好記錄
- 包括在電廠變更時的活動和土壤處理
- 包括隨著時間推移一系列的廠址航照圖和結構、系統和組件圖  
包括在員工處理洩漏及事件問題的書面表格

### 採樣和監測進行地面水質監測計畫

- 當執行系統及材料的核種分布包括難檢測（HTD）核種的分析
- 選擇一個非常好的樣品分析實驗室和，建立一致的最低檢出活性（minimum detectable activities, MDAs）分析程序
- 使用 EPA 準則獨立測試化學品洩漏的整治
- 根據與美國核管理委員會、美國環保局和國家的封閉和土地轉移要求進行清除和驗證取樣
- 識別和熟悉與美國環保局和國家廠址關閉的要求和不動產轉讓要求。

### 建築物及設備

- 注視整個生命週期，包括當設計修改及運轉程序的拆除和處置
- 在除役規劃整合公用事業（供水、污水處理、電話、電力、計算機、停車、交通、航運、辦公用房和維修店）需求、計畫、地點和建議運動

徹底對原來施工接縫採用於密封膠

避免使用地下管道（或放置結構管槽）

- 保持嚴格控管溶劑和石油的使用
- 運送廢棄物至廠址外時產生的 - 避免遺留廢棄物
- 在燃料輸送管中建構圍阻體和用過核子燃料池之間的明確分離
- 用過核子燃料池吊車應單一失效保證
- 在可能的情況下消除地面排水渠導和埋設管道
- 知道地下有什麼東西

### 發展良好的除役計畫

- 缺乏前期規劃，可能增加全的除役費用 \$ 50 - \$ 100 萬
- 設施的最終狀態是越早建立越好
- 盡快過渡到除役的心態 - 不必要或繁瑣的操作流程、程序和監督可能是昂貴的。
  - 建立一個除役的計畫，包括：
    - 評估 DOC 表現執行
    - 利益相關者參與計畫
    - 強調安全性
    - 時程表重要性
    - 深思熟慮的事件排序
    - 確定商業風險，包括低放廢棄物處置
- 一個好的計畫使成本估算更有自信和甚至除役突然需要變化時能有效改變
- 發展計畫轉變工作人員從運轉到計畫管理結構
- 發展一系列許可和法規適用於除役和電廠的最終狀態
- 決定除役後留下那些東西（例如，基礎、排放管道、基礎設施等）

## 其他項目

- 避免大量生成歸類為 RCRA
- 保持強健的文件控管系統，包括有效的檢索，並迅速處置不需要的文件
- 避免取得有遺留廢棄物的土地
- 確定隨著時間廠址邊界的定義是清楚的且已知的
- 對於海洋交會的設施，定義受高低潮影響廠址邊界的位置

## 4 Connecticut Yankee 除役經驗

### 4.1 簡介

在過去的十多年中，EPRI 已經公佈一些有關於除役的經驗文件和研討會議程。對於終將除役的反應器設施，這些文件和研討會提供了一個良好的參考基礎。這些經驗報告和研討會與目前美國的核電廠不同階段的除役相結合。截至 2006 年，許多反應器設施已完成了大部分必要的除污和整治，並預計在短期內結束除役計畫。根據目前公佈或提交的執照延期申請，到 2020 年之前只有少數的幾個美國核電廠將進入除役。EPRI 進行了試驗性質的工作，在 Maine Yankee 核電廠除役的末期，從 Maine Yankee 網站收集特定的細部資料，獲取未來除役計畫所需的經驗。首先列出要收集的“基本資料”，這些基本資料將作為 Maine Yankee 工作的基礎，包含的主題如下：

- 詳細的工程計畫
- 時程表
- 工程分析
- 類似的具體除役活動。

次一層級的資料被認為是對於有效管理除役計畫是重要的，這類的資料領域稱為“軟性領域”，包括：

- 與利害關係人的互動
- 與主管機關的互動
- 計畫的決策方法（例如，是否利用除役承包商操作，濕式或乾式用過核子燃料貯存，或除役的做法）。

因此，所獲取的資料不論是艱深的計劃數據和“軟”任務都影響整體除役計劃的有效管理。Maine Yankee 原子能電力公司（MYAPCO）為了這份試驗性值的詳細經驗報告，同意作為試驗用除役廠址。Maine Yankee 報告已經完成，列於第 11 章參考文獻中[11-1]。

對於 Maine Yankee 核電廠，Connecticut Yankee 核電廠除役工作，這份報告期望做出相同的努力。為了輕易的比較兩廠的除役經驗，在後續的 CY 除役經驗報告的主題格式和排列順序與 Maine Yankee 的報告相同。CY 除役相關資料是從這份報告的主要研究者的個人檔案獲得。CY 電廠在 2006 年中進行了廠址調查，受訪者包括工程經理，和 RCRA(資源保護和恢復法)計劃經理。除了調查之外，其他的 CYAPCO 人員也提供了某些文件，以及從其他來源收集資料。

這篇報告提供了一個簡要的 CYAPCO 除役計劃，敘述於以下的主題：

- 停止運轉前的議題
- 過渡期的活動
- 除役分包商（包括除役作業承包商（DOC））
- 燃料儲存的選項
- 與主管機關和利害關係人之互動
- 工程和技術的使用
- 廠址關閉的議題
- 地下水污染的整治

Connecticut Yankee (CY) Haddam Neck Plant (HNP) 屬於新英格蘭電力公用事業的財團擁有，消費者分佈在 Maine, New Hampshire, Vermont, Massachusetts, Connecticut and Rhode Island。Connecticut Yankee 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。反應器是由西屋電氣設計, Combustion Engineering 建造, 剩餘部分由 Stone & Webster 建造。HNP 位於 Connecticut 河東岸, Hartford 偏南約 21 公里。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 日永久停止運轉。 1996 年 12 月 5 日 CYAPCO 通知核監督管理委員會 (NRC) HNP 永久停止運轉和從反應器壓力容器中永久移除所有燃料並將其放置在用過核子燃料池中。停止運轉之後, CYAPCO 開始 HNP 除役。按照法規 10CFR50.82 (a) (4) 規定在 1997 年 8 月 22 日提交停機後除役作業報告 (PSDAR) (其後修訂於 2002 年 10 月 22 日), 1998 年 1 月 26 日, NRC 接受 PSDAR, 後來 CYAPCO 又提交了一份更新的最終安全分析報告, 以反映核電廠的永久停止運轉狀態, NRC 於 1998 年 6 月 30 日修訂 HNP 設施的營運執照以反映電廠永久停止運轉狀態。1999 年 10 月 19 日修訂營運執照以反映用過核子燃料長期儲存在用過核子燃料池及電廠的除役狀態。額外的執照基本文件也進行修訂及遞交以反映在用過核子燃料池內的長期燃料儲存 ( 移除燃料緊急計劃、安全計劃、品質保證計劃、及操作人員培訓計劃 )。



圖 4-1 Connecticut Yankee 核電廠運轉期間的廠址

## 4.2 停止運轉前的議題

### 借鏡/建議

- 核電廠除役的許多活動策劃，要在實際永久停止運轉之前進行。在考慮核電廠除役的可能性時，必須開始規劃除役的高階策略。
- 維護一個完整的 10CFR50.75 (g) 文件（污染事件的歷史清單），有利於早期除役的工作。這種在污染事件發生後直接記錄的方式，提供許多可用的資料。
- 一旦預計永久停止運轉(約在永久停止運轉前一年) 應確實開始進行計劃的細部規劃、工程和前期計劃規範。

CYAPCO HNP 於 1968 年 1 月 1 日投入商業運轉。該電廠成功運轉近 28 年。在此期間，電廠達到了約 70% 的總容量因子並兩次獲得最長連續運轉的世界紀錄。由於核電的成本競爭力的因素，特別是對這類舊型的核電廠而言，CY HNP 的永久停止運轉不是計畫性的。1996 年夏天在一次正常的更換燃料大修時停止運轉後，CY 董事會判斷若繼續再運轉是不符合成本的。因此在 1996 年 12 月 4 日董事會宣布 HNP 電廠永久停止運轉。

支援未來的除役工作，CY HNP 已經做的工作如下：

- 在電廠的運轉期間已準備好除役成本預算的編列並定期更新。這成本估計是假設核電廠立刻除役，即核電廠除役採用 DECON 選項。
- 遵照符合美國 NRC 10CFR50.75 (g) 列舉對於電廠事件的要求，例如對洩漏和污染事件進行了維護。

做出核電廠非計畫性的永久停止運轉的決定，造成除役工作的準備時間不足，這樣的例子如下：

- 除役成本估計若利用標準廠房設計規範的單位成本因子加以計算，將高估除役成本，並無法在所有情況下真實反映 CY 目前的結構和系統。因此對 CY 非預期永久停止運轉需要更詳細的計劃及更好的準備。
- 依法規 10CFR50.75 (g) 規定所保持的文件，並不足以完整的反映廠址歷史評估的所有重要事件。在 CY 除役的早期階段，足夠的廠址歷史評估 (HSA) 資料需要大規模的努力工作。如果 10CFR50.75 (g) 文件已經在電廠的運轉期間完全準備好，這將有利於早期除役規劃。



### 4.3. 過渡期活動

#### 借鏡/建議

- 做出永久停止運轉的決定之後，核電廠相關的人力資源問題需要立即處理。這將有助於避免因工人分心所導致人員的錯誤和傷害。
- 制定計劃保留除役所需要的具有電廠知識的關鍵員工，此外，除役的組織需要包括有除役經驗的人員。
- 在過渡期必須準備停機後除役活動報告（PSDAR）。
- 過渡期是執行早期的除役工程最有效率的時期，例如石棉拆除和全系統化學除污。如果早期的除役工程尚未準備好，那麼在這個時期應為設施準備廠址歷史評估。
- 建議最後停止運轉後不久即進行化學除污，維護現場使用設備及雇用有經驗的操作人員，這會使早期應用化學除污的利益最大化。
- 電廠的 $\alpha$ 放射性核種相對於 $\beta$ 和 $\gamma$ 放射性核種污染的比率偏低，對於污染的影響更大，會增加除役控制風險的複雜性及輻射暴露的控制成本。

#### 概述

核發電廠永久停止運轉的通告發佈之後是非常忙碌的時期。必須在這個時期完成的關鍵任務是：

- 人力資源管理和建立除役組織。
- 準備停機除役活動報告（PSDAR），並舉辦公聽會。
- 執行早期除役項目，如石棉拆除和全系統的化學除污。
- 設施的廠址歷史評估調查。

#### 過渡期的人力資源

一旦規劃電廠永久停止運轉必須面對的首要任務之一是解決人力資源問題。CY 很快解決這個問題，將工作人員集中在與安全有關的任務上並完成這些任務。CYAPCO 宣布在 1996 年十二月將成立一個除役組織，員工有機會申請到該組織的職位。

除了相關的人力資源問題需要加以解決之外，除役還需要保留具有電廠知識的關鍵員工及包括有除役經驗的人員。

以下總結 CYAPCO(Connecticut Yankee Atomic Power Company)在過渡期內的活動。

### 過渡期的許可活動

首先是通知 NRC CY HNP 將永久停止運轉和自反應器完全移出燃料。NRC 在 1996 年 12 月 5 日做了這兩項認證。

### 停機後除役活動報告

停機後除役活動報告(PSDAR)是一個簡要概述持照計劃的總體規劃，是執行核電廠除役的摘要文件。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。

- 計劃除役活動的說明
- 除役方法的一般描述
- 估計人員輻射暴露量
- 估計放射性廢棄物產生數量
- 除役時間表
- 估計除役成本
- 對環境的影響

建立 PSDAR 需要充足的規劃和估計資料，因此 CY 成立一個專家小組來收集必要的資料。這些資料包括下列的內容：

- 檢討電廠現有的方案，評估其除役適用性。
- 審查和重新分類除役作業系統的重要性。
- 修改程序和執照基本文件以反映電廠卸載燃料及永久停止運轉的架構。
- 調查電廠系統和結構的大小和數量，計算廢棄物數量。
- 進行範圍特性調查以確定電廠系統和結構的輻射狀態以及現場污染土壤的體積。
- 準備詳細的除污/拆解工作的分解程序。
- 估計分解程序工作的暴露量
- 決定是否執行化學除污。

在做出除役決定與 PSDAR 簽發的這段期間，上述資料的建立是在 8 個月內完成。

### 公開會議

在 PSDAR 簽發之後，通常是在收到文件的 90 天內，NRC 在反應器建築物的附近進行一次公聽會，會議提供了一個平台，向大眾公布那些在 PSDAR 中的資料，NRC 還提供除役使用的管理和監督方法的討論。會議是在 1997 年秋季的 Connecticut Haddam 鎮進行。

### 早期的除役工程

#### 保健物理改進計劃

由於在電廠永久停止運轉後不久，發生兩名工人吸入空氣中輻射污染物的事件，因此美國 NRC 將 CY 劃歸在驗證行動通知書(Confirmatory

Action Letter) 的規範之下。由於吸入空氣中污染物，工人收到了顯著的體內暴露，雖然不是過量暴露，但對於工人受到的暴露和 CY 缺乏保健物理人員以及輻射工作人員的做法，受到 NRC 極大的關注。這驗證行動通知書限制 CY 執行具有挑戰性的放射性工作，直到 CY 完成保健物理計劃中某些令 NRC 滿意的改進為止。一旦 CAL 被解除，CY 可以進行重大的除役活動，CAL 於 1997 年 5 月 4 日由 NRC 簽發並於 14 個月後解除。這種限制導致除役活動的延遲。在此期間，對保健物理程序和做法進行完整的審查和更新。HP 程序的主要更新是對下列的領域：

- $\alpha$  污染的檢測和監測
- 體內暴露的評估
- 在輻射控制區工作的控制

在 CAL 解除之後，CY 執行保健物理改進計劃(HPIP)的程序，控制這些除役活動而沒有發生重大事故。

### 石棉拆除

拆除石棉是可以在除役早期就開始的項目。它對後續的除役工作是非常有效的，這樣做有以下原因：

- 拆除石棉一般需要使用外罩罩住。
- 拆除石棉往往不能在同一時間進行相關的系統或管道的移除。
- 拆除石棉可以清空在日後移除系統時經過的路徑。

在 CY 除役期間石棉拆除量約 50 萬磅（22700 公斤），石棉拆除活動的大部份在 2000 年底完成。

### 反應器冷卻系統的化學除污

對於系統是否要執行化學除污，假設兩種情況估算人員輻射暴露量。基本情況是假設不做化學除污，而第二種情況假設反應器冷卻系統和許多輔助系統已做化學除污。圖 4-2 顯示系統最終包括在 CY 全系統的化學除污邊界。

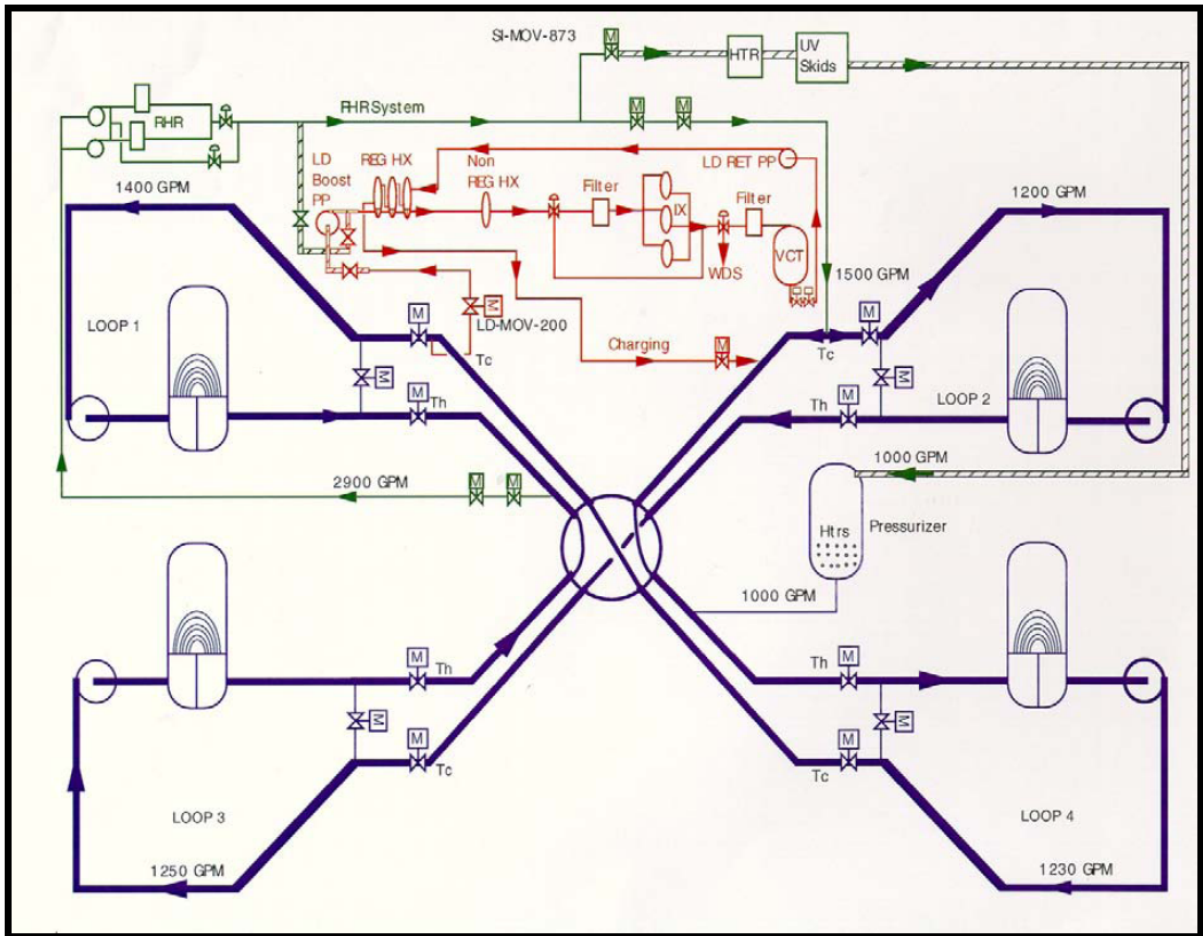


圖 4-2 包含在 CY 化學除污邊界的系統

這兩種情況下的暴露量估計值如下：

- 不做化學除污的輻射暴露量是 1970 Person Rem (19.7 Person Sv)
- (表 4-1 第 2 欄)

• 做化學除污的輻射暴露量是 935 Person Rem (9.35 Person Sv) (第 3 欄表 4-1)

執行化學除污被減少的預估劑量為 1035 Person Rem (10.35 Person Sv) (表 4-1 第 4 欄)。

表 4-1 除役及燃料儲存活動的輻射暴露及預測值

Column Number	2	3	4	5	6
Activity	Estimated Exposure w/o Chem Decon (Person-Rem) (for Person-Sv Divide All Values by 100)	Estimated Exposure with Chem Decon (Person-Rem) (for Person-Sv Divide All Values by 100)	Projected Exposure Savings w/ Chem Decon (Person-Rem) (for Person-Sv Divide All Values by 100)	Actual Project Exposure with Chemical Decon (Person-Rem) (for Person-Sv Divide All Values by 100)	Estimated Saving from Chem Decon – Actual Exposures (Person-Rem) (for Person-Sv Divide All Values by 100)
<b>Dismantlement Activities</b>					
Chemical Decontamination	0	32	(minus 32)	35	(minus 35)
Asbestos Abatement	378	136	242	108	270
Steam Generators & Pressurizer	182	88	94	45	137
Reactor Vessel Internals	90	90	0	205	N/A
Reactor Vessel & Head Prep	72	72	0	49	N/A
Main Coolant System	177	17	160	57	120
Plant Systems	690	248	442	56	634
Structures	74	74	0	77	N/A
Miscellaneous	193	72	121	129	64
Waste Processing	20	12	8	13	7
<b>Subtotal Dismantlement Activities</b>	<b>1876</b>	<b>841</b>	<b>1035</b>	<b>774</b>	<b>1197</b>
<b>Operational Activities</b>					
1996 Operations	1	1	0	1	0
1997 Operations	17	17	0	17	0
Spent Fuel Pool Isolation Mods	10	10	0	11	0
Dry Spent Fuel Storage	24	24	0	24	0
Fuel Transfer/Cask Loading	42	42	0	42	0
<b>Subtotal Operational Activities</b>	<b>94</b>	<b>94</b>	<b>0</b>	<b>95</b>	<b>0</b>
<b>Total for Decommissioning and Fuel Storage Activities</b>	<b>1970</b>	<b>935</b>	<b>1035</b>	<b>869</b>	<b>1197</b>
Transportation (occupational and to general public)	71	71	0	71 (Estimated-Not Tracked)	0

不做化學除污情況的人員暴露估計值與 NRC 的通用環境影響報告書 (Generic Environmental Impact Statement (GEIS)) [11-2] 中人員暴露估計值進行比較，GEIS 參考的壓水式反應器的人員暴露估計值是 1115 Person Rem (11.15 Person Sv) (除役廢棄物的運輸過程中的暴露包含在這項估計)。因為 CY 不做化學除污的人員暴露估計值超過 GEIS 的暴露估計值，因此 CY 決定執行化學除污，其原因如下：

- 執行化學除污措施可以減少人員暴露，因此是 ALARA.
- 當劑量率和系統內的污染減少時，可以降低整體工程的放射性廢

棄物處理成本，除役活動可以更有效地執行。

- 可以避免花時間在準備電廠特定的環境影響報告書 (Environmental Impact Statement)。

化學除污的詳細資料寫在 EPRI 除役化學除污的總結報告中。以下是一些 CY 化學除污的主要範疇和經驗：

#### (一) CY 化學除污的主要事實

- CY 反應器冷卻系統 (RCS) 的所有部分均包含在除污程序的邊界，然而反應器壓力容器的內部表面和超過 80% 以上的蒸汽產生器管的表面是不做化學除污。這些區域沒有做除污的原因如下：

- 反應器壓力容器的放射性活性幾乎是最高，因此劑量率不會因做了化學除污而顯著減少。

- 蒸汽產生器管的總表面積非常大。管表面的除污會產生大量的離子交換廢棄物。這些管在電廠運轉期間已插入，任何除污將是不完全的。由於蒸汽產生器的處置費用不會因做了除污而大幅減少，所以蒸汽產生器管不做化學除污。

- 為了獲得最大利益，化學除污的邊界盡可能包括許多的輔助系統。這些輔助系統包括部分的化學和容積控制系統，餘熱移除系統和反應器冷卻系統的注水和排水系統（見圖 4-1）。

- 除污過程餘熱移除泵提供流體回流動力，臨時增壓泵提供流體給平行邊系統(parallel side system)的路徑。

- 西門子（目前 Avera 公司）擁有的 CORD 程序被 CY 選為使用的除污程序。關鍵的因素是在 CORD 的過程中產生的廢棄物量相對較低，使用紫外線燈(Ultraviolet Light) “燃燒器(Burners)” 銷毀除污用品降低廢棄物量。由西門子公司提供的除污臨時設備包括：

- 包含兩個可移動式的 300 千瓦加熱器套件。
- 三種可移動式的各含兩個高強度紫外線燈的燃燒器套件。
- 兩種可移動式的化學注入套件。
- 可移動式的遠程監控的套件，可做線上測量氧化還原電位、pH 值和電導率。

• CY 化學除污程序中的系統配置包括安裝在電廠的離子交換器，這個離子交換器的作用是去除放射性離子，及清除流體殘留的化學藥品。在停止運轉後和設備故障的期間，這個離子交換器系統的實質條件已經惡化因此阻礙了化學除污的進展。關鍵的故障如下：

- 在第一個週期，發生閥門錯位(misalignment)和系統過度加壓，使得部分的過程管道失效，導致廠房區域污染，除污工作用了許多的除污化學品，並在被除污的系統內的溶液中發現放射性核種，在流體和離子交換器重新啟動之前這種情況持續超過 8 天。

- 第二個週期的後期階段，清理除污溶液的離子交換過濾器的容器底部失效，導致含有放射性的離子交換樹脂中被沖到下游管道，這些樹脂在過程管道拆除時需要透過吸塵器吸取移除。

截至 2006 年中期，所有 CY 除役暴露高的工作已經完成。表 3-1 第 5 列表示所有除役任務受到的實際暴露量。第 6 欄表示節省的暴露量，它是實際暴露量與除役計劃估計量的差值，所以化學除污的任務所節省下來的輻射暴露量是 1197 person-rem (11.97 person Sv)。雖然這些節省可能是由於其他 ALARA 措施，可以確定的是 CY 全系統化學除污是人員輻射暴露最節省的原因。表 4-2 顯示了實際化學除污執行與預期的比較：



表 4-2 CY 化學除污-預期的與實際的

Performance Metric	Expected	Actual
Decontamination Factor	15	15.9
Co-60 Activity Removed	300 Curies (1.1 E+13 Bq)	129 Curies (4.8 E+12 Bq)
Total Resin Generated	600 ft <sup>3</sup> (17 m <sup>3</sup> )	465 ft <sup>3</sup> (13.2 m <sup>3</sup> )
Resin Required by Process	215 ft <sup>3</sup> (6.1 m <sup>3</sup> )	115 ft <sup>3</sup> (3.3 m <sup>3</sup> )
Area Dose Reduction	90-93 %	90 %

除污所需的樹脂量和實際樹脂量不同的原因是由於 CY 鈾的放射性核種是包含在氧化膜中。為了不使樹脂床中的樹脂超過處理限制（產生超 C 類等級的廢棄物），因此在樹脂被耗盡之前就預先更換。如果電廠的燃料具有相對較高濃度的 TRU 氧化膜，那麼化學除污過程產生的樹脂就需要仔細監測。

#### (二) CY 全系統化學除污的經驗

- 以上的討論凸顯除污設備系統實質條件的重要性。停止運轉後不久即進行化學除污，維護現場使用的設備，使設備保持完整性和可操作性，以及雇用有經驗的操作人員，這使早期就應用化學除污的利益最大化。

- 除污承包商和現場部門之間需要合作。

- 安裝 RHR 永久水泵提供高流速流體，這有助於除污工作在兩個週期內達到令人滿意的除污效果。

- 使用安裝的調壓加熱器提供良好的熱源，可減少臨時設備的數量。

- 如果需要使用電廠安裝的離子交換器，應該要準備臨時的離子交換器作為備份。

- 在監測過程中使用遙控電視攝影機和遠程劑量監測系統幫助減少人員接觸暴露。

- 如果電廠使用的氧化膜有超鈾的活性，樹脂裝料(loading)需要密切監控，以確保不產生超 C 類廢棄物。

### 熱點減少計劃

熱點(Hot Spot)減少計劃的目的是要識別和移除影響區域劑量率高的元件。在移除此區域的其他設備之前，這些元件會先清除，以減少整體人員在此區域所受到的暴露。

CY 熱點減少計劃包括以下內容：

- 在電廠系統已經排水的區域，移除已確定的“熱點”組件。
- 在圍阻體建築物內的“熱點”是那些保持反應器腔充滿水的組件，這些組件形成隔離邊界，在圍阻體內的元件被移除之前，這些隔離邊界的組件不可先移除。

### Cold and Dark

其他電廠除役經驗顯示，當電廠系統從很早就被移除時，會導致不安全及低效率的工作條件。為了減少這種問題，CY 在除役初期進行了一個有限的 cold 和 dark 項目。為除役所需的系統做連接及重新通電。CY 利用橙色電纜連接代表架設的電力電纜線是通電的。這種方法在其他設施上用的很成功。雖然少數例子發生電纜連接認為是斷電的狀態，但實際上仍然是通電的，這代表嚴重的安全隱憂。因此在電氣系統移除之前所有相關的電氣連接狀態應先確認。

### 廠址歷史評估

廠址歷史評估 (HSA) 的目的是確定現場污染的程度和性質，以及審查電廠操作過程中發生的事件。初步鑑定是依照“多機關輻射調查和

現場調查手冊”（MARSSIM）的內容執行，廠址歷史評估在 1997 年開始進行調查並於 1999 年完成。

盡早完成廠址歷史評估對除役工作是非常重要的，因為它會引導如何進行除役及除污。完成初始的 CY HSA 需要 5000 人小時。執行 CY HSA 的方法包括以下內容：

- 用電腦搜尋電廠與後續審查文件的記錄，搜尋針對放射性事件的文件、運營調查記錄、每年 NRC 的環境影響評估報告。
- 對過去和現在的員工作做分散式問卷調查，要求他們識別過去的污染事件。
- 審查電廠的照片和修改文件，以確定電廠已移除污染事件地點附近的土壤。對於需要進行鑑定的地點做特性採樣，這對廠址歷史評估工作是非常有用的。

雖然 CY HSA 主要集中在調查廠址的輻射狀態，也評估了危險和州政府主管機關要求整治的非放射性物質。在之後討論的資源保護和回收法改正行動計劃(Resource Conservation and Recovery Act Corrective Action Program (RCRA CAP))進行了一個更詳細的非放射性物質評估。

#### （一）初始的範圍和廠址特性

進行範圍調查，確定廠址系統、結構和土地區域的輻射狀態，同時也用 HAS 的調查結果，這些努力可概括為以下主要的任務領域：

- 系統狀態 – 調查是集中在那些沒有連接到已知污染的系統或可能被已知污染系統的洩漏污染的系統。對於已知污染的系統採樣，不需要像以前的保健物理那樣做例行調查收集數據。範圍界定調查的進行是藉由打開閥體和過濾器、組件孔道，或切割設施等動作做確認。

- 結構調查 -調查是集中在未知污染的那些結構。利用塗抹檢查 (smear survey)和混凝土鑽芯取樣來確定污染物和需要整治的數量。

- 土地區域-土壤取樣是使用安裝直推 (商品名 GeoProbe) 設備的拖車和手動分割的勺子。因為廠址的外釋限值尚未制定，所以樣品濃度與 NRC 的限制值(列在 Federal Register [11-4]提供估計土壤整治量)進行比較。

範圍界定調查的結果編寫在範圍界定的調查報告中，這也成為運作保健物理計劃(Operational Health Physics Program) 調查的一部分。範圍界定調查結果，提供給投標的除役操作承包商。在 1998 年底對投標人的要求，進行補充特性採樣(supplemental characterization sampling)，以增加對廠址放射性的狀態的了解。

在初始 HNP 特性調查計劃期間所發展的資料，代表放射性和有害物質的評估，這個評估是根據在 1999 年底可用的知識及資料。完成初始廠址特性調查，允許 CY 除役計劃：

1. 為了現場調查和分類的目的，將 HNP 劃分為幾個地區；
2. 確定系統中、結構上，表土或次表土中以及地下水的放射性污染；
3. 確定每個調查區域的初步分類；
4. 規劃建築物除污，拆除和廢棄物處理，發展初始的放射性和有害物質的資料；
5. 發展資料支持最終狀態調查(Final Status Survey)設計，這個設計包括儀器的性能標準和品質要求；
6. 確定任何與除役相關的放射性有害物質的議題。

圖 4-3 顯示了 CY 廠址歷史評估的土地 MARSSIM 分類，基於 HSA 和廠址特性的調查結果，電廠的 93 畝土地被認定為“不影響”，其定

義參閱 MARSSIM。調查的結果確認電廠需要除污的區域，以及確定清理方法和其相關費用的計劃。徹底的 HSA 的發展對 CY 的除役很有幫助，因為它幫忙找到地下水的污染源頭和其他需要整治區域。建議在除役的早期進行徹底的廠址特性調查，因為廠址特性調查的結果將會影響除役工作的進行。

*Transition Activities*

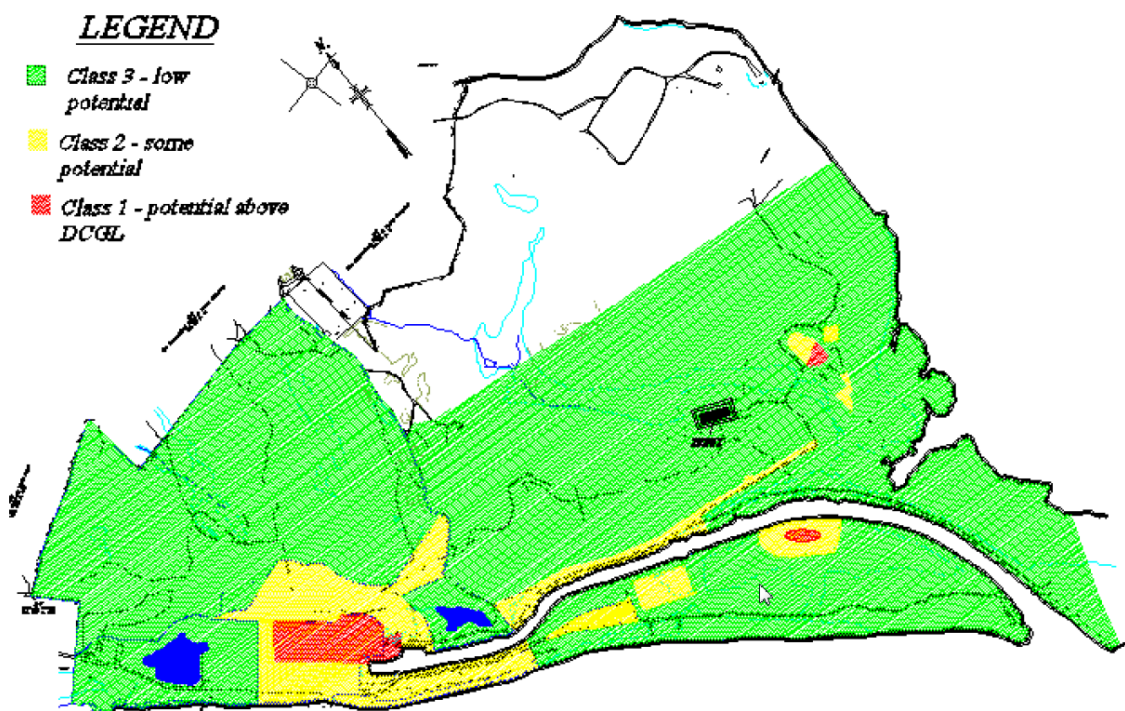


圖 4-3 CY 土地區域的 MARSSIM 分類

### $\alpha$ 污染的影響

在 CY 範圍界定調查期間，發現電廠的  $\alpha$  放射性核種相較於  $\beta$  和  $\gamma$  的比例偏低，大多數核電廠的“ $\beta$  對  $\alpha$ ”的比例是 1000 比 1 或 5000 比 1，在 CY 這個比例平均是 80 比 1，有一些區域甚至低至 10 比 1。針對  $\beta$  對  $\alpha$  的比例偏低，CY 的保健物理程序需要修改。

$\alpha$  放射性核種的危害是造成體內暴露，體內暴露是吸入污染物而不是攝食。當在  $\alpha$  污染水平高的地方作業，必須增加防護控制，保護工人避免吸入污染物。

關於  $\alpha$  污染，HP 的做法是做危險評估。CY 也採用這樣的做法，透過許多的調查和監測方法做危險評估，作法如下：

- 統計塗抹調查區域的  $\alpha$ 、 $\beta/\gamma$  放射性核種。
- 以塗抹的調查結果為基礎，更新電廠區域的  $\beta/\alpha$  比例。這些比率用於設定連續空氣監測報警裝置的觸發水準及做為發佈區域為“空氣污染的地區”的依據。
- 利用特殊的“ $\alpha$  cam”連續空氣監測設備，監測高  $\alpha$  污染區域的空氣。
- 對評估區域和 lapel 空氣取樣，利用一種特殊的  $\gamma$  能譜探測器檢測低能量的  $\gamma$  放射性核種。

一旦確定區域的  $\alpha$  污染水平，在此區域執行的工作需要加強防護控制，加強管制包括以下內容：

- 輻射工作區工作需要許可執照
- 要求所有區域作塗抹檢查以計算  $\alpha$  污染
- 在帳棚區(Tenting)或工作區工作需要良好的通風
- 需要監測工人呼吸區域的 lapel 空氣採樣
- 工人須佩戴防護呼吸器

在出現高  $\alpha$  污染的區域將會大大增加防護控制。這些增加的防護控制，減緩了工作進度及伴隨增加保健物理的要求，使 CY 除役的成本顯著增加。

## 非現場物料回收工程

在過去確定的時期，從廠區上偵測自由釋出物料中放射性核種的技術不如現有技術靈敏。也有一些地方沒有進行徹底調查的情形。在 20 世紀 70 年代間，導致材料中帶著非常低劑量的可被偵測到的放射性核種由廠區釋出，這些材料例如土壤，混凝土塊和其他建築材料。需要對這些釋出的材料做大規模的調查，這調查稱為“非現場的物料回收工程”(Offsite Material Recovery Project (OMRP))，調查是從確定的非現場的釋出材料中擷取一些材料分析其特性。從除役工作轉移作 OMRP 的人力資源成本，耗資約 1000 萬美元。

### 與利害關係人的互動

核電廠進行除役需要與利益關係人有較高的互動，CY 除了與 NRC 的公開會議和聽證會之外，還決定與一群當地居民定期舉行公眾集會。該群體稱為社區的除役活動理事會 (Community Decommissioning Activities Council (CDAC))，社區的除役活動理事會是由地方團體組成，團體成員包含反核團體，地方民選官員和其他市民代表。公眾集會使民眾了解除役工程的進行和提供關於 CY 除役問題的討論。

## 4.4 除役分包商

### 借鏡/建議

- 雖然在概念上使用固定價格合約來進行除役似乎是可行，然而 CY 電廠和其他電廠用這種固定價格合約進行除役，通常涉及許多處理合約變化和 DOC 的範圍的爭議。

- 除役電廠，需要利用許多專業分包商。正確的選擇分包商對除役的成功是非常重要的。

### 自我執行除役

CY 電廠最初打算自我執行除役。成立的除役組織混合保留 CY 的員工和從其他廠址帶入有除役經驗的經理人和工程師。為了滿足這需求，在 1996 年底 CY 提出了除役操作承包商 (DOC) 的建議要求，經過評估之後，到 1998 年才決定利用除役操作承包商執行 CY 除役。

### 除役作業承包商

在評估之後與 DOC 簽訂合約，和約基本上包含一個總承包範圍 (turnkey scope)，從 CY 在周轉期的狀態給 DOC，將建築物拆除，最後的分類及執行最終狀態調查允許廠址無限制的使用。在 2003 年 7 月，CY 決定自我管理除役工作的剩餘部分。然在概念上使用固定價格合約來進行除役似乎是可行，然而 CY 電廠和其他電廠用這種固定價格合約進行除役，通常涉及許多處理合約變更和 DOC 的範圍的爭議。

### 附加的分包合約

除役期間 CY 和 DOC 與許多轉包商簽訂合約。這些合約為專業的服務。專業轉包商包括工程如下：

- 全系統化學除污
- 石棉拆除
- 反應器內部的分割
- 燃料的轉移
- 主構件和大管件切割

CY 決定在 2003 自我管理除役工作，一些關鍵的轉包合約直接由 CY 管理。2004 年 6 月 CY 用固定價格與當地的建築公司簽定拆除承包合約，執行大部分現場剩餘的工作。在這份報告簽發時，這家公司仍在持續執行大部分 CY 除役的工作。



## 4.5 用過核子燃料貯存

### 借鏡/建議

- 對電廠除役，從濕式儲存到乾式儲存方式變化的時機是很關鍵的。可能會由用過核子燃料儲存池的位置與需要被淨化和拆除的其他電廠結構的相對位置決定這個時機。

- 為了使在電廠其他系統和結構的除役變得容易，修改附加系統或現有系統，使濕式的燃料儲存設備自我支援運作，才能釋出其他燃料儲存支援系統作除役。

- 用過核子燃料轉移到乾式儲存是相對較高的危險工程。成功的燃料轉移工程的關鍵要素是：

- 利用其他電廠燃料轉移活動的經驗。
- 雇用最近一直在另一個現場上執行燃料轉移操作、工程和焊接人員。

### 概述

核電廠永久停止運轉之後最具挑戰性的工作之一是用過核子燃料的處理，下列是一些影響 CY 燃料儲存的關鍵環節：

- CY 用過核子燃料是儲存在緊鄰著反應器的圍阻體。支援用過核子燃料操作的許多系統位於其他建築物。這些支援系統包括冷卻飼水、液態放射性廢棄物處理和供電系統。

- 用過核子燃料儲存轉移到乾式儲存，需要一段時期使燃料發出的衰變熱和它的反應性下降到適當的程度，在乾式貯存筒結構內不會發生燃料危害或到達臨界。從 1995 年最後一批燃料自反應器卸載後，這個冷卻期大約需要 5 年。

- 由於儲存池的位置靠近電廠其他結構，在儲存池附近的除役活動需要小心的執行，確保燃料儲存安全。

考慮上述的環節，在永久停止運轉之後，用過核子燃料的儲存利用兩階段的方法：

### 用過核子燃料儲存池島

在短時期內，燃料廠房將被修改成為獨立設施，不需要位於其他廠房的任何系統的運作。這個概念是將燃料廠房變成“核島(nuclear island)”，這使更多的除役活動在現場進行。這個概念包含以下必要的修改：

- 安裝一個氣冷式的最終熱沉系統以消除衰變熱，燃料透過燃料池傳熱給空氣，這個修改使飼水系統被釋出除役。

- 安裝淨化燃料儲存池的離子交換器，使永久安裝的液態放射性廢棄物系統被釋出除役。

- 安裝緊急事件柴油機確保供應備用電力給儲存池的運轉設備。

- 修改通風系統的輻射監測和補給水供應。

- 新設備認證和品質計畫是設定使用在燃料廠房島上。”用過核子燃料 QA” 需要充足評估新設備，而不是只被有核資格的製造商建造。

這些修改在 1998 年完成。一旦燃料廠房已經轉變為包含全部需要的支援系統，在電廠其他區域的系統進行重新分類及拆除和處置。尤其是將那些包含在 screenwell house 裡的系統釋出，主要有輔助建築物、離子交換機建築物和控制中心建築物，這些系統釋出使系統移除和拆除活動進行的更快，比只等待用過核子燃料可以轉移到乾式儲存時才將這些系統拆除的作法要快的多。

### 長期燃料儲存方法的選定

進行長期儲存成本評估，比較兩種燃料儲存選項：

- 一種是將燃料繼續儲存在燃料廠房內的水池中
- 另一種是建立一個獨立的用過核子燃料儲存裝置，簡稱 ISFSI

將燃料繼續儲存在燃料廠房內的水池中所需要的操作成本有：

- 安排操作和維護人員監控儲存池的狀態，並且維護廠房的系統可操作。

- 包含燃料廠房管制區的安全維護和放射線防護。
- 任何燃料的轉移操作及裝運轉移燃料給 DOE 和進一步的儲存操作。
- 如果需要維護燃料儲存的安全，廠房附近的除役將會更難做，。

ISFSI 燃料儲存選項所需要的操作成本有：

- 設計和建造儲存墊及乾式貯存筒系統，
- 製造 40 個混凝土桶和用來儲存燃料的燃料貯存筒，
- 維護 ISFSI 安全的設施和人員，
- 燃料從儲存池移到 ISFSI pad 的傳送操作，
- 轉移包含燃料的貯存筒到 DOE 的裝運及進一步的儲存操作。

評估的結果確定 ISFSI 選項是最符合成本效益，並且它也是把燃料放進一個更安全的結構中。

### 燃料轉移到乾式儲存

CYAPCO 決定將 NAC 國際多用途筒(Multi-Purpose Canister (MPC))系統用於 CY 的乾式儲存系統。選用 MPC 系統的關鍵要素是：

- 燃料儲存在筒中，可以運送到另外一個 ISFSI 設施或者到 DOE 的倉庫。
- 可得到運輸筒的介面標準化尺寸與和未來儲存設施的概念設計。

ISFSI 設施是建造在距離圍阻體建築物約 0.75 英里。這個位置確保除役活動不會威脅燃料的安全，並且從 ISFSI 放射出的輻射將不干擾在現場

實施的最終狀態調查(Final Status Surveys)。圖 4-4 顯示完成的 CY ISFSI 設施，這個設施包含 40 個燃料貯存筒和 3 個超 C 類貯存筒(包含分割的反應器內部組件)。



圖 4-4 CY ISFSI

ISFSI 設施的設計和建造一旦完成即開始轉移燃料。為使燃料轉移變得容易，需要進一步修改燃料廠房。這些只局限於某些牆的移除，以容許桶焊接平台的進入。也需要修改燃料廠房外面的 Yard Crane，將 Yard Crane 升級到單一失效保證，確保在燃料搬移期間的使用安全。

CY 藉由學習其他電廠的處理經驗，順利的將燃料轉移到乾式貯存筒。燃料轉移的主要要求之一，是必須保證貯存筒內部乾燥和充滿惰性氣

體，這項任務非常費時。CY 使用改進的技術減少燃料轉移傳送的時間，其方法如下：

- 稍微地將貯存筒傾斜和運用筒底加熱方式加速內部乾燥。
- 改進焊接設備和程序。
- 雇用最近一直在另一個現場上執行燃料轉移操作、工程和焊接的人員。

這些因素促成 CY 成功的執行燃料轉移工程。下列是一些成功的指標：

- 燃料轉移工程的總輻射暴露量是 42 Rem 與工程開始之前估計的相同。
- 燃料轉移工程提前一年完成。

#### 4.6 主管機關和利害關係人的互動

##### 借鏡/建議

- 一座電廠除役實施期間需要多次額外的資金。
- 在除役期間與主管機關和社會大眾會有更多的互動，討論廠址外釋標準的制定和公聽會的意見交流。
- 廠址外釋標準批准的計畫是資源密集型的需要許多年的時間來完成。
- 多種的法規的規定，由不同的主管機關要求不同的外釋標準會顯著增加除役的成本。

##### FERC 比率案例

在 1998 年和 2005 年，CY 對聯邦能源法規委員會提出兩個除役資金的比率變更要求。行政法律委員會法官 (administrative law board judge) 的審判在這兩個案例中，必要資金授予 CY 的共同所有人，在第一個資金比

例的案例中，最高限額被放在土壤整治的成本上，那些成本能夠轉嫁給納稅人。

### ISFSI 貯存墊許可

在 Haddam 鎮為 ISFSI 設施申請建築執照需要相當多的時間，因為一些鎮民認為 ISFSI 應更接近現場的工業區。最後雙方達成協議並取得建築執照，允許設施開始建設。

### 廠址外釋標準

許多法規和協議是決定廠址外釋標準的因素。接下來將討論在決定廠址外釋標準時主管機關與利害關係人的互動。

### 放射性的外釋標準

CY 廠址放射性外釋標準的決定需要與美國 NRC、康乃狄克州、美國 EPA 和當地利害關係人互動討論。

#### (一) 美國 NRC

美國聯辦法規 NRC 10CFR20.1402 【10-5】定義一個廠址外釋符合無限制使用的標準。該法規要求，沒有關鍵人群的平均成員受到停止運轉後的劑量超過 25 mrem/yr(0.25 mSv/yr)。

在 2000 年 7 月 CY 準備執照終止計畫並提交給 NRC，計畫中對 CYAPCO HNP 除役定義如何符合法規要求，這計畫包括達到需要整治限制的計算結果，符合 NRC 25 mrem/yr(0.25 mSv/yr)的標準。經過 NRC 充分審查後，在 2000 年底接受 CY 的執照終止計畫(LTP)，後來在 2001 年 2 月和 3 月 NRC 又對 CY 發送兩項附加資料的要求(RAIs)。共有 121 種 RAIs 分類在下列中：

- 足夠的廠址特性

- 調查區域劃分
- 地下土壤調查
- 劑量模型參數

經過無數次的會議和電話會議，NRC 的意見得到解決，2002 年 11 月批准 CY LTP。

依據 NRC LTP 批准程序的定義，進行一次公開會議，介入者 (intervener) 在會議上提出問題。這些問題到 NRC 原子安全授證委員會 (NRC Atomic Safety Licensing Board (ASLB)) 處理之前將經由聽證程序解決。有兩個介入者提出問題，康乃狄克州公用事業委員會 (State of Connecticut Department of Public Utilities Commission (CT DPUC)) 以及公民意識網絡 (Citizens Awareness Network (CAN))，這兩個介入者被准許參加 LTP 聽證會。行政法律法官需要解決介入者提出的三個問題，可以概括如下：

- CT DPUC 提出的問題
  - 調查區域沒有適當的分類
- CAN 提出的問題
  - 決定放射性外釋標準的劑量建模的參數是不正確的。
  - 計算劑量的方法其關鍵人群的平均成員沒有充分考慮兒童的劑量。

透過發現過程和隨後的談判達成一項協議，CT DPUC 全部問題被解決，透過更嚴格的重新分類若干調查地區的組合，並加入不同介質的取樣（魚）或自其他調查區域增加取樣，後來 CY 也解決 CT DPUC 的憂慮。

CAN 提出的許多論點經由 ASLB 贊助的調解解決。剩下的論點在 2003 年 3 月的聽證期間以辯論方式處理，直到 2002 年 11 月上述問題獲得解決，NRC 批准 CY LTP 後才會進行聽證會。在 2003 的 11 月 ASLB 裁定 CY 放射性的廠址外釋標準批准程序符合 NRC 標準。

## (二) 康乃狄克州

在除役的末期，CY 計畫運送許多的廠址財物給不同的擁有者，這時就需要滿足康乃狄克州“財產轉移法”(State of Connecticut Property Transfer Act)。康乃狄克整治標準法規(State of Connecticut Remediation Standard Regulations (RSRs))將是適用的外釋標準法規。RSRs 有列出關注的放射性核種但沒列入放射性核種的具體濃度，(CT 部門)康乃狄克環保部門(Connecticut Department of Environmental Protection)制定的標準是基於在廠址外釋之後的個人患癌症的風險。CT 部門所決定的 19 mrem/yr(0.19 mSv/yr)的外釋標準(TEDE)是對於一個關建人群的平均成員，滿足患癌症潛在風險十萬分之一的要求。

CT DEP 的 RSRs 還包含額外的地下水的整治標準。標準規定在地下水層的背景值下，放射性核種不能出現在 Class GA 含水土層(CY 廠址有一種居住的，種類 GA，地下水分類)。通過討論一致認為，美國環保局公佈的最大污染物水平(a.k.a 飲用水標準)將是一個充分的符合標準，即“沒有可測量的濃度超過背景”。MCLS 是水中放射性核種的濃度，根據 1975 年國際輻射防護(International Council on Radiation Protection)出版物 ICRP-2 的計算方法，如果一年以“平均”飲用水率消耗地下水將會導致器官劑量 4 mrem/年(0.04 毫希/年)。國際放射防護委員會最近公佈的劑量評估是根據總有效劑量當量(TEDE)的方法而不是器官劑量的方法。使用較新的方法，針對 CY 主要的地下水中的放



射性核種氚 (H3)、銨 90 (SR-90)，在 MCL 計算中用吸入率則 TEDE 劑量約 1 mrem/年 (0.01 毫希/年)。NRC 的執照終止標準是 TEDE 25 mrem/年 (0.25 毫希/年)。稍後將在第 9 章節討論地下水的影響，這個因素導致 CY 需要整治的土壤量大幅度增加。

### (三) EPA/NRC 共同協議備忘錄

關於在 2002 年 10 月 9 日的放射性核種整治標準，EPA 和 NRC 發布一個共同協議備忘錄(memorandum of understanding(MOU))。定義放射性核種濃度如果出現在 NRC 許可的設施執照終止時，將起動 NRC 和 EPA 之間的協商。雖然協商的範圍沒定義在 MOU，但是這些協商可能導致整治的標準是根據 EPA 標準。MOU 包括土壤和地下水審查濃度，以及廠址作為居住或將來做工業使用的濃度。

### 外釋標準/多種法規的比較

表格 6-1 是不同主管機關的放射性核種外釋限值的表格。對廠址關閉之後保留在現場上的混凝土也有外釋標準，當多個主管機關法規對混凝土的整治量的影響是不顯著時，它們的整治量不包括在內。

表 4-3 不同的主管機關的外釋限值比較

Media/Limit	NRC 25 mrem/yr (0.25 mSv/yr) (CY LTP)	State of CT RSRs 19 mrem/yr (0.19 mSv/yr)	EPA/NRC MOU – Residential Soil Levels	Soil Remediation Concentration to Achieve MCLs
Soil: Co-60	3.81 pCi/g (0.14 Bq/g)	2.9 pCi/g (0.11 Bq/g)	4 pCi/g (0.15 Bq/g)	3.5 pCi/g (0.13 Bq/g)
Soil: Cs-137	7.91 pCi/g (0.29 Bq/g)	6 pCi/g (0.22 Bq/g)	6 pCi/g (0.22 Bq/g)	3.3 pci/g (0.12 Bq/g)
Soil: Sr-90	1.55 pCi/g (0.06 Bq/g)	1.18 pCi/g (0.04 Bq/g)	23 pCi/g (0.85 Bq/g)	0.065 pCi/g (0.0024 Bq/g)
Soil: H-3	412 pCi/g (15.2 Bq/g)	313 pCi/g (11.6 Bq/g)	228 pCi/g (8.4 Bq/g)	3.3 pCi/g (0.12 Bq/g)
Water: Co-60	1,140 pCi/L (42.8 Bq/L)	100 pCi/L (3.7 Bq/L)	100 pCi/L (3.7 Bq/L)	N/A
Water: Cs-137	431 pCi/L (15.9 Bq/L)	200 pCi/L (7.4 Bq/L)	200 pCi/L (7.4 Bq/L)	N/A
Water: Sr-90	251 pCi/L (9.3 Bq/L)	8 pCi/L (0.3 Bq/L)	8 pCi/L (0.3 Bq/L)	N/A
Water: H-3	652,000 pCi/L (24,124 Bq/L)	20,000 pCi/L (740 Bq/L)	20,000 pCi/L (740 Bq/L)	N/A

從表 4-3 可以看出對於土壤和地下水，康乃狄克州的 RSRs 全部所列的主要放射性核種是最嚴格的標準。在某些情況下，EPA/NRC 的協議備忘錄標準與 RSRs 相同，但在任何情況下，RSRs 的標準不是最嚴格的標準。因為 CY 已經承諾在財產轉移之前(以實現在 2007 年中執照終止時的目標)達到符合 RSR 的水準。預計 EPA/NRC MOU 的協商將不被啟動。

進一步審查表 6-1 所列，最嚴格的土壤濃度(以滿足 CT DEP 的 RSRs)不會比 CY LTP 所定義的土壤濃度低很多。因此，CT DEP 的土壤標準預計不會影響土壤整治量。

然而 RSRs 和 NRC/EPA MOU 地下水的外釋標準比 CY LTP 中定義的標準低很多。因此為了滿足對地下水的 RSRs 和協議備忘錄的限值，造成更多 CY 土壤整治量的原因如下：

- 由於地下水或者降雨透過土壤，某些放射性核種從土壤釋放出來。
- 如果放射性核種在污染土壤和地下水之間很容易被調動起來，土壤中所含的放射性核種，會導致地下水中放射性核種的濃度超過地下水標準。事實已證明了氚（H3）和銨 90（SR-90）這兩種核種在 CY 地下水中的濃度是偏高的，在表 6-1 最後一欄可以看出。為了滿足廠址在最後狀態的 MCL，氚的整治水平需要再低 95 倍和 SR-90 的水平需要再低 18 倍。CS-137 的整治水平需要再低 45%。正如下面所討論，這些因素導致 CY 需要整治土壤的數量大幅度增加。

正如在本報告後面表 9-1 所示，CY 現場外釋要滿足 MCLS 需要額外整治的土壤體積是 412,000 立方英尺(11,700 立方米)。假設土壤密度(1 公斤/立方米)75 磅/立方英尺，額外土壤整治的總重量是 31 百萬磅(1400 百萬公斤)。整治運輸和處置土壤的總成本是約為 12.4 百萬美元，處置單位價格是 0.40 美元/磅(0.18 美元/公斤)(近似率採用可用批量折扣)。事實證明“多重主管機關”(multiple regulation)的整治要求所增加的整治成本是非常可觀的。

## 非放射性的外釋標準

### 康乃狄克州

CY 與各種利害關係人之間，對非放射性的危險物品的外釋標準也需要高度的互動討論。因為在除役結束時 CY 計畫運送大多數廠址資產給不同的擁有人，須符合康乃狄克財產轉移法。那時候 CY 整治標準法

規(State of Connecticut Remediation Standard Regulations (RSRs))將是適用的外釋標準。CY 對大多數關注的非放射性成分是用 RSRs 定義的清理標準運作。然而，某些化學物質如硼和鋰，RSRs 沒有定義清理標準。康乃狄克環保部門(CT DEP) 按照 RSRs 制定額外的污染物質標準並批准。

#### (一) 美國 EPA RCRA 改正行動計畫

CY 廠址是 EPA 資源保護和回收改正行動計畫(RCRA CAP) 的一部分，透過在美國 EPA 波士頓麻薩諸塞的辦公室，CY 非放射性材料的評估和清除是放在 RCRA CAP 計畫下執行。由於 CT DEP RSRs 中的標準比環保局的標準更嚴格，所以 RSRs 的標準用於履行這兩項計畫。

在所有整治被完成之後，CY 的地下水監控必須持續 2 至 4 年 (取決於取得的地下水濃度)。基於當前的時間表，在 2008 年以前 CY 大部分財產不會轉移，除非轉移的業主能承擔地下水監控責任。

## 4.7 使用的技術

### 借鏡/建議

- 核電廠反應器壓力容器內部的分割是非常具有挑戰性的工程，需要從人員的風險、成本和時間表的角度精心策劃和準備。
- 像蒸汽產生器和反應器容器那樣的大部件的運輸，由於有限的配置和運輸選項，會出現許多的挑戰。
- 許多建築物拆除，迅速產生大量的放射性廢棄物。廢棄物包裝和運輸技術需要考慮到的這個因素，以避免除役時出現放置空間的問題。

### 主要組件的裝運和處置

#### 蒸汽產生器移除、裝運和處置

CY 蒸汽產生器的上部(叫 Steam Dome)是從下部用水平切割分離，並且以鐵路運輸運到 Energy Solutions 猶他州克萊夫的處置廠 (經過大約 8 英里的公路運輸通過多車軸轉運到附近的鐵路支線)。下部的蒸汽產生器(圖 4-5)包含通道頭部(channel head)和管束(tube bundle)使用駁船(圖 4-6)運到南卡羅來納州，再以南卡羅來納州海岸的鐵路線(圖 4-7)運輸到 Barnwell。



圖 4-5 蒸汽產生器較低組件的底端



圖 4-6 移動蒸汽產生器下端組件至駁船滑台



圖 4-7 鐵路運輸蒸汽產生器下端組件從南卡羅來納州海岸至 Barnwell

#### 反應器冷卻泵和抑壓器

反應器冷卻泵及抑壓槽的移除和裝運也完成而沒有意外事件，這些組件的活性相對較低，以鐵路裝運蒸汽產生器圓頂運送到 Energy Solutions 設施。

#### 反應器容器移除和運輸

CY 反應器壓力容器的拆除和裝運是利用薩凡納河足夠的水流量以駁船(barge)運輸到 Barnwell。

#### 反應器內部的分割



### 分割計畫

內部分割工程的目的是分開反應器壓力容器內部組件(圖 4-8)屬於 GTCC 部分，由於 Barnwell 處置設施要求每個包件的輻射量不得超過 50,000Ci，需要移除的反應器內部組件大約 750,000Ci，切割方法使用磨料水刀(abrasive water jet)將 GTCC 部分切割成適合尺寸放入 FAS (fuel assembly sized) 筒。FAS 筒放入貯存筒(canister)中，再把貯存筒放入混凝土護箱內，混凝土護箱的尺寸與 ISFSI 設施上燃料貯存筒的尺寸是相同的。

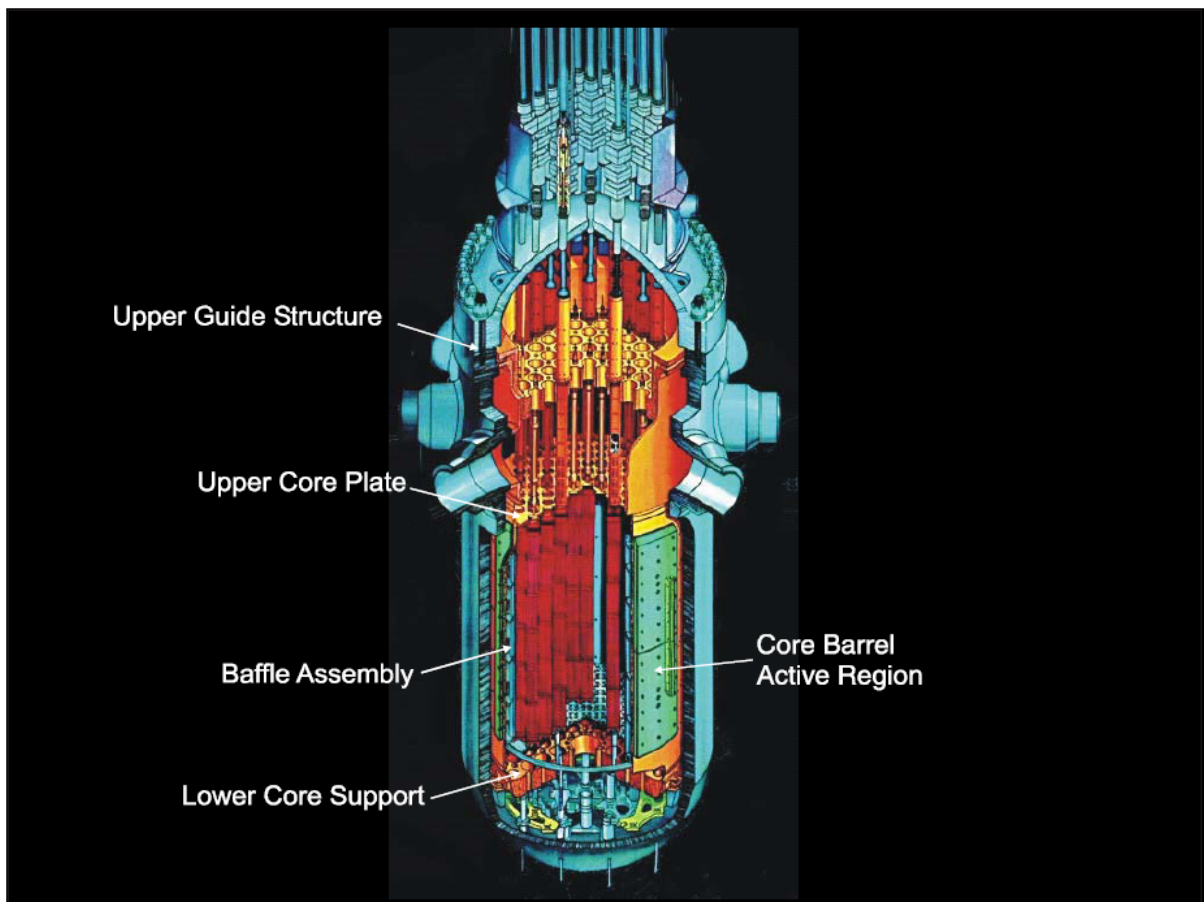


圖 4-8 CY 反應器容器和內部組件

## 工具和測試

多數的切割工作是在特別設計的切割台上進行，唯一的例外是切割爐心支撐筒上半部，需建構一個特別設計的支撐架，使爐心筒從反應器容器的法蘭支撐，如此可使整個爐心筒保持在水下進行水平切割，然後將切下來的部分移往切割台做進一步切割。碎片收集和過濾系統用來捕捉切割碎片和保持水質透明度，水下過濾系統包括旋流分離器、可逆洗過濾器、離子交換容器及碎片收集容器。爐內組件切割設備在現場部署前的測試是一種有限的整合測試，這是因為只有一個相對較小的淺池可供使用，因此所有的切割設備無法同時進行測試，經驗證明對成功的內部分割工程而言，設備做整合性的全尺寸測試是非常需要。

## 現場經驗

CY 反應器內部組件的分割工程歷時約 29 個月完成，受到 205 person-rem (2.05 Sv) 的總輻射暴露，分割工程所花的時間及暴露均超過原先的估計。分割計畫的一些重要的統計量如下：

- 1800 英尺(549 米)的金屬切割。
- 分割 600 塊裝到 64 個 FAS 筒。
- FAS 筒裝在 3 個垂直的混凝土筒(VCCs)並且移到 ISFSI 。
- 大約 650 立方英尺(18.4 立方米)(在巴恩韋爾處理)的切割碎片。
- 產生 600 立方英尺(17 立方米)過濾器和樹脂廢棄物(在巴恩韋爾處理)。

CY 在現場使用磨料水刀切割遇到了一些困難：

- 磨料進料和切割碎片傳輸軟管堵塞。

- 未能完成全長切割或切割成要求的適當尺寸，及金屬件的尺寸和原定計劃的大小不同。這導致了金屬件放置到 FAS 筒困難。因此這需要一支強硬的切割支撐桿。

- 最初使用的磨料大小不是最佳的。
- 頻繁更換切割噴嘴。

這些因素使得切割效率變差耽誤工程進度。雖然使用水下可移動式過濾器可以降低人員的操作劑量，但維修和更換設備變得非常困難。

CY 內部分割工程採用減低暴露的許多措施，這些措施包括：

- 額外的屏蔽橋區
- 經常使用高壓水沖洗
- 附加的組件屏蔽
- 建立一個低劑量的等候區

一個遠程遙控機械臂(圖 4-9)稱為“Grant Machine.”，這個裝置原本打算用於拆除和包裝圍繞在反應器腰線部分的鏡像絕緣物。該機械手在切割時從爐腔中取出設備、軟管和吸取切割碎片的這些操作是非常有用。內部分割工程在 2002 年完成。反應器壓力容器被放置在一個專門設計的一次性使用的運輸包裝，反應器壓力容器(圖 7-6)全部空隙充滿水泥漿，並且在 2003 年裝運到 Barnwell 處置場。



**Grant Machine  
Structural Assembly**



**Cavity Vacuuming  
With Grant Machine**

圖 4-9 Grant Machine 機械手臂

### 桶搬運和運送

由於產生的切割碎片比計畫預估的更多，所以使用標準的內襯裝運和許多可利用的桶(cask)。Duratek8-120 桶用於切割碎片廢棄物裝運，廢棄物包括樹脂和過濾介質。

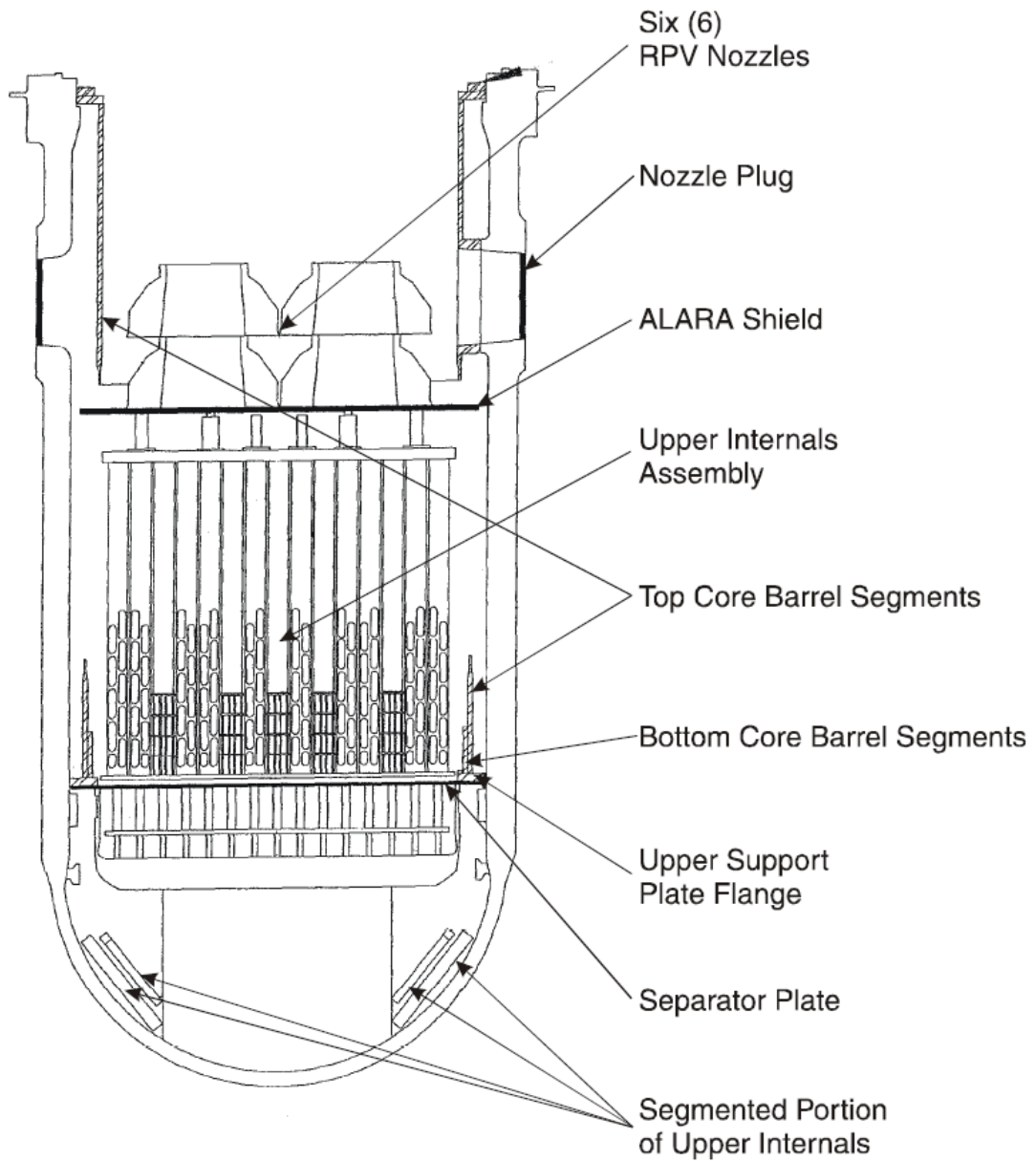


圖 4-10 最後 RPV 的配置

### 腔內清除

反應器內部組件的分割工程的切割部分完成後，需要處理腔內的清除工作。腔內的清除工作包含：

- 原來遺留在腔內被切割碎片堵塞的過濾系統需要在水下切割處置。
- 數百英尺的阻塞軟管需要清除。
- 沉積在底部大量切割碎片需要清除。
- 在水下將切割平台分割、包裝和處理。

### 借鏡

1. 因為切割費時會衍生二次廢棄物，所以應盡可能的減少切割動作。CY 切割 GTCC 材料，將它們放入類似於燃料元件大小的 FAS 筒，並將 26 個 FAS 筒放入貯存筒(canister)，貯存筒再放進一個垂直混凝土護箱(VCCs)貯存在 ISFSI。但 MaineYankee 電廠的做法是將 GTCC 材料切成較大的切片直接放進貯存筒(canister)，貯存筒再放進一個垂直混凝土護箱(VCCs)中。這種方法用的切割道數很少，產生的切割碎片也較少，因此降低處理成本。

2. 需評估碎片收集系統和切割系統設備的可靠性及維護便利性。

3. 在設備被運送到現場之前應進行一次整合性試驗，確保令人滿意的操作。在設備到現場使用被污染之前，全尺寸實體模型測試對設備的“錯誤”(bugs)是比較容易處理的。

4. 需要足夠的切割主軸剛度/穩定性以確保準確切割。

5. 將核廢棄物部門和復原計畫納入整個計畫中。

6. 在切割操作期間保持爐穴清潔。

### **圍阻體拆除**

CY 圍阻體建築物是由高強度的混凝土外表和碳鋼內襯(liner)組成的鋼筋混凝土。內部內襯被塗上氯代苯(PCB)和含鉛油漆，由於塗料的 EPA

化學分類是屬於一種有害物質，這使得拆除變的複雜。CY 圍阻體的尺寸：高 170 呎(51.8 米)，直徑 140 呎(42.7 米)，壁厚 4.5 呎(1.4 米)，圓頂厚度 2.5 呎(0.8 米)。

CY 圍阻體拆除使用專門的挖掘機裝有撞擊鎚和剪切器。拆除順序如下：

1. 水平大約 15 呎(4.6 米)的內部內襯被錘鬆，並從結構上剪切分離。
2. 第一個步驟是要移除下降 10 呎(3 米)的混凝土圓柱。混凝土是使用挖掘機耙除，剪切移除曝露的鋼筋。留下 3 個大約 6 呎(1.8 米)寬的腳支柱。
3. 使用裝有撞擊鎚的挖掘機移除腳支柱(圖 4-11,4-12)，剩下的兩個腳支柱(legs)在 2006 年 4 月 19 日被從結構外邊除去，然後整個結構下降 10 呎的距離。隨後的下降被降低至 5 呎(1.5 米) 以減少下降的力量，直到圍阻體所有結構都可被裝有撞擊鎚的挖掘機觸及為止。
4. 在第一次下降之後碎裂的材料被移除，並重複此過程。
5. 一旦建築物的圓頂部分降低到一個高度，所有結構都可被裝有撞擊鎚的挖掘機觸及時，直接由挖掘機拆除圓頂。(圍阻體拆除花費大約 3 個月完成，2-10 個 10 小時制工作班次(每周 4 天))。



圖 4-11 第一次下降前用液壓撞擊鉗移除腳支柱





圖 4-12 第一次下降前從腳支柱內側移除混凝土

### 廢棄物管理

除役工程約產生 1.59 億公斤廢棄物。包裝、運輸和處理材料的數量是佔總除役處理成本很大百分比的一項工作。用於廢棄物裝運的包件大小會影響除役的效率。CY 利用將建築物拆除的碎片先搬到大型運輸業者的暫存區，再將碎片包裝成綜合運輸商的最大包件(40,000 磅/件)(圖 4-13)。來自圍阻體內襯外側的混凝土只含有微量的放射性，這些低放廢棄物的運輸是經過轉運，最初是從 CY 用卡車運到 Alaron facility(賓州)再以鐵路運輸至 EnergySolutions (4,170 公里)，然而廢棄物產出量及速度遠超過包裝及運輸負荷，所以採取替代路線，從 CY 用卡車運輸到 Worcester(馬薩諸塞 )

再以鐵路運輸至 EnergySolutions，因為 Worcester 設施並沒有 NRC 授權，至少須每週進行調查，以確認沒有檢測到放射性核種。這期間在 Worcester 或 New Haven 設施或用來運送這廢棄物的卡車上沒有檢測到放射性污染物。



圖 4-13 綜合運輸商的包件

#### 4.8 廠址關閉議題

##### 借鏡/建議

- 廠址出現污染的地下水，會使劑量建模及達到廠址外釋標準的承諾複雜化。
- 雖然執行廠址特殊劑量建模可以產生導出的濃度指引水平(Derived Concentration Guideline Levels (DCGLs 或濃度限值))，但在許多情況下劑量建模的 DCGLs 均高於 NRC 公佈的通用導出的濃度指引水平。

• 在符合廠址外釋標準情況下，更真實的地下室填充劑量模型情境可以顯著降低整治數量。

• 早期廠址特性值的另一個例子，是預期將來的廠址特性達到法規要求。這樣的預期允許列入所有劑量建模場景和最終狀態調查(FSS)的設計，以盡量減少這些地區的主管機關法規要求的多次循環。

### 執照終止計畫議題

CY 在 2000 年提交 LTP 時，還沒有完全確定地下水污染的水準或在整治之後預估的濃度。為了估算 3 種媒介的輻射劑量分佈，允許彈性制定整治的濃度目標，建立使用在 FSS 土壤區域的遵從方程式：

$$\text{Dose Total} = \text{Dose Soil} + \text{Dose Existing Groundwater} + \text{Dose Future Groundwater}$$

總輻射劑量：關鍵的群組的平均成員結合的 TEDE 劑量，來自所有路徑的背景劑量殘餘的放射性。

劑量土壤：來自所有相關的土壤路徑貢獻的劑量。

現有的地下水劑量：劑量從所有途徑的部分，來自目前在現場的地下水殘餘的放射性。

未來的地下水劑量：所有路徑來自混凝土碎片殘餘放射性的滲入地下水的劑量。

為了滿足這個方程式，使用下列方法論：

1. 各介質相對應的 DCGLs 是 25 mrem/yr(0.25 mSv/yr)。
2. 確保符合康乃狄克州的財產移轉限制，總劑量需要被降低到 19 mrem/yr(0.19 mSv/yr)。
3. 為每種媒介設定劑量目標，藉由瓜分 19 mrem/yr(0.19 mSv/yr) 的總額。

2006 年 7 月收集足夠的整治後地下水和混凝土的樣本數據，訂定了現有地下水的劑量目標是 2 mrem/yr (0.02 mSv/yr)、混凝土媒介的預估劑量是 1.6 mrem/yr(0.16 mSv/yr)、未來地下水的目標劑量(由於污染的混凝土)是 2 mrem/yr(0.02 mSv/yr)、土壤的劑量目標是 15 mrem/yr (0.15 mSv/yr)。

### 劑量評估模型-土壤

為了確定導出的濃度指引水平，使用 Argonne 國家實驗室開發的殘餘放射性的劑量計算模型 RESRAD。先用 RESRAD version 6.1(機率的版本)進行參數敏感性分析，再以 NRC 指引的參數範圍的保守值輸入 RESRAD version 5.91(決定性的版本)得到 DCGLs。表格 4-4 列出 CY 土壤 DCGLs 的基本案例(25 mrem/yr) (0.25 mSv/yr)。

表 4-4 土壤基本案例 DCGLs

Radionuclide	Soil DCGL (pCi/g)
H-3	4.12E+02 (15.2 Bq/g)
C-14	5.66E+00 (0.21 Bq/g)
Mn-54	1.74E+01 (0.64 Bq/g)
Fe-55	2.74E+04 (1,014 Bq/g)
Co-60	3.81E+00 (0.14 Bq/g)
Ni-63	7.23E+02 (26.8 Bq/g)
Sr-90	1.55E+00 (0.06 Bq/g)
Nb-94	7.12E+00 (0.26 Bq/g)
Tc-99	1.26E+01 (0.47 Bq/g)
Ag-108m	7.14E+00 (0.26 Bq/g)
Cs-134	4.67E+00 (0.17 Bq/g)
Cs-137	7.91E+00 (0.29 Bq/g)
Eu-152	1.01E+01 (0.37 Bq/g)
Eu-154	9.29E+00 (0.34 Bq/g)
Eu-155	3.92E+02 (14.5 Bq/g)
Pu-238	2.96E+01 (1.10 Bq/g)
Pu-239	2.67E+01 (0.99 Bq/g)
Pu-241	8.70E+02 (32.2 Bq/g)
Am-241	2.58E+01 (0.95 Bq/g)
Cm-243	2.90E+01 (1.07 Bq/g)

### 劑量評估模型-地下水

上述所得到土壤 DCGLs 是假設沒有預先存在地下水污染。為了解釋在執照終止時出現的地下水污染，先確定單獨的現有地下水 DCGLs。導出的濃度指引水平，使用 Argonne 國家實驗室開發的殘餘放射性的劑量計算模型 RESRAD 計算，對 CY 地下水污染關注的 20 個放射性核種設定預選值。

假設地下水濃度 10 pCi/Liter 是從所有途徑得到的劑量，縮放預選值重新計算，以確定濃度相當於 25 mrem/年。計算得到的劑量符合執照終

止要求，再利用地下水監測井採樣的結果做比較，以確定是否符合地下水 DCGLs。表格 4-5 列出 CY 基本情況的地下水 DCGLs (25 mrem/yr)。

表 4-5 地下水基本情況 DCGLs

<b>Radionuclide</b>	<b>Groundwater DCGL (pCi/l)</b>
H-3	6.52E+05 (2.4E+04 Bq/L)
C-14	9.01E+03 (3.3E+02 Bq/L)
Mn-54	2.42E+04 (9.0E+02 Bq/L)
Fe-55	6.54E+04 (2.4E+03 Bq/L)
Co-60	1.14E+03 (4.2E+01 Bq/L)
Ni-63	3.15E+04 (1.2E+03 Bq/L)
Sr-90	2.51E+02 (9.3E+00 Bq/L)
Nb-94	6.75E+03 (2.5E+02 Bq/L)
Tc-99	2.64E+04 (9.8E+02 Bq/L)
Ag-108m	4.24E+03 (1.57E+04 Bq/L)
Cs-134	3.42E+02 (1.3E+01 Bq/L)
Cs-137	4.31E+02 (1.6E+01 Bq/L)
Eu-152	7.33E+03 (2.1E+02 Bq/L)
Eu-154	5.05E+03 (1.9E+02 Bq/L)
Eu-155	3.25E+04 (1.2E+03 Bq/L)
Pu-238	1.51E+01 (5.6E-01 Bq/L)
Pu-239	1.36E+01 (5.0E-01 Bq/L)
Pu-241	4.60E+02 (1.7E+01 Bq/L)
Am-241	1.32E+01 (5.0E-01 Bq/L)
Cm-243	1.94E+01 (7.2E-01 Bq/L)

劑量評估模型-混凝土

CY 用三種不同劑量模型方法計算混凝土的 DCGLs：

這些模型將在以下內容裡描述：

### 建築物佔用情境

這種情境假設建築物從執照釋出之後被用作辦公室。計算 DCGLs 是採用 Argonne 國家實驗室開發的劑量模型稱為 RESRAD-Build。同樣的過程使用概率性模型版本(版本 3.1)和確定性模型版本(版本 2.37)。表 4-6 列出了 25 mrem/年的 CY 建築物佔用 DCGLs。

表 4-6 基本情況建築物表面 DCGLs (建築物佔用的情境)

Radionuclide	DCGL for Surface Sources (dpm/100 cm <sup>2</sup> )	DCGL for Volumetric Sources (pCi/g)
H-3	3.15E+08	1.47E+03 (5.4E+01 Bq/g)
C-14	1.03E+07	1.18E+08 (4.4E+06 Bq/g)
Mn-54	3.21E+04	9.06E+00 (3.3E-01 Bq/g)
Fe-55	3.49E+07	9.54E+07 (3.5E+06 Bq/g)
Co-60	1.11E+04	2.90E+00 (1.1E-01 Bq/g)
Ni-63	3.60E+07	4.11E+07 (1.5E+06 Bq/g)
Sr-90	1.27E+05	2.38E+03 (8.8E+01 Bq/g)
Nb-94	1.71E+04	4.83E+00 (1.8E-01 Bq/g)
Tc-99	1.45E+07	3.09E+07 (1.1E+06 Bq/g)
Ag-108m	1.65E+04	4.84E+00 (1.8E-01 Bq/g)
Cs-134	1.65E+04	4.93E+00 (1.8E-01 Bq/g)
Cs-137	4.30E+04	1.37E+01 (5.1E-01 Bq/g)
Eu-152	2.34E+04	6.70E+00 (2.5E-01 Bq/g)
Eu-154	2.19E+04	6.11E+00 (2.3E-01 Bq/g)
Eu-155	4.37E+05	3.23E+02 (1.2E+01 Bq/g)
Pu-238	4.87E+03	6.61E+02 (2.4E+01 Bq/g)
Pu-239	4.44E+03	6.02E+02 (2.2E+01 Bq/g)
Pu-241	2.29E+05	3.12E+04 (1.2E+03 Bq/g)
Am-241	4.27E+03	4.16E+02 (1.5E+01 Bq/g)
Cm-243	6.07E+03	7.53E+01 (2.8E+00 Bq/g)

## 混凝土碎片情境

在除役的早期階段，CY 計劃證明在現場地上的混凝土是可釋出，然後將拆除混凝土運送到他們的地下室和並覆蓋符合現場釋出標準的材料碎片。為了證明這樣做是符合關閉後的外釋限制，除了上面討論的建築物佔用案例，CY 進行了第二次模型計算來模擬混凝土碎片的情境。在這種模式的情況下，混凝土碎片是呈現類似土壤的顆粒狀，並用“RESRAD 模型計算 DCGLs。一旦決定了混凝土碎片的 DCGLs，由此產生的活性也適用於拆毀之前的混凝土結構表面。這些混凝土結構表面的濃度然後與那些建築物佔用情境的濃度作比較並取最保守的值。表 4-7 列出了 25 mrem/yr (0.25 mSv/yr)CY 填埋碎片 DCGLs。



表 4-7 建築物拆除基本情況 DCGLs (混凝土碎片)

Radionuclide	Concrete Debris DCGLs (pCi/g)
H-3	9.05E+01 (3.3E+00 Bq/g)
C-14	2.05E+01 (7.6E-01 Bq/g)
Mn-54	5.51E+01 (2.0E+00 Bq/g)
Fe-55	8.96E+01 (3.3E+00 Bq/g)
Co-60	9.07E+01 (3.4E+00 Bq/g)
Ni-63	1.29E+02 (4.8E+00 Bq/g)
Sr-90	3.77E-01 (1.4E-02 Bq/g)
Nb-94	7.74E+00 (2.86E-01 Bq/g)
Tc-99	2.85E+01 (1.1E+00 Bq/g)
Ag-108m	2.59E+01 (9.6E-01 Bq/g)
Cs-134	3.21E+02 (1.2E+01 Bq/g)
Cs-137	6.45E+02 (2.4E+01 Bq/g)
Eu-152	2.27E+02 (8.4E+00 Bq/g)
Eu-154	1.94E+02 (7.2E+00 Bq/g)
Eu-155	9.53E+03 (3.5E+02 Bq/g)
Pu-238	1.14E+01 (4.2E-01 Bq/g)
Pu-239	1.00E+01 (3.7E-01 Bq/g)
Pu-241	1.49E+02 (5.5E+00 Bq/g)
Am-241	4.42E+00 (1.6E-01 Bq/g)
Cm-243	3.83E+00 (1.4E-01 Bq/g)

### 地下室填充模型

2004 年決定將所有的地上混凝土以清潔或放射性廢物處理。這一決定使得混凝土碎片的情境已不再適用。在相同的時間內，Maine Yankee 核電廠除役工程的地下室填充模型情境已獲得批准。在這個模型裡留在現場的地下室結構是無法進入。混凝土中的放射性物質是假設從混凝土釋出，經由地下水的流動產生地下水污染。CY 的地下室填充模型參照

Maine Yankee 地下室填充模型情境使用大致相同的方法。CY 方法與 MY 做法有一些不同如下：

1. 雖然有鋼襯留 CY In-Core Instrumentation (ICI)的水池，但是沒法確認水池可以做為放射性核種的浸出屏障的劑量模型。

2. 為了確保無法進入 ICI 水池，水池區域充滿了水泥漿，及覆蓋至少 3 英尺活化的混凝土。

一般情況下的地下室填充模型如下：

- 混凝土中的放射性庫存是假設以保守值的速率從混凝土表面化解。
- 在圍阻體和燃料池的低等級混凝土是假設釋放到圍阻體內地下室。
- 圍阻體地下室的放射性庫存是假設與地下水和工程回填土壤混合，產生地下水濃度的計算。
- 地下水濃度與 LTP DCGLs 地下水濃度進行比較(表格 8-2)以決定未來地下水的劑量。
- 在放射性控制區(RCA)任何留在現場的混凝土的放射性含量是包括在圍阻體地下室填充模型的計算內。
- 單獨計算排放渠道放射性的濃度。因為排放渠道不會被回填，計算時假設只有水存在。

### 其他劑量建模

在廠址關閉之後對於埋在現場的管路，這些管材假設被灌漿並假設及時腐蝕，管道內表面的污染假設混合在水泥漿內部，如果從這個管道收到的劑量沒有超過 1 mrem/yr(0/01 的 mSv/yr)，則這個劑量是可忽略的。使

用表 8-4 中的混凝土碎片濃度計算限值，確定單位長度管道的放射性允許量，然後將放射性允許量應用於管道內表面，以確定一個允許的表面濃度。

### **CY FSAR 的執照條件**

CYAPCO 提交執照終止計畫給 NRC，作為更新最終安全分析報告的補充。NRC 後來透過執照修訂批准執照終止計畫。這執照修改也增加了執照的條件，它提供標準防止變更執照終止計劃的評估決定，如果事先 NRC 的批准是需要的以及在 10CFR50.59 和 10 CFR50.82 (a)(6) 和 (a)(7) [11-6] 指定的標準。如果變更涉及下面列出的執照條件，LTP 的變更在執行之前需要得到 NRC 批准：

- a. 增加特定放射性核種得到濃度指引水準或者面積係數；
- b. 增加犯第一類型判定錯誤(高於 LTP 的水準)的機率；
- c. 對已給定的調查單元分類，增加調查水準的臨界值；
- d. 調查單位分類從更嚴格的分類變為限制較少的分類

(如結構/表面的土壤調查單位從 1 級到 2 級，或地下調查單位從 A 級到 B 級)；

- e. 減少掃描測量的覆蓋範圍要求或

- f. 涉及根據統計檢定的信賴性。除了 Wilcoxon Rank Sum 或數據評估 Sign Test。

### **最後狀態調查的議題**

最後狀態調查的進行遇到某些挑戰。下面介紹一些細節：

#### 地下土壤

上面討論的土壤 DCGLs 制定是假設污染是均勻的通過深入地下 3 米。NRC 批准執照終止計畫，配合劑量建模情境執行地下取樣化驗。

取 1 米長土樣核心(core)，每個核心樣品分析放射性核種，前三個採樣深度的結果取平均值，並與土壤的 DCGLs 相比，以確定核心樣品的放射性核種濃度是否符合土壤 DCGLs。另外地下 FSS 的取樣密度也需要制定，NRC 批准一個評分方法，在調查密度最高的地方是地面下污染最有潛力的地區。所以放射性控制區域的調查被歸類為 A 類，而周圍的工業區被列為 B 級或 C 級(表 4-8)。

表 4-8 地下採樣密度

Subsurface Classification of Survey Unit	Potential for Subsurface Contamination	Number of Samples Per Survey Unit
A	High	31 (1 per each 500 m <sup>2</sup> )
B	Medium	25
C	Low	15

### 排放運河

對沉積物進行採樣，分析放射性的濃度使其滿足土壤 DCGLs，由於排放運河河床底部是碎石(rip-rap)構造，其中有一些相當大的石頭，取樣是在岩石空隙內採樣沉積物，採樣的沉積物檢測到的放射性物質主要是鈷 60。採樣過程中使用可攜式伽瑪能譜系統 (Canberra trade name ISOCS)偵測岩石的放射性核種濃度。使用一台挖掘機，將岩石從運河底部撈起，岩石取出之前在運河水中浸泡洗出沉積物，最後再用消防水帶沖洗，岩石被裝入一個大型自卸車，車上懸掛 ISOCS 系統定位。ISOCS 的軟體被配置為使用卡車的幾何建模。符合 ISOCS 分析結果的限值後，在岩石貯存用作回填材料之前進一步掃描熱點。運河底部的碎石清除後，自運河全長做沉積物取樣，沉積物的放射性核種濃度超過土壤 DCGLs 的地區要做整治，整治到沉積物滿足土壤 DCGLs 為止。

## 現場填埋

CY 在現場有許可的填埋場(landfill)可以處置拆除的混凝土碎片，為了證明填埋場符合廠址關閉外釋標準，進行大規模的調查活動，這活動有以下主要的步驟：

1. 在設施內的土壤已知超過外釋標準的施以整治，並視為放射性廢棄物處置。整治後採樣分析以確認整治完成。
2. 在大規模篩選過程中使用挖掘機和工業用螢幕進行採樣分析。
3. 為了確保符合資源保護和恢復法(RCRA)對石油相關成分的要求，篩選的土壤樣品需實施去除瀝青處理。
4. 完成上述過程和填埋區分類後，地面及地下的最終狀態調查與取樣分析一起進行，確認該地區符合 RCRA 計劃的外釋限制。

## **4.9 地下水的整治**

### 借鏡/建議

- 在電廠運轉過程應進行地下水污染的特性調查，評估是否應採取措施，以減少設施的洩漏和溢出的影響。
- 對於已受污染的地下水現場，範圍及持續時間將擴大污染範圍，使得地下水監測計劃的成本升高。
- 設施洩漏和廢棄物運輸處理及地下水污染的整治，這些處置的成本高達 35 百萬美元。因地下水污染衍生額外土壤的整治成本超過 15 百萬美元。

### 初始地下水特性

在廠區被懷疑是地下水污染的地區確定後，CY 與 CT DEP 合作起動第 1 階段地下水監控計劃，在懷疑的地區設置監測井，監測井分佈於電廠的 3 個地區：

1. 電廠的反應器圍阻體和主要輔助建築物。
2. 半島地區(位於排放運河和康乃狄克河之間)。
3. 填埋區(landfill area)。

取地下水樣本進行分析氚(tritium)、 $\gamma$ 放射性同位素、總 $\alpha$ 及總 $\beta$ 濃度，結果發現氚滲透移動速度最快。圖 4-14 顯示在電廠工業區的水井位置。

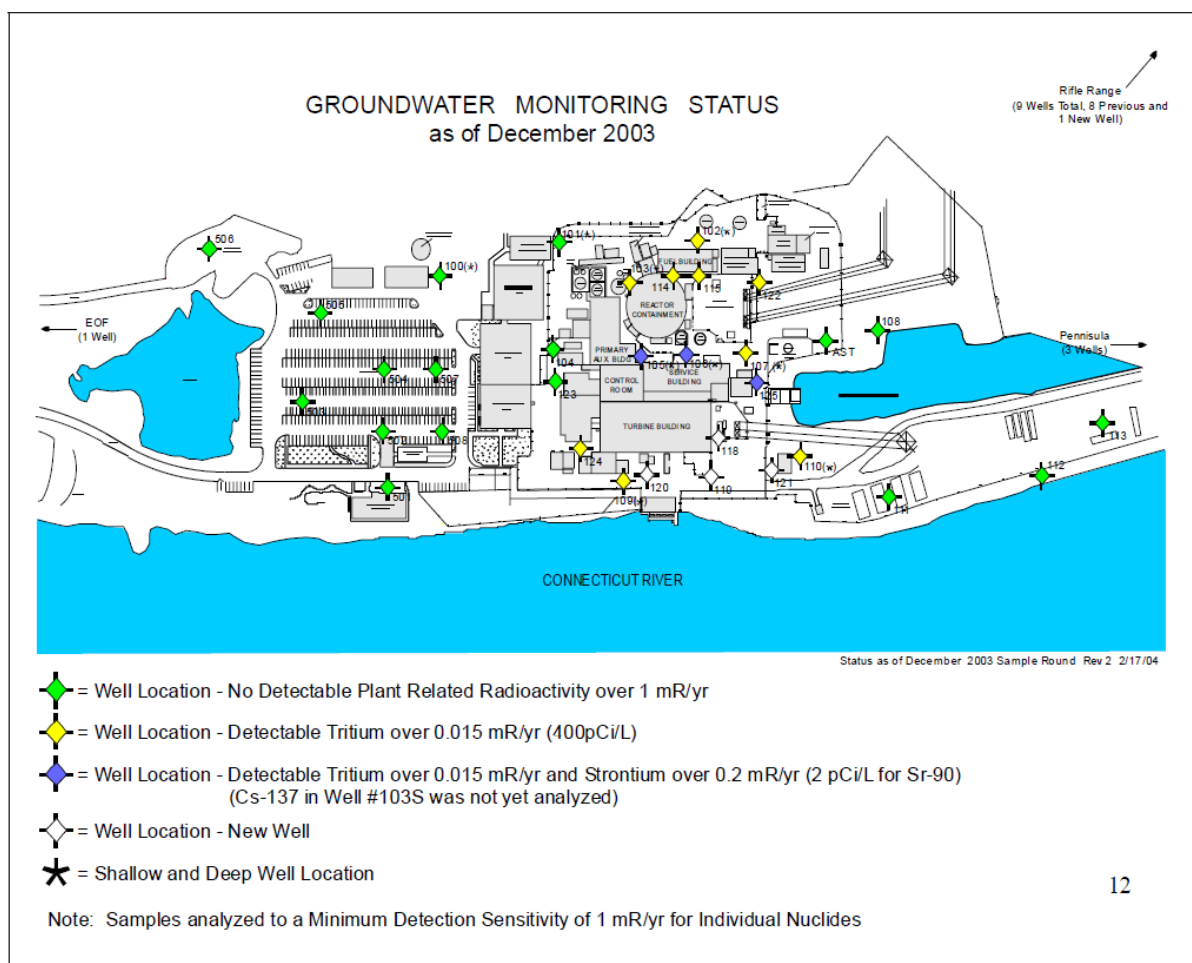


圖 4-14 2003 年 12 月地下水監測狀態

圖 4-15 顯示了在大規模的土壤整治前的氚趨勢。由此可以看出，在最初的幾個採樣週期氚迅速下降。到 2000 年 1 月，大多數監測井的氚已

下降到接近或低於 EPA MCL(EPA Maximum Contaminant Levels MCL)(已知為飲用水標準) 濃度值 20000 PCI/ L (740 貝克/升)。

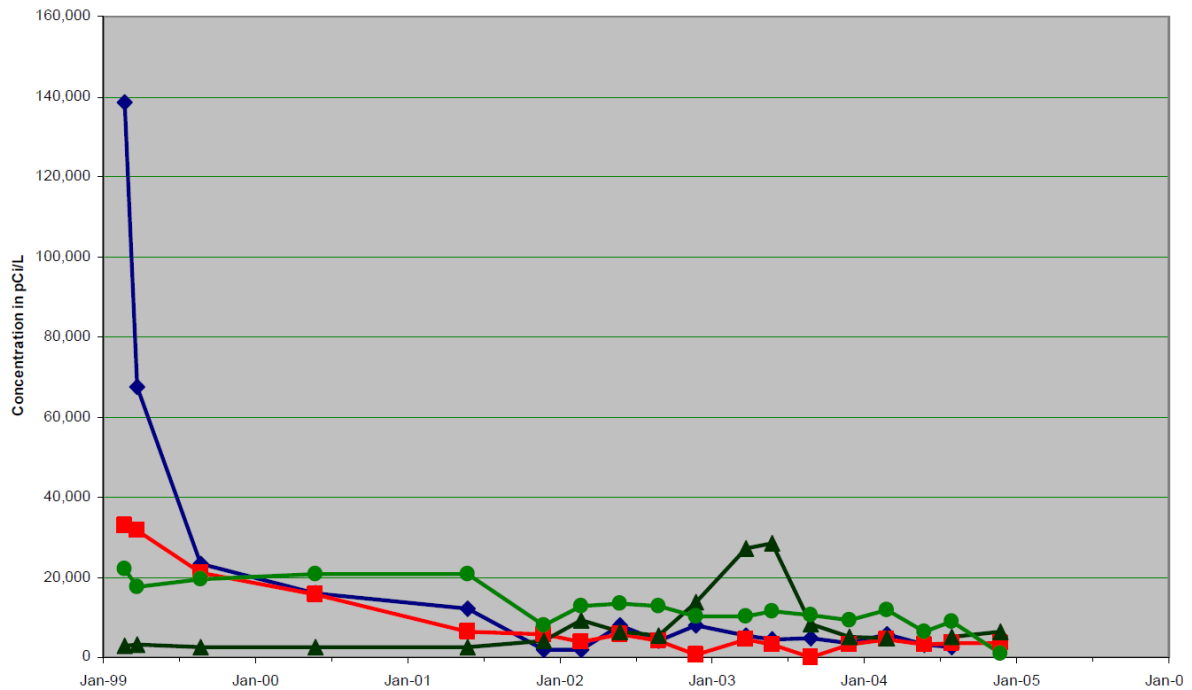


圖 4-15 整治前氚趨勢

### CY 水文地質監測計劃第 2 階段

在最初特性資料收集之後，制定了更精細的地下水監測計劃，CY 再次與 CT DEP 合作，CT 提出 20 種放射性核種的清單，2001 年 6 月開始進行地下水取樣分析，確認這些放射性核種是否存在於地下水中，取樣分析的結果顯示在某些監測井及桶槽區的通過水壓向下坡度(hydraulically downgradient)的區域內放射性核種鋇-90(Sr-90)濃度較大，H-3 的濃度與以往的採樣結果一致，一個更詳細的分析認為 SR-90 地下水濃度的增高與地下水位高度是相關的。由於冬雪在春季時期融化使地下水位上升，污染的土壤與地下水接觸造成 Sr-90 溶出進入地下水中。這種接觸會導致

SR-90 從土壤中溶出。溶出的 Sr-90 通過地下水的流動移動到監測井，在受污染的土壤監測井的向下坡度區域的取樣中被檢測出來。圖 9-3 最左邊的濃度大量減少，這表示廠區的地下水是處在排水的狀態，地下水污染來源的土壤已脫離地下水位沒有相互接觸，結果土壤中的 SR-90 沒有再繼續溶出，因此地下水中的 SR-90 濃度迅速下降。水井抽樣結果的 SR-90 在整治之前的最高濃度位於圖 4-16 所示。

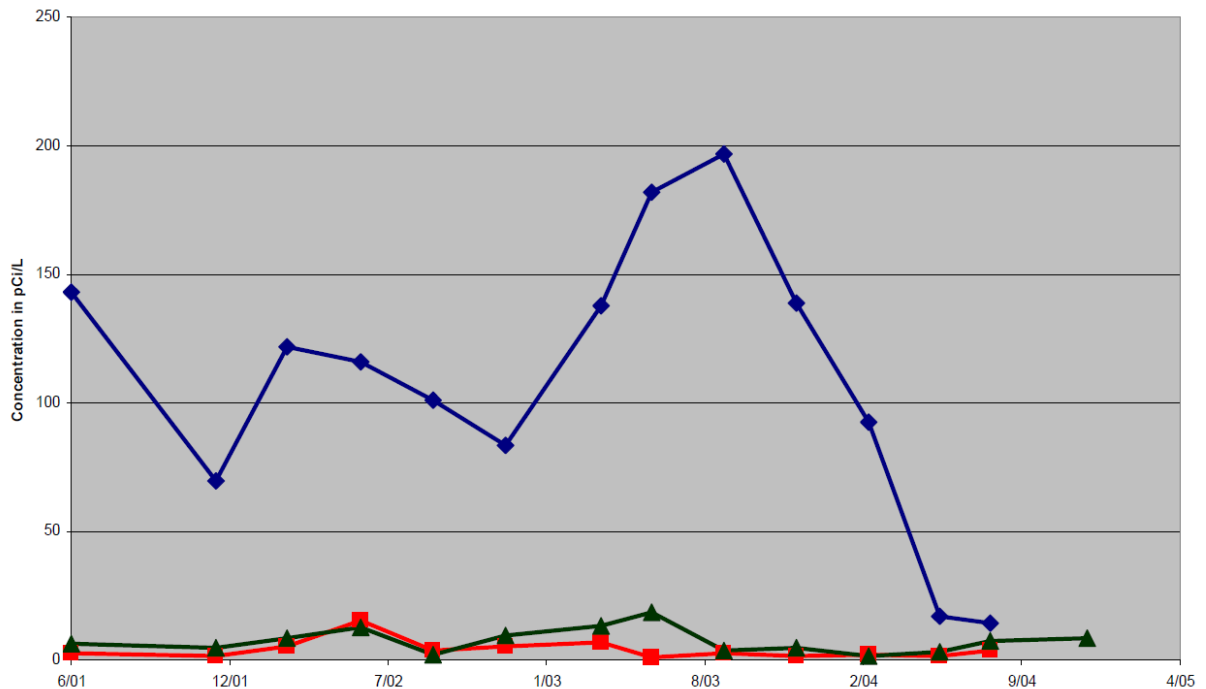


圖 4-16 整治前銻 90 趨勢

### 土壤特性

為了證明這一理論，實施大規模的土壤調查，調查區域約有 200 個採樣的地點，主要是在桶槽區和液壓下降梯度的區域，選擇 1000 個樣本分析。電廠其他地區的土壤也進行分析，某些建築物下的土壤取樣是使用鑽孔機將地板鑽穿取樣。調查的結果，放射性核種濃度最高的地方是在桶槽



區下方。在桶槽區下方的土壤中，不只鈾 90 的濃度高，其他最關注的放射性核種的濃度也是很顯著的。

最高濃度的 SR-90 污染的地點是在地下水中發現，而在這個地點上方土壤中的 SR-90 濃度明顯低於那些在桶槽區土壤中的 SR-90 濃度，這個訊息支持上面所說的鈾 90 運動理論。

## 土壤整治

### PAB 挖掘

為了符合 CY LTP 的承諾，當地下水污染源整治之後需要實施地下水監測，監測期間至少 18 個月(包括兩高水位春季期間)。進行監測之前首先要消除污染源，進行土壤整治以符合美國康乃狄克州的 RSRs 法規，然而要滿足 LTP DCGLs 的要求這還需要額外的土壤移除，圖 4-18 所示需要移除的土壤是相當集中於工業區域。

外面桶槽區的結構拆除是在一個專門建造的大帳篷內在負壓條件下拆除，這防止任何放射性物質釋放到環境中，同時在另一端的主輔助建築物(PAB)也開始開挖，這個開挖被稱為 PAB 挖掘(圖 4-17)，由於大部分內外圍土壤均超過 DCGLs 或地下水的篩選標準，基本上所有的土壤都要移除。



圖 4-17 從西側的 PAB 挖掘

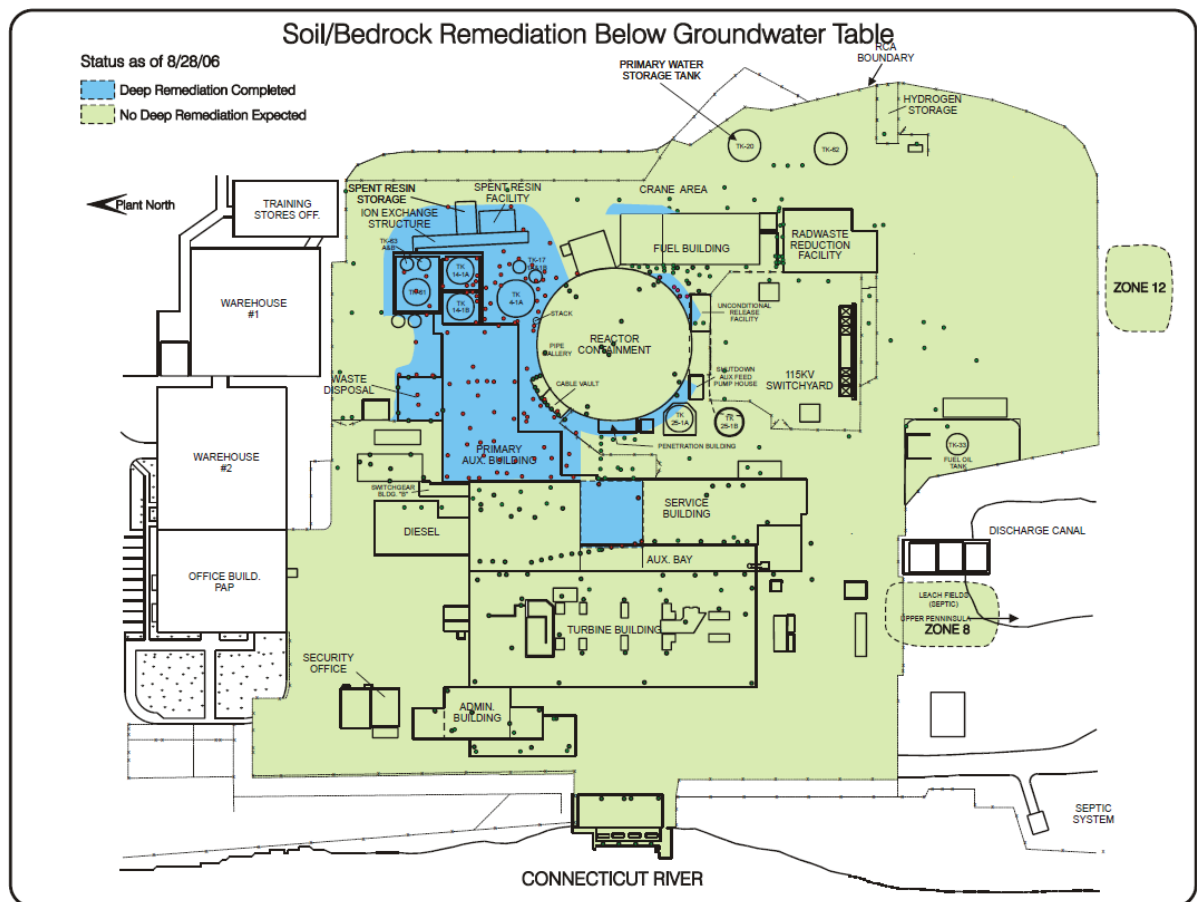


圖 4-18 地下水水位以下的土壤/基岩整治區

### PAB 挖掘的桶槽區部分

最東邊三分之一的 PAB 開挖整治比較困難。因為在爆破建築物過程中使這一區域的岩床出現許多斷裂，由於大部分地下水的滲漏事件發生在這個區域的土壤，當土壤阻礙從洩漏地區離開的放射性核種的運動時，這個區域檢測到的放射性核種的濃度將會很高。

在這一區域的 PAB 開挖，土壤從下方桶槽區區域以真空吸取之後，檢測基岩裂縫中的放射性仍高達 40 mrem/小時（0.4 毫西弗/小時）。用“Hoe-Ram 挖掘機將岩石中的“熱點”打破移除，且當作放射性廢棄物

處置。新暴露的裂縫放射性仍然高至 1 mrem/小時（0.01 毫希/小時）。於是決定對這一區域岩床進行全面調查。全面調查的結果是一個 25 英尺平方深達 16 英尺的岩床區域的土壤需要被移除，以確保地下水不受岩床裂縫中的放射性影響。此岩床區域的整治採用爆破的工法，爆破執行後再調查此區域的放射性。該調查的結果預計地下水濃度將遠低於所有的外釋標準。

### 地下水滲出

西邊的 PAB 開挖調查，發現在該處有地下水滲漏。雖然這地下水濃度遠低於 MCL，但滲漏出的 Sr-90 的濃度卻為 MCL 的 2~3 倍。這表示有另外的污染源將污染物滲漏到開挖區。由於當時正在開展的 PAB 挖掘區是在極端降水狀態，開挖區底部是在康乃狄克河的水平面以下。因此，地下水流向其正常的相反方向（即從河道朝向開挖區）。因此確定鄰近區域排放渠道是最可能滲漏的來源。此訊息顯示土壤的放射性濃度在相對較低的濃度可能會導致地下水濃度超過 MCLS。為了解決這個潛在的問題，額外的土壤特性調查開始對尚未進行取樣的地區及被懷疑次表層污染的地區進行土壤取樣。結果 12 個區域需要進行土壤取樣，取樣使用 GeoProbe 取樣機。

### 其他土壤整治

由區域採樣檢測的資料，確定需要整治的地區，並根據預測的地下水濃度值進行土壤整治。這些區域採樣檢測的資料與表 4-3 所述的限值比較，兩者的差異值即需要整治的部分。表 4-9 顯示 HNP 整治區域的位置，是以開挖編號列出。此外，表 4-9 也列出了挖掘量的大小和推動

整治的法規標準。圖 4-18 顯示所有的土壤和床岩的整治區域是低於地下水水位。

表 4-9 HNP 土壤整治區域

Excavation Number	Volume Removed	Subsurface Soil Location	Contamination Mechanism	Level of Contamination/ Standard Exceeded
1 - North & East Portion	700,000 ft <sup>3</sup> (19,800 m <sup>3</sup> )	Under Outside Tank Farm and Auxiliary Build.	Leakage of Outside Tanks and Through Floor of Aux. Bldg.	Above both DCGLs and Groundwater Screening Levels (MCL)
1 - Southwest Portion	300,000 ft <sup>3</sup> (8,500 m <sup>3</sup> )	Between Aux Bldg and Containment	Conveyed by Groundwater(GW) from the Tank Farm	Below DGCLs but above Groundwater Screening Levels
2	10,000 ft <sup>3</sup> (283 m <sup>3</sup> )	East Side of Discharge Tunnels	Conveyed by Groundwater from the Tank Farm	Below DGCLs but above Groundwater Screening Levels
3	50,000 ft <sup>3</sup> (1,420 m <sup>3</sup> )	Between Fuel Building and Containment	Surface spill and conveyed by GW from Fuel Building Equipment Leakage	Above both DGCLs and Groundwater Screening Levels
4	4,000 ft <sup>3</sup> (113 m <sup>3</sup> )	Under former Control Building	Leakage of Service Water Line	Below DGCLs but above Groundwater Screening Levels
5	2,000 ft <sup>3</sup> (57 m <sup>3</sup> )	East Side of Fuel Building	Source Indeterminate	Above DGCLs & GW Screening Levels
6	85,000 ft <sup>3</sup> (2,410 m <sup>3</sup> )	West Side of Containment	Conveyed by Groundwater(GW) from the Tank Farm	Below DGCLs but above Groundwater Screening Levels
7	2,000 ft <sup>3</sup> (57 m <sup>3</sup> )	End of Storm Drain South of Industrial Area	Spill of radioactive liquid into storm drain in 1989	Above both DGCLs and Groundwater Screening Levels
8	13,000 ft <sup>3</sup> (368 m <sup>3</sup> )	Under Soil Stockpile Area	Conveyed by Surface runoff from RCA	Below DGCLs but above Groundwater Screening Levels
<b>Total Volume Remediated</b>	<b>1,166,000 ft<sup>3</sup> (33,000 m<sup>3</sup>)</b>	<b>Total MCL Driven Volume</b>	<b>412,000 ft<sup>3</sup> (11,700 m<sup>3</sup>)</b>	

表 4-9 顯示移除的土壤總量是 1.17 百萬立方英尺(33,000 立方米)，這些土壤被視為放射性廢棄物處理。由於設施的洩漏和溢出，造成地下

水污染到 CY 工業區的其他地區，在表 9-1 最下一排的整治量表示，要滿足廠址外釋的 MCLs，需要額外移除的部分土壤總量是 412,000 立方英尺（11,700 立方米）。

## 長期地下水監控

### 18 個月地下水監控週期

對於 CY LTP 描述的 18 個月地下水監測期間開始的先決條件是：

- 對需要充分監測的井網(well network)其污染運動的結局(fate)和運輸模型已經確定；
- 由結局(fate)和運輸建模所確定的任何新井已安置完成；
- 現場整治完成，區域回填和終止排水；
- 在監測啟動時地下水已補給到正常水平。

所有這些先決條件都滿足後，2005 年 12 月建立地下水監測計劃並發送給 NRC 審查，在這個月進行第一輪的 LTP 遵守抽樣。若以下的項目達成時即表示符合 LTP 的承諾：

- 至少每季進行取樣至少 18 個月以上
- 監測期間需要包括兩個春季的高水位期
- 抽樣結果必須是趨勢向下或穩定的
- 抽樣結果的最高劑量，必須 $\leq$ CY LTP 遵從方程式所允許的劑量。

在 2005 年 12 月開始監測，最後一輪取樣將發生在 2007 年 6 月，2006 年 3 月和 2007 年是地下水位的兩個高水位期。

使用 CY LTP 地下水 DCGLs，表 4-10 顯示容許的地下水放射性核種的濃度及顯示最高濃度水平 MCLs，表 4-10 還列出 2006 年 6 月 CY 監測井抽樣的最高濃度，在完成影響地下水的重大整治之後，這些

取樣已進行了6個月，自2005年12月起地下水的最高濃度已呈下降趨勢。最高濃度低於MCLS也遠低於地下水的劑量目標2 mrem/年（0.02毫希/年）。圖4-19和圖4-20是包括整治後抽樣結果的氚和SR-90的趨勢圖。預計監測井檢測到的地下水的濃度會比LTP目標值低得多，並持續低於CT DEP的MCL和EPA/NRC的諒解備忘錄(MOU)所要求的限值。

表 4-10 地下水外釋限值與取樣數據的比較

Key Radionuclide	Groundwater Concentration at 2 mrem/yr Target Dose (Using CY LTP)	State of CT RSRs and EPA/NRC MOU (MCLs)	TEDE Dose at MCL Concentrations (Using CY LTP DCGLs)	Highest Groundwater Concentrations – June 2006	Highest Groundwater Concentrations as a % of Most Stringent Limits
H-3	52,160 pCi/L (1,930 Bq/L)	20,000 pCi/L (740 Bq/L)	0.77 mrem/yr (0.007 mSv/yr)	17,300 pCi/L (640 Bq/L)	88 %
Sr-90	20.1 pCi/L (0.74 Bq/L)	8 pCi/L (0.3 Bq/L)	0.8 mrem/yr (0.008 mSv/Yr)	5.4 pCi/L (0.2 Bq/L)	75 %
Cs-137	34.5 pCi/L (1.3 Bq/L)	200 pCi/L (7.4 Bq/L)	11.6 mrem/yr (0.116 mSv/yr)	9.1 pCi/L (0.34 Bq/L)	26 %

\* Highest concentrations occurred in different wells. No “sum of the fractions” for any well exceeded the limit of “1” for the 2 mrem/yr (0.02 mSv/yr) dose or the MCL calculation.

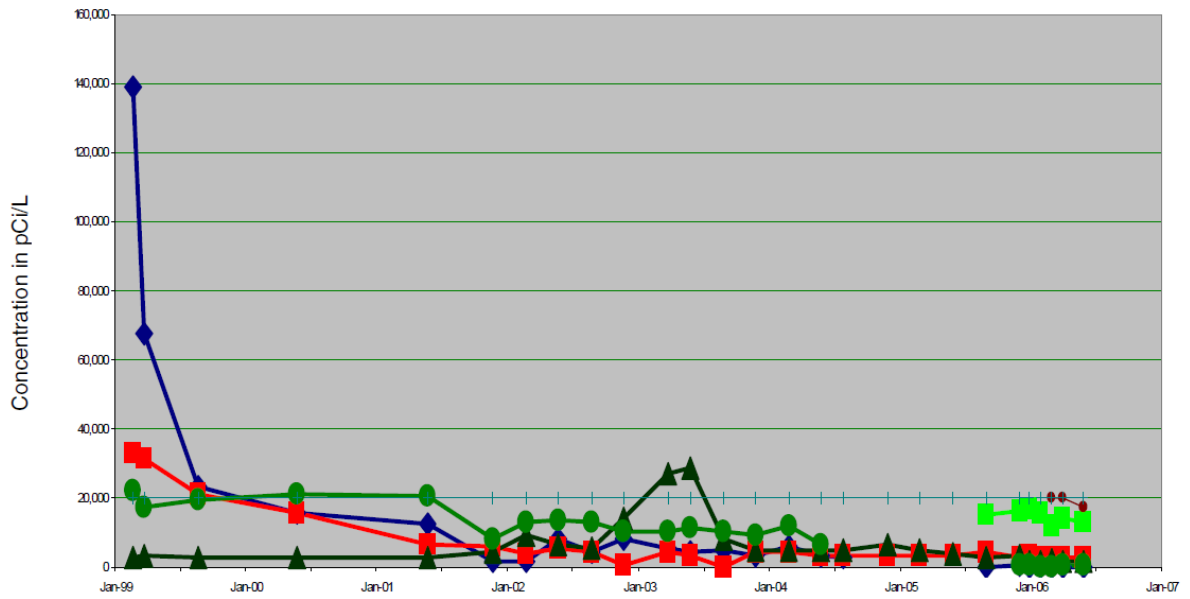


圖 4-19 包括後期整治成果的氙趨勢

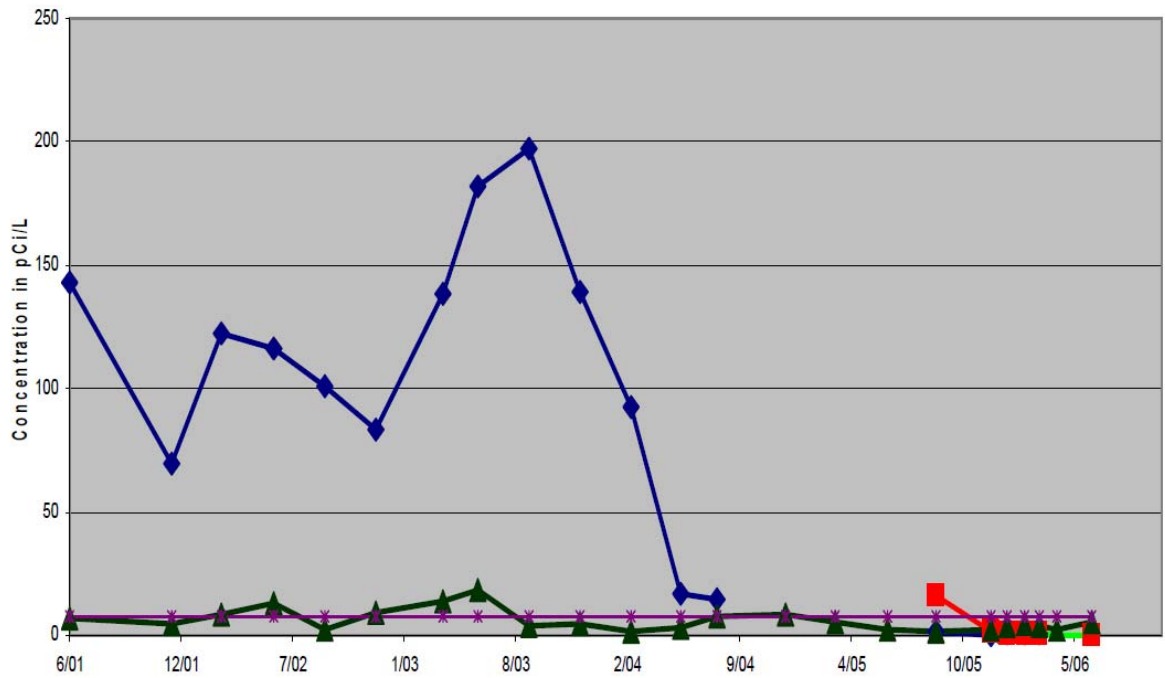


圖 4-20 包括後期整治成果的銻-90 趨勢



#### 4.10 現狀

在提交本報告時的 CY HNP 電廠是處於除役最後階段。截至 2006 年 8 月除役的狀況如下：

- 如前所述，用過核子燃料和超 C 類廢棄物被裝入運送筒，再放入混凝土製造的乾式貯存筒內，在 CY 電廠內的 ISFSI 加以儲存。這個設施包括兩個小型建築，用於支持 ISFSI 操作。

- 在 NRC 運轉執照終止時，留在廠內的所有混凝土基礎和地基，須使用第 8 節所述的 CY LTP 地下室填充模型進行放射性評估。若這些結構的預估劑量是在該介質的目標值之內，則將它們回填。

- 使用第 7 章中討論的方法將圍阻體特定高度以上的建築物加以拆除，所有這些碎片被當成放射性廢棄物處置。

- 位於(發電)工業區的地下結構，如涵洞和暴風雨水渠都被移除。

- 那些廠址上的其他結構（除了那些在 ISFSI 上的結構）及其預期處置如下：

- 一座建築物用於執行放射性廢棄物裝運的建築物，需要進行拆除並以放射性廢棄物加以裝運。

- 工人員使用的兩座建築物和幾個拖車將“自由釋出”，從這些建築物拆除的碎片將送到當地的垃圾填埋場。

- 先前的緊急事件運作設施，這座建築物是“自由釋出”並視為未來業主的財產。

- 525 英畝（213 公頃）廠址中的 320 英畝（130 公頃）已經由 NRC 執照中釋出，但所有權仍然屬於 CYAPCO。

- 當這些地區除役活動完成後，為土地進行最終狀態調查 (FSS)，原定 2006 年底完成除役的實質工作。因此預計這些 FSS 活動將在 2007 年第一季度完成。

- 為期 18 個月的地下水監測期已經完成 6 個月。如在第 9 章的討論，在此期間進行的抽樣結果顯示，由地下水造成的劑量將低於地下水的目標 TEDE 劑量和 EPA MCLs。

- 康乃狄克州的地下水監測將繼續下去，至少到 2008 年或延至 2010 年年底，除非財產轉讓的業主願意承擔地下水監測責任。

## 5 結論與建議

國內核一廠即將除役，而核能電廠設備除役拆除工程是一個十分複雜的系統工程，需要大量的人力、物力與財力，而且工作區域具有較高的輻射。過渡期的活動、除役承包商的選用、用過核子燃料貯存、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、地下水的整治這些議題都是除役的過程中會遭遇到且無可避免的，參考國外核電廠的除役經驗，可供我們借鏡，及早思考會遭遇的技術、法規、人員、財務、分包商等問題，可讓國內的除役工作安全、順利、經濟及高效率地進行。

目前我國核電廠的除役由「核子反應器設施除役許可申請審核辦法」，規範核能電廠除役作業之許可申請。經營者應於核子反應器設施預定永久停止運轉之三年前提出除役計畫，經原能會審查合於規定，發給除役許可後，才可以開始除役作業，除役工作依主管機關核定之除役計畫執行，於25年內完成除役作業。

目前能蒐集到的國外核電廠的除役經驗，以美國 EPRI 出的報告較為完整，其它國家只有零星的資料，但是在法規方面，美國的法規在 1997 年 7 月已修訂規不再需要提出除役計畫書 (Decommissioning Plan)，取而代之的是停機後除役作業報告 (PSDAR)，由於 PSDAR 的內容相較於 DP 不僅較為簡略，且 NRC 收到 PSDAR 90 天以後，持照人就能進行重要項目的除役工作 (不需 NRC 批准)，這是 PSDAR 與 DP 最大的差異。所以在法規上，比較無法參考美國的做法，但除役計畫批准的程序是較為嚴謹的作法，除了美國，日本及德國都採用批准除役計畫的做法，對於國內第一次面對核電廠除役，採用較為嚴謹的作法應是對經營者及主管機關雙方都比較能接

受的作法。而其它技術、人員、財務、分包商等問題 Oyster Creek、Maine Yankee 及 Connecticut Yankee 的報告中都有探討到。

在美國目前已除役完成的核電廠，幾乎都是 PWR 型式的反應器，尚未有大型的 BWR 反應器核電廠完成除役，Oyster Creek 核電廠的反應器型式與核一廠相同，功率也相近（Oyster Creek 620Mwe，核一廠 636Mwe），圍阻體型式 Oyster Creek 及為核一廠均為 Mark I，Oyster Creek 在除役時硬體及技術會遭遇的問題，核一廠幾乎也會遇到，像是，用過核子燃料儲存池 (SFSP) 與反應器相鄰太近的問題，用過核子燃料未移至乾式貯存之前，難以執行反應器壓力容器及其內部組件的切割；原本反應器廠房吊車不具有單一失效保證、反應器廠房吊車能力僅為 100 噸，無法承受乾式存護箱系統之重量 100 噸，因此，電廠需要提昇吊車的能力（核一廠已提昇吊車的能力）等，所以 Oyster Creek 的除役規劃，雖因故沒有實際執行，但其規劃的經驗非常值得核一廠及主管機關參考。

Oyster Creek 計畫管理一開始就先做一些基本假設包括預定停止運轉的日期：2000 年秋天、除役的模式：立即拆除(DECON)；用過核子燃料的儲存：一開始先用溼式再轉換到乾式；廠址外釋標準：除污至允許廠址可無限制的使用；用過核子燃料最終處置：假設 2010 年前，能源部門將不會接管用過核子燃料；低放射性廢棄物的處置：在電廠除役時，低放射性廢棄物處理廠已就緒；人員的安排：將盡最大的可能來雇用 GPU 公司原廠人員、財務的健全：在停止運轉時，除役信託基金足夠除役工作開展等，再以上述的假設發展除役計畫；核一廠的除役計畫也應有相對應的假設情境，做為除役計畫的基礎。

除役計畫規劃上 Oyster Creek 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，除役計畫規劃共更被細分成 52 個獨立計畫。

將除役過程共分為 4 個階段，分別為：第一階段：除役計畫及準備（從啟動計畫至最後一次停止運轉）、第二階段：去污及拆卸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）、第三階段：除污及拆除（硬體除污、拆除及裝運）、第四階段：NRC 廠址外釋及執照終止，以及除役完成後的第四階段後：乾式用過核子燃料貯存。

在各階段有其工作的重點並規劃各項工作，像第一階段主要是各項計畫的規劃、廠址特性調查、及申請執照這些準備工作；第二階段時電廠才真正停止運轉，才能進行運轉系統的特性調查及處置、系統化學除污、石棉去除、電廠修改等進行拆除工作的前置作業；第三階段才進行移除大型組件、除污、ISFSI 設計及建造、傳送用過核子燃料至乾式貯存設施（如果有使用）、處理液體廢棄物的、移除活化混凝土及結構材料等拆除工作；第四階段為廠址勘查（Site Survey）並執行執照終止計畫（License Termination Plan），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。第四階段後為乾式用過核子燃料貯存，期間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。

核一廠的除役計畫規劃上也應分為幾個階段來進行，可以依照目前依美國聯邦法規 10 CFR 50.82 “Termination of License” 的規定，將除役作業分為三個階段，或與 Oyster Creek 一樣，依照本身核電廠除役工作的規劃，分為幾個階段。主要是不同的階段關注的工作重點不同，並有其順序性，有些工作雖可以平行進行，但部分關鍵路徑可能會影響整個除役的時程，以目前核一廠的情況，其關鍵路可能是用過核子燃料乾式貯存，因為核一廠

的用過燃料池位於圍阻體內，隣近 RPV，RPV 及其內部組件切割需考量是否會影響用過燃料池，而且 RPV 及其內部組件切割可能會用到用過燃料池，在用過燃料池內用過核子燃料移出前，RPV 及其內部組件切割可能無法進行，所以，即使建立了用過核子燃料儲存池獨立島區，由於用過核子燃料管理與 RPV 及其內部組件切割兩個除役關鍵活動互相干涉，有可能會影響除役的時程。

在管制程序上，Oyster Creek 申照策略為儘量取得管制上的豁免，目的是為了讓管理者具有靈活性來修改的方案、計劃和程序。根據目前美國的除役法規，是可以解除部份之法規責任：反應器持照人可依據永久停止運轉之相關法規，要求解除下列法規中的部份責任：

- 緊急計畫（10CFR 50.54(g)，Appendix E）
- 運轉人員資格再檢定與人員組織（10 CFR 50.54(i),(j),(k),(l),(m)）
- 廠址現場產物保險（10CFR 50.54(w)）
- 失去所有交流電源（10CFR 50.63）
- 財產保護要求（10CFR 140）
- 安全防護（10CFR 73）

國內主管機關也應思考運轉與除役在管制上的差異，適時地解除核電廠的部分管制，以減輕核電廠人員、財務上的負擔。

在工程及工作程序方面，為了確保在除役時廠址系統所需之合理的設計及修改時間，必需進行設計基礎分析約在最後停止運轉前之 12~24 個月前完成，廠址修改須符合除役需求、設備移除，並能預防或阻止可能的除役事故發生。移除僅限仍在運轉中才會用到的系統，並安裝除役時才會使用到的系統將是規劃時很重要的一個重點。處置大約有 1500 個使用於運轉維護書在除役時是用不到的程序書，主要為確定不需要的程序書、確定新程

序書的使用範圍、確定程序書改變的效用和定義確認程序書效用的審查機制。

Oyster Creek 在 1998 年除役經費預估為 579 百萬美元(約 180 億台幣)，包含 SAFSTOR 情境及用過核子燃料貯存選項(乾式或濕式、廠內或委外)，是委由承包商並送交公用事業委員會(Board of Public Utilities) 預估而得。綜整 Oyster Creek 及其它估算方法，除役一部機組(包含乾式貯存)約需 500 百萬美元，兩部機組約為 1.6~1.8 倍估計，核一廠除役應需 800~900 百萬美元(240~270 億台幣)可能是較為合理的除役經費預估。

Oyster Creek 對於廠址將來的可能用途均須在除役計畫中被考慮；從無限制的至有限制的各種方案均需評估，並考慮碎石化的情境。在第一階段的計畫裡並無包含執照終止與最終狀態的勘察。

Oyster Creek 在廢棄物管理方面進行廠址特性調查以盤查放射性廢棄物及非放射性危害廢棄物，並考量化學除污、液體廢棄物處理及喪失低階放射性廢棄物(LLRW)處理能力、GTCC/高輻射金屬廠址內的貯存能力等各方面的問題，並考量了採用低階放射性廢棄物(LLRW) 代理人的優缺點；用過核子燃料管理方面，則考量包括濕式貯存、廠內乾式貯存、廠外乾式貯存或混合方案。乾式貯存配套則考量了相關問題，像是傳送護箱沈重的負載問題、用過核子燃料貯存池的隔離、破損燃料的處理等問題。

Oyster Creek 對於社區和員工的溝通這方面，由於近三十年，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，將核電廠除役工作的訊息傳達給公眾，由於核電廠除役工作是公眾不熟悉且與社區是息息相關，包括對社區商業的衝擊，增加的交通量，從電廠運出大量材料等等；成立居民工作隊則允許居民取得相關的資訊，方便

於工作的推展。Oyster Creek 電廠的員工經由各種方式可以了解到相關除役的訊息。核一廠進行除役時，如何把相關的訊息公開透明化，讓公眾不會產生疑慮是計畫能否順利進行的一大關鍵，尤其是輻射的劑量、放射性廢棄物的管及用過核子燃料的貯存及處置更需將資訊完全呈現，讓公眾可以放心核一廠的除役。

Maine Yankee 為一個機組 3 迴路壓水反應器(PWR)，額定熱功率為 2700MWt，發電功率為 860MWe；Connecticut Yankee 為 4 迴路閉路循環壓水式核蒸汽供應系統的壓水式反應器(PWR)，額定熱功率 1825 MWt，發電功率 619 MWe；雖然其反應器的型式與核一廠不同，但其除役的成功經驗仍是非常具有參考價值的。

就這兩座核電廠停止運轉，決定除役的原因，一開始都是電廠因為某些因素，需長期停維修，讓營運高層思考是要繼續運轉或進行除役，由於在 1995~1998 年當時原油價格一桶不到 20 美元，核能電廠的營運成本與其相比毫無競爭力，促成這 MY 及 MC 這兩座核電廠提前除役。由於是非計畫性的除役，不足的除役基金如何取得及人力資源的安排等方面需更加謹慎考量。目前國內核一廠應是執照到期的計畫性除役，除役基金應早以妥適地準備，但核二廠有可能因核四運轉而提前除役，需注意除役基金的提撥是否足夠讓核二廠除役順利進行。

在進行核電廠拆除的主要工作前，有許多的準備工作需要進行，這兩座核電廠稱之為過渡期活動，時間在永久停止運轉至除役活動開始期間，在這段期間進行了取照作業、除役承包商的選定、石棉拆除、減少熱點、反應器冷卻系統系統化學除污、廠址及系統的特性調查、Cold and Dark、人力資源轉型、及開始與利害關係人互動等。在 Cold and Dark 中包含了使用過核子燃料池島(Spent Fuel Pool Island, SFPI) 計畫、系統評估與重分類團隊



(System Evaluation and Reclassification Team, SERT)、控制室轉換(Control Room Transition, CRT)，牽涉機械設備、電氣、防火系統的修改，並啟動"橙色計畫"將所有留用的系統以橙色帶子標記，以防人員誤動作。這階段的主要都是低輻射劑量或是無輻射劑的工作，為之後高輻射劑量的主要拆除工作做準備。

除役作業承包商(DOC)這個議題需加以關注，Maine Yankee 追求固定價格合約的除役作業承包商，但因各種因素，此固定價格合約未能成功，低價得標者可能因財務因素而無法履行合約，而原本想轉嫁部分風險給承包商的作法，也會導致承包商提出更多的例外以保護自己；看似對除役核電廠持照者百利而無害的方法，其實是增加承包商的風險與負擔，不可能又降低除役核電廠持照者自身風險又可減少除役經費的花費，所以 Maine Yankee 及 Connecticut Yankee 最後都是自我執行整個計畫管理，再尋找各項工作的分包商。核一廠的除役需正視這個議題，除役仍需核電廠參與管理整個計畫，分包商主要是協助管理及執行的角色，主導權仍要在持照者的手上。

用過核子燃料貯存 Maine Yankee 及 Connecticut Yankee 的做法都是先用溼式貯存一段時間再轉成乾式貯存，主要的考量為剛退出反應爐的用過核子燃料冷卻期大約需要 5 年，所以需建立用過核子燃料儲存池獨立島區，等到燃料發出的衰變熱和它的反應性下降到適當的程度，在乾式貯存筒結構內不會發生燃料危害或到達臨界，才轉移到乾式貯存系統，而使用乾式貯存系統的原因在於可大幅減少維護費用的經濟因素。由於其用過核子燃料儲存池獨立島區，並不在圍阻體內，並且 RPV 及其內部組件切割也不會使用過燃料池，用過核子燃料管理與 RPV 及其內部組件切割兩個除役關鍵活動可以平行進行，所以不會影響整個除役的時程；但核一廠的用過燃料

池位於圍阻體內，隣近 RPV，RPV 及其內部組件切割需考量是否會影響用過燃料池，而且 RPV 及其內部組件切割可能會用到用過燃料池，在用過燃料池內的用過核子燃料移出前，RPV 及其內部組件切割可能無法進行，所以，即使建立了用過核子燃料儲存池獨立島區，由於用過核子燃料管理與 RPV 及其內部組件切割兩個除役關鍵活動互相干涉，有可能會影響除役的時程，需加以注意。

與主管機關和利害關係人的互動包括聯邦能源法規會(Federal Energy Regulatory Commission, FERC)費率案例、ISFSI 保護墊的允許、碎石化除役方法、廠址外釋標準、社區諮詢小組、等議題，Maine Yankee 為例，被聯邦和州政府機關兩者所管制。這些機關和組織包括：

- 美國核管會(U.S. NRC)
- 美國環保局(U.S. EPA)
- 聯邦能源法規會(U.S. FERC)
- 緬因州人事服務部健康工程組(Main Department of Human Services (DHS), Division of Health Engineering)
- 緬因州環境保護部(Main Department of Environmental Protection (DEP))
- 緬因州公眾宣傳辦公室(Main Public Advocates Office)
- 緬因州公眾事業委員會(Main Public Utilities Commission)
- 緬因州核能安全顧問-聯絡政府及議會的 (Main Nuclear Safety Advisor – A liaison to the Governor and the Maine legislature)
- 緬因州放射性廢棄物及除役諮詢委員會(Main Advisory Commission on Radioactive Waste and Decommissioning)

- 緬因州政府技術諮詢小組-提供除役議題獨立評估，並據此向主政者提供意見(Maine Governor's Technical Advisory Panel – Provides independent evaluation of technical decommissioning issues and to advise the Governor accordingly)

除了這些管制機關，還了一些團體介入 Maine Yankee 管制事宜，像是海岸之友(FOTC)—反核污染團體。

相關的主管機關及利益相關者牽連者眾多，所以在台灣，與主管機關及利益關係人的互動不只是台電與原能會雙方，中央相關部會、縣政府相關部門及環保團體等都有關連，以 Connecticut Yankee 廠址外釋標準這個議題，在表 4-3 中，NRC、EPA 及 Connecticut 州政府每個部門其標準都不一，表中 NRC 的標準往往是最寬鬆，而州政府的標準往往是最嚴格，最終協調結果總是取最嚴格的標準。核一廠除役需注意到，是否有其它法規有規定除役廠址外釋土壤及水源的標準，以免只達到原能會法規標準，而沒達到其它中央政府主管機關或是縣政府主管機關的標準，會有法規適用上的爭議。

工程與技術之應用探討主要組件的裝運和處置、壓力容器內部組切割及圍阻體拆除。壓力容器內部組切割是工程與技術之應用的主要重點，兩個電廠都使用磨料水刀進行壓力容器內部組切割，Maine Yankee 由 Rowe 學習到要保持維持水質持續透明。切割方法是內部組件切成較大的部分，且不放入個別的貯存室。對碎片和大破片製造特別運送箱容器。需要切割的數量大幅減少，因此減少碎片和切屑。發展細部 CAD/CAM 的基礎計畫來規劃切割、詳細的工具運動和放置切片進入運送箱。這允許運送箱裝載最佳化，需要較少的切割和切片移動。Connecticut Yankee 的經驗為維持水下切割水質的穩定是非常重要的、需要足夠的切割主軸剛度/穩定性以確保準確

切割、大片的切片能減少切割的長度、距離及時間、在設備被運送到現場之前應進行一次整合性試驗，確保令人滿意的操作。在設備到現場使用被污染之前，全尺寸實體模型測試對設備的“錯誤”(bugs)是比較容易處理的。目前全世界趨勢是朝向機械切割方式，其優點為二次廢棄物較少、水質維持較為容易，缺點為需針對每一個不同零組件設計不同的冶具、結構需具有相當的剛性等。

對於圍阻體拆除，Maine Yankee 及 Connecticut Yankee 的技術及方法完全不同。由於 Maine Yankee 遇到一些工程上的延誤，Maine Yankee 努力彌補某些計畫時程的方法是使用控制爆炸物拆除部分建築物，特別是，標準機械拆除設備（例如破碎機）的拆除無法到達足夠高度，對電廠建築物結構上層/屋頂發生作用。因此 Maine Yankee 使用炸藥拆除汽機廠房、極座標吊車及圍阻體拆除。Connecticut Yankee 圍阻體拆除使用專門的挖掘機裝有撞擊鎚和剪切器，每次下降 10 呎依序圍阻體，拆除花費大約 3 個月完成。以台灣的狀況，能使用炸藥拆除的機會不高，工程延誤時需考量如何加快速度又能讓公眾接受的技術方法。

廠址關閉議題主要為執照終止計畫，Maine Yankee 及 Connecticut Yankee 執照終止計畫為下列材料評估的潛在劑量：污染的地下室表面、埋置的管道、活化的混凝土/鋼筋、地下水、地面水、表層土壤、埋地管道/管路、深層土壤及沉澱前池，每種材料的劑量進行了估計和加總，以確定關鍵群體平均成員的總劑量。

考慮由九種受污染的材料及五種環境介質放射性核種轉移後，確定可能對在地農民傳送的劑量。五種環境介質分別是地下水、表層土壤、深層土壤、地表水、地下層填補。沉澱前池泥沙不會輕易轉換到五個環境介質，所以分開評估。在地農民被選為劑量評估的關鍵群體。

劑量超過標準地的區域需進行整治，Maine Yankee 的圍阻體混凝土及沉澱前池和擴散器都進行整治，Connecticut Yankee 的地下水整治經驗可供未來台灣核電廠除役遇到相同問題的參考。

目前這兩座核電廠皆已完成除役所有工作，僅剩 IFSFI 留存廠址內，等待 DOE 接收核燃料，大部份的廠址皆已外釋。

Maine Yankee 及 Connecticut Yankee 的除役經驗，從過渡期的活動、除役承包商的選用、用過核子燃料貯存、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、地下水的整治這些議題都是將來除役一定會面臨或可能面臨的問題，吸取這兩個核電廠除役經驗，及早思考可能面對的問題，可讓國內的除役工作安全、順利、經濟及高效率地進行。

尤其是其中的”軟領域”，包括利益相關者的互動、與主管機關互動、計畫決定的方法（例如，是否使用除役作業承包商、濕式或乾式的用過核子燃料貯存、或是除役的方法）等在除役中所扮演的角色比”硬領域”不遑多讓，會影響整體除役計畫的有效進行，千萬不要只重視技術方面”硬領域”，而忽略了”軟領域”的影響。

## 參考文獻

1. EPRI, Preparing for Decommissioning The Oyster Creek Experience, 2000
2. EPRI, Maine Yankee Decommissioning Experience Report - Detailed Experiences 1997-2004, 2005
3. EPRI, Connecticut Yankee Decommissioning Experience Report - Detailed Experiences 1996-2006, 2006
4. Central Maine Power (CMP) Economic Study, July 30, 1997, [www.maineyankee.com](http://www.maineyankee.com)
5. Proceedings from American Nuclear Society Winter Meeting – November, 2002
6. FERC Settlement Agreement – Docket Number ER98-570-000, December 31, 1998
7. [www.maineyankee.com](http://www.maineyankee.com)
8. ASLB Settlement Agreement – ASLBP No. 00-780-03-OLA, August 31, 2001
9. Primary meeting minutes from Maine Yankee Community Advisory Panel from August 1997 through June 2004 (Maine Yankee)
10. Maine Yankee Community Advisory Panel Self Assessment Report (Appendix D – Maine Yankee)
11. Maine Yankee newsletter for all on-site personnel, The Look Inside, from September 25, 1997 through September 29, 2004 (Maine Yankee)
12. US NRC Inspection Reports for Maine Yankee from August 1998 through January 2004 (IR 98-04 – 03-03) ([www.nrc.gov](http://www.nrc.gov))
13. EPRI/NEI Decommissioning Workshop 12/97 (TR-110006)

14. EPRI/NEI Decommissioning Workshop 12/98 (TR-111025)
15. EPRI Site Characterization Workshop 12/99 (TR-112876)
16. EPRI Decommissioning Engineering Workshop 10/00 (1001238)
17. EPRI LTP Workshop 10/01 (TR-112871)
18. EPRI/NEI Decommissioning Workshop 4/03 (1008924)
19. EPRI/NEI LTP/Site Release Workshop 9/03
20. Evaluation of RCS Decontamination at Maine Yankee and Connecticut Yankee (TR-112092)
21. Experience and Testing of Application of DfD Process (TR-112877)
22. Decontamination of Reactor Systems and Containment Components (1003026)
23. EPRI Reactor Vessel Segmentation Lessons Learned (1003029)
24. Spent Fuel Pool Cooling and Cleanup Systems Experience at Decommissioning Plants(1003424)
25. Summary of Utility License Termination Documents and Lessons Learned: Summary of License Termination Plans Submitted by Three Nuclear Power Plants (1003426)
26. Capturing Historical Knowledge for Decommissioning of Nuclear Power Plants:
27. Summary of Historical Site Assessments at Eight Decommissioning Plants (1009410)
28. Newsletters from the Decontamination, Decommissioning and Reutilization Division of the American Nuclear Society from October 2000 through October 2004
29. The Decommissioning Handbook, ASME, 2004 NRC SECY 00-0041 Use of Rubblized Concrete Dismantlement to Address 10 CFRPart 20, Subpart E, Radiological Criteria for License Termination

30. MYAPC PSDAR Public Meeting Transcript – November 6, 1997
31. MYAPC PSDAR – August 27, 1997
32. MYAPC Irradiated Fuel Management Plan – July 19, 1999
33. Cumulative Risk Assessment for Backlands Portion of the Maine Yankee Site – August 2004
34. EPRI Report, Maine Yankee Decommissioning - Experience Report, Detailed Experiences 1997 – 2004, Final Report, May 2005.
35. NUREG-0586, “Final Generic Environmental Impact Statement on Decommissioning of Nuclear Facilities,” dated August 1988, USNRC Office of Nuclear Reactor Research.
36. NUREG-1575, “Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM),” dated December 1997.
37. Federal Register, Volume 64, No. 234, dated December 7, 1999, Generic Radionuclide Screening Values.
38. Code of Federal Regulations, Title 10, Part 20.1402, “Radiological Criteria for Unrestricted Use.”
39. Code of Federal Regulations, Title 10, Part 50.82, “Termination of License.”



行政院原子能委員會放射性物料管理局  
委託研究計畫研究報告

核設施拆除方式及技術發展之  
國際資訊研究

計畫編號：102FCMA004

報告編號：102FCMA004-10

執行單位：核能研究所

計畫主持人：周鼎

子項工作負責人：張淑君

報告作者：黃志中、任天熹、楊慶威

報告日期：中華民國 102 年 12 月

[本頁空白]

# **The Research of International Information of Nuclear Facilities Dismantling Methods and Techniques Development**

Jhih-Jhong Huang, Tain-Shi Zen, Ching-Wei Yang

## Abstract

The general scope of dismantling work includes components and structure decontamination / removal, waste packaging, packaging materials transportation, and a regulated disposal facility for disposal. Therefore, the choice of dismantling methods and techniques is also affected by the above-mentioned operations. Not only the techniques but also the impact of the operations-related laws and regulations, as well as public participation must take into consideration.

This report compiled from the management of large components from decommissioning to storage and disposal, dismantling techniques, RPV and its internal components cutting, large tanks removal experience. By this report, the methods and the techniques of dismantling nuclear power plant could be understood more comprehensive.

Keyword: Decommission, Dismantling Methods, Dismantling Techniques

Institute of Nuclear Energy Research

# 核設施拆除方式及技術發展之國際資訊研究

黃志中、任天熹、楊慶威

## 摘 要

廣義的拆除作業其範圍包括：組件和結構的去污/移除、廢棄物包裝、包裝物運送，及在受管制的處置設施中進行處置。因此拆除方式及技術的選用，不僅需考慮上述各項作業技術本身的影響，各項作業相關的法規、公眾的參與等皆需納入考量。

本篇研究報告彙整大型組件從除役到貯存和處置的管理、拆除技術、電廠 RPV 及其內部組件切割、大型桶槽拆除經驗，能更全面地瞭解核設施拆除方式及技術。

關鍵字：除役、拆除方式、拆除技術

核能研究所

# 目 錄

1 前言.....	1
2 大型組件從除役到貯存和處置的管理.....	3
2.1 簡介.....	3
2.2 最近各國在大型組件的管理經驗.....	4
2.3 在管理大型組件技術過程的主要相關行為者.....	16
2.4 相關問題概觀.....	19
2.5 作業的相互依賴性和整體最佳化.....	50
2.6 運轉者和監管機關及社會公眾之間的對話.....	56
3 拆除技術.....	62
3.1 簡介.....	62
3.2 金屬的熱切割技術.....	63
3.3 金屬的機械式切割方法.....	82
3.4 混凝土結構拆除.....	97
3.5 執行拆除技術之經驗回饋.....	109
3.6 機械手拆除技術.....	109
4 反應器內部組件切割經驗.....	115
4.1 簡介.....	115

4.2 反應器內部組件切割經驗 .....	121
4.3 切割技術彙整 .....	188
4.4 爐內組件切割的替代方案-完整處置 .....	191
5 Rancho Seco 電廠反應器爐體切割經驗 .....	194
5.1 簡介 .....	194
5.2 經驗及作法 .....	195
6 大型桶槽拆除 .....	212
6.1 簡介 .....	212
6.2 Trojan 電廠經驗： .....	212
6.3 Rancho Seco 電廠經驗 .....	217
7 結論與建議 .....	221
7.1 大型組件拆除方式 .....	221
7.2 拆除技術 .....	222
7.3 反應器內部組件切割 .....	224
7.4 大型桶槽拆除 .....	227
參考文獻 .....	229

## 附 圖 目 錄

圖 3-1 氧乙炔切割.....	65
圖 3-2 氧-燃料切割的噴嘴（左）空氣（右）水下.....	66
圖 3-3 氧氣噴槍切割.....	67
圖 3-4 電漿火炬(plasma torch).....	69
圖 3-5 電漿火炬切割鋼板.....	69
圖 3-6 氧弧切割設備安裝示意圖.....	71
圖 3-7 MIG/ MAG 銲接示意圖.....	72
圖 3-8 放電加工去除材料示意圖.....	73
圖 3-9 接觸電弧金屬切削（CAMC）工作示意圖.....	74
圖 3-10 接觸電弧金屬切削（CAMC）切割鋼管.....	75
圖 3-11 接觸電弧金屬切削（CAMG）工作示意圖.....	76
圖 3-12 接觸電弧金屬鑽床（CAMD）.....	77
圖 3-13 雷射切割頭工作示意圖.....	81
圖 3-14 油壓撐開器破壞石墨.....	83
圖 3-15 （左）油壓剪（右）油壓撐開器.....	84
圖 3-16 (1)鋼絲鋸;(2)弓鋸;(3)帶鋸;(4)圓盤鋸;(5)鑽石索鋸.....	86
圖 3-17 切割用砂輪機.....	87

圖 3-18 爆炸切割鋼管 .....	88
圖 3-19 軌道切割機切斷鋼管 .....	89
圖 3-20 軌道切割機用於輻射區切斷鋼管 .....	90
圖 3-21 (左)磨料注入水刀；(右)磨料懸浮水刀 .....	92
圖 3-22 磨料水刀與磨料懸浮水刀的特性 .....	94
圖 3-23 Bristar 化合物與裂石範例.....	100
圖 3-24 鑽石索鋸設備架設與鑽石索 .....	101
圖 3-25 遙控的反鏟式衝擊錘 .....	107
圖 3-26 機械手攜帶電漿火炬切割鋼板 .....	112
圖 3-27 機械手攜帶圓盤鋸切割鋼板 .....	113
圖 3-28 用於除役之桅杆式機械手 .....	113
圖 3-29 雙臂式機械手.....	114
圖 4-1 典型的 PWR 反應器壓力槽.....	118
圖 4-2 典型的爐心擋板組件(Core Baffle Assembly).....	118
圖 4-3 Connecticut Yankee 爐心擋板組件 .....	119
圖 4-4 較低的內部組件座落限制結構上 .....	130
圖 4-5 CY 水下過濾系統.....	138
圖 4-6 Grant Machine 組裝結構 .....	141



圖 4-7 Grant Machine 清理爐穴 .....	142
圖 4-8 反應器壓力槽處置時的內部結構 .....	142
圖 4-9 GTCC 切片之運送及包裝(Yankee 切割概述) .....	146
圖 4-10 協助內部組件舉升及定位的吊舉設備 .....	148
圖 4-11 主要限制結構的下檔板.....	149
圖 4-12 固體廢料收集系統(SWCS).....	150
圖 4-13 固體廢料收集系統安裝於爐穴的部分 .....	151
圖 4-14 典型磨料水刀切割系統 .....	163
圖 4-15 工作控制中心.....	166
圖 4-16 機械手駕駛台.....	166
圖 4-17 SONGS 1 水質淨化系統 .....	168
圖 4-18 淨化過濾器.....	169
圖 4-19 A-43 高完整性容器(High Integrity Container, HIC) .....	172
圖 4-20 往復式工具機(RMT)概念圖 .....	179
圖 4-21 環形液壓操作切割設備(CHORCE)概念圖 .....	179
圖 4-22 螺栓銑削刀具(BMT)概念圖 .....	180
圖 4-23 往復式工具機實物模型測試 .....	181
圖 4-24 冰鋸概念圖.....	187

圖 5-1 RPV 爐體.....	198
圖 5-2 RPV 爐體切割設備示意圖.....	203
圖 5-3 上法蘭切割.....	205
圖 5-4 爐體腰帶部位切割 .....	205
圖 5-5 RPV 爐體切割結果示意.....	205
圖 5-6 RPV 爐體其他部位切割件廢棄物包裝與運輸 .....	209
圖 6-1 由上往下切割，採用火炬切割 .....	215
圖 6-2 一次側爐水儲存槽拆除作業 .....	216
圖 6-3 燃料裝填水儲存槽拆除作業 .....	217
圖 6-4 管路圓周切割機.....	219
圖 6-5 桶槽縱切鋸.....	219

## 附表目錄

表 2-1 大型組件不同運輸方法的優點與缺點 .....	37
表 2-2 評估矩陣考慮不同階段/過程的主要議題 .....	52
表 2-3 可能出現情境的評估框格 .....	55
表 3-1 氧-燃料切割的相關性能參數 .....	65
表 3-2 氧氣噴槍切割的相關性能參數 .....	67
表 3-3 電漿切割的相關性能參數 .....	68
表 3-4 氧弧切割的相關性能參數 .....	70
表 3-5 電弧水刀切割的相關性能參數 .....	72
表 3-6 接觸電弧金屬切割的相關性能參數 .....	74
表 3-7 接觸電弧金屬研磨的相關性能參數 .....	76
表 3-8 接觸電弧金屬鑽床的相關性能參數 .....	77
表 3-9 雷射切割的相關性能參數 .....	81
表 3-10 水刀技術的優點 .....	94
表 3-11 VAK KAHL 的切削參數 .....	96
表 4-1 反應器內件組件切割經驗 .....	120
表 4-2 反應器組件特性彙整 .....	158

表 4-3 AWJ 廢料顆粒特性.....	167
表 4-4 Songs Unit 1 反應器內部切割專案的主要成就.....	171
表 4-5 Songs Unit 1 水質淨化系統廢料量.....	173
表 4-6 熱屏蔽模型實施冷測試之切割比較.....	186
表 4-7 切割技術彙整.....	189
表 4-8 各個電廠切割專案統計比較.....	190
表 5-1 Rancho Seco 電廠基本資料.....	195
表 5-2 RPV 爐體(SA-533)輻射特性調查結果.....	199
表 5-3 RPV 爐體不銹鋼 Cladding 輻射特性調查結果.....	199
表 5-4 磨料水刀(AWJ)技術評估.....	201
表 5-5 爐體切割件物理數據.....	206
表 5-6 爐體腰帶部位切割件廢棄物包裝與運輸.....	207
表 5-7 RPV 爐體切割重要里程碑.....	210

# 1 前言

原子能委員會於民國九十二年八月頒布「核子反應器設施管制法施行細則」，並於民國九十三年七月發布「核子反應器設施除役許可申請審核辦法」，明定核子反應器設施除役申請應檢具之申請資料及除役計畫應包括之事項。我國完整的核能電廠除役審查技術，包括除役計畫書導則，除役計畫審查規範，以及除役相關程序中各項技術，如拆除技術、除污技術、廢棄物管理、輻射劑量評估等的審查能力，則有待進一步建立。本計畫之目的為深入研究除役中各項相關專業技術，使我國核子反應器除役計畫得以落實，且經由縝密之規劃，確保我國核設施除役工作進行之安全及順利。

102 年「精進放射性物料安全管制技術發展」計畫，分項計畫「用過核子燃料及放射性物料安全管制技術發展」，子項計畫「核子反應器設施除役技術研究」其中之一的項目「拆除方式及技術發展之國際資訊研究」，主要工作為蒐集各國核子反應器目前已除役或正在除役所採用一般金屬、一般混凝土、反應器壓力容器(RPV)及生物屏蔽拆除方式及技術，考量輻防安全及工業安全，配合除污程序、廢棄物管理、及減廢需求，以建立最適化拆除程序為訴求，建立拆除技術審查能力。

本篇報告為蒐集 Dismantling Techniques, Decontamination Techniques, Dissemination of Best Practice, Experience and Know-how, Final Report, June 2009、Decommissioning Technology Experience Reports, EPRI, Palo Alto, CA:2000, 1000884、Rancho Seco Reactor Vessel Segmentation Experience Report, EPRI 1015501, 2008.、Decommissioning: Reactor Pressure Vessel Internals Segmentation, EPRI 1003029, 2001.、. Reactor Internals

Segmentation Experience Report: Detailed Experiences 1993—2006, EPRI 1015122, 2007. 、 The Management of Large Components from Decommissioning to Storage and Disposal, OECD NEA/RWM/R September 2012 等電廠除役拆除技術、經驗相關研究報告，經研讀後彙整成此報告。

廣義的拆除作業其範圍包括：組件和結構的去污/移除、廢棄物包裝、包裝物運送，及在受管制的處置設施中進行處置。因此拆除方式及技術的選用，不僅需考慮上述各項作業技術本身的影響，各項作業相關的法規、公眾的參與等皆需納入考量，本報告彙整大型組件從除役到貯存和處置的管理、拆除技術、電廠 RPV 及其內部組件切割、大型桶槽拆除經驗，能更全面地瞭解核設施拆除方式及技術。

## 2 大型組件從除役到貯存和處置的管理

### 2.1 簡介

本章節主要是參考「The Management of Large Components from Decommissioning to Storage and Disposal」，這份報告主要是敘述核設施大型組件從除役到貯存和處置的管理，其中涉及拆除方式（切割、大塊切割或單一組件處置）的選擇之相關研究。

在核設施除役作業或在運轉中核設施的維護作業時，拆除組件可以切割（例如，減少尺寸），以便把切割件放置在標準的容器中，或當作單一個或多個大型組件處理或運送至處置設施。在大多數國家，已採用上述兩個選項，並有成熟的核子規劃經驗。導致如此決定的考慮因素和標準是多方面的，既包括法律和監管方面，尤其是處理、運輸、處置和廢棄物接收標準（WAC），以及運輸容器和劑量限制的可用性和可接受性。

最終管理的取捨可能不僅依除役的實體來選擇。在任何情況下，會產生放射性廢棄物而需要透過一系列的作業的處理，包括拆除、固化、萃取、短期或長期貯存、運輸條件、運輸目的地的廢棄物管理設施可能是貯存設施、處理設施或處置設施。

不同的參與者扮演重要的角色，在整個過程中選擇最相關的管理選項，因為單一組件的選項未必是最適合拆除過程中的每一個階段。例如，如果拆除大型組件引發了非常複雜的運輸問題，可能是優先選擇切割組件成為更小的切割件，在某些情況下，大型組件的處置也可能會產生貯存庫無法接受或低於貯存庫最佳的能力。基於如此的原因，整個規劃需要整合。建議大型組件的管理選項應在核電廠的除役計劃中加以描述，並應解

釋為什麼選擇一個特定的選項。在選擇建議選項，除役組織需要考慮到各別的需求，不僅是廢棄物運輸和貯存庫運作，也與安全及交通運輸主管部門相關。

此研究報告的目的為：

- 提供不同參與各方一個基礎，由各方的觀點，在最相關的管理選項達成交集
- 確定應評估哪些標準，才能瞭解這種關聯性。
- 促成溝通工具，由不同國家處理此一問題，從其經驗中獲得的效益。

目的為提供了一個工具，用於評估機構（例如，監管機關）和利益關係者（公眾），以及所有有關各方之間的對話，提供了一個工具，才能瞭解到給定的管理選項的優點和缺點。

因此，此技術導則所提倡整合的方法，包括所有參與者（如：除役者、監管機關、公眾、廢棄物管理機構、運輸業者、廢棄物所有者等）的利益。它的目的是幫助審查利害關係的問題，透過逐步的方式，說明所有的中間步驟，如處理和檢整、交通運輸及相關決策參數，以決定根據給定的情況下潛在的管理路徑的整體相關性的。

## **2.2 最近各國在大型組件的管理經驗**

### **2.2.1 整體概述**

在不同的國家“大型組件”的含義可能有極大的不同，無論是體積還是重量方面。例如，在瑞典，此名詞用於無法由 20 英尺的容器來運送或重量超過 20 噸。為了提供一個共同的定義，適用於所有國家，任何大型組件在此將認定為核設施的任何部分不經切割而拆除，由裝進非



標準的包裝容器來處置或貯存；由於它的重量，體積或放射性污染的程度，由當地監管機關需要特別考量。這意味著，由運轉廠商管理運輸、貯存或處理過程的相關標準不作任何修改，無法適用於大型組件。

顯然，“非標準的包裝容器”的概念是相對的，只有的在單一國家的規模下是有效的，這取決於所涉及設施的許可架構，如果該許可架構的持續發展，它可能會隨時間而改變。一般來說，涉及的組件，像是蒸汽產生器、調壓器、反應器容器和反應器蓋板、或運輸鋼筒。

管理大型廢棄組件的方法會引起廣泛的興趣，尤其是核設施運轉廠商、除役組織、廢棄物運輸和廢棄物管理機構，以及安全監管部門和其他國家機關。各國已成功進行管理和處置大型組件，並積累經驗，提供最佳化這些決定的基礎。

### 2.2.2 各國最近的經驗

本章針對各國特定的大型組件，提供近期各國的管理經驗簡介。

#### 西班牙

在西班牙，大型組件管理的最佳化準則包括安全、技術、廢棄物管理、社會政治、監管和經濟問題。整體而言，最佳化必須處理之後的廢棄物管理運作，不同拆除選項（例如，拆除組件、可以是完整的組件或大塊拆解）的影響。特別重要的像是需要開發新的廢棄物容器（以及處理場所對其接受度）、組件拆除移出路徑、預期的去污作業的範圍（在廠址內或廠址外）、運送數量和類型等各方面。

西班牙放射性廢棄物局（ENRESA – Empresa Nacional de Residuos Radioactivos）目前所追求的是除役和廢棄物管理最佳化整合的方法，因此涉及與利害相關各方的溝通。最終，監管部門核准選定的管理選項

是必要的，作為任何特定的核設施的整體除役計劃的審查過程的一部分。大型組件的管理研究已經在 José Cabrera Nuclear Power Plant (NPP) 核電廠實行，並在未來將在其他核電廠除役時實行。

## 比利時

比利時管理大型組件的策略，以 10 MWe BR3 壓水式反應器(PWR) 在原廠址上切割作業的除役為基礎。在原場址上切割的程度取決於每一個大型組件選擇的運輸路程可接受標準。

對於活化的組件（例如，熱屏蔽層、壓力容器、內部組件），大量使用遙控水下切割、機械鋸（例如，帶鋸和圓鋸）與作為支援或直接用於特殊任務的熱切割技術（如電漿火炬、放電機械加工 [EDM]）。活化的組件必須當作放射性廢棄物處置。國家放射性廢棄物及濃縮易裂材料管理局(ONDRAF/NIRAS – Organisme national des déchets radioactifs et des matières fissiles enrichies)接受的標準包件為 200-L 或 400-L 的圓桶。如此的選擇，需要切割組件至每片的最大長度為~500 mm，最大重量為 560 公斤。包裝後，活化組件限制於水泥砂漿中，可以保存在貯存場所。最後，水泥砂漿包裝件將置於外包裝中，然後送到地質處置設施。

大型污染組件，像是壓力調節器、蒸汽產生器首先使用內循環製程來除污(氧化鈾金屬除污 Metal Decontamination by Oxidation with Cerium – MEDOC)，然後採用高壓水刀和鑽石索鋸切割成大塊。使用鑽石索鋸切割蒸汽產生器管束。經過除污、組件切割，以證明其遵守解除管制標準。

## 瑞典

在瑞典，Barsebäck Kraft AB (BKAB) 審查 Barsebäck 兩個關閉的反應器 (615-MWe BWR) 以反應器的壓力容器作為單一大型組件拆除的選項，並已提出結論給瑞典核能燃料和廢棄物管理公司 (SKB)。該選項包括一個平行的研究：SKB 研究擴充 SFR 的低階、中階放射性廢棄物貯存庫，以容納除役廢棄物，包括處置大型組件和中期貯存長半衰期的運轉和除役廢棄物。SKB 也在進行淺層處置極低階廢棄物 (VLLW) 和長半衰期組件的中期地表貯存的可行性研究。所有長半衰期的廢棄物最終處置地下處置庫計劃在 2045 年放置組件。

BKAB 考慮的問題是壓力容器其內部組件是取出還是保留的影響，因此在運輸過程中需要額外的屏蔽和特殊措施以固定內部組件。不同選擇的輻射和非輻射的風險是重要的考慮因素。很顯然，在拆除一個單一大型組件的壓力容器和其內部組件，在未來長期性廢棄物地質處置庫處置前（目前計劃在 2045 年開始營運），需先有一段中期貯存的。預期此選項是非常昂貴的，更有可能的是，由於地質處置可能相對高的成本，SFR 將採納基於放置壓力容器的這種方法（除去其內部組件）。

至於運輸，大多數反應器壓力容器 (RPV) 需要反應器壓力容器可直接上下船，最大的 Oskarshamn 3 及 Forsmark 3，則需要通過駁船運輸。在這兩種情況下，將需要新的交通法規用於壓力容器及其內部組件的運輸。假設沒有活化的內部組件，有可能按照國際原子能機構 (IAEA) 現行規定運輸 RPV，但需依據特殊的安排。

大型組件運送已在瑞典成功進行（例如，壓水式蒸汽產生器和沸水式蒸汽渦輪機，從 NPP 廠址至 Studsvik 除污、減量和外釋作為無限制使用的材料）。

## 德國

在德國，一個新興的除役做法為完整地拆除（不切割）大型組件並運送到臨時貯存設施。之後，組件被放置在貯存設施並允許放射性衰變，通常等到不需使用遙控技術就可進行切割，因此提供了材料清除和重複使用更大的可能性，而不是送去處置。需要臨時貯存設施是一個重要因素，需要很大的投資成本，因為這些設施可能要在相當長的一段時間內保持運轉。在關於貯存適當的時期後的任何後續切割，必須確保任何可能產生的放射性廢棄物將送到貯存場。目前設想的 RPV 處置的臨時貯存設施位於 Lubmin（德國）（ZLN）將切割後存放更長時間，然後放置於標準的廢棄物容器內，存放在 Konrad 貯存場，因為它不是專為設計給大型零部件的處置。

以下為德國大型組件拆除的一些案例：

在 2007 年 10 月，未切割的 RPV 從 Rheinberg 的核電廠運送到 Lubmin（德國）（ZLN）臨時貯存設施在。此外，2007 年 11 月（1 號和 2 號機組）2009 年 9 月（3 號和 4 號機組），Greifswald 核電廠完整的 RPV 運送到附近的 ZLN。ZLN 是一個大型的儲設施存（測量為長 240m、寬 140m、建築高度 18m）用於貯存用過核燃料和放射性物料（無論是已處理或大型組件的形式），及作為處理放射性物質（例如，切割技術）基礎設施。除去大型組件的另一個例子為位於 Jülich（Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor - AVR）高溫反應爐。從輻射防護的角度來看，在今天的安裝位置拆除反應爐桶槽，將可能需花費不合理的努力。因此，為了固定污染和內部結構的穩定，在 2008 年 11 月 AVR 反應槽填充了輕質混凝土。計劃由反應爐廠房吊運出完整的反應槽（重約 2000 Ton，高約 26m），並貯存在附近的一個臨時貯存設施。讓貯存的組件衰減約 30 至 60 年，此計劃是為了延長貯存設施和裝備所需技術

的基礎設施來切割反應槽成碎片，以滿足監管處置場廢棄物接收要求。該設施的運營商已經證明，藉由示範的原型概念，之後切割安全和輻射防護方面的技術選擇。

在 2007 年和 2008 年，德國授權涉及透過公路和鐵路以及海運和國內水道的幾個大型組件運送。在一般情況下，需要兩個同意書：基於危險品法規的一個特殊協議（聯邦輻射防護局所負責（Bundesamt für Strahlenschutz - BfS），及輻射防護法規的許可證（這是各州當局或聯邦鐵路管理局（Eisenbahn Bundesamt - EBA）所負責）。

### 美國

美國核管理委會（USNRC）定義了“大型組件”包括反應器壓力容器及爐頂、蒸汽產生器、壓力調節器、飼水加熱器、汽輪機轉子。在一般情況下，在國內處置一個單件的 RPV 是首選的管理解決方案，並有一些壓力容器已經安置在最終處置設施。在最近的兩個除役計畫，Shippingport 和 Trojan，內部組件保留在壓力容器內，由輕質混凝土所包圍。這種方法的基礎為人為的潛在入侵的風險小，整體廢棄物包件可能避免被列為 GTCC。應注意，被穩定在混凝土內之前，內部組件需進行除污。

重要的監管問題是廢棄物分類及運輸：在確定適當的廢棄物分類，除了在故意稀釋的情況下，USNRC 不允許體積平均。由於路程很長，通常存在風險及不同的地方交通運輸主管部門複雜的參與，以獲得移動的同意，Trojan 的 RPV 藉由鐵路和駁船移動，因此涉及哥倫比亞河大約 300 英里（500 公里）的旅程。

由美國能源部（USDOE）負責拆除大型組件的一個例子是位於美國能源部的 Savannah River Site（SRS），Aiken, South Carolina 重水組件

試驗反應器（HWCTR）的除役。為了確定除役過程是最佳的，正在研究四個除役可採用的方案。這些替代方案包括拆除、局部的和臨時的安全貯存、保留以利於重新使用及長期封存。進行評估環境、風險、效益、便於實施和成本的潛在影響後，選擇直接拆除。直接拆除也是最相容未來場址財產重新使用計劃的選項，因為將場址恢復到其原始狀態。

HWCTR 是一個拆除大型組件很好的範例。為了除去反應器中的 87 噸的圓頂，三個提升吊耳，附加在其表面上，焊接火炬切割其上半部。使用 200 英尺起重懸臂的 660 噸起重機，吊運巨大的圓頂離開其底座。圓頂被安置在地面，被切成小塊，並在核准的掩埋設施中處置。拆除圓頂可便利拆除兩個 21 噸的蒸汽產生器和一次吊運一個之前已拆除燃料的 110 噸的反應器壓力容器。拆除發電機和反應器之前，進行管道切割和運輸準備不減少其大小。一旦這些組件水平地放置，他們也安全地埋在 SRS 現場的掩埋設施。場址內處置設施的可利用性和具有說服力的證明，透過遷移地下水分析顯示，不需減少大小，現場處置符合監管所採用的防護廢棄物接收標準。此外，清空 HWCTR 蒸汽產生器 RPV 設施，拆除周圍 29 英尺圓柱形基地，地下部分的建築灌漿長期封存。

在美國能源部的設施中拆除大型組件的另一個例子是坐落於美國能源部的愛達荷國家實驗室（DOE's Idaho National Laboratory, INL），Idaho Fall, Idaho（見附件圖 6a）工程試驗堆（ETR）的除役。一旦建築結構被拆除，已移除燃料的 82 噸 RPV 當作單獨的組件吊運，作為一個組件在 INL 場址內的處置設施處置。與 SRS 的 HWCTR 一樣，清空 RPV 後 ETR 設施的空隙灌漿封裝。

## 法國

國家放射性材料和廢棄物管理計劃(Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs – PNGMDR)的目的是要找出所有放射性廢棄物和物料的長期管理解決方案，包括拆除廢棄物。該計劃提供方法，以確保整體廢棄物管理計劃和最佳化個別廢棄物管理步驟-包括貯存的一致性。通常，優先處置再利用和再循環的廢棄物，並且運營商都遵循一個提前拆除策略，遵守廢棄物管理場地的可用性。

然而，部分設施可能會產生、可能已經被活化或可能或被放射性物質污染的廢棄物，要求他們加強可追溯性管理，法國有一個具體的監管框架。因此，執行廢棄物分區來區隔設施的核廢料（放射性的或潛在的放射性廢棄物）的部分與傳統的廢棄物（沒有污染或激活的可能性）的部分。

PNGMDR 反映優先的需求為減少要處置廢棄物的體積，並給予國家處置設施的使用最佳化的需求及不同的廢棄物管理步驟的一個整體一致的方法。考量實現這種等級的最佳化，技術選項包括回收鋼鐵和混凝土、除污程序和處置大型組件議題等。

從 Chooz A 核電廠使用多標準分析技術，法國電力公司（EDF）已考量蒸汽產生器、反應器壓力容器的長期管理的選項。對於蒸汽產生器，參考選項涉及從低階廢棄物（LLW）到超低階廢棄物 VLLW 不予分類，當成一個單一組件的加以處置，比較的選項涉及切割（即熱切割牆壁和機械切割管束）。前者參考選項與後者相比，不僅需要一個更高等級的除污，還需要一個由法國放射性廢棄物管理機構(French Radioactive Waste Management Agency, Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs – ANDRA)進行的平行研究，以確認該蒸汽產生器單一組件在 VLLW 貯存場處置是可行的。選定參考選項來實施，因為

在職業的劑量、拆除時間、廢棄物量和除役成本有顯著的利益，儘管除役成本這個因素因處置成本增加而平衡。

對於壓力容器，切割-除了容器頂部及容器底部外，與單一組件拆除比較。這是假設至少保留活化的內部組件在壓力容器中，而其他的將被放置在臨時貯存場。應當指出的是，在法國，壓力容器的頂部和底部，原則上當作 LLW 處置，但壓力容器內部組件則不是，只有地質處置是合法的。雖然許多因素有利於蒸汽產生器為單一組件來處置，例如，假定內部的  $\alpha$  污染水準，由於潛在的人員入侵的風險，所以很難證明能在 ANDRA LLW 貯存庫處置。由於需要時間進行更廣泛的內部組件特性調查，切割選項是第一選項。

Andra 處置設施的安全報告和一般運行規則已經包含了某些類型的大型組件的處置，ANDRA 的 Centre de l'Aube (LLW) 在已經接收有限數量的壓水式壓力容器頂部，Morvilliers (VLLW) 已經接收金屬混凝土塊（重量可達 24 噸）。已估計未來的 20 年，盤點大型組件可能需要處置分別為 LLW 2,500 立方米和 VLLW 的 11 萬立方米。計劃尋求法國核安全管理局（French Nuclear Safety Authority, Autorité de sûreté nucléaire – ASN）的通用授權對設施為了方便處置大型組件任何的變更，包括經修訂的 Centre de l'Aube LLW 設施安全案例，及 Morvilliers 裏大型組件專用處置單元的可用性。

在 Centre de l'Aube 主要的問題為大型組件處置的可行性影響設施的作業和特性調查的要求的（以滿足從安全的案例下推導出的要求），及長期影響（尤其是入侵情境）。

## 英國



在英國，受輻射污染的大型組件與其他污染廢棄物以同樣的方式進行管理。需要決定特定類型的廢棄物進行管理的方式採取逐案的基礎，適當考慮廢棄物的性質。根據這些決定，國家對於 LLW 政策和策略提供指導和框架。在過去，像是位於 Berkeley 大型鍋爐大型組件已貯存在現場等待解決方案，或在 Cumbria LLW (LLWR) 貯存場直接處置。

在 LLWR 處置的大型組件灌漿後接進入施設直而不減少它們的大小，因而用完了寶貴的設施空間。近年來，英國已發展其核能產業 LLW 的管理的策略。這一策略透過應用更佳的廢棄物分級和使用廢棄物管理的替代場地，確保 LLWR 的空間容量更明智地使用。這些原則應用到大型組件，以及其他類型的廢棄物。對於大型金屬組件，這意味著更佳地使用減容和金屬回收廢棄物場。英國的 LLW 政策也顯現偏好早期的解決方案，這意味著長期等待解決方案不是一個有利的選擇。

在英國，透過多項創新來採用 LLW 策略。其中的一個為改變 LLWR Ltd 所扮演的角色，現在它不僅僅是處置而且提供了更廣泛的廢棄物管理服務。他們在全國統籌 LLW 管理中也有一席之地。根據這些新的安排，管理的大型項目，將受益於一個協調的工作方式。除役和廢棄物管理團隊，在現場產生的廢棄物以大型組件廢棄物的方式會緊密合作地協助 LLWR，以設計廢棄物管理的最佳方式。這已經發生在 Berkeley，其中 Magnox Ltd.與 LLWR Ltd.一同工作，以提供一個鍋爐涉及金屬回收的解決方案，。

在實際上，已經有很多的解決方案，用於管理大型組件。合作的關鍵，不僅要保證他們可取得最好的管理解決方案，而且還保留英國 LLW 的管理能力。

### 2.2.3 管理策略的關鍵驅動力

影響各國管理大型廢棄組件遵循策略的關鍵驅動力，雖然由 OECD/NEA 出現一些共享的國際形勢，以及 IAEA 的良好實行，一些國家有一些具體的限制，這可能改變本文中的一些確定的驅動力的重要性。

一個主要的議題影響所選擇的管理策略為是解除管制（或去除分類）和回收策略，這取決於所涉及的國家法規。當採用此一策略的目的一般是減少放射性廢棄物管理的量：

- 處理除役的物料為了清除或去除分類這些物料，例如透過除污未再使用的組件
- 根據可用的管理場所來分離廢棄物，這表示若不是依照局部的分類不同類型來處置放射性廢棄物，就是回收。

根據選定的策略，大型組件管理的選項將受到另一個主要驅動力的影響，這就是廢棄物貯存及處理設施的可用性。像是利用放射性衰變可避免使用昂貴的遙控切割技術或使用人工進行只需較少的輻照防護要求。通過放射性衰變，解除管制可能通過，導致自由外釋或廢棄物不用分類，從而減少特定的類別的放射性廢棄物量。可能在德國發現此選項的一個例子（見第 2.2.2 章）。關鍵是要知道，在作出決定之前，臨時貯存設施是否已經可用或者是否需要專門建造它。另一方面，需要臨時存儲容量是一個缺點，由於其投資成本大，並且需這長期運轉此類設施。此外，為了最佳化除役工作，外部設施的大型組件專用的處理能力可能是非常有用的。

放射性廢棄物的最終形式由第三個關鍵的驅動力來決定，就是處置設施容納大型組件的能力。如果具這樣的能力（例如，美國、法國和瑞

典)的情況下,可以不需要為了標準化處理需全部切割。這可避免花費和工作人員劑量。然而,在所有國家,放射性廢棄物處置設施代表了稀有和寶貴的資源,因此總是給廢棄物減量和分類較高的優先等級。

然而,如果一個額外的,但主要的主要驅動力為運輸的可行性,妨礙使用外部貯存或處理設施與處置設施,將不會考量這些選項。大型組件的運輸可能需要適當的鐵路、公路、海運或國內河道運輸系統和發展適合的運輸容器。有需要制定廢棄物管理或運輸系統的要素,可能會導致除役計畫重大的延遲,而導致,可能顯著地影響成本。然而,在可能的情況下,有很大的不同取決於國家的框架。例如,在美國,現有的基礎設施可以從除役場址的臨時貯存設施搬遷大型項目至最終處置設施。瑞典也是有如此的情況,其中大部分設施都位於靠近大海,因此使海上運輸成為可能。在其他國家,如法國,交通問題可能是更關鍵。

經濟問題也是關鍵的驅動力,因為他們需要反映在整個廢棄物管理的所有階段的技術困難,包括安全和輻射防護問題。的除役和除役廢棄物管理的經濟最佳化應該也反映除役過程中選定的整體技術最佳化。

必須考量到盡量減少實施拆除的時間表並且可能是一個選擇大型組件管理選項關鍵的驅動力。通常,拆解大型組件是除役計畫的關鍵路徑,並且有相當大的興趣找一個標準選項的替代解決方案。標準選項就是完全切割和置於標準包件處理。減少現場切割作業,可能透過保存相當長的一段時間。此外,由於切割大型組件是一個複雜的過程,可能避免許多技術和安全危害,切割作業是被限制的,甚至最好避免。最後,對將來的除役作業,儘早拆除大型組件也將改善廠內的運籌。另一方面,也可能需要預備工作,特別是在安裝時,沒有處理和去除大型組件

的原本設計，並要考慮到這些作業的必要時間。通常來講，任何時程減少可能會造成職業劑量的限制。

### 2.3 在管理大型組件技術過程的主要相關行為者

誠如在前面的章節中，放射性廢棄物管理，在不同階段涉及很多行為者，包括運轉商、監管機關和一定範圍利益關係者。下述總結為本報告中考量的行為者，是基於簡短調查表和一些工作團隊的判斷的經驗。

- 核設施的運轉者。

不僅在設施的運過程中情況下產生的大型廢棄組件，例如蒸汽產生器，而且在除役計畫的情況下：

- 運轉者能夠提供最準確的廢棄物特性的資訊（例如，例如放射性含量），
- 當大型組件在運轉過程中拆除，在設施中有可能是共同的作業問題。

- 除役組織

在一些國家，如美國或西班牙的設施，責任已經或可能會從運營商轉移到另一個組織。

- 運輸組織

一般來說，運輸組織是除役組織的分包商，具有放射性物質運輸的資格，這取決於選定運輸的方法和進行旅程的性質。這可能包括跨越國界的運輸，涉及的選項，例如公路、鐵路、河流或海運。因此，除役組織可能存在另一個國家的公司。

在一般情況下，委託者負責符合法規，而運送人確保使用合格的人員和設備

- 處理及貯存組織

這項研究考量，位於除役場址外處理或貯存設施的可能性。

處理設施的營運者可提供服務，例如但不限於，切割、去污、焚燒和熔融。回收部分處理過的廢水的也是有可能的。

- 處置設施的營運者

處置設施的營運者負責確保處置的廢棄物符合所有具體的法規及貯存庫的廢棄物接收標準。在場內也可以提供其他處理服務。營運者也負責證明處置廢棄物有關的運轉安全性和貯存庫的長期安全性符合要求。

這份報告的用途，大多數 LLW 或 VLLW 的貯存庫都符合，但它可能也適用於垃圾掩埋場，如果此掩埋場授權放射性廢棄物處置。

上面提到的各種行為者在運轉方面的不同階段參與廢棄物管理。他們的職責可能是廣泛的，因為他們要準備從監管機關採用和取得相應的許可。

也有一些重要的利益關係者，包括公眾，可能影響廢棄物策略。在法國，這些利益關係者可能會參與法律或監管的框架內，像是廢棄物管理項目如本地信息委員會（Commission locale d'information – CLI）。他們可能還包括當地的代表。其他利益關係者可能通過非組織性或非正式的程序互動，如環境協會。所有利益關係者根據各自的敏感性，特別注意影響生活品質的決策。

這是所有國家共同的模式，雖然國家之間的結構可能有顯著差異。廢棄物管理機構在不同國家和不同的行為者扮演的作用：

- 除役過程中的責任（如義務管理、除役作業、運輸、廢棄物處理/存儲和廢棄物處置）；
- 內部現有和/或參與機構之間的控制機制，及除役策略的選擇的職責；
- 現場的安全監管、排放和處置方面的職責；
- 設施的所有權；
- 除役和處置計劃資金取得的職責。

很多時候，不同的行為者參與。然而，在一些國家，如西班牙，從除役設施的經營者轉移責任和所有權到一個單一的機構，此機構可能是在完全負責除役、廢棄物處理、貯存、運輸和處置。這種方法可能會整合一些作業，從而減少了個別行為者過程中區別責任範圍。

國家與國家間，管制核作業的做法可能顯著不同。在其中一些國家，是核運轉者的責任，證明他的應用的選擇的程序能滿足安全目標。之後，運轉者可以選擇的方法，例如長期安全性方案中，用於執行評估。申請需審查和監管當局的核准，特別是在西班牙和法國，在那裡申請有一個整體框架，作為運轉者的“義務目標”。在其他國家，例如美國，監管機關可能發布方法，有時甚至一些工具和標準核運轉者使用來支持申請。在這種情況下，運轉者完全清楚規則，儘管可能是缺少的靈活度，因為這些規則可能不包括所有情況。

正在實施的不同廢棄物管理流程涉及到不同的監管部門。這些當局的參與可能取決於不同的作業（例如，除役、運輸）。他們也可能涉及到不同的監管層級，國家、州或區域規模。此外，如果某些作業在不同的國家（即德國的蒸汽產生器在瑞典工廠熔化），有可能是涉及不同國家的標準，當這些國家無法共享相同的廢棄物管理策略，像是不同放射

性廢棄物清除標準，從而導致複雜的情況。越境轉移可能也將受國際公約約束，像是歐盟不同國家之間。

一個廢棄物管理策略的選擇，也會受國家資金取得制度的影響。在一些國家，第三方組織管理專用除役資金，而在其他國家，運轉者為自己的資金負責，即使一些外部控制檢查資金是否很穩固。由於參考除役情境證明資金在任何變化下可能涉及新的財務評估。根據資金取得制度及其控管的機構，也有可能除役和廢棄物管理策略的選擇有更多或更少的靈活性。

國家架構呈現了明顯的驅動力，並在幾種情況有不同機構來考量，成為除役和廢棄物管理策略選擇過程的一部分。有關監管機關和利益關係者之間溝通要適合每個特別情況。然而，儘管有這些差異，要執行的技術工作在每一個國家並無不同，是有可能提出一些大型廢棄組件管理的一般原則和良好做法。

## 2.4 相關問題概觀

### 2.4.1 已不使用大型組件的管理策略

為了評估已不使用的大型件廢棄物管理策略相關性，必需研究不同方面，像是：

- 技術方面
- 監管方面
- 利害關係者方面
- 經濟方面

這些方面必需考量已不使用的大型件的各階段

- 除役，當已採用處理選項

- 運輸
- 廢棄物處理或貯存，不管是否在除役場址內執行
- 處置

## 2.4.2 除役問題

通常，除役組織已經建立一個包含所有廢棄物管理問題的策略。決定如何執行除役、切割及包裝大型組件，例如，取決於若干因素，包括：

- (a) 一次及二次廢棄物的處置方針
- (b) 安全問題，ALARA 原則維持達到儘可能低的作業暴露劑量
- (c) 成熟的和先前測試技術的可用性；
- (d) 原來電廠的設計；
- (e) 該計畫的時間下電廠的物理和放射性狀況；
- (f) 整體除役和拆除專案的時間表；
- (g) 財務方面；
- (h) 法規及申照的問題，
- (i) 公眾意見和利益關係者的考量。

必須考量設施在危急關頭的特別情況，檢查每一個因素，以達到一個滿意的拆除/切割大型組件計劃。下面簡要地討論各因素。

此外，廢棄物的處理，特別是使用除污。這種作業可能在場址內或場址外。在 2.4.4 節與處理相關的問題進行了討論。

- (a) 一次及二次廢棄物的處置

各國之間的法律架構對切割大型組件產生的產物之處置可能有很大的差異。這些差異可由每個國家的核可廢棄物處置庫具體廢棄物的接收標準來追查。此外，是否涉及一次或二次廢棄物會有不同考量。



儘管如此，一些不同的方法關鍵的原則是共同的，並涉及到最終處置的廢棄物量最小化。

在一次廢棄物的情況下，盡量減量，主要是涉及詳盡及準確的輻射特性調查及包裝的最佳化，包括包裝的新設計和許可及最佳化的切割策略。

對二次廢棄物，努力主要集中於把產生的廢棄物最小化和最佳化其處置。

由於在某些情況下，可能是一次和二次的廢棄物（例如，更多的切割，因而導致更好的包裝，可能會導致更多的二次廢棄物）的目標的符合之間的衝突，必需達到某種平衡，因此，考慮到所有介入技術和成本因素。

下面的段落處理這樣的考量和因素

### **一次廢棄物**

一次廢棄物包含直接的切割產物，通常為金屬片或組件的形式

值得注意的是，在許多情況下，已經作出延遲活化爐內組件的拆除的決定，直到關機後幾十年，因而透過放射性衰變，降低了短半衰期的活化產物盤存。雖然以 ALARA 觀點，這是一個明智的措施，它可能對廢棄物處置的效果比較有限，長半衰期核種的存在極大地影響廢棄物處置。

國際上的經驗顯示，到目前為止，管理和處置大部分由大型組件切割產生的一次廢棄物為低階和中低階的廢棄物（LILW）。涉及長半衰期活化產物例外，例如存在於反應器壓力容器內部組件暴露在高的中子通量的零件，大多數國家，在這種情況下，已同意制定特別的管理標準，通常基於長期情境的處置庫性能。國家選擇處置選項，這些組件可能在

近地表 LILW 處置庫處置，如果放射性核種的比活度，例如鎳-59、鎳-63、鈮-94、碳-14 等，下面是特別規定（如 10 CFR 61）或貯存庫運轉商建立的接收標準限值。

管理任何殘留超過通常被稱為長半衰期/中低階廢棄物（long-lived intermediate-level waste）限制的共識是將它們貯存在專用的臨時位置，與從燃料循環結束的高放廢棄物（HLW），一起等待最終處置的地質處置庫。

通常，臨時貯存內進行貯存的鋼筒，類似於那些用於用過核子燃料貯存設施（臨時用過核子燃料貯存 - ISFS）。在其他情況下，它通常在特別但較小容器中執行。在所有情況下，產生的主要廢棄物放置在內部的托盤中，其內部結構、尺寸和負荷能力，對準備的對應之切割計劃有決定性的影響。

其餘的主要廢棄物，可能被列為 LILW 在近地表處置庫中處置，並按照相關接收標準管理和處置。

敘述一個大型組件 LILW 部分拆除策略時要解決的首要問題之一為涉及切割工作的程度。

主要受美國和法國的青睞一個可能的選項為：要不是在大型專用包件內或多或少保持完整的形式處置組件，就是準備讓組件形成自己的包裝件。特別是透過拆除反應器壓力容器作為 LILW 內部組件的容器或殼體，或其他大型組件，像是蒸汽產生器和調壓器在灌漿和密封後當作單一組件。

另一種選擇意味著廣泛的拆解和切割的組件，以使用標準包裝和固定/密封程序，使用核準的和處置庫核准的容器。

可以說有限制切割的方法，其結果為在處置大型物件上提供了實質的優勢，原則上，減少下列方面：

- 計畫的風險及不確定性
- 重型吊運及場外運輸的次數
- 透過作業的輻射暴露
- 整體的時程
- 整體的花費

在另一方面，這也是事實，這種方法存在了挑戰，其嚴重程度通常取決於特定國家的因素。這些缺點的例子包括：

- 新型大型“第一類”廢棄物容器的設計和許可或者是任何組件自身作為容器的資格可能被要求，因取決於該國的監管架關，或多或少需要一些時間；
- 根據原廠房設計（例如，蒸汽產生器的拆除，可能需要屋頂的開口），可能需要專用的重物吊運設備和新的廢棄物貯存場所；
- 超大型的容器可能需要特殊的運輸安排（例如，重量、高度、避免公共區域等）；
- 處置場所最終執照可能需要進行修改和開發新的接收標準，以允許新處置的容器或廢棄物類型；
- 處置場現場廢棄物處理設施和程序可能需要適合新的容器或廢棄物類型的的要求，
- 根據新的包裝的幾何形狀和有效填充因子的達成，預期的最終存儲量的減量可能永遠不會發生，或幾乎可忽略。

簡而言之，貯存庫的接收標準和最終處置容器的可用性和設計特點，將是大型組件制定核設施切割計劃的關鍵因素。

## 二次廢棄物

二次廢棄物由切割副產物組成，包含任何除污的最終殘留物，通常的形式分類的材料、過濾器、離子交換樹脂。

在制定切割計劃，通常 LILW 貯存庫的接收標準是要考慮的主要因素之一，因為他們制定特別的要求，這些廢棄物最終的處理狀態和活度等級。

因高度活化的組件有更多明顯的挑戰，例如反應器壓力容器內部組件的切割過程中產生的碎屑。根據所使用的切割技術，碎片可能包括純金屬顆粒（例如，碎片、和從機械切削的銼屑），或金屬和研磨材料的混合物。實際上來說，所有的切割技術都產生濾芯式過濾器和離子交換樹脂的二次廢棄物，這是用來捕捉的最小的顆粒和溶解的材料。

因為其的高比活度，處理和處置的碎片可能是複雜的，在某些情況下，可能會危及其當成未經稀釋 LILW（例如，機械切屑）來整體處置，或者為了遵守運輸和處置現場的劑量率限制，可能需要處置容器方面顯著的屏蔽要求。

一個例子為，反應器壓力容器內部組件的切割計畫，處置砂礫的選項之一是將它們貯存、脫水（即沒有自由水），置於認證的大型“高完整性容器”（HIC）內。然而，這種方法可能並不適用於貯存庫需要廢棄物固化（例如，在水泥基材）的國家。這個因素的可能意味著，處置相同數量的二次廢棄物，會導致最終包裝的體積增加。

另一個例子為，在一些國家中，允許只有金屬的二次廢棄物貯存在用於貯存 LL / IL 一次廢棄物的相同處理和限制條件相同的容器中，像

是乾燥。這種方法是合乎邏輯的，因為同樣的材料只是在不同的物理形式。

因此，在選擇任何切割技術之前，必需評估伴隨二次廢棄物物理形式和相關特性，可能出現在指定的貯存庫處置廢棄物/包裝接收標準方面的影響，。

預期產生的二次廢棄物可能是大型組件的切割計劃制定過程中的一個重要依據，特別是在要決定是局限或廣泛的切割。很明顯第一個選項通常會導致二次廢棄物較少的產生，因此，降低廢棄物處理的成本、包裝和處置。然而，這些好處將被他方面的潛在的缺點所平衡。

總而言之，下面的列表中包括一些最重要的問題進行調查，一次和二次廢棄物處置方面，對大型組件適當的切割和包裝計劃之選擇和準備可能有很大的影響：

- 每一個可能接收的處置設施其廢棄物的分類;
- 每個處置庫目前核准的廢棄物包裝其物理特性和廢棄物分類;
- 任何最後封裝的接收標準，像是廢棄物處理、包裝外部劑量率限值、處理限制等;
- 使用廢棄物豁免標準的認定潛力，及
- 選擇任何切割技術對最終處置的二次廢棄物體積符合一般廢棄物最小化標準的影響。

(b) 安全問題，ALARA 原則和由於作業的暴露劑量限制

風險的避免和最佳化是重要的驅動力，優先於任何大型組件的切割技術和策略的選擇，以及之後來的實際執行。

大型組件的切割意味著處理重型的設備，該設備的內部或外部被活化和/或污染。因此，對任何牽涉它們，像是拆除或切割過程的部分，可以在不同的等級中包含不同的輻射風險，如：

- $\gamma$  射線外部暴露
- 內部暴露，包括  $\alpha$  輻射的危險；
- 未受控制釋放在大氣中的放射性物質，及
- 污染擴散。

切割大型組件可能包括傳統的（即非放射性）的風險，如：

- 重負載掉落；
- 火災和爆炸；
- 設備故障或斷裂，
- 人員受傷，如跌傷、觸電、窒息等。

除了符合計畫既定的法規暴露劑量的限制，ALARA 也必須加以考慮。

良好的實行範例子以盡量減少上述風險，並證明符合 ALARA 原則包括：

- 準備足夠詳細的大型組件 3-D 模型的和所有的周邊廠房結構和設施；
- 使用這些 3-D 模型作為切割策略和拆除順序設計的一個不可缺少的工具；
- 考慮來自於可用的容器設計的潛在限制，最佳化切割的數量和長度，以盡量減少介入的次數和期間；
- 在處理活化或高污染的組件，優先選用冷切割，而不是熱的方法；

- 設計的切割設備是高效率及操作安全，以及便於維護和修理;
- 水下切割活化組件-如果可能的話，用足夠的水作為屏蔽;
- 所有在空氣中污染組件的切割作業，使用臨時密閉或高效率微粒空氣（HEPA）過濾結構;
- 盡量減少使用的液體燃料或氣體燃料的切割設備;
- 在開始工作之前有適當的工作計劃，包括訓練、工作團隊的組成、詳細的工作程序等
- 參考以前類似的計畫至關重要，運轉者和監管機關兩者也應考慮。

以下是一些最重要的問題進行調查，從風險管理的角度來看，ALARA 原則和輻射防護、以及可能的切割和包裝計劃的選擇和準備有很大的影響：

- 大型組件原始施工或建造圖的可用性;
- 大型組件活化和/或污染的放射特性調查的，及
- 工廠的重物裝卸設備（像是起重機、工作平台等），以及設備的更換及重新認證的實際狀態

輻射和傳統風險評估也是影響侷限和廣泛的切割選項之間決策過程的關鍵因素之一。原則上，侷限切割選項應該有一些優勢，由於預期較小的工作量和公眾劑量，但會與傳統風險的增加相平衡，像是預期有關吊升和處理重物。

#### (c) 成熟和先前測試技術的可用性

大型組件的切割，意味著大量的難以進入厚的不銹鋼或碳鋼組件的切割作業和處理條件。此外，高度輻射照射不銹鋼組件可能具有輻射固化的影響，可能會影響標準切削工具的性能。

另一方面，包裝最佳化標準通常的目標是減少的直接切割廢棄物的最終體積。這些標準的應用程序通常會導致精確的切割計劃準備，及有限的偏差幅度。

此外，作為切割系統的不同組成部分的可靠性、耐用性和彈性等方面也必須被考慮，由於其可能造成如期的、風險的影響，並且輻射影響可能有設備故障和/或維護。

因此，執行不同的切割技術及可用設備的該類型服務可能供貨商的調查是非常重要的。此調查的一個重要方面為，將以往使用類似或相關工程技術資訊收集和評估。

在調查中加以考慮和評估的主要方面包括：

- 切割設備的性能和限制（例如，最大的切割寬度、相對厚度的切割速率、熱和氣體的產生等）；
- 切割件的相對厚度，磨耗零件的預期壽命，例如鋸、盤、噴嘴、電極等
- 為切割精度和穩定的效果，切割設備定位和約束的要求，；
- 易於維護和除污的設計目的，
- 切割副產品的特性，包括任何所需的輔助材料，例如顆粒磨料。

下面的列表包括一些最重要的問題進行調查，從切割技術的成熟和需求的角度來看，因為他們可能對大型組件的切割和包裝計劃的選擇和準備有巨大的影響力：

- 以往的使用經驗的可用性和詳細的報告分析，說明實際切割性能參數（例如，切割速度、導致二次廢棄物的產生等），以及任何遇到的重大問題，包括肇因分析；



- 使用特定的測試計畫的範圍，要求驗證在此設施的選定的一種或多種方法（例如相當實物模型）；
- 在裝置中二次廢棄物之間特性的相容性與目前可接受的廢棄物管理的做法，
- 選定的切割技術，例如空間、支撐、定位和控制設備、輔助設備，限制等要求

(d) 原電廠的設計和吊運系統

舊核電廠和其它設施的設計常不考慮除役和拆除方面。一個例子為，舊壓水式反應器，並無便於拆裝或更換一些大型組件的設計，如蒸汽產生器，新的設計則相反。

對舊電廠的設計，考量 ALARA 原則在一些組件（例如，反應器內部）定期檢查和維護，有較小的影響。另一個例子是，反應器的輔助腔在一些舊壓水式核電器的設計意味著較低的內部，在每十年一次的檢查此部分將排水。這是新電廠將腔設計具有較高的洪水深度的原因。這個從經驗轉換設計的教訓，是一個顯著影響拆解方法的特點。

舊電廠也可能缺乏一些現在在新電廠的處理功能，如高容量的極座標起重機和大型設備出入口。

很清楚地，電廠的設計，尤其是佈置和結構的支撐，對一個成功的大型組件切割計劃準備上有決定性的影響。尤其是，當考慮：例如去除大而重的組件，像蒸汽產生器，作為單一組件。

因此，電廠設計的審查是非常重要的，因為它可能會影響大型組件的拆卸和切割，如此才可以得出一個合理的規劃。作為此審查的結果，要求在工廠中任何結構上的修改和新的裝卸設備將被識別。

在審查中加以考慮和評估的主要方面包括：

- 工廠的吊裝和搬運重物的系統，其中包括最大負載能力和可作業性評估；
- 圍繞大型組件隔間的可接近性（例如，可拆卸砌塊牆壁、出入口、平台等）；
- 重新評估空腔的充溢高度，及
- 當前核電廠系統的設計，視為大型組件的輔助設備，如清理空腔水，和可能升級的評估

下面的列表包括一些最重要的問題進行調查，從原電廠設計的角度來看，因為他們可能對大型組件的切割和包裝計劃的選擇和準備有巨大的影響力：

- 現有廠房的結構和設施及原始施工圖或建造圖的可用性
- 如果需要的話升級現有的吊升和搬運系統的可行性；
- 如果需要任何考量的選項，新的入口和搬運系統及路線的可行性分析，包括結構分析；
- 核電廠系統施工或原設計資訊的可用性；
- 以往的設計變更的詳細記錄以及其可用性
- 一個全面的核電廠”漫遊”通常是必需的，以便確認設計資料。

(e) 核電廠除役計畫時物理和輻射狀態。

在執行計畫時核電廠的的物理和輻射狀態，對一個適合的切割和包裝計劃的範圍，也將有顯著的影響，。

因此，它是非常重要的，執行計畫時執行預期的物理和輻射狀態調查。作為最低要求，該調查應考量各方面如：

- 任何切割系統和設備的任何可能的過時及/或退化；
- 空腔及水池的任何密封性功能退化；

- 在隔間中和一般可進入區域背景輻射水準，
- 存在額外的未正確特性調查的品項，要包含此計畫的範圍，例如反應器運轉產生的廢棄物，這可能需要特殊的處理（例如，鋳合金品項）。

進行調查的一些最重要的問題，考慮到核電廠的物理和輻射狀態，因為它們可能會影響切割和包裝計劃，有：

- 重物搬運設備的認證和檢查；
- 受影響的核電廠系統維護記錄；
- 近期全廠範圍的輻射測量數據，並
- 通常需要全面核電廠”漫步”來評估整體核電廠的狀態，它可輔以電子檢測，像是三維雷射掃描。

#### (f) 整體除役和拆除計畫的時間表

整體進度要求，也可能影響大型組件選擇切割和包裝的策略和技術。

#### (g) 財務方面

從監管的角度來看，應用方面雖然沒有或有限考量財務方面和約束，應該確認是一個整體業務決策方面的主要驅動力，並在選擇適合的切割大型組件的包裝技術和策略，可能有決定性的影響，。

這種影響通常是由於以下因素：

- 一些切割技術，由於使用先進和昂貴的設備，可能會導致比別人高的前置成本，；

- 但是，因為它們可能代表一定的優勢，在其它領域，例如輻射影響、減少二次廢棄物、切割時間和精度等，它們具有較高的成本可能由其他考慮因素所抵銷；
- 所需的核電廠修改的成本和時間表的影響也必須說明和考慮，尤其是當比較不同的替代品。一些修改，特別是那些涉及建立新的搬運結構，或需要使用外部重負荷起重機，可能代表了整體成本的主要部分；
- 一些切割技術可能有更高的風險，如果被證明，可能會導致廣泛的延誤或清理工作，從而產生供應商或負責核電廠實體的財務風險，，供應商或，
- 處置直接切割廢棄物所需的類型專門容器的設計、申照、採購、運輸和搬運可能代表一個非常重大的計畫總預算的一部分。如上述，用於切割和包裝計劃的方法明確地將有決定性的影響。

因此，詳細的財務評估，適當考慮到這些類型的因素，也應該是整體決策過程的一個組成部分。

#### (h) 監管及申照問題

大型組件的切割和包裝計劃是有關設施總體除役和拆除(D&D)安全計劃不可切割的一部分，因此，受核照當局的審查和核准。最重要的審查問題為遵守適用法規：

- 工作人員和一般公眾的輻射防護；
- ALARA 原則；
- 例行和意外的輻射釋放；
- 非輻射風險和安全問題；
- 組件和系統的品質保證；

- 安全的領導和管理;
- 人的表現，
- 運轉的回饋

切割和包裝計劃可能需要新設計的特定容器，須經發照機關審查和核准，方可使用。根據涉及容器的類型，以下三種類型的許可證可能需要，每個有其標準和先決條件：

- 現場的臨時貯存;
- 運輸到處置設施，
- 最終處置。

核照機關通常會審查和核准特定介面的過程，例如：

- 在現場容器的裝載，處理和封閉;
- 運輸前重新包裝以符合適用的交通法規，
- 在處置現場的重新包裝作業。

執照和選擇選項之間的相互作用是特別重要的，當新的某型類的”第一個(first-of-a-kind)”包裝或流程需要獲得核准，（例如，大型組件當成一整體來處置）。通常伴隨較長的時間核准此方法，意味著與核照機關進一步探討，以盡量減少計畫風險，或拒絕已提出計劃重大變動的請求。

#### (i) 公眾接受的考量

有時根據公眾對核了相關的問題的敏感性來選擇一個切割和大型組件的包裝計劃，解決此方面可能是明智的，如例所示：

- （輻射）風險可能會加劇公眾的反感，如果顯眼的大型輻射標記的容器用來運送大件遠離現場（減少切割）；

- 人們往往更容易地接受了許多“正常大小”容器分散在不同的裝載，雖然，其實其影響和風險可能略高;
- 靠近人口密集的地區，取出大型組件所通過圍阻體建築的大開口，可能會產生一些人的不安，
- 切割技術和策略的使用，明顯是較回收（例如，通過廣泛的切割和分離）來的有益，也可能是市民較可接受。

### 2.4.3 運輸問題

#### 2.4.3.1 監管問題

前面的章節中說明運輸的重要性並且需要儘早考量。從國際原子能機構規定應用的監管問題，特別是於 1996 年發行的安全標準系列 No. ST-1：放射性物料安全運輸規則。所有國際運輸法規論及每一種運輸模式，基礎是建立在這些法規上，所有核廢棄物的運送，包括大型組件，執行應與其一致。

根據這些規定，關於大型組件的主要困難，包括：

- 活度限值，特別是 A2 值（Co-60, 0.4 TBq）方面的情況，和污染限值。例如，組件-例如罩蓋或蒸汽產生器-當作工業包件運輸允許的最大活度是 40 MBq/g，以及不可接近表面的非固定污染應不超過  $\beta\gamma$  輻射源 800 kBq/cm<sup>2</sup>，和
- 劑量率的限制：
- $\leq 10$  mSv/h，在廢棄物 3m 遠沒有任何保護;
- $\leq 2$  mSv/h，在包裝或運輸容器接觸點，及
- $\leq 0.1$  mSv/h，離包裝/容器 1m 遠或車輛 2m 遠。

符合這些條件有利於運輸工業包裝（IP1 或 IP2）。如果這些標準中的一個或幾個是不可能的，應使用 B 型包裝（例如，運輸用過核子燃料筒），但是因為過於複雜和昂貴的運輸，當只有一個或幾個大型組件，此方法是不適當的。

運輸大型組件的工業包裝，當作“表面受污染的物品（SCO）”或“低比活度（LSA）物料”（在從活化）的活度結果，根據分類範圍的情況下，在技術上並不難。在正常條件下的測試程序，以證明符合圍阻的目標不是太嚴格，如有確保證明困難，可與監管當局特別安排協商。

如果被列為 SCO1（根據原子能機構運輸條例），並遵守劑量和表面污染的限制，沒有任何包裝運輸組件是有可能的，。

#### 2.4.3.2 技術和作業問題

技術和作業方面的問題，來自於大型組件的尺寸和/或重量、包裝、搬運和基礎設施涉及各種設備。

##### 包裝

主要問題包括：

- 設計符合 IAEA 運輸法規（主要是不同的測試後達到目標要的包裝及適合不同特性，例如不同切割件尺寸和重量（有時超過 100 噸））；
- 要傳輸的物品與運輸裝置的尺寸和重量之間的相容性。這些約束可能需要組件切割或除去其中某些部分（例如，爐心組件），並
- 如有必要需有屏蔽的設計，既要適合限制劑量率並與運輸方法重量限制一致。

## 裝卸

造成不同的問題主要來自於交通工具（例如，運輸方式，多重模式運輸等）：

- 靈活性：根據包裝後的大型組件的重量，不同的方法將可在不同運輸階段（裝載、運送、卸載）。在多重模式運輸（公路/鐵路，公路/海等）的情況下，裝卸方法應適應不同的運輸方法。
- 安全性：在發生事故的情況下，需要移除包裝件，這可能是一個獲得運輸許可的情況。因此，定義的不同的介入條件和不同方法，但用於重負載的裝卸裝置，不一定在短暫延遲就可輕易獲得。

## 運輸工具和基礎設施設備

運輸模式導致不同運輸方法和基礎設施設備的問題。每個都有其的優點和缺點，如表 2-1 描述。



表 2-1 大型組件不同運輸方法的優點與缺點

	海運	公路運輸	鐵路運輸
優點	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 位在岸邊或進入合適的港口的核設施和接收設施，適合非常沉重的組件，使用高負載量船舶，在這些例子中被證明是引起興趣的</li> <li>• 當海上運輸系統是用於其他核運送（例如，廢棄物和用過核子燃料），它已經是“系統內”，可以很容易地也用於運輸大型部件</li> <li>• 隨著已經使用的交通系統，單一的大型組件將運輸成本受到限制，</li> </ul> <p>駁船運輸的特殊情況：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 比船舶更高的可用性</li> <li>• 更好的高負荷能力</li> <li>• 在運輸過程中沒有船員（輻射防護）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 靈活性：可用的方法，多重模式介面</li> <li>• 直接運送（“門到到”）</li> <li>• 易於監管（例如，按照特殊安排要求）</li> <li>• 成本</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 高的安全等級</li> <li>• 成本</li> <li>• 靈活性，如果核設施連結鐵路網</li> </ul>
缺點	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 成本昂貴，但如果用於其他貨運船，但在這種情況下，非獨家的使用證明可能是困難的</li> <li>• 靈活性：船舶的可用性，特別是在獨家使用的情況下，時程很長，流動化成本是非常高的</li> </ul> <p>駁船運輸的特殊情況下：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 運輸時間較長</li> <li>• 在負載進出作業間期，駁船沒有壓艙物</li> <li>• 需要拖船及適合協助拖船</li> <li>• 沒有標準的海洋緊固件可用</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 重載/長的車輛：他們的使用可能會出現公眾工作和土木工程（橋樑，十字路口，等）</li> <li>• 航程與車隊（總重量，寬度）的特性，有時可能是不兼容的，</li> <li>• 交通限制（天氣，法規）。例如，在法國，11月和3月之間禁止運輸壓力容器頂部</li> <li>• 安全性低於其他模式。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 斷斷續續的拖運</li> <li>• 鐵路網並不是完全適用（隧道/大容量）</li> <li>• 多重模式運輸的情況下的裝卸系統可用性</li> </ul>

### **2.4.3.3 經濟問題**

經濟問題應考慮以下相關運輸來評估，如特定包裝的開發和建造，包括程序測試，以證明遵守交通法規和特定裝卸系統的發展。也應該進行切割後的標準包裝的成本與運送比較。

此外，必須考慮廢棄物的最終目的地。因此，如果臨時貯存設施在核設施內或在附的，或是核設施遠離處置設施處，所選擇的策略可能會不同。

### **2.4.3.4 公眾接受問題**

運輸策略的公眾參與是非常重要的。有些規定實際上可能引發一些疑慮：

牽涉大型組件的運輸意外（不論運輸模式，主要都是公路運輸），或任何需要的公開工作以允許車隊通行。

因此，公眾的接受是必要的，將導致不同的運轉商（核設施場址，運送人），利益關係者和公眾之間盡可能最廣泛的交流，不僅鄰近設施參與運輸，而且包括接近轉運點和通過區域，就像建造區一樣。

## **2.4.4 廢棄物處理和貯存問題**

廢棄物處理和貯存的最終目標是準備讓大型組件滿足解除管制、再使用的等級或放射性廢棄物最終處置的接收標準。

### **2.4.4.1 監管問題**

解除管制水準的相關監管問題參考 IAEA 排除概念的應用，豁免和解除管制的概念被稱為 IAEA's Application of the Concepts of Exclusion,

Exemption and Clearance (IAEA Safety Standards Series No. RS-G-1.7, IAEA, Vienna, 2004)。具體地量化清除放射性核種水準是基於國際公認的 10 微西弗的概念，這意味著，公眾輻射不得高於約  $10\mu\text{Sv/a}$ 。

由於在 IAEA 指定解除監管控制的水準，很難實踐量測許多不同放射性核種，具體程序和做法都必須事先經監管機關和獨立專家制定和核准。此外，自由外釋的過程下進行嚴格的品質保證計劃，並定期由監管機關和獨立專家審核。4.5 節中發展放射性廢棄物最終處置接收標準的有關問題。處理，調和和貯存需在涉及場址和/或的設施的許可的規定下進行。

#### 2.4.4.2 技術及作業問題

技術和作業問題關注除污、切割、廢棄物處理和製程。這些作業可在場址內或場址外進行。需有有設施許可適當的授權。所涉及的技術和製程的選擇需要完整的了解要管理的組件的物理、化學和輻射特性。

##### 除污

除污技術/製程不僅可以使用減少劑量也可以回收材料或組件。在第一種情況，涉及 NP P 主迴路的除污，其中包含活化和/或受污染的組件兩者。在第二種情況下，除污技術應用於污染的組件，以滿足自由外釋放水準，以及熔融的接收標準，既用於自由外釋放及回收，或者是降低放射性廢棄物的分類。主要的問題是選擇一個合適的除污技術或製程來實現所選擇的目標，而不會產生任何其他問題，被證明是難以管理，例如二次廢棄物（參見 2.4.2 節）。

- 優點：
  - 回收材料;

- 在接下來的步驟（例如，切割、運輸），減少劑量及輻射的危害，
- 減少切割、運輸、貯存和處置成本。
- 缺點：
  - 除非在一個專門的工作間進行除污，當場址使用除污技術，可能影響規劃，；
  - 產生二次廢棄物，可能是難以處理，可能會導致額外的人員和成本方面的要求，從而造成額外的風險；
  - 產生新的的風險/危害（例如，放射性塵埃和懸浮微粒、化學危害），需妥善管理
  - 在除污過程中產生額外的劑量。

## 切割

組件切割的程度決定於所選擇的移出路徑的每項工作（例如，運輸問題、處理、貯存和/或處置的設施）的接受標準。

- 優點：
  - 較佳的廢棄物分離特性並減少廢棄物成本；
  - 簡化裝卸、包裝和運輸問題，並
  - 容易處置。
- 缺點：
  - 耗費的時間、劑量和成本；
  - 產生新的風險/危害（例如，放射性塵埃和懸浮微粒、觸電）需妥善管理
  - 產生二次廢棄物。

## 處理

處理的目的是回收有價值的材料，以盡量減少放射性廢棄物的體積：

- 自由外釋熔融（例如，鋼錠符合非核產業回收的接收標準 [Studsvik, Sweden; Siempelkamp, Germany]）；
- 熔融再利用（例如，鋼錠符合核產業再利用的接收標準 [Energy Solutions, U.S.A.; Siempelkamp, Germany]）；
- 熔融以減少體積（例如，鋼錠符合直接處置的接收標準 [Centraco (France)]），
- 使用壓縮或超壓縮技術減量。
- 優點：
  - 回收材料，以及
  - 減少運輸、貯存和處置成本。
- 缺點：
  - 產生二次廢棄物需要妥善管理（例如，過濾器、礦渣）；
  - 伴隨熔融金屬產生的風險/危險，
  - 產生額外的劑量。

### 調和/包裝

調和/包裝的目的是為了滿足處置的接收標準。包括的放射性廢棄物的固化到一個主包裝和/或處置目的最終包裝。在一些國家，固體廢棄物直接包裝，變成直接處置的大型容器（約 20 立方米容積）。在其他國家，處置前先調和及包裝至 200 升或 400 升貯存桶再裝入大型容器。在大型容器中的固體廢棄物的直接包裝和調和，可能會導致大量減少處置的最終體積。也最大限度地減少職業的劑量，縮短了切割時間，因此，降低了成本和風險。調和和包裝的一般優點/缺點是：

- 優點：
  - 提供放射性廢棄物周圍額外的屏蔽；
  - 整體強化處置包裝；
  - 延緩放射性核種釋放到生物圈。
- 缺點：
  - 時間、劑量和成本消耗；
  - 產生二次廢棄物。

### 貯存

貯存可能是一個必要的階段，符合自由外釋接收標準（即衰變貯存），或提供一個安全的尚未決定的處置場址的可利用性的解決方案。貯存可以在場址內或外進行。

- 優點：
  - 設施進一步的除役；
  - 藉由檢視小設施的小體積包裝/調和廢棄物來比較除役設施的體積來減少污染分散的風險。
- 缺點：
  - 耗費成本；
  - 產生二次廢棄物。

#### 2.4.4.3 經濟問題

為了充分評估經濟問題，應該進行成本效益分析。這種分析不僅必須考慮到直接相關的成本，也包含工作人員的保護（暴露劑量），人口和環境有關。

#### **2.4.4.4 公眾接受問題**

公眾關注的主要問題都涉及場址上運輸放射性廢棄物（頻率、暴露、使用限制）進入及離開，以及污水排放。公眾也對當地的就業很敏感。必須採取充分的措施告知公眾有關的作業和所涉及的風險，並回答他們的關注的問題。

#### **2.4.5 處置問題**

##### **2.4.5.1 監管問題**

在一般情況下，發展處置設施的和其安全性的案例，包括建立廢棄物接收標準（或廢棄物包裝規格），描述了廢棄物包裝必須符合的條件，才能被處置設施接受。在大多數情況下，這種方法是基於標準的包裝。此包裝標準的變動需要一個適宜性評價，對設施安全的案例下進行處置。在許多國家，廢棄物接收標準送交監管機關核准並成為貯存庫許可證的一部分。

在大多數情況下，廢棄物接收標準與標準包裝相關，也就是說在正常作業期間在設施內可能產生廢棄物的包裝，或負責長期廢棄物管制機關優先指定的包裝。例如，在法國，Centre de l'Aube Disposal Facility 的設計考慮到了核設施內調和的金屬或混凝土包裝；在西班牙標準包裝為 200 升鐵桶及外包裝組成的一個水泥的處置包裝，而在英國，標準包裝由核除役管理局放射性廢棄物管理會所指定。

由於大型廢棄組件一般不適合在標準包裝的概念，處置設施的執照項目有可能沒有考量到，因此，執照可能不包括容納大型廢棄組件的任何授權。

除役計劃的評估包括大型組件的拆除，因此，任何技術調查前，需要要確認監管制管框架內的貯存庫內是否允許適用於處置大型組件。這意味著，應實施除役和貯存庫營運者之間非常早期的協調，應當認為是非標準條件模式。

如果雙方（除役組織和貯存庫營運者）同意制定這樣一個非標準選項，之後貯存庫營運者應分析他執行何種監管過程中，例如：

- 提交給監管機關一個特定的授權文件，或
- 向監管機關提交一個特定的授權文件，包括第三方參與（即公眾），例如，可能需要一個公共的查詢。

該資訊是必要的，以評估過程的持續時間和潛在風險。除役組織會比較預測規劃及其預期目標。

例如，早在 1994 年，在法國，由法國電力公司（EDF）和 ANDRA 考慮選擇直接處置壓力容器頂部。該選項沒有涉及 Centre de l'Aube 處置設施執照的審查，即使必須發展特定貯存庫，但是，監管機關要求安全文件需經核准。在 2001 年得到核准，並在 2004 年處置第一個壓力容器頂部。由於監管過程的冗長和貯存庫的建造，EDF 不得不實施的貯存解決方案。

2009 年，所涉及的風險和冗長的程序，導致 EDF 放棄了直接處置的 Chooz 反應器的壓力容器。

在美國，處置 Trojan 反應器壓力容器，需要檢討的反應器壓力容器內的廢棄物分類（例如，C 類或 GTCC）。還需要遵守美國交通法規的



B類包裝認，以允許 Trojan 核電廠的反應器壓力容器及其內部組件的一次性運輸，運送到美國 Ecology 公司場址(Hanford, Washington)進行處置。

證根據證書作為，為了讓，其內部處理中美生態，華盛頓州的漢福德廠址。

在西班牙，ENRESA 的認為，早在 José CabreraN 核電廠 D&D 計畫，在 El Cabril 貯存庫的 NSSS 大型組件，使用非標準的超大貯存容器用，最少化分割可能性。由於標準化的緣故，發展單一包裝容器的設計並使用在所有組件。

這種設計類似於一些以前的“hat-box”的容器，就像前面提到由 EDF/ ANDRA 處置的反應器壓力容器頂部。但是，可預見申照過程期間，及在 El Cabril's 的貯存庫設計和作業的影響，導致 ENRESA 到取消 José Cabrera 核電廠使用方法，並採用較為保守的做法，包括 El Cabril 使用標準包裝，雖然這將花費較多切割。

#### **2.4.5.2 技術可行性**

如果採用有足夠的技術方法的，可達成的技術可行性。可能會導致顯著增加額外成本，必須考慮選擇最相關的廢棄物管理場地，。

然而，現有設施進行調查採用新的廢棄物流程的可行性。因此，必須考慮大型組件其處置隔間行程的不同順序，例如：

- 如果需要的話，通過一個處理設施從入口運輸至處置隔間。

根據公共領域（火車，輪船，道路）的運輸模式，卸貨過程中，如果需要的話，運輸到處置隔間須加以評估，以確定設施需要進行哪些修改：道路壓力，道路寬度，燈柱等的障礙。

在瑞典，擴充現有的 SFR 處置設施的目的不僅是為了容納除役廢棄物，也來自運轉和維護。設計將考慮到可能處置的大型廢棄組件。現有的兩個入口隧道對非常大的組件-如反應器壓力容器-而言太小。因此，已決定興建第三條隧道，有著雙重目標，處置大型組件，及便於移除挖出的岩石而不會干擾現有倉庫部分作業。

- 處置模式

一般而言，標準包裝的處置結構設計沒有修改，就無法接收大型組件。處置大型組件的一個選項，採用現有的處置隔間。另一種辦法是設計專用的處置隔間，以容納一種類型或不同類型的大型組件。後者可能是有用的，如果在現場進行額外的調和，因為它不會影響標準的廢棄物交付。然而，這兩個選項，要研究投資和處置設施的正常運作整合兩方面。

通常於每一個特別的項目可採用不同的裝卸技術。執行發展選定的裝卸技術需搜調查用於除役場址的裝卸技術以保持一致性。

在 Centre de l'Aube，反應器壓力容器頂部放置在專用的處置隔間內，用專屬的搬運工具。然而，保持標準包裝完全一樣的處置原則。處置庫內進行調和。頂部的內部和外部空間使用幫浦灌入水泥，放置在處置庫。

對於其他大型組件，使用標準的處置庫。廢棄物可用標準處理起重機事先佈設標準的廢棄物包裝或在處置庫牆壁建造之前水平放置於處置庫。

### 2.4.5.3 安全問題

#### 作業安全

必須發展符合當前處置設施營運安全選項處的理技術和調和技術。這是正確的，尤其是可以使用的包裝系統如果在現場進行調和。

一般來說，所有在處置現場由大型組件管理造成的危害，必須進行評估並採用預防措施。這是一個很好的做法，審查確定標準廢棄物的危害，並採用在大型組件的特殊情況上。這樣的審查，可能無法有一個通用的方法，因為每個廢棄物可能涉及特別問題。

安全作業的一個有趣的指標是核對工作人員的暴露值與標準的廢棄物包裝選項相比，尤其是當不可能使用遙控處理系統。

#### 長期安全

在一些國家，廢棄物調和的主要目的之一是提供圍阻保證不管是廢棄物的形式（例如，嵌入基材中）或是廢棄物的包裝（例如，水密性的金屬包裝，圍阻性質的一個混凝土容器），從而解決在貯存庫中的循環水可能分散放射性核種的後果。

分配調和廢棄物的功能和性能可能會隨時間而改變。比如，根據廢棄物包裝圍阻的活度等級可能有所不同。在法國，II 廢棄物圍阻應證明，而為 LL 廢棄物，只需要做好調和。目前還同意在近地表處置庫的情況下，圍阻特性會因長時間而逐漸喪失，長期安全性主要依賴的殘餘活度。

處置設施的行為的描述 - 有時這可能是慣例 - 是有道理的，因此，考慮到設施長期水域傳遞情境的潛在影響，需做調整。

因此，在大型組件的情況下，應檢查調和模式是否符合標準廢棄物的安全評估所作出的假設。否則，必須執行特定的安全性評估。

標準廢棄物通常是埋置於基材中，盡可能將空隙回填。這種類型的調和模式確保圍阻和機械的強度。當熱交換器考慮作為單一組件處置時，必須考慮到一個事實，即會污染主要是發生在管道內，在此回填是非常困難的。透過熱交換器潛在的水通道需進行審查，以選擇最適當要使用的調和過程。

對於近地表處置庫的安全評估包括調查任何誤闖設施。標準的廢棄物包的開發方案可能是不相關的，特定情況下，可能要考慮。比如，發現一個大的金屬片的潛在後果可能有要處理的作為再利用的活化或受污染的金屬在熔融設施。

大型組件的處置有關活度濃度的計算為關鍵問題。選擇切割時，廢棄物的體積和重量是有限的，因此可以認為污染或活化是均勻的。關於大型切割組件處置，假設將不再有效，如何計算的活度濃度將是非常重要的考量。這是特別真實的，在一個單一的設備，如反應器壓力容器具有其內部組件或與蒸汽產生器它的管束，活度範圍很廣泛。

常用的方法來評估一個無意入侵的危害是考慮放射性廢棄物包裝與混合其他材料。因此，廢棄物包裝是透過包裝的總質量的活度比例計算相關影響的比活度。然而，當廢棄物的污染或活化位於一些特定部分（例如，在一個容器的內表面），這樣的方法可能不適當，在一些情況下（例如，熔化的情況）並可能導致在中要考量特定比活度的低估。因此，安全評估能是必要制定特別的情境。

#### **2.4.5.4 廢棄物接收標準**

誠如監管問題的情況下，一個很好的做法為在處置設施的設計階段做為正式的技術要求，主要假設需考量廢棄物包裝。這些技術要求包括特定設施的安全是非常重要的參數和價值。他們通常被稱為“廢棄物驗收標準”。

因此，引進新的廢棄物形式，像一個大型廢棄組件，導致在對此廢棄物形式一個特定的技術要求的發展。顯而易見的有一些參數，這些參數與處理安全性（像是，廢棄物的最大質量）相關。尤其是，如果調和在現場進行，因為包裝的一些參數可能會影響調和過程中的安全性。

#### **2.4.5.5 處置空間的使用**

當比較不同的大型廢棄組件管理選項，使用處置空間應予以考慮。一般來說，廢棄物處置費用取決於佔用當前運轉設施的空間，但不包括取代現有的設施的成本。然而，很顯然，任何放射性廢棄物處置設施的實施是一項艱鉅的責任。因此，在一些國家，監管架構指出，處置設施應被視為一個稀有的資源。

比較需要一個大型廢棄組件作為一個單一組件的處置空間，標準的廢棄物包裝分割後處置，減少棄置廢棄物的體積是很好的做法。

#### **2.4.5.6 處置費用**

廢棄物管理是除役計劃的成本一個重要組成部的。根據方案的複雜性和國家的具體情況，它可能會有方案的總成本的幾十分之一的變化。

因此，被認為是一個非標準的處置方案時，用標準的處置方案進行成本比較是必要的，因為必須考慮到額外的成本，如：

- 可行性研究及核照程序研究的成本；
- 無論是原封不動或是大型切割件的大型組件的輻射特性調查相關的成本，（例如，大面積/體積伽馬測量專用設備，難以達到的位置擦拭樣品，等等）相較而言，較小及拆除件特性調查較容易；
- 所需的額外投資的成本（專門處置庫、處理系統、空調系統等）；
- 在處置過程中的人力和物力成本，
- 由於處置空間的使用，倉庫的折舊。

處理大型組件策略選擇時的總體成本，必須考慮到，包括：

- 設施由可能在現場更快的處理和縮短的整體拆除時程所節約的成本；
- 如果選擇分割，一次運送與多次運送相比的可能性，並
- 貯存/處理設施的投資和營運成本。

## 2.5 作業的相互依賴性和整體最佳化

在前面的章節，在廢棄物管理的每個階段，大型廢棄組件可能的管理模式的優點和缺點進行了回顧。這些階段分別考量，一般都超出不同的運轉者和可能不同的監管機關的責任。

- 在除役場址內切割及使用標準包裝貯存或處置；
- 從除役場址以一個單一組件拆除，之後場外處理或貯存。之者的步驟可能會整體或切割後處置，
- 從除役場址以一個單一組件拆除，然後就直接處置。

可以執行的評估的基礎上，評估矩陣描述在下列表格中。

這種做法應在逐案方式。這不僅取決於除役設施大型組件本身及現有的情況，並且取決於貯存或處置的機會，評估結果可能會有所不同。

評估矩陣（表 2-2）認為在前面的段落被認定的主要問題。這些主要問題包括：

- 監管及申照的問題;
- 技術和業務問題;
- 安全性 ALARA 問題;
- 經濟和時程安排方面的問題，
- 公眾接受度和利益關係者問題。

這些問題應考慮（即除役和拆除、廢棄物運輸、廢棄物處理或臨時貯存和廢棄物最終處置）四個階段進行評估，並考慮到各種可能的情况（表 2-3），其中包括大型組的件除役與切割和除役與管理（處置前有的或沒有的處理和貯存）。

每個問題的不同方面或參數都需要進行調查。在安全問題方面，例如，輻射安全風險、工作人員和公眾潛在的劑量、傳統的安全、放射性影響和排放到環境中，都在要解決的議題之中。

一些參數可以定量情況下比較，特別是考慮劑量、成本或影響專案的長短時。然而，往往需要做定性比較。定性的方法，也可以提供確定專案風險的一個重要輸入。要達成目標困難的程度也應考慮。作為第一個步驟，可以進行調查潛在的不可接受的問題。

表 2-2 評估矩陣考慮不同階段/過程的主要議題

議題	階段/過程				結論
	除役	運輸	廢棄物處理/中期 貯存	處置	
	參數				
監管和 申照議題	之前可供參考類似 專案	ADR 廢棄物分類 (LSA, SCO 或更 高)	自由外釋的限值及 程序	需要發展特殊的非 標準包裝申照程 序, 包括準備特別 的安全案例	
	“首先一個樣”的 問題(進程, 容器等)	(IP-1/2) 工業包裝 的可接受度(IP-1/2)	有條件解除管制(回 收) 限值及程序	非標準封裝, 需要制 定專門的驗收標準	
	所有 D&D 專案符合 ALARA	A類和B類容器包裝 執照	處置的處理和調和 過程		
	廢棄物驗收標準和/ 或流程和處置場地 設施的需要改變	監管豁免(如無包 裝, 運輸)	中期貯存執照		
	自由外釋/解除管制 標準可接受度				
結論					
技術及作 業議題	提出概念的成熟和 經過測試的技術可 用性	預期考察次數	評估適用的廢棄物 處理技術/程序(除 污、分割、減量等)	評估處置現場需要 處理大型非標準包 裝所需的修改	
	之前可供參考類似 專案	包裝問題(例如, 外 部屏蔽、減震器等)	需要新的輔助設施	大型非標準包裝, 需 要設計新的專用貯 存隔間。	
	可行性/易於部署	裝卸問題(裝卸方法 的可用性和靈活性)	二次廢棄物最小化	需要開發一種新的 調和過程, 以遷就現 場處置大型非標準 包裝	
	使用原有的電廠系 統和重物裝卸方法	運輸基礎設施需要 的改變	廠內的裝卸問題	需要開發新的大型 非標準包裝的特性	



				調查策略	
	工廠所需改造的次數和範圍				
	一次和二次廢棄物處置策略的影響(例如, 容器類型)				
結論					
安全及合理抑低議題	預期工作人員的外部及內部暴露劑量	符合運輸劑量限值	預期處理過程工作人員劑量	需要重新評估裝卸、調和及處置非標準封裝傳統和輻射風險	
	預期公眾的暴露	運輸安全和廢物恢復性的問題	新的潛在風險/危害(例如化學, 空浮等)	預期裝卸、調和及處置廢物包裝的工作人員劑量	
	廠內的輻射風險(照射、污染等。)	最佳化廢棄物行程(公路、鐵路、海運選項)	因廢棄物裝卸的劑量	有效性評價大型非標準包裝處置場址的效能評估, 包括人為的入侵情境	
	場外放射性風險(不受控制的活度外洩)				
	廠內的傳統風險				
結論					
經濟和時程議題	全部專案時程持續時間(預測)	容器成本	成本效益分析(減少運輸、貯存和處置費用與處理費用)	合部的處置成本, 包括設計、申照、新技術開發和新設施的投資	
	專案總成本(預測)		在處理時發生突發事件的情況下的潛	處置空間的使用	

FOAK 容器的設 事件的情況下的潛

		計、測試和申照成本	在風險時程		
	潛在的時程和成本 內部風險	及時採購容器	中期貯存設施成本	潛在的時程和成本 內部風險（例如，設計和測試延遲、分析的不確定性，等）	
	潛在的時程和成本 外部風險	與運輸有關的突發事件的時程影響（例如，道路堵塞、天氣等）		潛在的時程和成本 外部風險（例如，申照延遲、干涉者行動等）	
		責任、保險的成本			
結論					
公眾接受和利益關係者的議題	公眾認知的專案整體風險	廠外考察的次數和視界	需要向公眾證明中期貯存的需求	公眾參與處置場址再申照（如果需要）	
	透過回收/解除管制最少化廢棄物	避免人口眾多的區域	公眾正面觀感對減少廢物處置		
		運輸路線限制的影響			
結論					

表 2-3 可能出現情境的評估框格

議題	選項/管理模式			結論
	No. 1 廣泛的分割和標準容器	No. 2 單一組件的拆除及廠外處理	No. 3 單一組件的拆除及處置	
監管及申照	如果有提到無法接受的議題，就總結的優點和缺點	如果有提到無法接受的議題，就總結的優點和缺點	如果有提到無法接受的議題，就總結的優點和缺點	總結並比較這些議題的三種方法
技術及作業	如果有提到無法接受的議題，就總結的優點和缺點	如果有提到無法接受的議題，就總結的優點和缺點	如果有提到無法接受的議題，就總結的優點和缺點	總結並比較這些議題的三種方法
安全及合理抑低	如果有提到無法接受的議題，就總結的優點和缺點	如果有提到無法接受的議題，就總結的優點和缺點	如果有提到無法接受的議題，就總結的優點和缺點	總結並比較這些議題的三種方法
經濟和時程	如果有提到無法接受的議題，就總結的優點和缺點	如果有提到無法接受的議題，就總結的優點和缺點	如果有提到無法接受的議題，就總結的優點和缺點	總結並比較這些議題的三種方法
公眾接受和利益關係者	如果有提到無法接受的議題，就總結的優點和缺點	如果有提到無法接受的議題，就總結的優點和缺點	如果有提到無法接受的議題，就總結的優點和缺點	總結並比較這些議題的三種方法
結論	決定廢棄物管理模式的可行性和優勢	決定廢棄物管理模式的可行性和優勢	決定廢棄物管理模式的可行性和優勢	選擇最適當的選項

如果採用權重的方法用時，結果將是高度依賴於被認定是最重要的選擇標準。因此，建議採取較為中性的態度，並強調選擇標準指向對建議的管理選項。

要在逐案方式建立矩陣，需要整個廢棄物管理過程中的不同行為者的參與：除役組織、運輸者、貯存/處理設施營運者和處置設施營運者。這意味著，為了最佳化，參與這樣的行為者的先決條件為管理大型廢棄組件，應該是除役計劃設計時的就以參與。

事實上，整體最佳化不應被視為廢棄物管理的不同階段中的“局部最佳化”的簡單的巧合。例如，如果在其他階段可抵消危險，藉由對工

作人員在拆卸工作的過程中相當低或更少的劑量或更便宜的成本等，運輸的限制或處置設施中的一個重大空間的使用才可被接受。

因此，這種比較法，應採取透明的方式，首先和最重要的不同角色之間，為了提供一個客觀的整體最佳化；為了證明一個選擇在一個管理步驟中，其他階段對其影響，也應與核照主管機關執行。因此，需要全面檢討，在必要的情況下，並可能涉及當地利益關係者或當地參與計劃的一部分。

## **2.6 運轉者和監管機關及社會公眾之間的對話**

### **2.6.1 簡介**

所有的徐役作業，與利益關係者的對話是一個非常重要的功能。首先，監管機關可能有法定的責任從事超出他們的“社會和道德責任”，提供信息與利益關係者的對話。本節的目的是從監管的角度總結一些法定職責，並附有實例，以及討論一些更廣泛的問題，並且整體而言具體方面有關涉及到拆除的大型組件。

### **2.6.2 法定責任和國際指導**

IAEA 文件 NW-T-2.5（除役的利益關係者參與概述。IAEA，維也納，2009）提供利益關係者參與除役的全面概述及大型組件很好的工作基礎。該文件定義了一個“利益關係者”如下：

由於在一個特定的核相關的作業，真正有興趣者擁有不同意見，目前還沒有提供權威定義利益關係者，也沒有可被各方接受定義。然而，利益關係者通常包括以下內容：監管行業或專業人士、科研機構、政府機關（地方、區域和國家）其責任涵蓋核能是有疑義的，媒體、公眾（個人，社會團體和利益團體）；其他國家（尤其是鄰國，已訂立協議提供

交換訊息，內容有關可能的跨界影響，或參與某些技術或材料的出口或進口）。

OECD/ NEA 利益關係者信任研討會認為利益關係者為”任何參與機構、團體或個人有興趣或社會決策過程中扮演一定角色。根據專案管理的良好實踐指南，利益關係者是“一個人或組織專案中有既得利益 - 無論是正面或負面的”。很顯然，有許多沿著這些路線的變化。

這些引證提供了非常廣泛的定義，因此，它很難給所有的利益關係者和監管互動一個總結。但是，它強調需要與當地社區的互動，特別是在有重大運輸作業，可能伴隨大型組件。這也是由特定國家的基礎設施所決定。

在歐洲，公共或私人專案有可能對環境有重大影響，須經環境影響評估。該法案還要求利益關係者的明確和積極參與決策過程（具體化聯合國的 Århus 公約）。核電廠除役專案，在此監管的範圍內。在這方面，應考慮當作為一個法定的協商，運轉者負有具體責任與某些利益關係者協商。大型組件的特性將取決於除役的範圍是否屬於這些法規所定義。然而，監管的原則，形成了良好的基礎對的本地協商要採用和需要解決的問題這些類型。例如，在英國，通過強制執行的核反應器除役（環境影響評估）規例“（EIADR）。

授權英國核電廠除役的 EIADR 過程，正在進行修改以進行除役專案，其涉及廣泛的利益關係者進行協商作為決策過程的一個組成部分。為了幫助增長和挑戰此過程，涉及了廣泛的積極的利益關係者。所有收到的意見都進行整理、審查，用於支持最終決定。決定發布報告總結了決策過程，具有高度的透明度。

利益關係者被認為是特定除役專案中所有各方手上有既得利益。雖然在英國，EIADR 定義一些法定的諮詢者，這些主要機構相關的法定義務和有關歐洲方針遵循的原則。因此，在歐盟範圍內，有一種可能是考慮大型組件時相關的法定程序。這個過程也包括額外的非法定諮詢，包括一般公眾。其他利害關係人，如當地的社區或壓力團體，也需協商。結合前面提及的 IAEA 指南 NW-T-2.5，提供了一個框架，當可能會進一步考慮大型組件時提供一個很好的做法。

為了讓公眾參與，管理者使用在報紙上的公告信息，提供當地的除役專案持續過程，並隨時可進行公眾諮詢需要的關鍵文件。早在這個過程中，還邀請公眾提出意見直接給監管者，也鼓勵持照者直接與當地社區聯繫，期待建立建設性和互利的關係。

在德國法律規定，第一次除役的任何申請，要求環境影響評估（EIA）。環評規定，該專案應公佈及披露（公眾參與），供公眾查閱。隨後的申請需要個別情況的初步評估，是否有再進行環境影響評估的必要。在許多情況下，經常舉行聽證和討論異議。環評形成一個核子核照程序的組成部分。涉及其管轄的所有機關，應當是核照過程中的一部分。在英國，法定的過程是相似的。

前面的章節提供了一個概述，現場參與的“核監管”的職責。然而，其他監管機關，還有其他的責任，特別是在有關規劃，其中可能有進一步的法定協商。非標準容器的大型組件需要特定的核准。此外，還有可能有與地方當局和整個運輸行程的其他協商要求。

### 2.6.3 與監管機關互動

拆除大型組件涉及到個反復的決策過程，或有時會一牽涉到一些監管機關的一些權限或授權，如：

- 排放授權；
- 廠內或廠外處置授權或；
- 安全案例的核准；
- ALARA 研究；
- 運輸執照；
- 最佳可用技術的研究；
- 最實用的環保選項的研究，及
- 策略的環境評估。

根據專案的複雜性，交互作用發生在一個顯著的時間內。”執照”也可能是相互關聯或形成重大專案里程碑。作為良好的專案管理的一部分，確保及有關監管機關早參與是不可或缺的。同樣，作為現代社會的一個組成部分，大多數監管機關必須規劃自己的資源，預期如此實行，並促進良好和安全的運作。因此，所有各方的共同目標，使此一過程盡可能高效率。

一些監管機關的青睞的方法，是早期介入。在這種情況下，監管機關要發展監管機關的意見及他正式核准的程度之間的平衡。在一些監管框架，因為監管有具體的責任提供意見，早期介入更容易發展。但是建議並不能代替國家的要求，獲得一個特定的許可或授權。

促進這種對話方法的一個例子是綜合性廢棄物管理策略（IWS），它提供了一個重要途徑，任何廠址上的放射性廢棄物的安全、環境完好和及時的管理。這形成了大型組件的拆解不可分割的部分。他們的做法

有一個概述，持照者應制定並保持當前和今後管理的所有廢棄物的產生或接收其廠址的策略。 IWS 整合和最佳化廠址上的所有廢棄物相關作業，包括運轉作業產生的除役和從管理被污染的土地所產生的廢棄物。

一個的 IWS 應該展示廢棄物在時間和速率得到妥善管理，廢棄物產生需考慮處置的行程路線和設施的可用性。IWS 應制定涉及監管機關和其他利益關係者。應使用適當和一致的品質保證措施，包括對資料和資訊的標準和規範，適當地考慮健康、安全、環境和安全管理系統。此策略應該不會限制所有的物料，目前被持照者視為任何重大浪費：它也應該包括所有在未來可能成為廢棄物的物料。這很可能取決於國家內所涉及監管系統內。有可能是一些不同的監管者涉及到授予許可或授權，可能會引起問題各在個階段之間的定時和分離。不同的監管協商過程的可能性也是一個額外複雜化。

進行策略選擇的研究，以確定的策略能夠確保從運轉到除役的整個生命週期內，盡可能使用一個特定的廢棄物流程（或其部分）廢棄物減量的機會。這些都是早期對話的重點領域。

在大型組件方面，IWS 的方法可以在多個層面。首先，在整體除役計劃的概念層面，並進一步為具體作業和可能選擇決策過程中的一部分，就。在一些規劃觀點，監管准許的形式是理所當然的。通常情況下，已經獲得授權框架內的拆除，在單件除役執照和拆除是不是一個問題，因為它可以防止或減少職業暴露、釋放和風險。然而，有可能會產生的廢棄物量和處置設施可用性的問題相關聯。在這種情況下，方法會有相關，例如最可行的環境選擇研究。有許多例子說明如何開發和使用，及涉及利益關係者如何參與，其中一些是在 IAEA 文件 NW-T-2.5 中引用。



如果不在廠址址完全分割，大型組件的運輸，須逐案審查，通常在特殊安排下，成為沿運輸行程與監管機關和利益關係者參與的一個關鍵領域。

廢棄物處置設施的可用性也是一個關鍵因素，因為他們可能為了 LLW 或 ILW。該設施的許可基於貯儲庫打開時安全狀況的基礎上。這往往對特定的大型組件獨立準備拆除專案。因此，一個特定的授權通常是必需的，從而導致需要與當地的利益關係者進行討論，這通常是由運轉者發起。

由於這樣的授權，可能涉及到不同的監管機關，它們之間需要協調的，尤其是否一個單一的過程的授權或不是為了掩蓋所有有關的各項事宜的問題，如拆卸、運輸和處置。在某些情況下，使用整合的專案團隊或專案委員會已被用於推動監管機關的參與，導致准許。

設施和監管機關的數量增加，與更廣泛的利益關係者群體的溝通變得更加複雜。IAEA 文件 NW-T-2.5 解決一些在不同的國家使用的技術，以及作出的決定。一個主要特點為是否參與正式協商直接影響的決定或選擇的一部分，或者是否包含更多的訊息，通知讓利益關係者群體。

## 3 拆除技術

### 3.1 簡介

本章節主要是參考「Dismantling Techniques, Decontamination Techniques, Dissemination of Best Practice, Experience and Know-how, Final Report, June 2009」中的第三章「Dismantling techniques」，這份報告主要是敘述歐洲核設施的除役及除污的相關經驗。

廣義的拆除作業其範圍包括：組件和結構的去污/移除、廢棄物包裝、包裝物運送，及在受管制的掩埋設施中進行處置，但是在規劃拆除作業時，應採用相反的順序進行。也就是先確定廢棄物物流（waste streams）的特性之後，接著就是聯繫未來處置廢棄物的設施，探詢和瞭解廢棄物的接收標準，包括可接受的包裝形式及其內含放射性強度（貝克活度和劑量），包裝尺寸和重量要求，以及相關文書作業。如果廢棄物形式或內容不被該設施所接受，則必須採取替代方案。當包裝尺寸、重量和放射性等限制已決定，就可以確定運輸模式和運送數量（如卡車、鐵路或駁船）。

計劃人員須配合包裝的形式，對於管路、設備和結構等物件，選擇最符合成本效益的切割技術。對於每種可能的技術評估其切割/移除率（噸/天），以決定每天或每週的貨運量，進而設定的總體進度。若有其他技術的經證實可提高產量，則隨時進行調整。

本文將幫助的除役規劃人員針對不同的應用選擇適當的技術。目前的拆除、移除及縮減體積的技術，包括：機械鋸、圓形刀具、研磨切割機、鑽石索鋸、爆炸切割、電漿火炬、氧乙炔火炬、電弧鋸、磨料水刀、液壓

剪。使用液壓挖土機、傳統破壞技術及炸藥爆破，拆除龐大且厚實的混凝土結構。在使用炸藥時，需要有經過認證的爆破專家來確保安全。

以下各節提供混凝土和金屬這兩種主要材料的拆除工法。最後討論使用機械手之拆除作業。

### 3.2 金屬的熱切割技術

金屬的熱切割技術通常是在不直接接觸工件的情況下進行切割。相對於機械切割是以切刃切斷金屬，而熱切割使用的是介質。這些介質可以聚焦高能量光束（雷射）或高溫火焰（電漿）。大多數熱切割技術的優點是：

- 可在水下或空氣中執行；
- 可用遙控操作，減少工作人員接觸高放射性材料；
- 可延長工作時間，並降低總成本（儘管設備架設和拆卸的時間較長）。

熱切割技術基本分為兩種：一種是讓化學物質在氧氣中燃燒（氧氣切割），另一種則為放電（電漿切割）。熱切割技術有一個共同的特點，他們利用的熱源使材料融化、昇華、燃燒或弱化，最後使大型構件的分離，成為易於掌控的形狀。通常它將結合機械裝置運送金屬塊或熔融物質。此外，根據產生熱量的能源種類，可將這些程序予以細分。這些能源包括：

- 化學方法（氧-燃料切割、金屬粉末輔助之氧-燃料切割、氧氣噴槍）
- 以電流為基礎（電漿切割、氧氣電弧切割、電弧水刀切割、放電加工、接觸電弧金屬切削、接觸電弧金屬研磨、接觸電弧金屬鑽孔）
- 雷射光束（雷射切割，氧氣輔助雷射切割，雷射昇華切削）。

所有的熱切割技術有一個共同缺點，就是會產生固體或氣體廢棄物，包括氣體懸浮物 and 水中懸浮物，可能需要大範圍的過濾和管控。

在下面的章節中，將描述一系列熱切割技術及其性能數據。

### 3.2.1 化學能源

#### 3.2.1.1 氧-燃料切割

氧-燃料 (oxy-fuel) 切割是使氧和被切割材料之間出現放熱化學反應 (圖 2-1)。因此，這些材料需具有某些特性：

- 它在純氧環境中必須是可燃的；
- 燃點 < 熔點；
- 燃燒溫度 > 金屬融液的熔點 (產生充分燃燒的熱量)；
- 金屬融液之粘度低；
- 有限度的熱傳導係數。

主要是低合金鐵素體鋼 (肥粒鋼) 可滿足上述條件。在這種情況下，切割過程能產生自我保護，由乙炔火焰提供活化能量，而氧氣流動產生的機械能在工件表面形成切縫，進而將氧化產物 (金屬融液) 由切縫中移除。

切割過程中金屬融液輸送熱量，使得鐵素體鋼板 (碳鋼) 的底面是沃斯田鐵 (不銹鋼) 的雙層結構也可被切穿，這樣的結構常用於反應器壓力容器。氧-燃料切割是優良的切割程序，並廣泛應用於拆除作業，曾用在拆除德國核電廠 Gundremmingen Block A。圖 2-1 為氧乙炔切割鋼板，圖 2-2 為氧-燃料切割的噴嘴示意圖。

表 3-1 氧-燃料切割的相關性能參數

操作環境	空氣中或水下
水下深度	乙炔操作可達 10 米，超過 10 米可採用替代燃料
自動/遙控操作	有可能
切割速度	350 ~ 700 mm/min
切割深度	25 ~ 800 mm (標準工具);研究可達 3200 mm
曲線切割	有可能
二次廢棄物	鐵基氧化物 (金屬融液)
耗材	氧及可燃物 (乙炔、汽油、丁烷等)
特點	可用於特定的材料



圖 3-1 氧乙炔切割

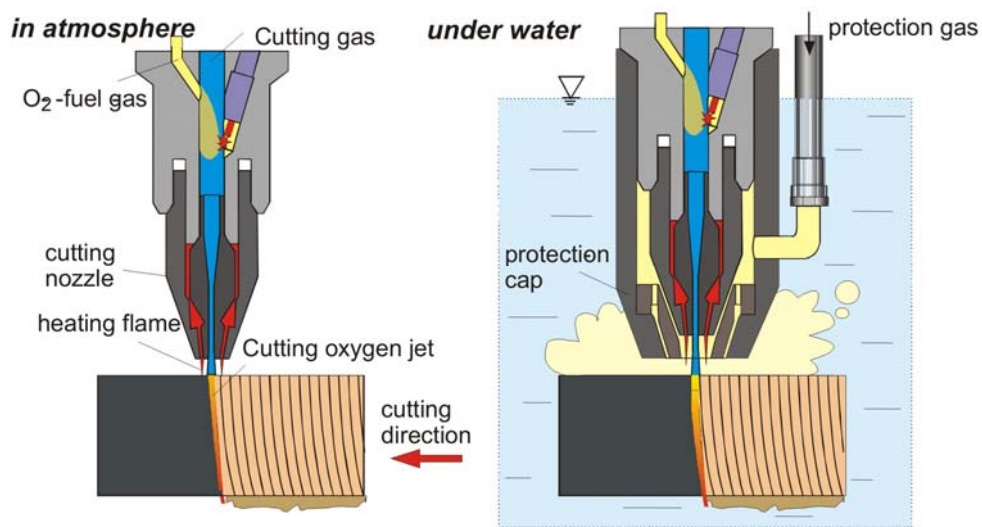


圖 3-2 氧-燃料切割的噴嘴（左）空氣（右）水下

### 3.2.1.2 金屬粉末輔助之氧-燃料切割

氧-燃料切割被限制用於特定材料，為了能夠切割沃斯田不銹鋼材料、鑄鐵、非鋼合金甚至是混凝土，開發一種金屬粉末輔助之氧-燃料（metal powder assisted oxy-fuel）切割程序加入可燃金屬粉末（通常是細小的鐵粒子，甚至是鎂或鋁），並將其導入氧氣流中，以提供足夠的能量熔化工件，然後從氧氣流產生的切縫中將熔融物移除。

此一技術尚未被廣泛使用，因為它會產生大量的氣體懸浮物和二次廢棄物（外加金屬粉末之氧化物），目前無法提供此一技術相關的性能數據。

### 3.2.1.3 氧氣噴槍

氧氣噴槍（oxygen lance）或稱吹氧管，是一個充滿了鐵絲或類似材料的圓管。氧氣被引導通過圓管，圓管的一端填入用於連續燃燒的鐵

屑，燃燒產生的溫度約 2500°C 至 3000°C。利用熱工作氣體及液態氧化鐵將熱量傳遞到工件上。所產生的熱量足以熔化多數的材料，包括鋼、鑄鐵、混凝土、玻璃、非鐵合金、有機物和大多數陶瓷。以手帶動噴槍和氣流，將熔融物從切縫中移除。此工具僅適用於鑽孔，但是，經由一系列相鄰的鑽孔，可以達成類似切割的功能。目前並未嘗試將此一程序予以自動化或遙控，因此，在核設施除役的應用僅限於低輻射暴露的區域，傳統上是用於拆除厚牆壁及大型結構物。圖 3-3 為氧氣噴槍切割示意圖及操作照片。

表 3-2 氧氣噴槍切割的相關性能參數

操作環境	空氣中或水下
水下深度	無限制
自動/遙控操作	無；目前僅能手動操作
切割速度	用於低碳鋼的前進速度約 200 mm/min
切割深度	受限於圓管的長度（1500~2000 mm）
曲線切割	有可能（精度較差）
二次廢棄物	鐵基氧化物（金屬融液）
耗材	噴槍、氧
特點	只能打孔、精度低、用途廣

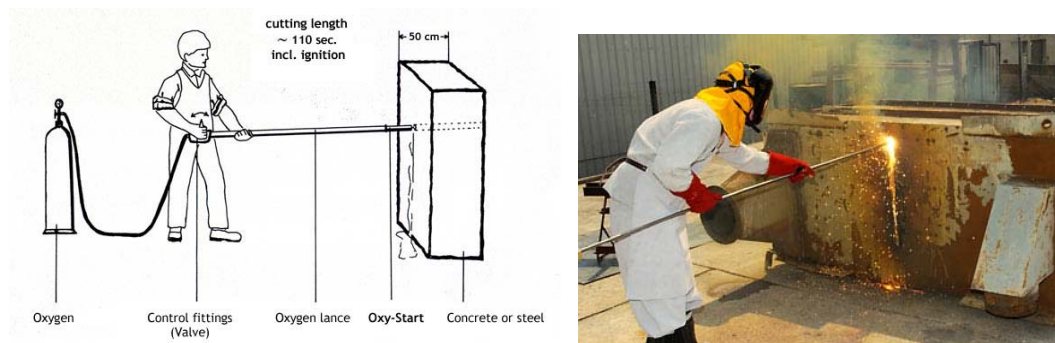


圖 3-3 氧氣噴槍切割

## 3.2.2 電流相關的切割技術

### 3.2.2.1 電漿切割

電漿 (plasma) 切割是以壓縮空氣為工作氣體，在電漿火炬與工件之間通過電流，電流持續加熱工作氣體而產生電漿 (圖 3-4)，以高溫高速的電漿流 (電離氣體) 為熱源，將被切割的金屬局部熔化，同時利用高速氣流將已熔化的金屬吹走，形成狹窄切縫進而輸送熔融的材料。電漿切割的優點為：切割速度快、切縫狹窄、切口平整、熱影響區小、工件變形小、操作簡單，而且具有顯著的節能效果。

目前，最先進的鈹金加工技術是使用電漿切割，因為它結合了高切割速度與高精度，材料加工的厚度可達 150mm。因此，它可以被用於除役的各種切削任務中，也可以很容易地進行遙控操作。圖 3-5 為電漿火炬切割鋼板照片。

表 3-3 電漿切割的相關性能參數

操作環境	空氣中或水下
水下深度	目前可達 100 m
自動/遙控操作	可以
切割速度	100 ~ 500 mm/min (10 mm 厚的金屬板)
切割深度	約 150 mm
曲線切割	可以
二次廢棄物	無固體，只有工作氣體 (N <sub>2</sub> ，惰性氣體)
耗材	工作氣體
特點	精確、快速、材料需導電，切削深度有限



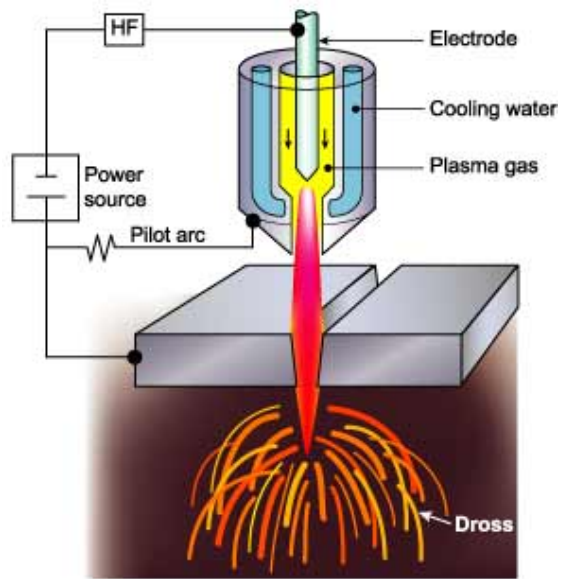


圖 3-4 電漿火炬(plasma torch)



圖 3-5 電漿火炬切割鋼板

### 3.2.2.2 氧弧切割

氧弧 (oxy-arc) 切割與氧-燃料切割相類似，是使用一個自我消耗的中空電極。在電極和工件之間點燃電漿，藉此將熱傳遞給被切削材料，此外當氧氣被引導通過電極，使得電極（如果選用合適的材料）及工件皆發生燃燒。氧在切削過程中的氧化反應，將增強熱量的產生，也因此有助於金屬融液輸送。雖然此技術與氧-燃料切割相類似，但只適合鑽孔操作模式。

氧弧切割主要是手持操作，用於較小型的切割任務（有限長度及有限深度的切削），最好是浸泡於水中，它被廣泛應用在船塢作業，氧弧切割設備架設如圖 3-6 所示。目前此一技術在除役領域的應用有限。

表 3-4 氧弧切割的相關性能參數

操作環境	最好在水下
水下深度	理論上無限制
自動/遙控操作	不可以
切割速度	100 ~ 500 mm/min (10 mm 厚的金屬板)
切割深度	受限於電極長度，手持設備長約 400mm
曲線切割	可以
二次廢棄物	固體：電極的金屬融液（金屬氧化物）； 工作氣體
耗材	電極、氧
特點	手動操作、精度低、功能多樣、工件需能導電，只能鑽，過程不連續

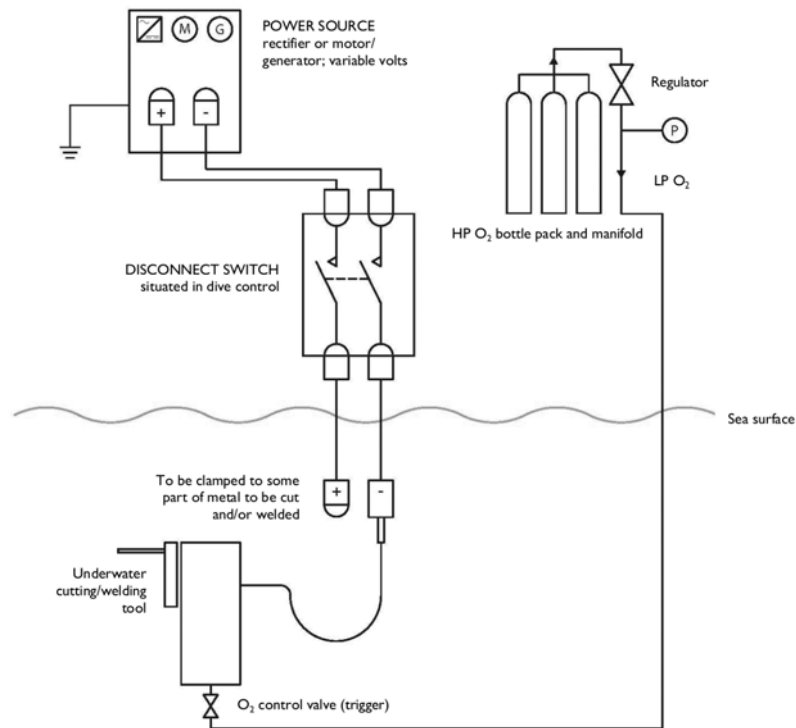


圖 3-6 氧弧切割設備安裝示意圖

### 3.2.2.3 電弧水刀切割

電弧水刀 (electric arc water jet) 切割在設計及施作上類似於 MIG/MAG 銲接火炬 (圖 3-7)，同樣是使用消耗性的線狀電極提供電能以熔化工件材料。不同的是，電弧水刀使用水的噴嘴，取代 MIG/MAG 銲接的惰性氣體噴嘴，以水移除熔融金屬。到現在為止，此技術只有驗證和應用在 Cadarache (法國) 的拆除工作上。

表 3-5 電弧水刀切割的相關性能參數

操作環境	空氣中或水下
水下深度	理論上無限制
自動/遙控操作	可以
切割速度	2700 mm/min @ 2400 A
切割深度	沒有參考資料
曲線切割	可以
二次廢棄物	固體：電極的金屬融液（金屬氧化物）
耗材	電極、工作用水
特點	適用於中等厚度的工件、工件需能導電、可連續操作

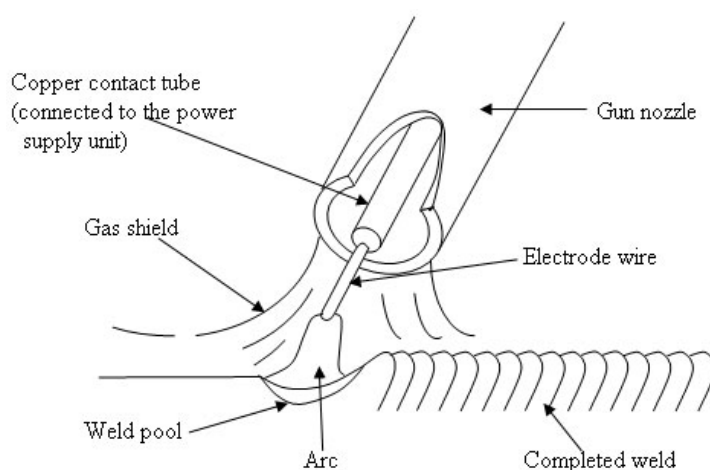


圖 3-7 MIG/ MAG 銲接示意圖

#### 3.2.2.4 放電加工

放電加工（electrical discharge machining, EDM）的過程主要是以脈衝發射出高電壓低電流的火花，火花由電極（通常是銅）射向工件。工件材料被火花熔化或昇華，隨著火花點燃後立即引發氣泡的爆裂，進而對周圍的介質產生衝擊波（圖 3-8）。這種衝擊波將使得切縫中的加工

材料被移除。電極的設計包括銅線（線切割放電加工）或固定電極（下降式放電加工）。

目前，放電加工在切割速度方面受到限制，此技術廣泛的應用於模具工業。它的工作原理是本文接下來敘述的另一個技術的基礎。



圖 3-8 放電加工去除材料示意圖

### 3.2.2.5 接觸式電弧金屬切割

接觸式電弧金屬切削（contact arc metal cutting, CAMC）是以放電加工的原理為基礎，因為它有石墨電極，可提供切割程序需要的電流。但是，並非經由高電壓點火，而是使用低電壓電漿弧，讓能量得以傳遞。當電極直接接觸工件時，會產生離子弧造成短路。接觸點所造成的高溫，將產生足夠的離子，進而點火啟動切割電弧。

以高速平行水流覆蓋電極，以水流來運送由熔融金屬產生之金屬碎屑，且同時操縱電弧位置，並從電極帶走多餘的熱量，如圖 3-9 所示，沖洗泵浦（rinse pump）驅動水流通過刀具。電極通常設計成短劍形狀（楔形），電極材料選擇石墨或碳纖維強化石墨。該技術已成功應用於德國 Karlsruhe 研究中心的多用途研究用反應器（multi- purpose research

reactor, MZFR) 來拆除的熱屏蔽。圖 3-10 為接觸電弧金屬切削(CAMC)切割鋼管照片。

表 3-6 接觸電弧金屬切割的相關性能參數

操作環境	只有水下
水下深度	理論上無限制
自動/遙控操作	可以
切割速度	約 1500 mm/min (10 mm 中碳鋼板)
切割深度	約 270 mm (依據電極的長度)
曲線切割	不可以；只能直向前進
二次廢棄物	固體：電極的融液 (石墨)；氣體：CO <sub>2</sub>
耗材	電極、工作用水
特點	適用於複雜的中空結構，僅適用於導電材料；切斷狀況易於控制 (不會產生過切)

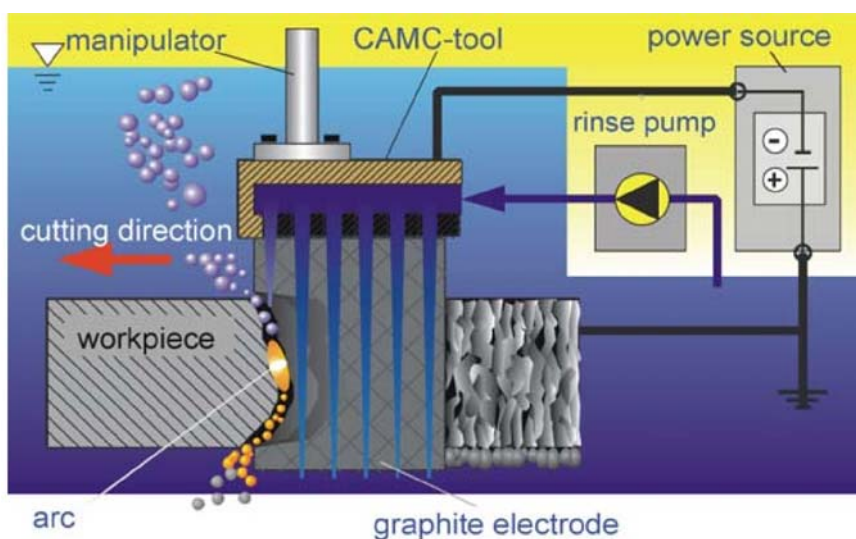


圖 3-9 接觸電弧金屬切削 (CAMC) 工作示意圖

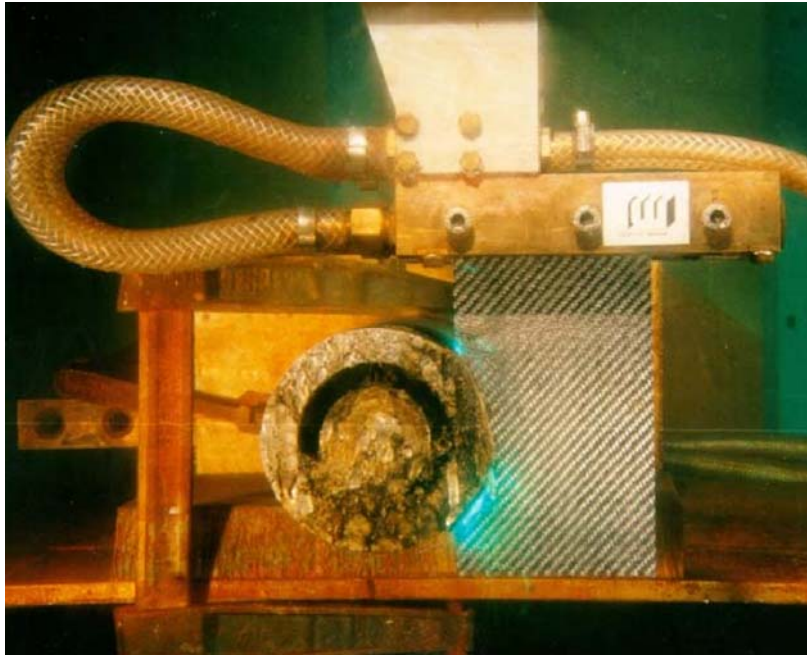


圖 3-10 接觸電弧金屬切削 (CAMC) 切割鋼管

### 3.2.2.6 接觸式電弧金屬研磨

接觸式電弧金屬研磨 (contact arc metal grinding, CAMG) 類似於 CAMC，使用電極來傳輸必要的電能以執行切割。CAMG 電極 (主要是 Cu/ W 的合金) 為圓盤狀，旋轉速度約 500 至 1500 轉/min，需要有流體流動，以除去旋轉時產生的熔融材料。(圖 3-11) 電極和工件之間接觸造成的短路使電弧點火啟動，具有非常快的切割速度。

表 3-7 接觸電弧金屬研磨的相關性能參數

操作環境	只有水下
水下深度	理論上無限制
自動/遙控操作	可以
切割速度	約 4000 mm/min (10 mm 中碳鋼板)
切割深度	約圓盤直徑的 1/3
曲線切割	不可以；只能直向前進
二次廢棄物	固體：電極的融液
耗材	電極
特點	適用於複雜的中空結構，僅適用於導電材料；切斷狀況易於控制，是所有水下熱切割技術速度最快的

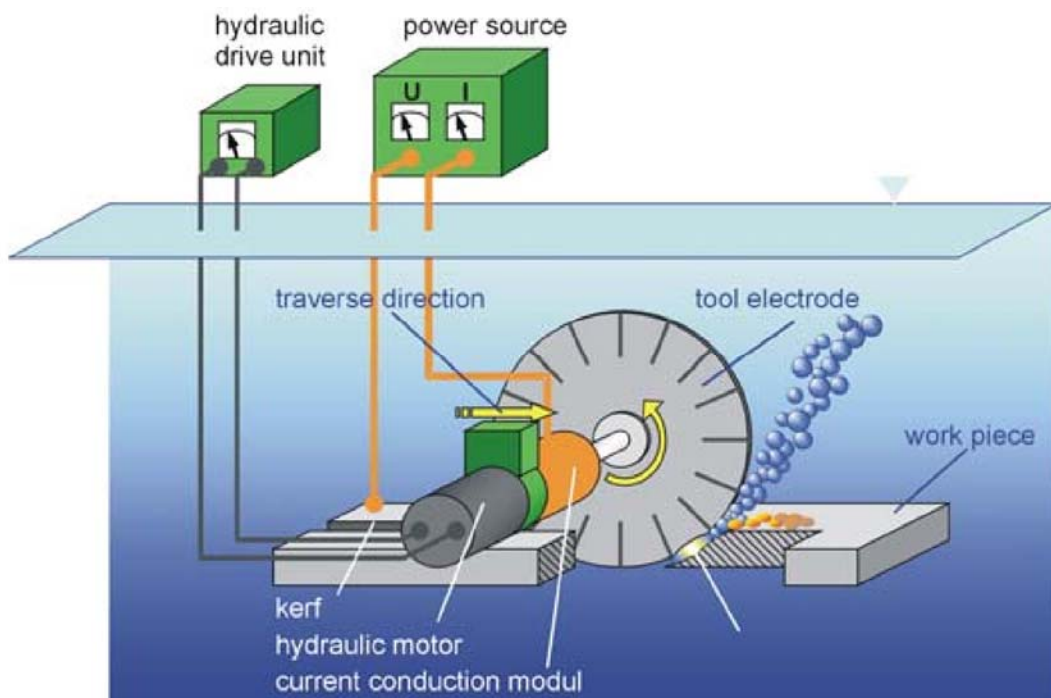


圖 3-11 接觸電弧金屬切削 (CAMG) 工作示意圖



### 3.2.2.7 接觸式電弧金屬鑽床

接觸式電弧金屬鑽床（contact arc metal drilling, CAMD）使用的電極為一中空狀圓筒（有時未必是圓形斷面）；工件上的接觸範圍就是電極端面。將工作用水引導通過電極的端面，有助於碎屑和熔融材料去除。圖 3-12 為接觸電弧金屬鑽床（CAMD）的各部名稱。

表 3-8 接觸電弧金屬鑽床的相關性能參數

操作環境	只有水下
水下深度	理論上無限制
自動/遙控操作	可以
切割速度	約 1000 mm/min（深入中碳鋼）
切割深度	受限於電極設計
曲線切割	不可以
二次廢棄物	固體：電極的融液
耗材	電極；水
特點	適用於複雜的中空結構，僅適用於導電材料；鑽穿狀況易於控制

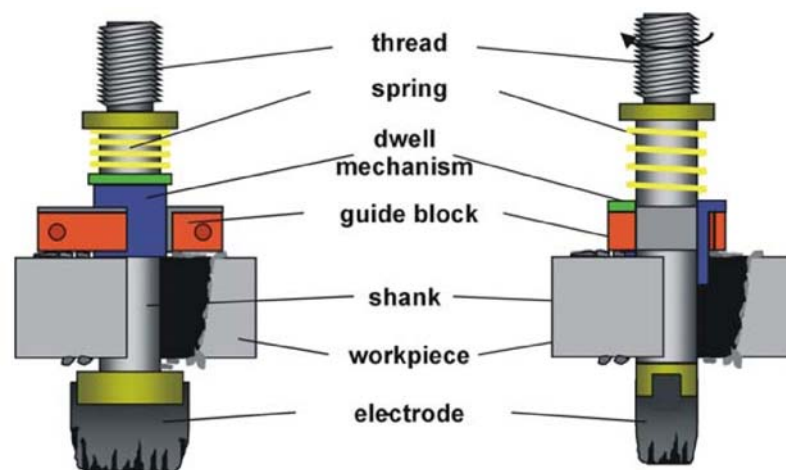


圖 3-12 接觸電弧金屬鑽床（CAMD）

### 3.2.3 用於核設施拆除的雷射切割技術

#### 3.2.3.1 簡介

雷射切割鋼板的厚度可達 20 mm，商業用 Nd：YAG 雷射的平均輸出功率為 4 千瓦。目前，工業用雷射的平均輸出功率可提高至 6 千瓦。下面介紹雷射光束工作的程序。

#### 3.2.3.2 雷射切割程序

共有三種基本的切割程序：雷射火焰切割、雷射熔融切割和雷射昇華切割。可依據不同的材料和需求，選擇不同的程序加以應用。

- (1) 雷射火焰切割 (laser flame cutting)：由於使用氧氣為工作用氣體，因此在高速切削過程造成燃燒，燃燒放熱進而產生額外的能量。在燃燒過程中所釋放之能量，將超過雷射光束的輸入能量。材料燃燒成為流體融渣而容易流走。因此，雷射火焰切割設定的氣體壓力將低於雷射熔融切割的氣體壓力。此外，為了保證切割過程的可控制性，必須限制放熱能量。由於燃燒反應使得切割邊緣出現氧化層，此一氧化層與工件之間只有微弱的結合。
- (2) 雷射熔融切割 (laser fusion cutting)：其特點是使用惰性氣體為工作用氣體，例如，氮氣或氬氣。藉著屏蔽氣體的籠罩，防止額外的放熱反應發生。由於該程序只有雷射能量的輸入，因此，切割速度遠低於雷射火焰切割。因為在切割完成後切緣未被氧化，因此沒有必要對工件做進一步的處理。然而，在切割過程中的熔融產物是具有高粘性的，因此，需要非常高的氣體壓力，

以便將熔融體由切縫中排出，從而完成一個乾淨且無尖角之切割。

- (3) 雷射昇華切割 (laser sublimation cutting)：使用高能量密度的雷射，將材料直接從固相轉變成氣相。而這種程序需使用惰性的工作氣體，在切割時可保護材料。隨著處理材料的不同而改變氣體的使用壓力。因為金屬材料的蒸發溫度較高，及受限於可用的能量密度，僅有機材料或塑料材料適用於雷射昇華切割處理，而金屬主要由前述的另兩個雷射切割方法進行處理[6]、[7]。但是，昇華程序卻可以非常有效地應用在除污上，例如，除去表面的薄層。

### 3.2.3.3 雷射切割應用

比較起熱切割技術：雷射切割的優點是切割缺口較小、切割輪廓精確、熱影響區小、公差小、工件變形有限、無應力處理及高重現性。缺點是需要較昂貴的投資，且雷射的低效率將伴隨著高能耗。與其他熱切割技術相比，雷射切割的產能是最小的[8]。

雷射程序中粒狀物的排放可大量減少。比較雷射程序與電漿程序的公稱衛生空氣需求限值 (Nominal Hygienic Air Requirement Limit Value, NHL)，雷射程序需要較少的新鮮空氣即可滿足容忍值。NHL 值的定義，是指理論上對於已知的排放質量，需要的一定數量的新鮮空氣，使空氣中的各個有害物質不超過允許限制值[9]。

應用於核設施：雷射技術可應用於核電廠拆除的多項領域。有關水下雷射程序的實驗研究，首先是開啟工作氣體，防止入雷射端頭進

水，以保護光學元件。當雷射端頭浸泡在水中，進行水下切削過程時，水取代空氣，可保證雷射光束能自由傳輸而不會受到阻礙。

雷射用於石棉切割可提供了獨特的優勢。使用雷射可以明顯地減少致癌之纖維懸浮物的釋出，因為石棉受熱發生汽化，並在空氣中凝結成無害的球狀顆粒。同時在切割過程，石棉材料的切邊將形成一光滑表層，可使切邊獲得長時間的密閉，有效地防止石棉材料釋出剩餘的纖維 [10]，[11]。

雷射切割使用特殊的程序參數可達到排放最少化，可能會讓熔融材料附著於工件底部形成尖角毛頭，如此可減少排放及污染的釋出。此外，雷射加工技術可應用在管件切割，而由管件的材料及厚度來決定加工程序，在這種情況下，也有可能出現尖角毛頭[12]。

在拆除桶槽或蓄水池時，若其結構為混凝土牆加上內襯鋼板，則鋼材的切割是很困難的。因為金屬板直接覆蓋於混凝土上，以機械方法執行切割是非常困難的。而熱切割法對於鋼板下方的混凝土會產生非常深入的融溶滲透，可能導致混凝土的污染，而需要進一步的處理混凝土。雷射切割對此則有具體的優勢，由於能量的輸入是非常精確的，因此可精準的控制切割深度，就是將切割深度調整成鋼板的厚度，使得混凝土中的融溶滲透最小化。此外，有關塗層鋼板的處理問題，雷射可在幾乎不燃燒塗層的情況下處理鋼板。雷射切割方法的另一個優點是，工作氣體和雷射光束是分離的，使用特殊的噴嘴技術可以將熔融材料驅趕至鋼板的表面上。至於排放過程中氣體的釋放，也有可能以吸氣方式於予以去除[13]。

核設施採用雷射的一個重要原因，是考慮其可移動性和彈性，而實際應用的一種狀況是手持雷射加工頭的可行性。因此，漢諾威雷射中心

(Laser Zentrum Hannover ,LZH) 開發了一項以手牽引教導的設備，進給速率則由系統提供，以確保切割過程的穩定。這種配合核設施的拆除需求所建造的設備，可以不需要導引程式和程序教導，若使用這類機器人，可以顯著的降低成本和節省時間。對於低污染區，由於雷射技術所擁有的優點，相較於其他熱切割技術，可將提供一個有用的替代方法 [14]，[15]，[16]。圖 3-13 為雷射切割頭工作示意圖。

表 3-9 雷射切割的相關性能參數

操作環境	空氣或水下
水下深度	理論上無限制
自動/遙控操作	可以
切割速度	約 1000 mm/min (10 mm 中碳鋼板)
切割深度	在單一聚焦時約 20 mm 單
曲線切割	可以
二次廢棄物	程序用氣體
耗材	程序用氣體
特點	快速和精確；切削深度有限，可應用的材料範圍廣泛

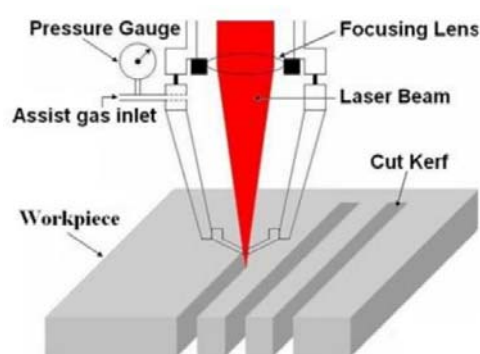


圖 3-13 雷射切割頭工作示意圖

### 3.3 金屬的機械式切割方法

#### 3.3.1 剪切

依據定義剪切是利用機械力使材料分離 [17]，剪切的種類如下：

- 剪力切割 (shear cutting) ；
- 刃切割 (blade cutting) ；
- 撕裂 (tearing) ；
- 斷裂 (breaking) 。

將液壓剪應用於拆除的案例之一是德國 Würgassen 核電廠，利用這種技術在現場拆除石墨反應器的組件。在德國大約有 900 噸的石墨反應器組件（由石墨或碳石所製作的緩和劑、反射體及熱中子柱等）遲早會面臨除役和/或拆除。拆解石墨組件時，區分出活化/污染與非放射性的部分，可以減少儲存的數量，大幅度地降低處置成本。例如，AVR 反應器原先估計將使用 2511 個 MOSAIK type II 容器裝填石墨組件，因此有可能會減量約 50%[18]。

經過放射性照射，材料的機械性能將受到影響而改變，而石墨零件的變化是會影響拆除計畫。發生在石墨上最著名的輻射效應是維格納能量(Wigner-Energy)，它可以經過短時間的熱處理而很容易地被釋出，雖然它並不被認為是一個有趣科學的議題，但希望經由理論和實際工作經驗中獲得大量有用的資訊。

眾所周知，機械方法處理任何形式的石墨會造成工作場所的粉塵四散。出於安全的原因，石墨核能零件在切割過程產生的灰塵應加以收集。因此，開發合適的過濾技術，來收集切削過程中所散發出的石墨粉塵，過濾技術的應用成為另一項科學目標。在這種情況下，石墨元件選

擇機械式的破碎技術，這是一種廣泛用於消防隊的工具。將刀具的兩臂插入石墨元件的孔洞中，然後，電動液壓泵動作，打開兩臂將石墨破壞（圖 3-14）。圖 3-15 為常見的油壓破壞工具。



圖 3-14 油壓撐開器破壞石墨



圖 3-15 (左) 油壓剪 (右) 油壓撐開器

### 3.3.2 鋸切

鋸切的定義是使用多齒刀具切割出狹窄的切縫。所有的鋸切都是刀具在移動，並有進料動作相配合。關於工具的磨損和二次廢物的產量，各種鋸切的性能數據間存有一些差異：

鋼絲鋸：

- 切割深度達 100 mm；
- 刀具的磨耗增加量與切割深度超出比例；
- 在大多數應用中，刀具無需冷卻劑和潤滑劑。

弓鋸：

- 同樣適用於薄壁零件；
- 移動的特性使刀具具有高壽命；



- 冷卻劑和潤滑劑增加刀具壽命；
- 切割處理的組件其長度通常為 1 m。

帶鋸：

- 處理較大尺寸者；
- 個別的鋸齒承擔少量負荷，使得刀具使用壽命高；
- 冷卻劑和潤滑劑增加刀具壽命；
- 由於刀具的尺寸窄薄，使得切縫寬度狹小且二次廢棄物量低；
- 在各個的除役專案中（無論是水下或空氣中切割）取得了非常好的效果。

圓盤鋸：

- 金屬切削深度可達 200 mm；
- 混凝土切割深度可達 550 mm；
- 建議使用冷卻劑和潤滑劑；
- 目前的除役專案常使用遙控操作的水下圓盤鋸。

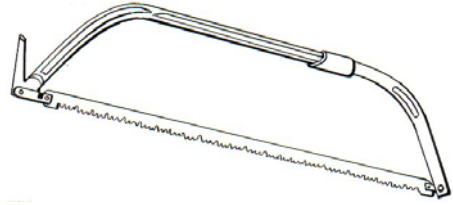
核心鋸/鑽石索鋸：

- 是混合了切割和研磨的切割分離程序；
- 附著於纜線上的切割元件為氮化硼或鑽石；
- 需要使用冷卻劑和潤滑劑；
- 二次廢棄物主要是粉末或泥漿；
- 金屬切削深度可達 300 mm;
- 混凝土切割深度可達 1000 mm.

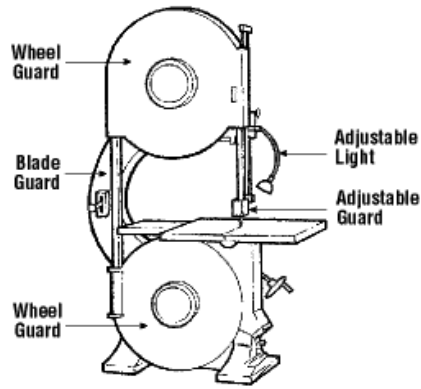
一般來說，鋸切是一個經過驗證的工業技術，它產生的二次廢棄物（碎屑）量少且容易收集，已成功地被應用於世界各地不同的除役專案中。圖 3-16 為常見的鋸切工具。



(1)



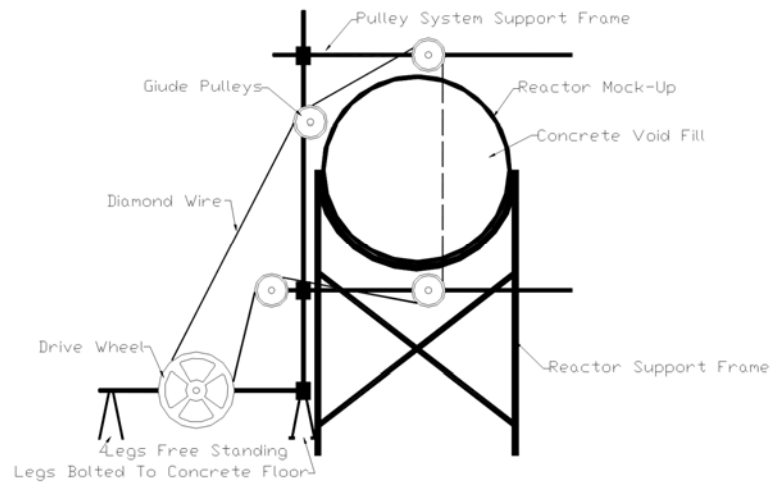
(2)



(3)



(4)



(5)

圖 3-16 (1)鋼絲鋸;(2)弓鋸;(3)帶鋸;(4)圓盤鋸;(5)鑽石索鋸

### 3.3.3 磨削

在進行研磨切割時，刀具材料也伴隨著工件碎屑一併被去除。刀具使用的材料是：樹脂黏結氧化鋁、碳化矽、氮化硼或鑽石的粉末，並由玻璃纖維加以局部強化。

使用移動性設備可使金屬的切割深度達到 30mm。在切割過程中需要良好的散熱和穩定的工具導引。圖 3-17 為切割用砂輪機照片。



圖 3-17 切割用砂輪機

### 3.3.4 爆炸切割

爆炸切割是用於金屬或其他材料之一種拆解方法，利用爆炸造成所需的分離，適用於工件幾何形狀屬於特殊設計和特殊尺寸者[19]。爆炸切割器的爆炸核心外有一層金屬外殼，這個外殼是由鉛、鋁、銅、或銀所組成。爆炸切割是利用高爆射流、轟擊產物，和變形的金屬外殼，形成了一個定向衝擊波以切削目標材料。圖 3-18 是以爆炸切割鋼管。

爆炸切割幾乎可用在任何材料，在空氣和水中可拆除的材料厚度可達 6 英寸。此一技術的效果受限於爆炸四周結構物的完整性和污染物擴散的控制能力。大範圍的爆炸切割是昂貴的，主要是因為需要聘請合格的爆炸承包商。受污染組件及系統使用爆炸切割的特殊狀況，如下：

- 切割工作必須同時進行；
- 其他切割技術沒有足夠的使用機會；
- 在高輻射區使用長柄工具進行爆炸切割器的定位。



圖 3-18 爆炸切割鋼管

#### 3.3.53.3.5 軌道切割機

軌道切割機可能是手動式裝置或自走式單元，軌道切割機沿著管件或容器的外部或內部作圓周運動，以執行切斷作業，對於管件和圓形容器切割是一個有效的方法[20]。軌道式切割的工具可分為三種不同類型：

- (1) 鍛刀：這個工具使用硬化滾輪來擠壓和剪切金屬。該技術是能夠切斷薄壁金屬管。

- (2) 車刀：將兩把車刀放置在待切割的管件直徑方向且彼此相對，然後圍繞管件旋轉；每次旋轉後以棘輪機構推動刀具更深入，切割操作的形式與車床相似。這樣的工具可用在小管件及大型圓柱狀容器。該工具可安裝在管件外側進行旋轉，例如 Hanford 的 C 反應器；或在管件內部，例如日本動力示範反應器（Japan Power Demonstration Reactor, JPDR）。
- (3) 銑削刀具：以小型銑刀（例如，狹縫刀）取代旋轉頭上的硬化滾輪（鍛刀），在管件的周圍或內部旋轉而切出狹縫。旋轉頭在每次旋轉後以棘輪將刀具向前推，或由一個專用系統使之連續進刀。

軌道切割機可遠距控制，允許操作員與輻射區域保持一定的工作距離，但它們在剛開始時常需要以手動進行架設定位。圖 3-19 為軌道切割機切斷鋼管之操作照片。圖 3-20 為軌道切割機用於輻射區之操作照片

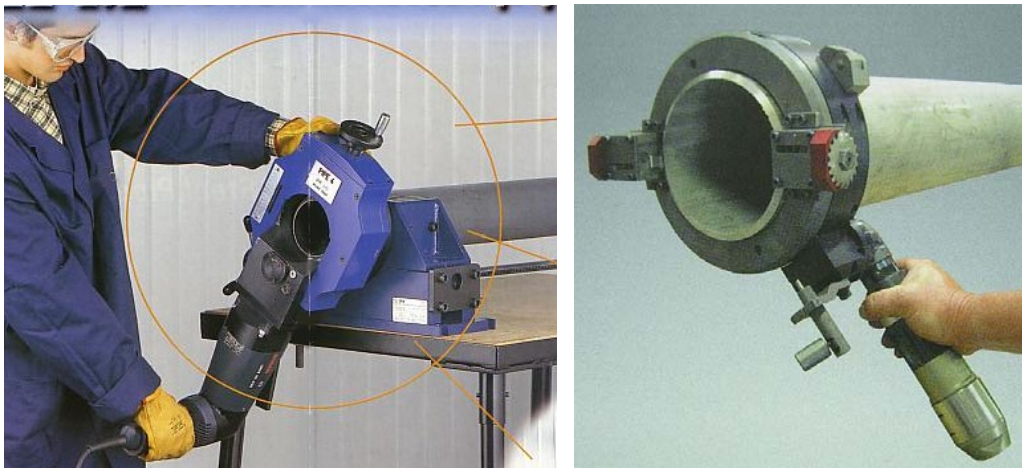


圖 3-19 軌道切割機切斷鋼管



圖 3-20 軌道切割機用於輻射區切斷鋼管

### 3.3.6 銑削

銑削這種處理程序具有較高的材料去除速率，但它的本意並非是使工件分離拆解，因此用於拆除作業時將耗費較多的時間和工具。銑削程序並不是特別適合於拆除核電廠，通常只適用在特殊的情況下（例如，零件的整修）。

在大多數情況下銑削機具將以固定的方式加以應用。有時也會安裝在可移動設備上使用，例如，傳統的銑削機軌道。

### 3.3.7 液壓切割技術

水刀技術由於具有大範圍的加載（loading）生成機制而深具發展潛力，可因噴嘴組裝、氣穴現象、電控或超聲波模組的改變，產生由固定加載到變動加載的變化。除了清潔和切割之外，水刀技術還有其他的廣

泛應用。如銑削、車削、鑽孔、破碎、表面改質等，這將應用在許多不同的工業中，如製造、表面處理、醫學、電子、汽車行業、軍事工業及核能應用等。

水刀切割系統由於可靠度的提高，以及水和磨料的自動化系統和回收系統的日益發展，有助於水刀的應用量增加，並加速向不同的領域擴展應用。

柱塞泵(plunger pump)的耐壓程度不斷的提高，與增壓泵(intensifier pump)相比較，柱塞泵通常可連接較高的流量率，使得更多領域可有效加以應用，如造船廠清潔、去除混凝土、核能應用等。

#### **3.3.7.1 用純淨水刀切割和去除塗層**

使用增壓泵或柱塞泵對普通水加壓產生水柱。水壓能量經由小噴嘴轉移為動能，依靠加壓和流率可將水加速到 100 m/s。目前用於清潔工作時，增壓泵提供的壓力通常為 400MPa，流率為 4 升/分鐘的。柱塞泵則具有更高的效率，壓力為 350 MPa，而流率可達 20 升/分鐘。

#### **3.3.7.2 磨料水刀切割**

普通水柱中添加的磨料以增加工具的效率。目前正在使用的兩種磨料水刀：“夾帶磨料水刀”或稱為“磨料注入水刀”(Abrasive Water Injection Jet, AWIJ)和“磨料懸浮水刀”(Abrasive Water Suspension Jet, AWSJ)，分別採用不同的唧送原理。(圖 3-21)

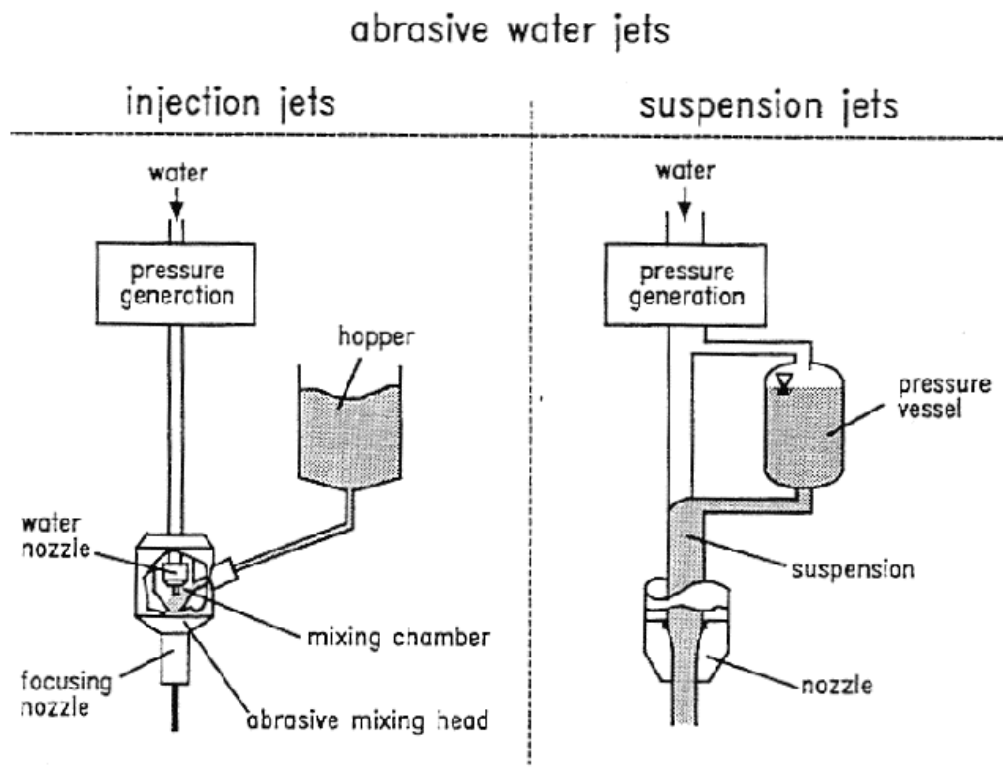


圖 3-21 (左)磨料注入水刀；(右)磨料懸浮水刀

磨料注入水刀 (AWIJ)：磨料注入水刀的想法在 70 年代發展成型。主要的元件是一個混合頭 (mixing head)，它是由一個水噴嘴 (water nozzle) 組件與一個聚集 (focusing) 或混合管 (mixing tube) 所組成。水噴嘴的直徑為 0.2 - 0.5 mm，用於產生一個普通的水射流。此射流穿越混合腔 (mixing chamber) 並產生的真空吸力，磨料顆粒因氣壓作用被吸入腔室中。在混合管中的磨料和水混合、加速和聚集。

磨料懸浮水刀 (AWSJ)：這是磨料水刀的第二種形式，1984 年由英國的 BHR-集團所開發。將高濃縮懸浮液儲存於壓力迴路中的一個容器內。磨料懸浮水刀與磨料注入水刀的主要區別是在缺乏噴射空氣的情況下，由部分的加壓水將高濃度的懸浮液帶入主水流中。懸浮磨料可經



由一段長的高壓軟管運送至切割位置。由於在水射流中沒有空氣存在，使其射流的效率比磨料注入水刀的效率要高得多。磨料懸浮水刀在拆解工業非常著名，只有少數是應用在製造方面。目前最先進的磨料懸浮水刀的壓力高達 200 MPa，而實驗室正在進行 400 MPa 的磨料懸浮水刀開發。

磨料注入水刀與磨料懸浮水刀的特性：這兩種水刀的差異在於他們的產生方式有所不同。磨料注入水刀包括三相（例如空氣的體積約 95%，水的體積約 4%，磨料的體積約 1%），磨料懸浮水刀僅有兩相（水的體積約 80 - 90%，磨料的體積約 10 - 20%）。這使得磨料懸浮水刀中磨料顆粒的加速性更好。因此，在相同的液壓動力和磨料流量下，磨料懸浮水刀其切割效率至少兩倍於磨料注入水刀（見圖 3-22）。但由於磨料注入水刀常用的壓力高達 400 MPa，使得磨料注入水刀在切削深度方面，也能達成類似的表現。

比較磨料注入水刀與磨料懸浮水刀的切割效率：由於磨料懸浮水刀只包括水和研磨材料，比起磨料注入水刀，磨料懸浮水刀的顆粒引導方式更好。這將使得噴射流具有高穩定性，因而改善切割品質和切割效率。磨料注入水刀所生成水射流離開水噴嘴，先通過混合腔再進入聚焦管。因此聚焦管直徑至少是兩倍大（一般為 3 - 4 倍）於水噴嘴直徑。而磨料懸浮水刀的噴嘴直徑相同於所連結的液壓動力管徑，因此產生較窄的切縫寬度和更深的切削深度。與熱切割及傳統方法相比較，水刀技術的優點總結在表 3.10 中。

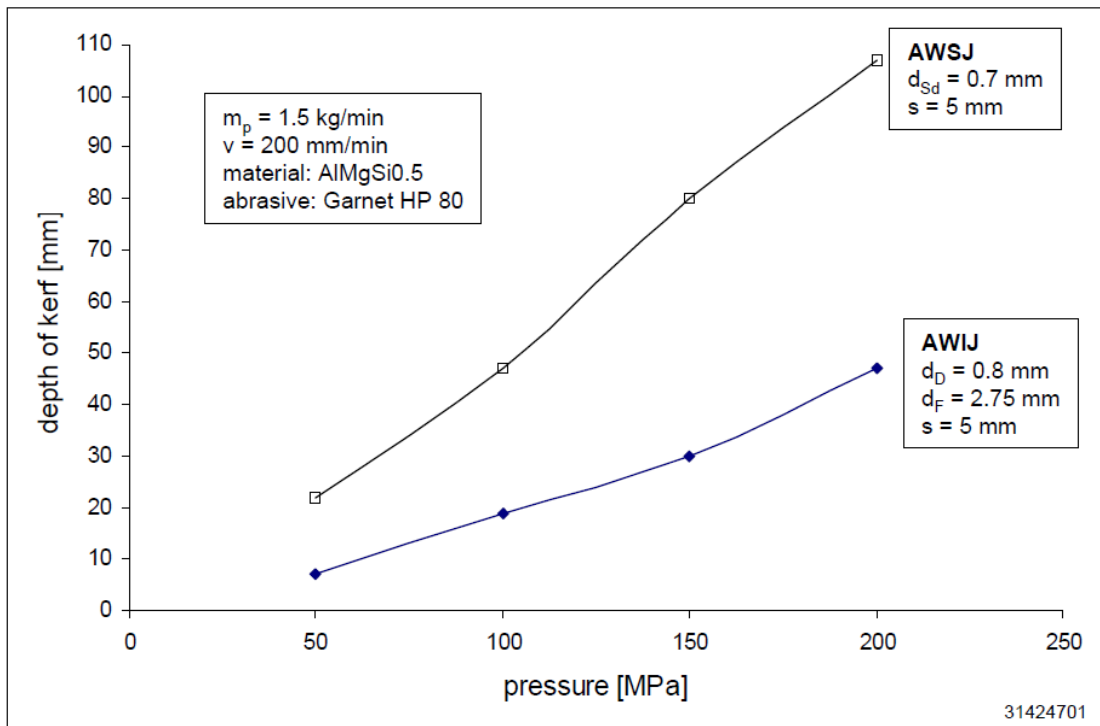
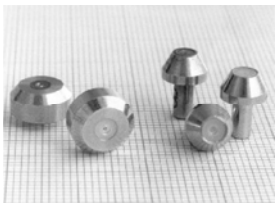

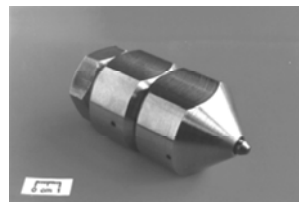


圖 3-22 磨料水刀與磨料懸浮水刀的特性

表 3-10 水刀技術的優點

原則	水刀	磨料注入水刀	磨料懸浮水刀
多功能工具	切割、鑽孔、車削、去塗層、清洗		
無熱程序	無局部反應的產物		
全方位	任何方向角度的噴射均具銳利度		
幾乎可切割 所有材料	“軟”材料	金屬和陶瓷材料	
	均質和非均質材料、複合材料		
切割寬度小	> 0.1 mm	> 0.4 mm	> 0.3 mm
切削深度	PVC- 20 mm	鋼鐵- 120 mm	鋼鐵- 300 mm
小巧靈活的 工具			
應用在不同	在空氣中，在水中，在易燃易爆的環境		

環境		
反作用力低	15 N – 250 N	
與工件間保持距離的靈敏度低	無聚焦的需求	
自然資源	水	水和磨料

### 3.3.7.3 用於核電廠拆除的磨料水刀

第一個應用磨料水刀的拆除案例，是日本動力示範反應器（Japan Power Demonstration Reactor, JPDR）的生物屏蔽[21]。除了水刀外還使用鑽石索鋸、鑽孔、爆炸等技術，來拆除由鋼筋混凝土組成的生物屏蔽。

由於磨料水刀切割技術的優點，加上新近發展出的其他優點，以這種技術做為除役用替代技術的想法因而產生，進而應用在德國的 VAK 核電廠（位於 Kahl） [22],[23],[ 24],[25]。應用在 VAK 的兩個研究專案，使用較高的工作壓力，贊助者為德國聯邦教育研究部（Federal Ministry of Education, Science Research and Technology, BMBF）。VAK 專案切除了爐心側板的下半部，這些被活化的材料是在水下切割，依據規劃以磨料懸浮水刀切割反應器壓力容器，並發展出一套策略。切割拆解策略如下：

(1) 貫穿切割：

- 對於整件材料的分離，切割角度應設定為 15°。
- 當物件的其他部分是在封閉環境下進行切割，影響應該是最小，可將切削角提高至 45°，使夾縫的影響降到最低。

(2) 開槽：

- 相對於材料厚度設定一個開槽深度的百分比（例如 95%），目的是防止雜質混入周圍環境中，切割過程中將用過磨料和被加

工材料（具放射性）收集在壓力容器內。最後只有在切割剩餘的一小部分壁厚時，用過磨料和加工材料才會被排出到周圍環境中。

磨料懸浮水刀的首次應用是在Kahl的VAK核電廠。首先以140 MPa的壓力切割爐心側板的下半部和熱屏蔽。反應器壓力容器的切割則使用200 MPa 壓力。在表 3.11 中列出應用的數據。

磨料水刀切割與熱切割相比的優點之一是空氣懸浮物的量少，缺點是產生二次廢物。有關水刀的開槽及貫穿切割應用，無論是在空氣及水中，都經過量化及分析。只有極少量的廢料擴散到空氣成為懸浮物，大部分廢料是顆粒狀沉積物。

在廢料管理方面，安裝一個捕捉器和一個特殊的過濾裝置。在VAK核電廠大部分的研磨材料（97%）直接裝入一個特殊的容器內。經由一個特殊的過濾系統捕捉小顆粒後，水可重複使用[26]。如何盡量減少磨料用量，需要一個最佳化的切削程序及正確的切割策略。

表 3-11 VAK KAHL 的切削參數

	核心側板下半部	熱屏蔽	反應器壓力容器
材料	X 6 Cr Al 13	X 6 Cr Al 13	Austenitic plated, ferritic steel, 19 Mn 5
材料厚度	51 mm (132 mm)	32 mm	104.5 mm (6.5 + 98)
工作壓力	140 MPa	140 MPa	200 MPa
水流量	8 – 20 l/min	8 – 20 l/min	9.5 – 20 l/min
磨料流量	1.3 kg/min	1 kg/min	1 kg/min
切割速度	40 mm/min (13 mm/min)	65 mm/min	25 mm/min
總切割長度	20 m	70 m	63.9 m
磨料的總消耗量	1000 kg		2553 kg

### 3.4 混凝土結構拆除

拆除混凝土結構（牆壁、地板、天花板和地基）的方法有許多，每個方法在成本、人員暴露和整體效益等各方面，都有不同的優點和缺點 [19]。有一些方法是盡量減少廢料，另一些則是將結構完全地拆除（並不區分成清潔或污染材料）。

每種方法都有其合理的應用方式，在一個特定的情況什麼方式最好，是取決於其特定的環境和最終目標。

#### 3.4.1 選擇性切割

選擇性切割的目是有秩序的移除混凝土，以精確的方式利用更多技術來實現具體目標。這些技術和目標是：

- 分段拆除：逐段去污，在污染移除後允許無條件釋出。
- 指定區域拆除：可能不會有完全被污染大表面，因此，它只需要移除那些受影響的區域。
- 限制污染區附近的拆除：選擇性切割允許有秩序的移除這種結構，避免交叉污染。
- 下面的章節中描述用於切割混凝土的主要技術。

##### 3.4.1.1 火焰切割

火焰切割（flame cutting）混凝土是採用鋁熱反應程序，鐵和鋁的粉末混合物在氧氣射流中被氧化。噴射火焰的溫度（ $\sim 8900^{\circ}\text{C}$ ）導致混凝土迅速分解。所產生的熔融混凝土從切縫中被射流所吹走，可使切縫保持清潔。

火焰也可切割加強棒（鋼筋），因為鐵實際上會強化鋁熱反應。通常情況下，軌道式火焰切割機能切割混凝土深度達 150 cm（有鋼筋或無鋼筋）。火焰切割的主要缺點是產生的大量熱量，煙霧和有毒氣體。

#### 3.4.1.2 熱噴槍

熱噴槍（thermic lance）是一根鐵管，包覆鋼、鋁和鎂等金屬線的混合體，使氧氣通過其中。由管材尖端處的鋁熱反應來達成噴槍的切割，這時所有成分都完全消耗掉。尖端處的溫度範圍從 2200 - 5600°C，視環境因素而定（如空氣或水中）。在切削金屬和拆除混凝土時，噴槍只能在手持模式下操作。

單一的噴槍可以對 0.5~1 m 厚的鋼筋混凝土，燒出一個直徑 5 cm 的孔，費時約 6 分鐘。雖然噴槍適合用於產生孔洞，但具體分割混凝土則需要裂石機。噴槍在空氣產生明顯的煙霧，而在水中產生氣泡。因此，應保持空氣流通，以保護工人和環境。

#### 3.4.1.3 裂石機

液壓驅動的裂石機（rock splitter）將擴張用楔形塊插入一個鑽好的圓孔中以破壞周圍的混凝土。液壓缸產生約 50 MPa 的壓力下將楔形塊插入圓孔中，可以產生 350 噸的拆解力量。在混凝土中的鋼筋則必須以其他方式切割。對於限制進入的區域可以輕鬆地以手持式裂石機來進行分割。單一孔洞的鑽孔和劈裂需要大約 10 分鐘。因為只有少量粉塵產生，污染控制可達最低的要求。

#### 3.4.1.4 鋸切

以馬達驅動鑽石或碳化物合金的鋸片，在混凝土的地板或牆壁切出一道切縫。如果是在呈直角的狀況下切割，鋸片可切斷鋼筋。雖然新技術正在對遙控操作的可能性進行評估，但大多數混凝土鋸是安裝在軌道上以手動操作。正常的切削厚度約是鋸片直徑的 1/3，混凝土是可鋸切的最大厚度約 1 米。鋸切速度可以達到每分鐘 1 m<sup>2</sup>，視混凝土成分而定。由於大多數混凝土鋸片採用水冷卻以防止翹曲，因此水是一個值得關注的二次廢棄物，另一個值得關注的是空氣污染（粉塵和金屬微粒）。

#### 3.4.1.5 Bristar 拆除化合物

Bristar 是一種用於混凝土拆除的化合物，它是由石灰石、矽質材料、石膏和爐渣混合而成。使用時將化合物與水混合，並灌入混凝土上的預鑽孔，化合物將在 20 小時內硬化及膨脹，產生的力量超過 30 MPa。這股力量導致裂縫發展將沿著預鑽孔所描出的預定斷裂線發展前進。裸露的鋼筋將以其他方法切斷。這個程序不會產生二次廢棄物（鑽孔時除外），有沒有噪音，氣體或空氣中考慮。一個直徑 5 厘米，深 30 厘米的預鑽孔，需要裝填 1 公斤的 Bristar。（圖 3-23）



圖 3-23 Bristar 化合物與裂石範例

#### 3.4.1.6 爆炸切割

在切割金屬及混凝土時，使用爆炸方法的目的，通常是用來使物體形成特別設計的幾何形狀和尺寸，而達成所期望的切割狀況。炸藥核心外圍包覆著鉛、鋁、銅或銀等材料所組成的外殼，爆炸使得相關產物及變形金屬外殼形成高能爆炸噴射，此一衝擊波將切削目標材料。

在空氣中和水下爆炸切割超過 15cm 厚的材料時，執行的承包商必須擁有執照。爆炸切割的使用是有限制性的，因為爆炸可能影響周圍其他建物的結構完整性，或產生無法控制的放射性材料擴散。因此，只有其他切割方法是不實用或使用受限的情況才選用爆炸法。又由於會產生高度的噪聲、煙霧和碎片，因此污染控制是必需的。

#### 3.4.1.7 鑽石索鋸切割

鑽石索鋸（diamond wire）切割最常用來切割巨型的鋼筋混凝土。以車載設備驅動一條鋼索行進，鋼索上分佈有鑲鑽的金屬珠。有關鑽石



索鋸的安裝，對於非常大的組件是以鑽孔方式讓鋼索穿透，如果組件是足夠小，則是以現場接合方式讓鋼索完全包圍組件。鋼索尺寸和長度取決於應用狀況，通常鋼索直徑 1 或 1.5 cm，切削速度為 2~3 m/小時。切割的消耗率是每切割 1 m<sup>2</sup> 的混凝土會消耗 1m 鑽石索鋸。

鑽石索鋸在切割過程必須以水冷卻，同時冷卻水也可用於沖掉切割碎片。消耗用水將成為二次廢棄物，通常是 10 至 15 升/分鐘。只要定期清除冷卻水和水中的灰塵，即可將空浮降至最低。圖 3-24 為鑽石索鋸設備架設示意圖與鑽石索照片。

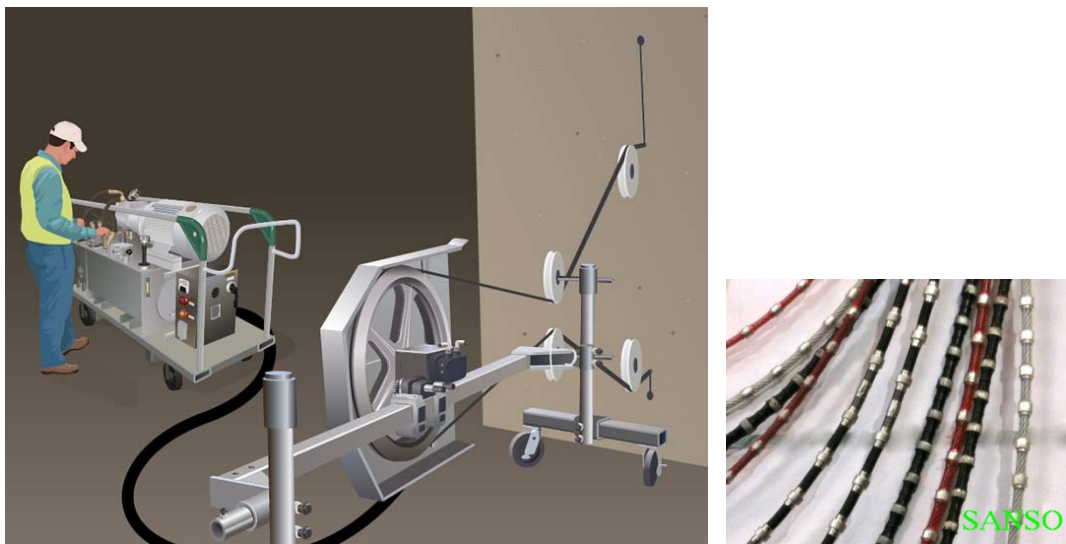


圖 3-24 鑽石索鋸設備架設與鑽石索

#### 3.4.1.8 磨料水刀切割

水刀切割系統是在高速水射流中添加磨料（如石榴石）以切穿大塊的混凝土。最快的切割速度可達 1.5 米/小時，該系統由一個增壓泵、噴

嘴組件及磨料供給系統所組成。噴嘴組件的位置可以遠離供應系統，以便允許遙控操作。系統中的噴嘴在使用 50 小時後，會發生沖蝕而必須更換。主要的廢棄物是水，產生的速率為 5 升/分鐘。不必顧慮空浮污染，但由於水的噴濺及水霧，因此必須考慮交叉污染的問題。

#### 3.4.1.9 其他技術

其他各種切割技術無法使用的關鍵原因，是低效率、範圍狹隘或僅用於特殊任務，在除役的專案範圍內它們被認為是不可行的。這些較慢、較狹隘的技術，包括：

- 路面破碎機 (paving breaker)：通常用於撞擊打破路面；
- 剝削用錘子和鑿子：應用受限制；
- 岩心鑽探 (core stitch drilling)：需要配合另外的技術加以應用，例如岩石劈裂器和鋼筋切割機；
- 動力鋸 (power saws)：通常受限於動力不足及刀片技術不足。

#### 3.4.2 混凝土爆破

混凝土爆破是不分青紅皂白地拆除混凝土，而不考慮將結構保持在可工作的狀態。混凝土爆破通常會產生瓦礫堆，而不利於進一步除污。混凝土結構是否採取爆破拆除，將依據整體結構是否清潔或具有放射性而做出決定。

對於一個清潔的結構物，在完成拆除前的現址調查及釋出後，爆破移除是一個可以接受的方法。這個程序耗時少，比起拆除後再試圖在瓦礫堆中調查放射性，這種處理程序更為簡潔。將整個結構物視為清潔物料加以處置，必須滿足以下原則：

- 整個結構必須是無放射性污染物 –包括所有可擦拭的表面、內面及穿透部位。
- 破壞時不會讓結構受到其他來源的交叉污染，（例如，讓一個乾淨的牆壁崩落在污染的地板上）。
- 來自結構的材料必須保持其清潔，一直到放射性廢棄物區域被移除。
- 決定將結構依污染物進行處置時，應滿足以下條件：
- 該結構是完全（非僅在表面）污染。
- 對於結構被污染的部分，已作出的一切努力來除污。
- 已完成其他選項的評估並且放棄選用（例如，切除受污染的部分）。
- 沒有其他可行的替代方案。

假如對於相鄰的區域並不管制噪音和衝擊的影響，控制性爆破可拆除超過 0.5 米厚的混凝土。控制性爆破用於配置大量鋼筋的混凝土將產生大量的碎片。裸露的鋼筋必須以其他方法切斷（火炬或斷線鉗）。在工作區中嚴重的塵埃必須小心地控制。控制性爆破以最低的成本實現最大的拆除，它也可降低人員的職業暴露。工作人員使用以下預防技術，可確保最低的污染擴散：

- 炸藥用量的多少，在於最大限度地減少石塊拋擲和塵埃生成，且能完成預定任務；
- 運用三元素毯（three-element blanket）。

三元素毯的應用是指：

- 三層密封劑（例如，TURCO5580-G）密封混凝土中的污染物；
- 層狀焦油紙和背膠地毯，吸收爆炸和限制石塊拋擲；

- 覆蓋所有的暴露面，在爆炸周界以外則使用保護材料（例如，Hypolon），以防止污染。

下面是目前常用的控制性爆破的詳細資料：

- 季戊四醇四硝酸鹽（Pentaerythritol Tetranitrate, PETN）：這種炸藥主要的形式是使用爆破引線。它對於暴露面的表面剝落是有效的，去除的厚度非常少（約 20 cm）。
- 高速（85%）膠質硝酸甘油：這種炸藥用於深度 500 到 150 cm 的淺孔。它也可以視需要在選定的孔洞作局部施力，使能量集中在一個特定的區域。雖然有非常好的破壞力，但這種爆炸在孔洞周圍產生大量的灰塵和碎石。
- 鑄裝 TNT（高爆壓引物）：這種爆炸比起常用炸藥，可以最小的隆脹效果得到較高的碎裂。
- 二元能量系統：這種液體炸藥通常是在使用前加以混合，在混合之前並不被認為是炸藥。它可作為 TNT 的替代品，用以剝除表面的污染，若作為成形炸藥可在高密度混凝土上打孔。
- 水膠炸藥：有時會以含有大量鋁的水膠炸藥來取代膠質硝酸甘油。它產生了良好的破壞特性，比其他爆炸物產生較大塊的瓦礫。它主要用於鋼筋很少或根本沒有鋼筋的混凝土，以瓦礫大型化為首要目標。

### 3.4.3 表面侵蝕/去除

表面的侵蝕/去除技術是以逐漸侵蝕的方式除去混凝土結構，如刮刨或大規模拆卸。特定技術的選用依賴下列幾個因素：

- 目標區的放射性；

- 工作人員的輻射暴露；
- 在拆除過程中經由液體洩漏或空浮行為，釋放放射性顆粒的可能性；
- 混凝土的孔隙度（允許非破壞性清洗的可能性）；
- 要移除的材料的實際體積；
- 混凝土（埋藏和表層）的強化；
- 被移除結構的易接近性。

一般情況下，包圍放射源的塊狀混凝土屏蔽（0.5~5 米厚），其組成使用標準混凝土（密度 2200 至 2400 kg/m<sup>3</sup>）或高密度混凝土（摻入磁鐵礦或金屬骨料，密度 4000~5000 kg/m<sup>3</sup>）。某些混凝土屏蔽為滿足抗震設計標準也予以重度強化。先決定移除整個目標或只移除受污染的部分，再決定技術的選用。

有更實用的方法來徹底清除拆解，使混凝土成為瓦礫，在以下各節中描述這些方法。

#### **3.4.3.1 控制性爆破**

藉著對於爆炸的實質控制，控制性爆破可拆解混凝土使成為瓦礫，且它會影響物料移動和相鄰結構。當用在厚重、大塊或重質的鋼筋混凝土，是在混凝土上鑽孔並裝入炸藥，孔洞被引爆後，材料被推出結構的自由面，並產生爆炸波。前面曾討論過各類炸藥及其操作方法的特性。

#### **3.4.3.2 破壞球/平板**

破壞球通常用於厚度小於 1 米的無鋼筋或輕質鋼筋混凝土結構。2 至 5 噸的球或平板，懸掛在起重機吊臂上，反覆撞擊結構使成為瓦礫。

雖然它是一種有效的拆除技術，但並不建議用於放射性結構，因為結構的內部不易靠近使用，且無法控制粉塵產生或撞擊的反彈。

曾經用過破壞球的除役計畫，是在放射性物質已由設施中移除後。對於設備和操作人員的要求，使這種技術變得昂貴且應用有限。

### 3.4.3.3 反鏟式挖土機安裝衝擊錘

在反鏟式挖土機的鏟臂上，安裝由空氣或液壓驅動，前面裝有鑿點的衝擊錘。鑿點衝擊錘對於結構表面的撞擊速度約 600 次/分鐘，每次撞擊的能量超過 3000 焦耳，撞擊能量端視衝擊錘頭的大小而定。由於鏟臂本身的長度，可使操作人員遠離被拆毀的結構（6-7.5 米）。因為它的多功能性和相對低廉的租金成本，這種技術被廣泛用於許多除役的工作。對於拆除混凝土結構（小於 0.5 米厚）的整體效益而言，這個技術很有價值，尤其是在移除室內的牆壁及地板方面，但仍須考慮粉塵和噪音污染產生的不良副作用。

反鏟式衝擊錘的移除率，有很大的程度是取決於設備的可近接性、輻射的考量，以及後續清除瓦礫的方法。目前有許多技術使用相同的概念，允許挖土機進行遙控操作，從而減少工作人員暴露。這種遙控操作設備（例如，BROKK）有各種不同的尺寸，也曾應用在一些除役工作上。（圖 3-25）



圖 3-25 遙控的反鏟式衝擊錘

#### 3.4.3.4 牆壁和地板鋸

混凝土的鋸切速度在不同狀況下，存在著極大的差異，這取決於混凝土的厚度和其中鋼筋的數量。當混凝土厚度達 1 米（不超過圓盤鋸片直徑的 1/3），切割速度約  $1 \text{ m}^2/\text{min}$ 。鋸切可採手動或遙控操作，遙控系統的成本將相對增加。混凝土的結構和厚度決定鋸片的更換頻率，並影響整體成本。使用地板和牆壁鋸的原因是：

- 對於周邊的干擾保持在最低限度；
- 只移除受影響區的結構，達成廢棄物最少化；
- 讓小範圍除污可以方便處理；
- 拆除部分結構而得以進入受影響區，避免不必要的破壞；
- 不易靠近的受限區其可接近性得以改善。

通常在鋸切地板和牆壁時以水冷卻鋸片，這些用過的水必須作為放射性廢棄物處理，這種程序產生的塵埃最少。隨著不同的被切割材料，切割過程可能會很緩慢，但這是一種有用的技術。混凝土鋸切是符合成本效益的，但應用受到一定限制。

#### 3.4.3.5 路面破碎機/鑿錘

有時候也可稱為氣動鑿岩機或風鑽，路面破碎機(paving breakers)是以機械的方式，局部破壞表面以移除混凝土。硬化工具鋼製作的錘子以 1600 次 /分鐘的速度，往復撞擊混凝土表面。

“錘子”本身是以壓縮空氣或流體液壓提供動力，每次撞擊的能量為 50~150 焦耳。路面破碎機主要是在重型設備無法進入時，用來移除小面積的混凝土。當混凝土表面的污染向下滲透幾英寸時，也可用路面破碎機來剷除混凝土的表面。使用路面破碎機會產生大量的灰塵和噪音，需要進行環境控制。雖然拆除程序相對緩慢，但使用路面破碎機具有相當的成本效益，並已被證明是有價值的。

鑿錘(chipping hammers)的概念與路面破碎機相似，但重量更輕（7-15 公斤），使得它們適合以手持方式用於牆壁和天花板。撞擊速度通常約 2000 次 /分鐘，但由於破碎面積太小（大小只有指甲的一半），及其重量較重（高達 15 公斤），使它們顯得有些笨重。它們被用來剷除那些可能滲入牆壁幾厘米的小面積污染。除非是在沒有其他選擇的情況下，持續使用它們將有些不切實際。但他們能有效地去除部分被污染的結構表面，且價格合理。

無論是路面破碎機或是鑿錘，並不是為了完整拆除結構所專門設計的，而是作為一種輔助手段，用以消除小區域污染，或其他機具難以到



達區域的污染。在一些除役現場都可以發現各種類型的路面破碎機或鑿錘，它們被認為是除污不可缺少的工具。

### 3.5 執行拆除技術之經驗回饋

執行拆卸技術獲得的經驗教訓，參考如下[20]:

- 電漿和所有其他熱切割系統往往會散播污染，因此需要有能遏制污染的方法。雖然機械式切割在一開始可能是緩慢的，但經過較長時間後它可能會被證明是更有效的。不同方法擁有的優點和缺點（切割速度，整體速度，二次廢棄物的產生，吸收劑量，成本等），應該會達到平衡。
- 水下切割（對於高度輻射物件）是非常有效的，而且人員吸收劑量並不會明顯地受到工件活度的影響。
- 在適當的地方使用適當的工具，工具的投資成本比起廢棄物和人員成本是微乎其微的，不應該成為選擇工具的主要因素。
- 保養、工具更換和除污的難易程度是選擇工具的重要因素。
- 規劃所需的電源供應，不要忽視支援系統和中央有線網絡。若要能解決突發事件，靈活性是不可缺少的。

### 3.6 機械手拆除技術

遙控技術是使用在那些劑量率高，且不能讓人員整天在現場工作的區域，或是在拆除作業的環境中存有其他危害，而不允許工作人員出現[20]。

在一般情況下，輪式/履帶式車輛機器人多用於特性調查、除污和拆除任務。其他的發展包括：架於橋樑上之機器平台；電源供應之移動平台；故障恢復設備；自動分離技術；程式化的障礙閃避；程式化的運動；教導

/重現；語音控制；可攜式控制系統；硬體（線控）；雷射通信；力量回饋，以及流量、質量和體積的感測器。目前，這些技術都被視為成熟的技術。

還有其他正在開發及使用的遙控技術，如管道內部爬行機器人；輕、中及重型長距機械臂；超過六自由度的機械臂；遙控/自動的切換；工具與機械臂的介面；力量限制器；多臂協同移動平台的控制；移動/操縱/端效器的複合控制；取樣管理；數據整合/聚集；模糊控制；微波通信；無線電通信；3D 視覺；高清晰度電視；定向音頻；壁厚測量；雷射測距和力量控制。

遙控技術的另一個領域是：精巧的高效能機械臂；多指節端效器（手爪）；單人多車輛控制站；人類與機器人的共生；成像；影像處理；近接探測和定位。

遙控技術可特別用在核電廠發生事故後的除役專案，或用於處理受損的用過燃料，或用於處理各種特定的陳年廢棄物。可以確認的幾項機器人系統，如下：

- 部署系統：部署系統的定義是，可以用來運送工具到達工作現場，並完成工具部署的那些系統，例如機械手、xyz 結構或遙控車輛。部署系統的使用可幫助除役工作進行，以減少人員在輻射和污染環境下的暴露。
- 檢視和偵測設備：這些系統可使操作人員遠距查看工作現場，或收集工作環境的數據和資訊，而無需人力介入。
- 切割和分解設備：在高輻射或高污染的區域執行切割和分解的設備，常常需要進行遠距控制和監視。無論是在空氣中或水中，電子零件和感測器技術在遙控操作領域已經有相當大的進展。

- 除污設備：這裡考慮的除污設備主要是指那些作為端效器，以機械臂或其他運送裝置進行遠距部署的除污設備。相同與前面所述的部署系統，這個領域幾乎不斷的有新進展，且產生大量的研究和開發作業。
- 物料搬運設備：遙控物料搬運設備已經在美國的各項計畫中開發和使用：如橡樹嶺國家實驗室（ORNL）開發的多功能的遙控搬運系統（LANL），及 T-REX 物料系統和搬運系統；愛達荷國家工程實驗室（Idaho National Engineering Laboratory, INEL）開發的自主廢物運送車，和專門用於取出 Fernald K-65 地窖內廢棄物的移動工作系統。

在遙控設備的選用應考慮以下因素：

- 工作規範和任務分析；
- 工作場所的範圍和位置；
- 接近和處置路徑；
- 相關零組件的尺寸和重量；
- 廢棄物產生的種類和數量；
- 環境狀況；
- 可用的服務和輔助系統；
- 維護性和可靠性；
- 故障修復方法；
- 安全和監管要求；
- 成本和進度因素。

執行遙控技術的經驗教訓，可參考以下幾個方面：

- 當其他選項已經完成透徹的分析後，才應考慮使用機器人。強調這一點的目的是要保持除役的單純化。
- 很少有專案需要無線操控或使用複雜的工具。對於大多數工作而言，只有幾個自由度的簡單工具，通常就足夠了。遙控工具需要容易使用、容易適應和強健性。
- 機械手需要有足夠的負載能力，必須是強健的，方可有效應用於除役工作。此外，對於工具的選用，對於反作用力和其他因素能及時應變是一個很好的做法。在滿載操作時，機械手的控制能力往往較差。

圖 3-26 及圖 3-27 是機械手攜帶工具進行切割的照片。圖 3.28 及圖 3.29 是目前發展中的機械手照片。



圖 3-26 機械手攜帶電漿火炬切割鋼板



圖 3-27 機械手攜帶圓盤鋸切割鋼板

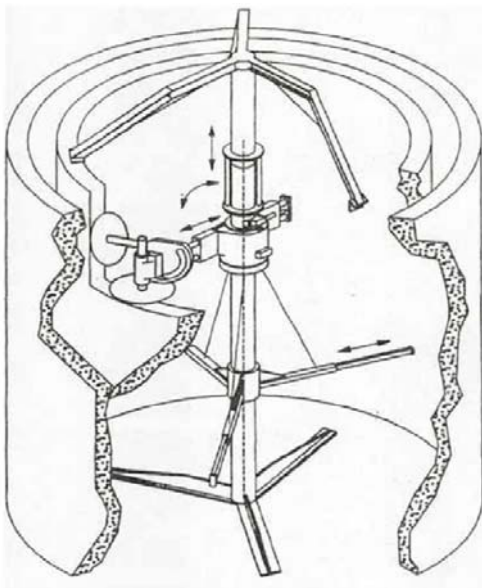


Figure 10.20. Conceptual schematic of arc saw remote manipulation



圖 3-28 用於除役之桅杆式機械手



圖 3-29 雙臂式機械手

## 4 反應器內部組件切割經驗

### 4.1 簡介

本章節主要是參考「Decommissioning: Reactor Pressure Vessel Internals Segmentation, EPRI 1003029, 2001.」及「Reactor Internals Segmentation Experience Report: Detailed Experiences 1993—2006, EPRI 1015122, 2007.」兩份研究報告，這兩份報告主要是敘述反應器內部組件切割的相關經驗。

過去十多年來，美國電力研究所(Electric Power Research Institute, EPRI)發佈和出版了一些有關核電廠除役的經驗回饋文件和工作研討會紀錄。這些經驗回饋的文件和研討會，對於未來的反應器設施除役提供了健全的參考準則。本報告主要是整理 EPRI 分別於 2001 年及 2007 年出版的兩份技術報告，該報告內容是敘述 1993~2006 年美國及歐洲在進行除役電廠時，有關於反應器容器內部元件的切割經驗。

2006 年，(除了那些選擇採取安全貯存[SAFSTOR]或是除役日期尚遙遠的電廠)許多反應器設施被要求進行除污與整治，且有很大一部分已完成，預計在近期內這些電廠的除役計畫將作出全整的結論。由於核電廠宣佈或申請執照展延使用，美國在 2020 年之前只有五座反應器將進入除役階段，一直到 2011 年之前都不會出現停機計畫。

核電廠除役將遭遇一系列且不同複雜度的工作。其中有關反應器內部的高放射性零組件的移除和最後封存，無論是在技術、計畫管理和人員劑量等各方面都是重大的挑戰，尤其是壓水式反應器(PWR)。

美國的核廢料依據法規(10 CFR part61 “Licensing Requirements for Land Disposal of Radioactive Waste” Sub-Part 61.55)，對於近地表陸地處置的廢料加以分類，陸地處置的廢料分為：A 類、B 類、C 類和超 C 類(GTCC)。

A 類—廢料含有濃度較低之放射性物質，廢料型態與特性僅需符合最低規定。若此類廢料不夠穩定時，在儲置場中必須與 B 類及 C 類加以隔離。

B 類—廢料含有濃度較高之放射性物質，廢料型態與特性需符合最低規定及穩定規定。

C 類—廢料含有長半衰期且濃度較高之放射性物質，廢料型態與特性需符合最低規定及穩定規定，在儲置場中必須採用深度掩埋或其他障礙加以保護，避免遭受到無心侵入。

所謂超 C 類(GTCC)廢料是指所含放射性物質的濃度超過 C 類廢料，超 C 類廢料不接受近地表處置，它們需放入地質處置場(geologic repository)。

當一座 PWR 核電廠除役時，其反應器壓力槽(RPV)所含放射性物質的總活度，預估約為 500,000 到 2,000,000 居里(Ci)( $1.85E16$  至  $7.4E16$  貝克[Bq])。而位於南卡羅來納州的 Barnwell 處置場，所接收的單一包件規定不能超過 50,000 Ci ( $1.85E15$  Bq)，因此許多反應器內部組件(又稱為爐內組件)將被列為 GTCC，在存入處置場之前，這些內部組件必須加以移除。

值得注意的是，依照美國核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission, NRC)的處置規定，為了廢料分類的目的，准許將部分零組件進行平均散佈。若反應器容器及其內部組件之放射性總活度除以(反應器容器)總重量，所得之活性密度低於 NRC 近地表處置的限制規定時，則美國生態公司(U.S. Ecology Inc.)將允許這一個完整的 PWR 反應器容器(包含其內部組件)放入華盛頓州 Richland 的 Hanford 核廢料處置場。而位於俄勒岡州 Portland 附近的 Trojan 電廠，就是依據此一規定將其反應器容器及其內部組件封裝成為單一包件，沿 Columbia 河運送到 Hanford 處置場。



但也只有西北各州聯盟(Northwest Compact)的核設施才允許進入 Richland 的 Hanford 處置場，而此一處置選項並不適用其它電廠的除役計畫。在本報告的 4.4 節將敘述 Trojan 反應器處置計畫的詳細資訊。

圖 4-1 為 Connecticut Yankee(CY)反應器壓力槽及其主要內部組件的剖切圖，這是一個 PWR 反應器壓力槽的典型設計，在爐心筒活性區(Core Barrel Active Region)附近的活性最高。在反應器壓力槽進行處置前，多數情況下會要求先移除壓力槽內的屬於 GTCC 廢料之零組件。

圖 4-2 所示為 Connecticut Yankee 爐心擋板組件(Core Baffle Assembly)的形狀，由於它在運轉時非常接近燃料，因此它幾乎是反應器內部活性最高的組件。

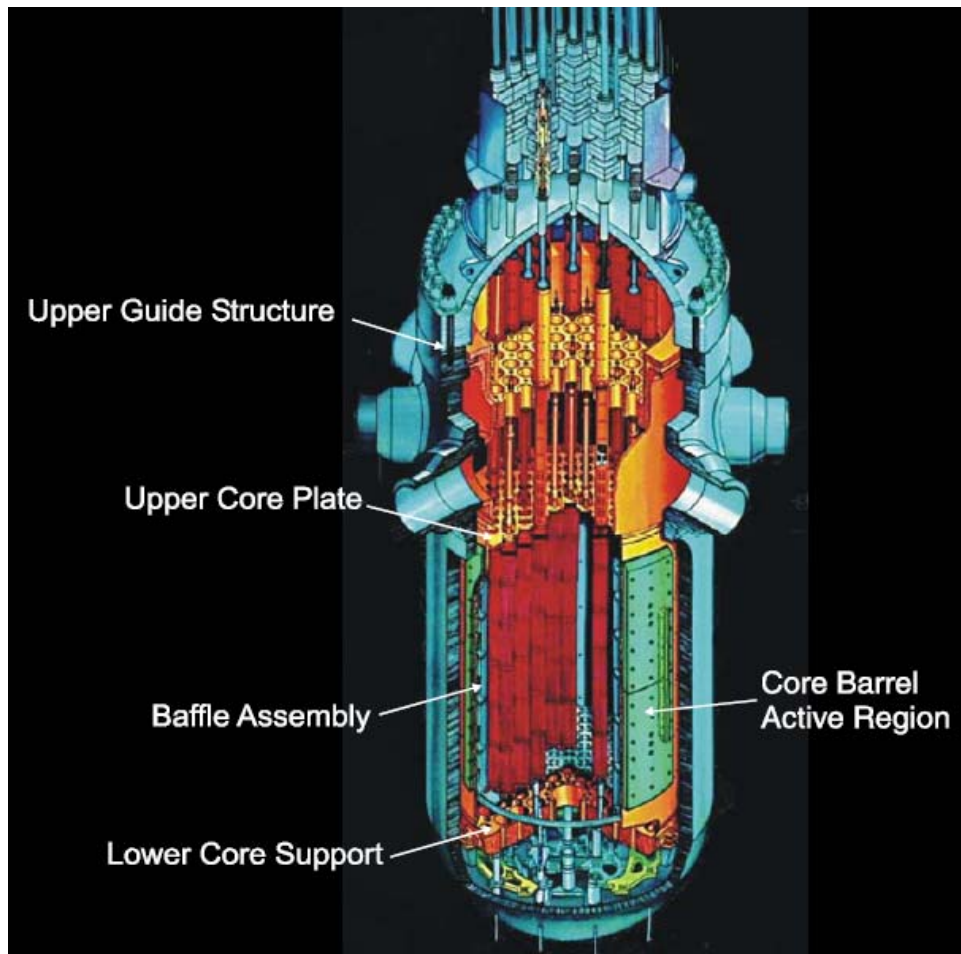


圖 4-1 典型的 PWR 反應器壓力槽

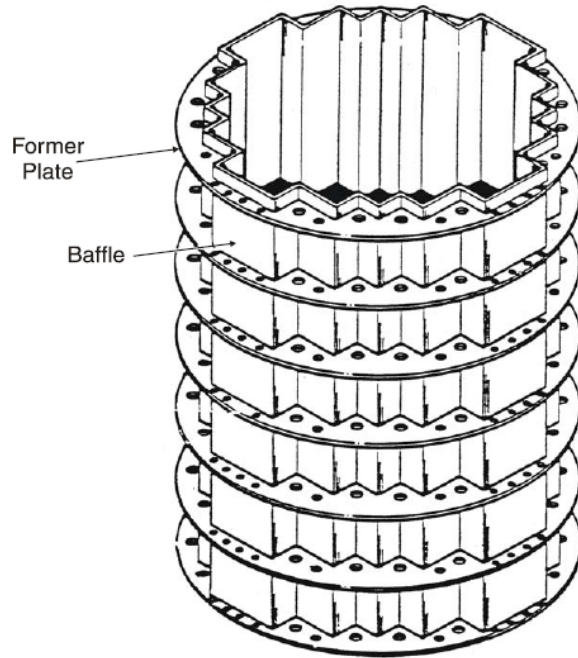


圖 4-2 典型的爐心擋板組件(Core Baffle Assembly)

圖 4-3 的照片顯示 CY 爐心擋板在停機 5 年後，仍發出因輻射所產生的可見光，由此可清楚證明爐心擋板的高活性。

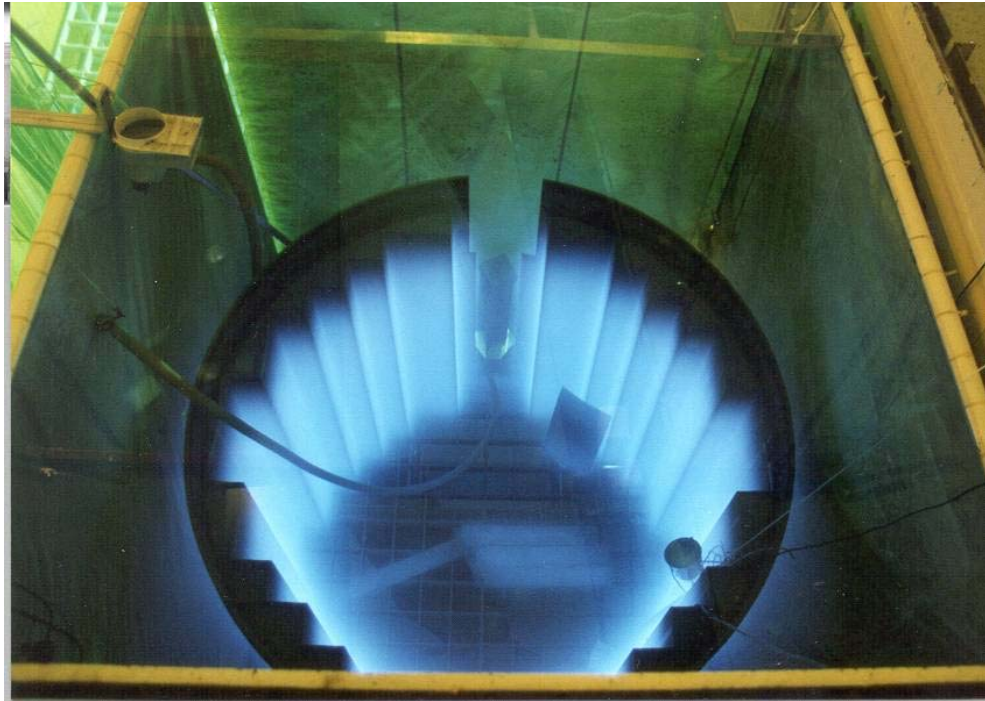


圖 4-3 Connecticut Yankee 爐心擋板組件

移除反應器容器內部屬於 GTCC 的部分，需要：

- (1) 對所有反應器內部組件完成詳細的特性調查。
- (2) 拆除容器中可移動的零組件。
- (3) 切割零組件以移除 GTCC 的部份。
- (4) 移除屬於 GTCC 廢料的內部固定架及平板。
- (5) 當反應器容器及剩餘的內部組件經判定屬於 A、B 和 C 類廢料，則予以重新包裝。

當 RPV 將內部組件移除後所形成的空洞，某些狀況是進行灌漿和最後密封，而成為被核准的運輸包裝，隨後被運送到最終核廢料陸地處置場。

Yankee Rowe, Big Rock Point, Connecticut Yankee, Maine Yankee, San Onofre 和 Rancho Seco 等六座電廠，反應器內部組件的移除是其除役計畫

的一部分。基於計畫結構和技術應用等原因，多個電廠所採用的工法非常相似，但也有些電廠是採用其他替代性的切割工法。經由計畫結構、應用技術和完整的經驗回饋，可從這些電廠的反應器內件組件切割獲得重要的經驗。而經驗回饋能作出貢獻的原因是；各個電廠計畫的先後時序，允許後來的電廠經由廢料尺寸、技術差異，及有經驗承包商的雇用等各方面，來觀察先前電廠的切割策略及經驗。對於這些已完工的反應器內部組件切割專案加以詳細回顧，將可獲得很多的經驗回饋。表 4-1 列出了近期的 RPV 內部切割專案和所採用的主要切割方法。

表 4-1 中只有 Big Rock Point 是沸水式反應器(BWR)，通常 BWR 比較少進行反應器內部組件的切割，原因是 BWR 的總活度遠低於 PWR。Big Rock Point 內部組件切割專案的相關資訊敘述於 4.2.2 節。

這份報告將詳細介紹這些電廠的經驗回饋。不同的電廠將依照專案時間的先後加以介紹，將有助於瞭解這些經驗的演進過程。由於有充足的資訊，且使用統一的格式來描述不同電廠的經驗，而容易加以相互比較。如果某個電廠的某個特定主題有額外的細節，將以單獨的章節來詳細敘述此一主題。

表 4-1 反應器內件組件切割經驗

電廠	功率	專案時間	切割技術
Yankee Rowe	PWR-167MWe	1993	電漿
Big Rock Point	BWR-67MWe	1999	液壓銑削
Connecticut Yankee	PWR-565MWe	2000-2002	磨料水刀，金屬解體加工
Maine Yankee	PWR-810MWe	2001	磨料水刀，液壓銑削
San Onofre 1	PWR-463MWe	2001	磨料水刀，金屬解體加工
Rancho Seco	PWR-913MWe	2005-2006	機械式切割

## 4.2 反應器內部組件切割經驗

反應器內部組件切割專案的目的，是將反應器內的超 C 類(GTCC)廢料與其它部分加以分離。另一個原因是南卡羅萊納州 Barnwell 的處置場要求單一包件的輻射量需低於 50,000Ci。

### 4.2.1 Shoreham 電廠

Shoreham 是美國第一座進行除役工作的大型商業核電廠，當其除役計畫實施時，美國核管會(NRC)正在發展除役相關法規，以監督商業核設施的除役，因此 Shoreham 剛好可做為 NRC 發展新政策及新法規的實驗平台。

Shoreham 是一座 848 MWe 的 BWR 電廠，由 Long Island Lighting Company 所建造，在 1985 年至 1987 年短暫的運轉測試，後來因為緊急應變及疏散的議題，依據紐約州政府的協議而停機。整體的輻射物質預估有 602Ci，其中並不包含核燃料、控制棒葉片、及其他已移除的反應器組件等項目。除役計畫之總劑量約 3.2 person-rem，而反應器容器及其內部組件切割約 0.6person-rem。

除役工作主要的承包商有：UEC Catalytic Inc.負責總承包及技術支援，Power Cutting Inc.負責反應器內部組件的切割，E.H. Wachs Co.負責反應器容器之切割與移除，Trentec Inc.負責移除反應器生物屏蔽，Scientific Ecology Group Inc.負責廢棄物減容。

爐內組件以半自動電漿設備進行切割，而反應器壓力容器採用機械式方法切割(除了 lower head 及 reactor vessel nozzles 之外)，將反應器容器切下的外殼放置於旋轉台上，以機械式加工由內部進行切割。除役的全部費用 180.6 million，反應器容器及爐內組件切割費用約 10 million。

雖然 Shoreham 電廠的只有輕微的輻射，但仍有一些經驗及經驗回饋可供其它電廠參考，包括：

- (1) 早在專案實施前，電廠和 NRC 工作人員之間就建立了具有建設性對話機制，針對許多問題及開放性議題加以討論和解決。這使得及早確認問題和潛在問題的範圍，並及早獲得到解決。
- (2) 人員編制的層級對於專案的成本影響非常強烈。將維護的預計完成日期與人員編制層級予以緊密結合，以特定里程碑作為控制成本的手段。
- (3) 對於電廠的系統拆除及元件切割而言，使用經過驗證的方法將比起那些新的或未經測試的方法更有利。
- (4) 對於除役成功的貢獻是甄選有良好記錄的承包商執行關鍵工作，例如 RPV 分割和去除。這類工作的投標規格應仔細準備，以確保那些曾執行非常類似的工作且有成功經驗的公司能成為合格的投標者。

#### **4.2.2 Big Rock Point 電廠**

首先介紹本報告中唯一的 BWR 反應器的內部組件切割，相對而言 PWR 切割專案具有較大的規模。

##### **1. 背景**

Big Rock Point 電廠是 67MWe 的 BWR，於 1965 至 1997 年間 Consumers Energy 公司負責運轉。該電廠由於規模較小及設計因素，因此反應器及其內部組件的活性較低，在停機後預估約為 6,805Ci(2.5E13Bq)。低活性的原因之一是此類沸水反應器很少使用或不使用不銹鋼。因為該 BWR 的冷卻使用加氫水化學控制，因此允許使用

碳鋼構造。PWR 則是使用硼酸，而允許使用不銹鋼製作反應器內部組件，以及碳鋼反應槽之不銹鋼內襯。但不銹鋼中的鈷(視為雜質)和其他金屬(如鎳)被活化後，使得 PWR 產生高活性。

## 2. 切割工法

Big Rock Point 反應器內部的切割包括反應器容器的格棒(grid bars)移除。格棒是使用低轉速之水下液壓圓盤鋸(hydraulic mill saw)進行切割。其餘的部分，例如通道組件(channel assemblies)、控制棒驅動葉片、爐內儀器和其它雜項設備等，則是移至用過燃料池，使用多功能的壓碎/剪切機進行切割。

切割專案完成之後，先使用機械式液壓剪將壓力槽噴嘴切斷，再對壓力槽的貫穿管加蓋密封，然後將壓力槽自圍阻體中移出並灌漿充填，最後放入特製的運送箱運往 Barnwell 處置場。

## 3. 現場經驗

在 Big Rock Point 切割專案中面臨的主要挑戰，是廢料處理過程中，用過燃料池缺乏足夠空間，因為用過燃料池已經被反應器移出的燃料完全填滿。在許多燃料架位置上堆滿了放射性物體，例如控制棒驅動葉片、通道組件、爐內儀器、試片架(coupon racks)和流體噴嘴等，切割這些組件的主要工具是壓碎/剪切機。上述組件大多歸類於 C 類或低於 C 類，因此被允許裝入特殊運送罐送往 Barnwell 處置場。其餘屬於 GTCC 者的組件，則暫存在燃料池中，準備日後放入乾式燃料貯存罐，並存入獨立用過燃料儲存裝置(Independent Spent Fuel Storage Installation, ISFSI)。

## 4. 經驗回饋

總結 Big Rock Point 的計畫經驗包括：

- (1) 盡可能的減少電廠人員參與切割專案的人數。
- (2) 模擬演練和設備測試被證明是非常有幫助的，尤其是在操作新設備及工作空間受限時。

### 4.2.3 Yankee Rowe 電廠

#### 1. 背景

Yankee Rowe 電廠的擁有者和經營者是 Yankee Atomic Electric Company，領有深水池 3 型(Dep Pool Reactor-3, DPR-3)的運轉執照，於 1957~1960 年建造，1960 年開始運轉，為西屋公司設計的 4 迴路 PWR 電廠，最終輸出為 185 MWe。反應器內部使用了許多不銹鋼扣件，這些扣件的用途是將各種組件結合在一起，但除了 Yankee Rowe 電廠的爐心擋板(core baffle)為焊接結構外，其他幾座稍晚的西屋電廠如 Connecticut Yankee 和 San Onofre Nuclear Generating Station (SONGS)1 號機，擋板結構的設計則是使用螺栓加以結合。

在 Yankee 電廠使用不銹鋼扣件結合的優點是：在運轉期間可簡化爐內零組件修理過程，當拆除一定數量的水下扣件後，即可將爐心筒的部分結構予以拆解。但缺點是：在 1971 年執行一次特別修復時，需要派遣潛水夫進入反應器爐穴(Reactor Cavity)內完成部分工作。對於如此能量等級的商用核電廠而言，這是第一次使用潛水夫，修復位於爐心筒結構較低處的鬆脫扣件，因此在稍晚的設計中便不再使用扣件設計。

在 1992 年 Yankee Rowe 突然地永久停機，原因是在重新發電之前，Yankee Rowe 必須先向 NRC 證實其反應器容器的長期可接受度(long term acceptability)，此舉使其財務發生危機。反應器容器的鋼板和焊道是否發生無延性溫度(Nil Ductility Temperature, NDT)曲線移動的問題，



曾經迫使該電廠停機，造成此一問題的原因是早期的水流所造成衝擊，使得拉伸試片(charpy and tensile specimen)的安裝架受到破壞，造成反應器容器的可接受度無法明確證明。由於這些試片安裝架已不在原位置或試片不存在，而必須對於無延性溫度的移動做出過度保守的假設。

在 1993 年 Yankee Rowe 決定執行反應器內部組件切割、封裝、裝運及掩埋的部分原因，是南卡羅萊納州 Barnwell 處置場預定在 1994 年 7 月，對非聯盟成員的使用者停止開放(該處置場曾經如期關閉，但隨後又重新開放)，而 Barnwell 處置場卻是 Yankee Rowe 的 B 和 C 類廢料唯一可用的處置場。為了配合 1994 年 7 月 Barnwell 的關閉，決定要移除四個蒸汽發生器、調壓器和反應器(內部組件的大部分已去除)。有關反應器內部屬於超 C 類(GTCC)的部分及爐心擋板，則予以包裝後存放於用過燃料池內，準備日後再進行處置。部分內部組件的處理方式，是隨著反應器容器進行運送和掩埋。由於當時缺乏執照申請的經驗，而考慮核准時間的限制，因此決定將反應器內部予以 100%完全切割。值得注意的是，多數近期執行的切割專案，是將大量的反應器內部組件與反應器一起封裝及運送，以有效地節省切割和運輸的成本和時間。

專案決定將 GTCC 組件予以切除並儲存於容器中，容器的尺寸與用過燃料組件相類似，此類容器的搬運及處置與用過燃料相同。這種方法的缺點是為了裝入這些燃料組件尺寸(fuel assembly sized, FAS)的容器，GTCC 材料需要進行較細緻的切割。

值得注意 Yankee Rowe 電廠反應器內部組件的切割和處置，是第一次有這類商用核電廠使用這種專案計畫。

其間並無核能蒸汽供應系統承包商(nuclear steam system supply, NSSS)、建築工程公司或除役作業承包商(decommissioning operations

contractor, DOC)參與這項工作，而是由 Yankee Rowe 電廠進行規劃並選擇專業承包商執行。

## 2. 切割規畫

當完成內部組件特性調查工作，並決定內部組件 100%加以切割後，招標規格和委外服務建議書(Reques for Proposal, RFP)的準備工作，都將遵循初步包裝計畫的導引。Yankee Rowe 反應器內部組件的總活性為 915,681 Ci(3.4E16 Bq)，就小型電廠而言，在切割專案剛開始時，此一活性是相對偏高的，原因是電廠停機到計畫啟動只歷經很短的時間，使得被活化的材料不產生明顯的輻射衰減。Yankee Rowe 在計劃切割內部組件之前，並沒有任何承包商曾經執行過類似的計畫。比較有用的經驗是一些熱屏蔽的切割，以及三哩島(Three Mile Island, TMI) 2 號機受損時，一些非常有限的高輻射工作。但依據目前的經驗，Yankee Rowe 擋板的輻射強度仍超過熱屏蔽數十倍。所採用的水下切割技術是電漿弧(plasma arc)、放電加工(electrical discharge machining, EDM)、金屬解體加工(metal disintegration machining, MDM)和一些較傳統的機械鋸切或銑切。由於缺乏有效的經驗，決定先由“較冷”或較低輻射組件開始發展經驗，切割順序是由低活性部份往較高活性部份。雖然在計畫之初，電廠和承包商並不準備執行爐心擋板切割作業，因它具有前所未有的輻射強度。

為此切割專案準備的關鍵文件有：

- (1) 反應器內部組件特性調查(Internals Characterization)
- (2) 封裝計畫(Packaging Plan)
- (3) 招標說明書和委外服務建議書(Bid Specification and RFP)
- (4) 工程設計變更(Engineering Design Change)/10CFR50.59

(5) 切割計畫(Segmentation Plan)

(6) 合理抑低計畫(ALARA Plan)

(7) 計畫執行程序(Project implementing procedures)

在 NRC 尚未批准整個除役計畫之前，電廠使用設計變更程序 (Design Change Process) 來管控此一專案。值得注意，在除役規範改變之前 Yankee Rowe 除役作業已經開始，若在今天，這些作業將會被要求依照管制程序進行。為了這專案發展出一份 25 頁的詳細安全評估(50.59)，且決定併入其他容器的切割行動，如蒸汽發生器、增壓器 (pressurizer lifts)；實施安全載運路線及地板塗層保護，用以防範不太可能發生的切割件掉落事件；制定復原計畫以防範幾乎不可能發生的狀況，那就是在切割關鍵期間因疏忽所造成的爐水流失。

### 3. 承包商選擇

招標文件準備和承包商選擇，對於切割專案的成功與否是十分重要的。在 Yankee Rowe 的招標文件中，並未指定切割方法，允許投標廠商對於切割方法提出建議。有四家廠商對於計畫的招標表示興趣，但只有三份投標書被接受。其中有兩家廠商的建議是在水下以電漿執行大部分的切割工作。隨著進入現場施作，以及包括所有的計劃、工具設計、工具製作、測試和人員培訓等，競標的固定價格隨之上調。考慮一些關鍵的專案特性，該專案的現場部分採用有明確獎勵和懲罰的時程與材料合約 (Time & Materials, T&M)。此專案最重要的特性是，切割時程須配合 Barnwell 對於 Yankee Rowe 的關閉時程。發包程序需評估承包商的能力、技術方法、經驗和價格。因為現場部分的工作是採取時程與材料合約 (T&M)，所以投標審查小組對標案的評估是基於最低的最終價格，而不是投標的價格。而 Yankee Rowe 的最終價格對於工作團隊的大小及時

程是非常敏感。切割設備的每週支援成本通常會超過承包商的每週現場成本。經過承包商多次提交文件和簡報後，選擇由西屋和 Chem Nuclear 共同支援的 Power Cutting Incorporated (PCI) 公司。提案中建議反應器內部組件，大多數採用電漿，少數則採用 MDM 加以切除。

#### 4. 工法及工具測試

合約中要求電廠需完全配合後續的規畫、工具設計及工具測試，這點是絕對恰當的。工具系統的核心是多軸機械臂，機械臂末端攜帶電漿火炬，這個機械臂在原先的燃料吊車軌道上運動，它的設計大量引用承包商在 Shoreham 電廠的經驗。水下的電漿切割工作是在電漿切割工作台(plasma cutting table, PCT)上進行，工作台的設計像一個放置雞蛋的格板箱，此一切割台具有收集浮渣的結構。浮渣是水下切割程序所產生殘留物及熔渣。切割工作台的四周為垂直的側邊鋼板及穀倉式大門，四周結構的範圍延伸超過切割台，在運送零組件的過程中，可提供適當的屏蔽。在切割台下方的鋼結構為倒金字塔狀的漏斗狀容器，較重的切屑將掉入收集容器中，較輕的顆粒則經過吸收口進入浮渣收集系統(dross collection system)。浮渣收集系統屬於切割工作台的一個分包契約。

浮渣收集系統的原始設計是以 Connecticut Yankee 電廠的熱屏蔽的去除/切割專案所採用的系統為基礎，但此一系統在進入現場之前即被 Yankee Atomic 判斷為不適用，所以 Yankee Atomic 增加款項給承包商，來改善此浮渣收集系統。儘管作出了這些努力，該系統仍被證明是非常不合用。

延伸切割工作台的側邊，可涵蓋大多數的電漿切割區域，但不高過爐穴的表面。圖 4-4 是較低(下半部)的內部組件坐落碎片限制結構上，此一結構包括有機械手及其電漿末端效應器(end effector)。切割工作台

捕捉碎屑是依賴重力，但在電漿切割的高能量輸入過程中，會產生水溶膠(hydrosol)和氣溶膠(aerosol)，而水溶膠和氣溶膠將會攜帶一些較輕的碎屑顆粒浮出水面成為浮渣，這些浮渣逃離切割工作台的捕捉，造成工作人員的輻射暴露。事後回顧，當初設計切割工作台時，應使其側邊向上延伸超過水面上，以捕捉較輕的浮渣。在切割工作台上方放置一個集氣罩，用來捕捉較輕的浮渣。集氣罩抽取的氣體將經過高效率空氣過濾器(HEPA)，然後經過主排氣煙囪(primary vent stack, PVS)加以排放，排放的氣體和微粒經由電廠的主排氣煙囪監測系統進行監測。在擋板切割時，集氣罩使爐穴的環境保持在可接受狀況下，但若 HEPA 系統出現故障或堵塞則會發生放射性的空浮問題，這些空浮將造成污染並成為輻射源。機械手控制和水下攝影機輸出都放在燃料吊車上，此種配置使得操作者無法擁有足夠的防護距離，輻射來源是水面浮渣附著於爐穴周邊，形成一整圈所謂的"浴缸環(bathtub ring)"。後來其他的電廠執行切割專案時記取此一教訓，將控制設備放在更遙遠的地點。金屬解體加工(MDM)被用來切除熱屏蔽夾鉗、二次爐心支撐和熱屏蔽螺栓。上述組件的切割是限制在反應器容器的內部，因為在 Yankee Rowe 的設計中，其熱屏蔽是由反應器容器直接支撐，而不是使用爐心筒加以支撐後。

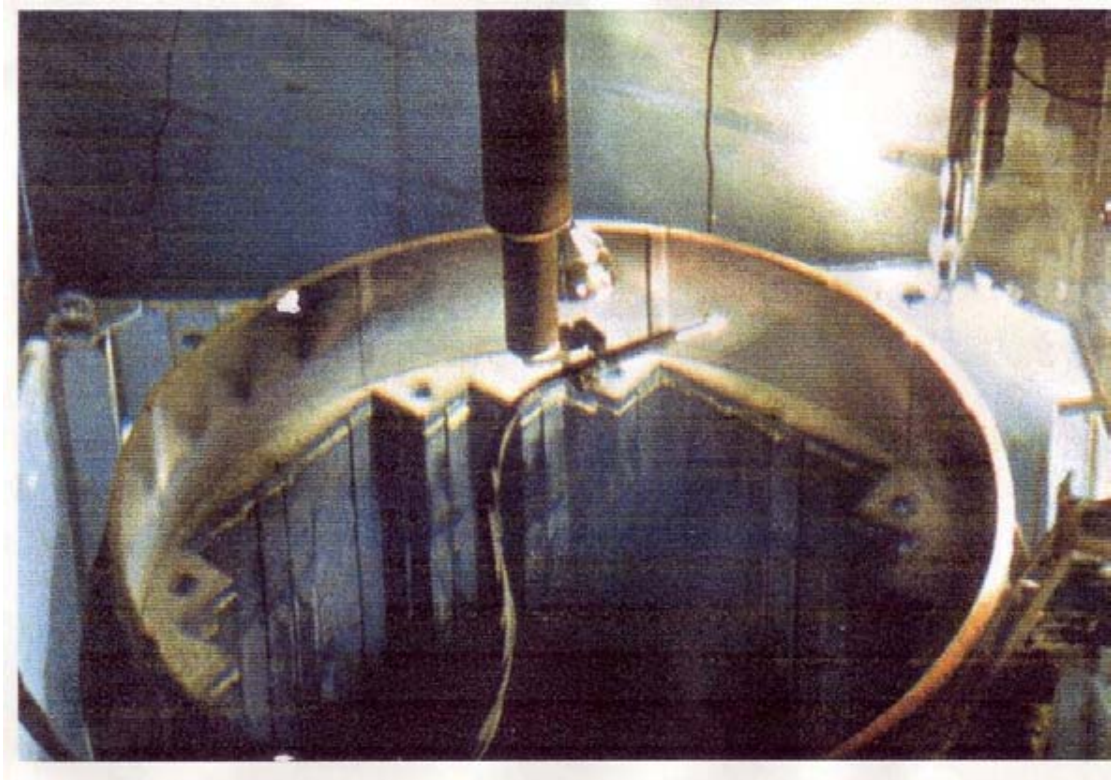


圖 4-4 較低的內部組件座落限制結構上

合約要求所有的工具系統和組件需進行整合測試，回想起來，在此一專案與其他電廠的爐內組件切割專案中，這是最重要的部分，也就是針對所有工具和系統進行整合性"高擬真(high fidelity)"測試。所謂"高擬真"測試是對所有的系統和組件進行完整的試驗，試驗中部分反應器內部結構、試驗過程和條件均使用實物模型(全尺寸模型)，藉以準確描述出真實狀況。儘管專案團隊在工具和系統測試時作了努力，但是浮渣收集系統在測試時仍發覺嚴重的不合用，導致增加額外的清理費用和劑量。由於這項專案的時間緊迫，需在 Barnwell 關閉前完成，因此浮渣收集系統無法及時被納入電漿切割工具，同時在承包商的工廠水槽內進行測試。同樣的，切割工作台的頂部開放式熔渣限制結構也比承包商

測試槽要大，使得熔渣收集系統無法直接驗證。至於機械手、電漿切割設備及 MDM 的聯合作業，在現場部署之前已被充分證明，且在電廠環境中表現良好。簡言之，切割和捕捉大物件並不是問題，但捕捉和處理小顆粒(熔渣)顯然是最大的問題。

結論是，對於那些充滿於反應器爐穴內，且需執行現場切割的輻射組件而言，在進駐現場之前所進行的測試並不夠嚴謹（主要是指隔離結構或切割工作台，以及熔渣收集系統）。

### 5. 現場經驗

在 1993 年 9 月如期進入現場，雖然在乾爐穴進行的設備組裝過程中遇到一些小問題，但很快的能在現場加以解決。切割專案要求先切割"最冷"或較低活性的部分，最後進行高活性 GTCC 擋板的切割。此種切割順序確實在某種程度上有助於減少劑量暴露。不過，由於不適當的浮渣收集系統及浮渣限制結構(PCT)，在某種程度上，會使得氣體收集系統產成劑量增加的問題。由於爐穴內的可溶性放射性元素逐漸增加，因此欲完成工作需要增加額外的離子交換能力。使用集氣罩捕捉微粒時，HEPA 填滿的速度遠超過預期，因此需要更頻繁地更換過濾器。過濾器的輻射限制為 500 mrem/hr (5 mSv/hr)，以免在更換時造成非常高劑量。

在切割 GTCC 爐心擋板結構時，當完成最初的三刀切割後，爐穴水面的輻射強度達到 1.5 Rem/hr (15 mSv/hr) 的高峰，機械手駕駛台 (Manipulator Bridge) 上則為 150 mrem/hr (1.5 mSv/hr)。因而迫使人員退出圍阻體及進行重組，並重新規劃最後階段的切割。值得注意的是，在切割停止的一分鐘後，較小的粒子將逐漸沉於水面下，爐穴水面的輻射強度將降低到 100 mrem/hr (1 mSv/hr)。在切割後隨即進行爐穴內的水樣採集，活度顯示大約是  $1E-2$  uCi/ml (370Bq/ml)，可知水中不溶性放射性元

素的濃度出乎意料地高。在初期切割並未被發現此一現象，判斷是因為高活性殘渣沉積在切割位置附近的角落所造成。因為機械手駕駛台的輻射強度上升，以鉛毯屏蔽來保護操作者，需要進行駕駛台結構的評估。在之後執行與 Rowe 類似的專案時，其他電廠會讓控制站與爐穴間保持適當的遠距。

## 6. 運送罐操作及運輸

在 Rowe 的專案中主要是不斷的輪流使用 Chem Nuclear Services Inc. (CNSI) 的 3-55 Class B 和 8-120B 這兩種運送罐。運送全部的輻射物質需要使用十八次 3-55 和九次 8-120 (請注意，在全部運送罐中有一次 3-55 和兩次 8-120，是用來放置切割工具)。在 1993 年 12 月 30 日第一個 3-55 罐離開電廠，於 1994 年 5 月 19 日最後一個 3-55 罐離開電廠。使用七個 8-120 和兩個 15-195 運送罐來運送過濾器 and 樹脂。為配合 Barnwell 在 1994 年 7 月之前對非聯盟成員關閉的計畫時程，於 1994 年 6 月 13 日最後一個運送罐送抵 Barnwell，完成所有的運送。為滿足計畫時程需求，使用兩個 3-55 罐同時進行運送，在發貨量為兩個的狀況下，平均每週進行一次或一次半(1½)的運送具有最佳運輸效能。

## 7. 爐穴清理

主要是因為浮渣收集和限制系統的故障，使得爐穴的最後清理非常的費時。爐穴清理造成約 50 person-rem (0.5 person-Sv) 的累積劑量，大約等同於切割專案中完成切割所需的總劑量(直到爐穴開始清理前)。爐穴低點位置的清理是值得注意的問題。該電廠的設計形成一個"護城河區域(moat area)"，也就是中子屏蔽桶的頂端低於爐穴地板。為增加額外的地板空間，用來臨時放置運送罐的內襯，因此以平板覆蓋此一護城河區域。覆蓋平板時需仔細加以密封，可防止渣滓滲漏至平板下，以簡化



這一區域的清理工作。護城河區域的碳鋼表面塗漆是非常不規則的，增加了清理的困難，在進行除污動作時需要非常地靠近輻射源。

## 8. 經驗回饋

在現場部署的電漿可以切割各種厚度的金屬。水下電漿切割技術經過充分測試後令人滿意。然而，電漿操作中收集和處理小顆粒與氣體的能力，則無法令人滿意，但這卻是爐內組件切割專案成功與否的最大挑戰，尤其是在切割高輻射組件時。

- (1) 設備整合性的"高擬真"測試(特別是對於收集和處理小顆粒的系統)將是**絕對關鍵**。清理系統的測試應納入全尺寸的切割模型。在良好的"高擬真"環境進行工具測試是不可取代的，應盡可能的複製預期中的現場條件以進行測試。
- (2) 由於浮渣收集系統的故障，因此為了保持爐穴內的能見度和輻射強度，需要更換爐穴過濾所用的 Tri-Nuc 過濾單元，最後購買和使用了大約 900 個濾芯(filter cartridges)。這些過濾器從組裝使用、移出、包裝、運送，直到像核廢料般的加以掩埋的種種過程，對於計畫進度、劑量和成本都造成衝擊。數量龐大的過濾器需採用一個獨一無二的水下減容壓縮機，以減少核廢料的體積。
- (3) 清理小顆粒所需的浮渣收集流量太低，不敷使用。原設計是流速為 75 加侖/分鐘(gpm)(284 公升/分鐘[lpm])，若能提升至 1000gpm(3785lpm)或更高，將會更好些。
- (4) 小顆粒需要有更好地隔離限制和點狀切屑浮渣的收集設備。
- (5) 在時程壓力下執行的切割專案具有相當大的風險。此一經驗顯示在未完全準備好之前，專案不應該繼續進行。

- (6) 爐內組件切割是 PWR 進行除役時最具挑戰性的技術任務，尤其是那些運轉歷史中曾產生過很大的功率的反應器。
- (7) 從準備招標說明書開始，一直到反應器爐穴的排水和清理，在專案、工程及人員輻射安全的彼此間，具有高度的關聯性。Rowe 在發包前，ALARA 人員並未實質參與。建議 ALARA 人員需要在工具設計之初，進行評估及提供資訊，以確保這些工具操作可以符合 ALARA 標準。這項工作雖然非常困難，但是除了在工程中稍微修改硬體外，還是可能有些事情可以做的。
- (8) 承包商經驗與選擇是非常重要的，承包商組織的深度也特別重要，因為可以預期的是，這種規模的專案一定會發生現場實作經驗的問題。
- (9) 運送罐承包商應做好包括運輸車輛在內的硬體準備，儘量減少可能的延遲。因為大量運送罐的輸運，如 3-55 和 8-120 運送罐等，需要進行積極的預防性保養計畫，包括拖車改裝和運送罐精拋光。此一專案的運送罐承包商在設備和運輸方面皆有良好的運作。
- (10) 物料裝卸時間遠遠超過切割時間。
- (11) 由於機械手駕駛台和控制站輻射強度的上升，顯示未來對於此類的切割專案，要求其遠端控制站盡可能的設置在更遠處(請注意，在以後的專案確實這樣做)。
- (12) 基於上述經驗，建議應限制電漿應用於較低輻射強度爐內組件的切割。

## 4.2.4 Connecticut Yankee 電廠

### 1. 背景

Connecticut Yankee (CY) Haddam Neck 電廠為 New England 電業集團所擁有，供電範圍遍佈於緬因州、新罕布什爾州、佛蒙特州、麻塞諸塞州、康乃迪克州和羅德島。Connecticut Yankee 為單一機組，位於康乃迪克州的 Haddam，佔地 525 畝，為四迴路壓水反應器，額定功率為 1,825MWt 及 619MWe。電廠的組成包括：西屋壓水式反應器(PWR)的核能蒸汽供應系統(NSSS)、渦輪發電機和電氣系統、工業安全設施、核廢料系統、燃料操作系統、儀表和控制系統、必要的輔助設備、電廠廠房結構系統和其他現場設施。反應器容器是由西屋電氣公司設計，由 Combustion Engineering 公司建造，電廠的其他輔助設備(balance of plant)由 Stone & Webster 公司建造(註：balance of plant 是指電站成套以外的輔助設備)。

CY 位於康乃迪克河東岸，大約在 Haddam 東南偏南 21 英里處。1967 年 7 月 24 日 CY 首次到達臨界，1968 年 1 月 1 日開始商業運轉。大約經過 28 年的運作後，在 1996 年 12 月 4 日，CY 永久停機。1996 年 12 月 5 日，Connecticut Yankee Atomic Power Company (CYAPCO)通知核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission, NRC)永久停止 CY 的運轉，由反應器壓力槽中移出所有燃料組件，並將他們放入用過燃料池。

### 2. 切割規畫

在 CY 的除役計劃中需要將反應器容器放入南卡羅萊納州 Barnwell 低放廢料處置場。為了符合 Barnwell 的接收規定，單一包件的輻射量不得超過 50,000Ci (1.85E15Bq)，因此大約有 750,000Ci (2.8E16Bq)的反應器內部組件需要被移除。CY 決定配合 FAS(fuel assembly sized)密封罐

進行 GTCC 材料切割，FAS 密封罐的尺寸類似燃料組件，然後將這些切下來的部分放入 FAS 密封罐中。接著將 FAS 密封罐放入一個運送罐(可容納 26 個 FAS 密封罐)並送入混凝土貯存罐，這些運送罐與 ISFSI 設施中的燃料貯存罐具有相同尺寸，目前 GTCC 材料是無法運往任何一個正在運作的處置場，一般相信，未來美國能源部(DOE)的燃料儲存庫將是存放 GTCC 廢料的最終地點。

在規劃切割程序的安全考量關鍵，是避免在輕忽的狀況下，進行爐穴中高活性組件的移除。此外需注意的是切割過程中污染控制與空浮控制。

在 CY 與除役作業承包商(Decommissioning Operations Contractor, DOC)的統包合約中，有一部分是關於專業承包商的選擇，其中爐內組件切割的專業承包商的選擇，有關細節是屬於機密的。

### 3. 工法及測試

大部份爐內組件的切割是以磨料水刀(abrasive water jet, AWJ)來進行，研磨介質為石榴石(garnet)。金屬解體加工(MDM)則用來移除較低處的爐心支撐板上的螺栓，以及較高處的爐內組件的螺栓。

大多數的切割工作是在特別設計的切割台上進行，切割台的設計是在更換燃料穴(refueling cavity)中，將切割操作區隔出來。唯一的例外，是在切割爐心支撐筒的上半部分時，由於 CY 更換燃料穴的深度不足，若將爐心支撐筒放置於正常的支撐位置，爐心支撐筒上半部會有 6 英尺(1.8 米)超出水面以上，在此狀況下進行切割，將出現嚴重的人員暴露和空氣污染問題。為了解決這個問題，建構一個特別設計的位置，使用反應器容器的法蘭支撐爐心筒(此時爐心側板仍保持在原處)，如此可使整個爐心筒保持在水下。在此一位置上，超過爐心側板高度的爐心筒將進

行水平切割，再將切下來的部分移往切割台做進一步切割。當爐心筒的上半部完成切除後，剩下的爐心筒和爐心側板被移往切割台進行後續切割。

碎片收集和過濾系統用來捕捉切割碎片和保持水質透明度。在特別設計的切割台上工作可使切割操作與爐穴的其餘部分相隔離。水下過濾系統包括旋流分離器(cyclone separator)、可逆洗過濾器(back flushable filters)、離子交換容器(ion exchanger vessel)及碎片收集容器。圖 4-5 為水下過濾系統。

CY 與 SONGS 1(San Onofre Nuclear Generating Station Unit 1)的爐內組件切割專案所使用的工具基本上相同。關於設備和工法改善這些詳細資訊，將在討論 SONGS 1 設備時再詳加說明。

在現場部署前的爐內組件切割設備測試，為一個"有限度"的整合測試，這是因為只有一個相對較小的淺水池可供使用，因此所有的切割設備無法同時進行測試。經驗顯示一個完整及全尺寸的測試，對於內部組件切割專案的成功與否是很重要的，這些將會在後面討論到。

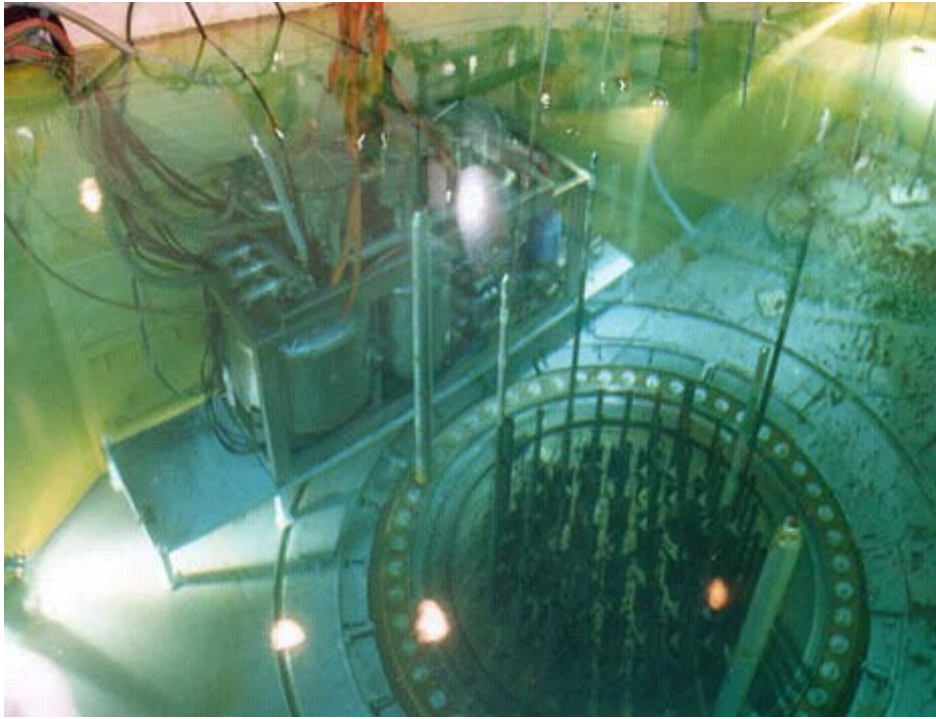


圖 4-5 CY 水下過濾系統

#### 4. 現場經驗

Connecticut Yankee 反應器的內部組件切割被證實是一個極具挑戰性的計畫，完成整個計畫大約花了 29 個月，總輻射暴露約 205 person-rem (2.05 person-Sv)，工作時間和劑量皆超過原先的估計。專案實施期間，因為重大的輻射暴露、時程延宕和成本支出所造成的問題，將探討其部分細節。

最嚴重的問題發生在切割組件用的磨料水刀設備，以及計畫執行過程所使用的過濾設備。

以下是切割專案的一些關鍵統計數據：

- (1) 金屬切割的直線長度為 1800 英尺(550 米)
- (2) 產生 600 個切割件分別被裝入 64 個 FAS 罐

- (3) FAS 罐裝入 3 個垂直混凝土護箱(VCCs)，並移往 ISFSI
- (4) 產生約 650 立方英尺(18.4m<sup>3</sup>)的切割碎片(送往 Barnwell 處置)
- (5) 產生 600 立方英尺(17m<sup>3</sup>)過濾器 and 樹脂的廢料(送往 Barnwell 處置)

雖然磨料水刀這項切削技術曾應用在其它設施，但此項設備在 Connecticut Yankee 的應用並不完全成功。造成故障及延誤的原因有：

- (1) 供應磨料和輸送切割碎屑之軟管發生堵塞
- (2) 由於切割主軸的剛性不足，在整段切割或適當尺寸切割時發生失誤，因而需要重新切割，或是金屬切割件的尺寸與原先規畫的不同，使得這些切割件在放入 FAS 罐時產生困難
- (3) 磨料水刀末端控制的重複性不佳，使得切屑(swarf)中出現金屬薄片。(切屑是指水下切割過程產生的殘留物及渣屑)
- (4) 最初選用的磨料尺寸並不是最佳的
- (5) 切割噴嘴更換頻繁
- (6) 上述因素導致切割花費更長的時間，並產生大量的碎片(磨料/金屬屑片)需要處理及清除
- (7) 拆解工作執行包括金屬解體加工(MDM)的使用規畫。
- (8) 過濾系統用於收集切割生成的碎片，並保持水質透明度。所遇到的問題包括：
  - (9) 系統捕捉速度和擺放位置不當，無法跟上碎片的產生速度
  - (10) 過濾器套件(filtration skid)管路的堵塞，進一步使得過濾能力和系統運作效率的降低
  - (11) 過濾器套件放置在水下，雖可減少人員在操作過程的劑量，但設備的維護與更換變得非常困難。例如設備中泵浦組件的設

計，並不允許進行遠端更換，維修時需將過濾器套件升高至池面上，這將造成人員的高暴露

(12)上述狀況使得系統流速降低，造成軟管阻塞，更進一步使計畫延宕，且無數軟管被遺棄在水池中，造成日後清理時間的延長

(13)缺乏效率的過濾系統導致爐穴內水質清晰度不佳，且材料沈積在切割阻擋遮幕和爐穴牆面上，使得輻射劑量增加

當原本的設備無法有效的運作時，需加入額外的過濾能力。這些額外的過濾設備可收集爐穴內外的切割碎片及維護池水清晰。這個新的設備包括一些經過驗證、模組化、可移動之過濾器，以及那些裝填介質之容器。

在 CY 爐內組件切割專案的執行期間，採取許多減少暴露的措施。這些措施包括：

- (1) 在駕駛台上增加屏蔽
- (2) 頻繁地使用高壓清洗
- (3) 增加組件的屏蔽
- (4) 建立一個低劑量的等候區

計畫中使用了一台稱為"Grant Machine"的遙控機械臂，此機械臂原本是用於切碎和打包環繞在反應器腰部的熱鏡絕熱層(mirror insulation)。此一機械臂就切割及移除設備而言，可攜帶軟管執行沖洗爐穴和吸取切割碎片等工作，被證明是非常有用的。此外，機械手也可攜帶水刀噴嘴(hydrolazer 是水刀的另一名稱)，在爐穴洩水之前去除爐壁上的塗層和污染。這個機械臂所具有的高度效率，可有效的減少輻射暴露、工作時間和成本。Grant Machine 機械手亦可減少物料搬運的問題，例如，將掉落的切割件(有一些物件可能會在某個位置被卡住)及不



易擺放之切割件放入 FAS 罐中。圖 4-6 和 4-7 顯示在 Connecticut Yankee 使用的 Grant Machine 的狀況。

CY 內部組件切割專案於 2002 年完成。內部組件在切割後，部份將放入反應器壓力槽內，圖 4-8 所示是送往處置時的最終結構。2003 年將反應器壓力槽予以灌漿處理後，放入一個特別設計且僅能使用一次的運輸包件中，運往 Barnwell 處置場。



圖 4-6 Grant Machine 組裝結構

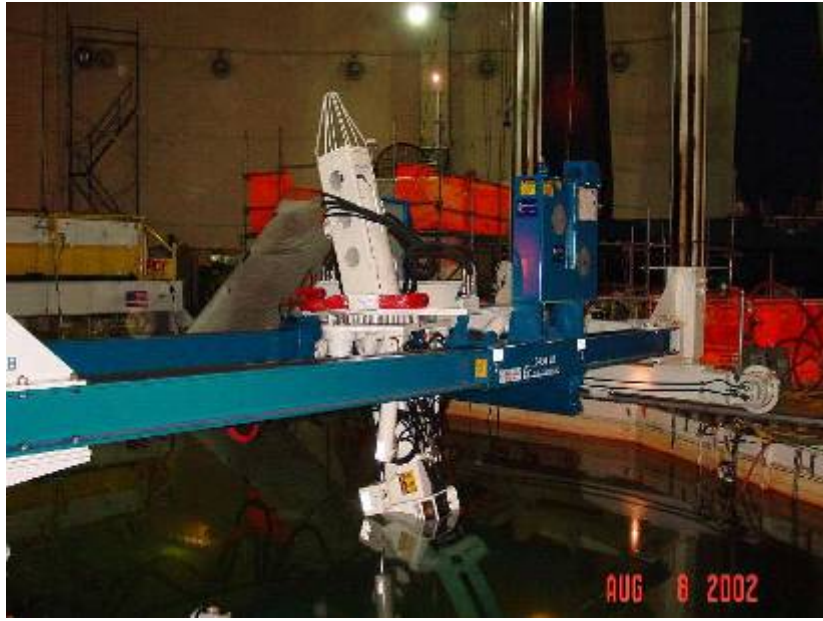


圖 4-7 Grant Machine 清理爐穴

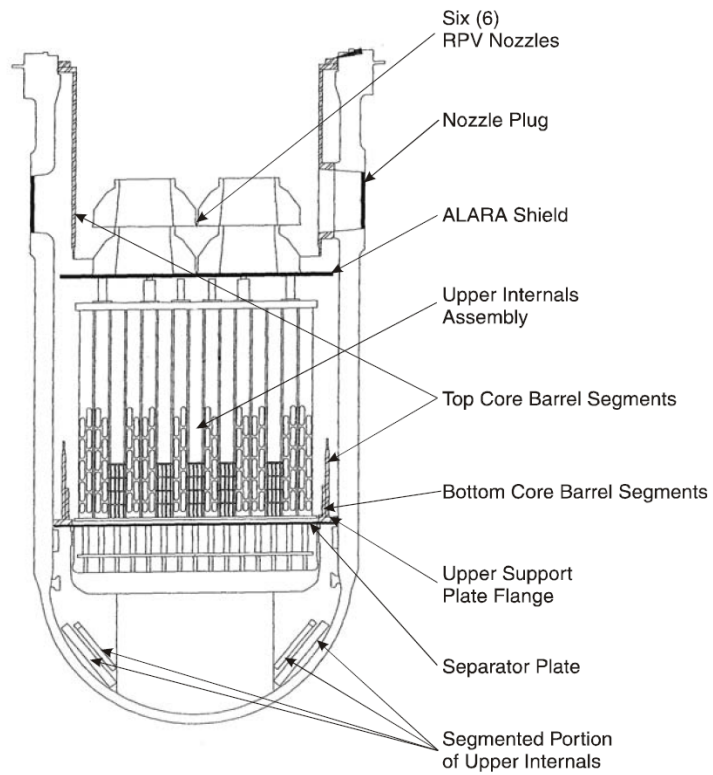


圖 4-8 反應器壓力槽處置時的內部結構

## 5. 運送罐操作及運輸

因為預期切割碎片會產生高劑量，原本打算使用特殊設計的容器 (A-43 high integrity container) 作為內襯，再裝入 TN-RAM 或類似的運送罐中進行運送。但由於切割碎片的數量太多，於是改用標準運輸內襯桶，以便有更多運送罐可用。

大多數的廢料使用 Duratek 8-120 桶運送，包括樹脂和過濾器廢料。雖然運送平均成本及標準儲存罐成本低於高活性廢料所需，但有些成本將移轉至大量廢料的處理上。

### 1. 爐穴清理

在 2001 年的年底，專案的切割部分已完成，FAS 罐也送到燃料廠房的燃料池中。但由於專案執行過程中的許多問題，產生相當多的爐穴清理工作，需要在後續除役行動中加以考慮。爐穴內部包含有：

- (1) 原有的過濾系統由於塞滿切割碎片，以致劑量很高。雖然在原始設計可用沖來洗降低輻射強度，但此一系統仍需要在水下切碎，再放入具有屏蔽的運送罐
- (2) 幾百英尺長的軟管因為堵塞，而暫時放置於爐穴內
- (3) 在過濾系統無法適時的收集切割碎片狀況下，大量碎片將附著在爐穴底部
- (4) 切割台需要在水下切碎、包裝和處置

### 2. 經驗回饋

- (1) 切割策略盡是可能得減少切割量，避免耗費太多的切割時間及產生過多的二次廢料。CY 選擇只切割 GTCC 材料，將它們放入尺寸較小的 FAS (類似於燃料組件大小) 密封罐。將二十六個 FAS 密封罐放入一個儲存容器後，再放入 ISFSI 的垂直混凝土

護箱(VCCs)中。儲存 GTCC 廢料與用過燃料的不同處，是 GTCC 不需要散熱，只需考慮儲存容器的外部尺寸是否適用於 VCCs，因此可使用內部中空的儲存容器，類似 Maine Yankee 電廠的做法。這種做法是允許 GTCC 材料切成較大的切割件放入儲存容器中。使用這種方法的切割次數較少，產生的切割碎片也較少，使得成本降低。這一切割策略也會減少物料的搬運問題，因為需要搬運的物料減少了

- (2) 評估設備可靠性及維護便利性是極為重要的，這些評估應包含碎片收集系統和切割系統
- (3) 所有設備完成整合性能測試，並確定其操作狀況良好之後，才容許將設備運送至廠房內。在全尺寸模型測試時，所發生的問題是比較容易處理的，若設備送往現場被污染後，發生問題就比較不易處理
- (4) 要執行精確的切割，則切割主軸的剛性及穩定性是非常重要的
- (5) 將核廢料部門和復原規畫納入整個專案計劃中
- (6) 在切割操作期間保持爐穴清潔
- (7) 因為切屑體積增加，決定將先前蒐集的廢料，由 A-43 內襯桶轉移到其他的標準運送內襯桶中，這將增加了爐穴污染以及事後爐穴清理的挑戰性

有一批參與其他電廠除役計畫的人員訪問 Connecticut Yankee，得以吸取 Connecticut Yankee 的教訓，對於後續的切割專案是非常有利。

#### 4.2.5 Maine Yankee 電廠

##### 1. 背景

Maine Yankee 電廠的擁有者和經營者是 Maine Yankee 原子動力公司(Maine Yankee Atomic Power Company, MYAPC)，此一電廠是 3 迴路 864MWe 的 PWR 電廠，為 Combustion Engineering 公司所設計。於 1972 年開始運轉供電，1997 年永久停機。此電廠在運轉期間是 New England 電網的重要電力供應者。

在電廠決定永久停機之後，董事會隨即批准了除役的決議。參考業界的除役經驗，Maine Yankee 試圖採用固定價格標執行除役，後來 Stone and Webster Engineering 公司得標成為除役作業承包商(Decommissioning Operations Contractor, DOC)。1998 年將電廠轉移給除役作業承包商，讓電廠進入冷卻、黑暗和乾燥狀態(cold, dark and dry status)，並執行主要系統的除污。

配合 GTCC 包裝及儲存的需要，Maine Yankee 早期的除役規劃包括建造一個 ISFSI (在核電廠除役之前並不存在的)。事實上，儲存在 ISFSI 的第一批密封罐(canister)所裝的就是由反應器內部組件切割出來的 GTCC 物料。反應器內部為獨特的爐心側板(擋板)設計，主要是由八大塊不銹鋼鑄件所構成的銲接結構。此種鑄造設計的爐心側板，比起其他電廠(擋板使用螺栓者)需要切除更多的 GTCC，或是使用更特殊的 GTCC 容器來包裝大型切割件。本專案參考 Yankee Rowe 的部分經驗，選擇了後者，將爐心側板切成大尺寸的切割件裝入容器內(圖 4-9 所示)。GTCC 廢料在送入 ISFSI 進行長期儲存時，需要使用 4 個密封罐。若未來 PWR 側板/擋板採用整體銲接設計時，將面對同樣的議題。

除役作業承包商 DOC 與 Framatome 公司(現在的 AREVA 公司)經協商後，簽訂固定價格合約，由 Framatome 公司負責切割反應器的內部組件。

在這種情況下，儘管 DOC 的合約為固定價格，但在進駐現場(site mobilization)之前，仍允許重要的供應商參於規格制定、工具設計及測試。此一做法明顯不同於先前 CY 電廠 DOC 所採取的做法。

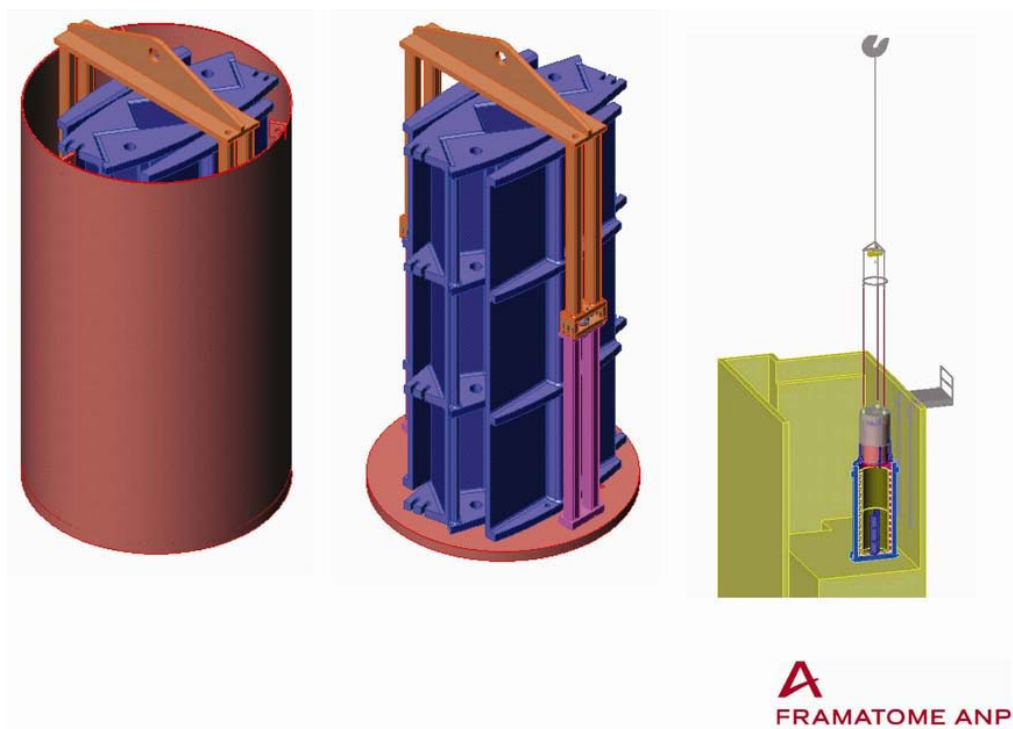


圖 4-9 GTCC 切片之運送及包裝(Yankee 切割概述)

在切割承包商在進入現場施工之前，DOC 發生了重大財務問題，雖然這問題與 Maine Yankee 合同無關，但因此由 Maine Yankee 接手全部的除役計畫。由於 Maine Yankee 的參與，除役計畫的執行立即發生轉變，由原先的 DOC 執行轉變成自我執行。轉變恰巧發生在切割設備進駐現場之前的最後測試階段，這時間點是非常重要的，特別是對爐內組件切割專案而言。

## 2. 切割規畫

依據爐內組件的特性分析，切割專案的目標是能將反應器容器完整的運送，就如同前面所提的其他電廠，Maine Yankee 反應器容器活度是超過 50,000 curies。因此需要將熱屏蔽，爐心筒及爐心側板等組件的上半部及下半部加以分離，並予以包裝，低活度組件則回填於反應器容器內。切割專案完成後使用駁船運送整個包件。爐心筒及熱屏蔽則裝入 3-55 密封罐運送到 Barnwell，爐心側板及爐心支撐板的切割相對較大塊，放入四個專為 ISFSI 處置場設計的特殊容器中。到目前為止，在所有執行爐內組件切割專案的電廠中，Maine Yankee 內部組件的 Curie 含量是最高的。原因是電廠停機後不久即決定進入全面拆除，預估反應器內部組件所產生的活度為 1,964,000Ci (7.4E16Bq)。

### 3. 承包商選擇

針對承包商選擇程序準備了一份很詳細的規範。DOC 準備了一份有重要設施輸入的規範。許多 Yankee Rowe 電廠的經驗回饋的被列入 Maine Yankee 規範中。規範並未明確制止承包商採用某種特殊的切割技術。所撰寫的規範除了支援投標程序外，它還成為 DOC 與 Framatome 公司(負責內部切割專案)固定價格合約的談判基礎。有一點是很重要的，一份詳細且高品質的規範對於計畫執行的規模是不能誇大的。選擇承包商的重點是考慮其工程技術支援、經驗、測試和測試設備，這些都是計畫成功的關鍵。參考 Yankee Rowe 使用電漿的經驗，Framatome 所做的選擇，是決定使用磨料水刀(abrasive water jet, AWJ)進行大多數的切割。

### 4. 工法

工具系統的核心是一個多軸機械臂及手臂末端夾持的 AWJ，視覺系統(水下攝影機)同時也納入機械臂的末端。雖然機械臂及其末端的 AWJ

適用於執行大部分的切割，但爐心支撐板(GTCC 材料)與爐心支撐柱的分離，則需特別設計一套銑削工具，並結合視覺系統及銑削碎片的切點(point of cut , POC)收集系統。為了將 GTCC 由非 GTCC 內部結構分離出來，爐心支撐板下方共有 261 個位置必須進行銑削，同時需要客製化設計和建造一個吊舉設備(如圖 4-10)來維持這種分離，搬運夾具隨著操作設備，夾持切割下來的爐內組件進行包裝。

重要的設計工作包括：切屑及銑削廢料之收集處理系統的設計和測試，以及爐穴水質狀況及化學條件的維護。



圖 4-10 協助內部組件舉升及定位的吊舉設備



建造切割站及部分的主限制結構的目的，是用來支撐爐內零組件，以及切割時限制切屑的移動。圖 4-11 所示是主要限制結構下檔板的照片。當主限制結構或切點收集設備均無法約束切屑移動時，使用交叉爐穴簾幕(cross cavity curtains)作為二次限制結構，用來阻止切屑的進一步遷移。

Framatome 公司經過大規模的測試，所設計和建造的固體廢料收集系統(Solid Waste Collection System, SWCS)，Framatome 公司擁有此系統的專利，對於收集及處理 AWJ 切削產生之切屑具有最佳效能。結合多層級設備所組成之 SWCS 能有效地完成任務，如圖 4-12。



圖 4-11 主要限制結構的下檔板

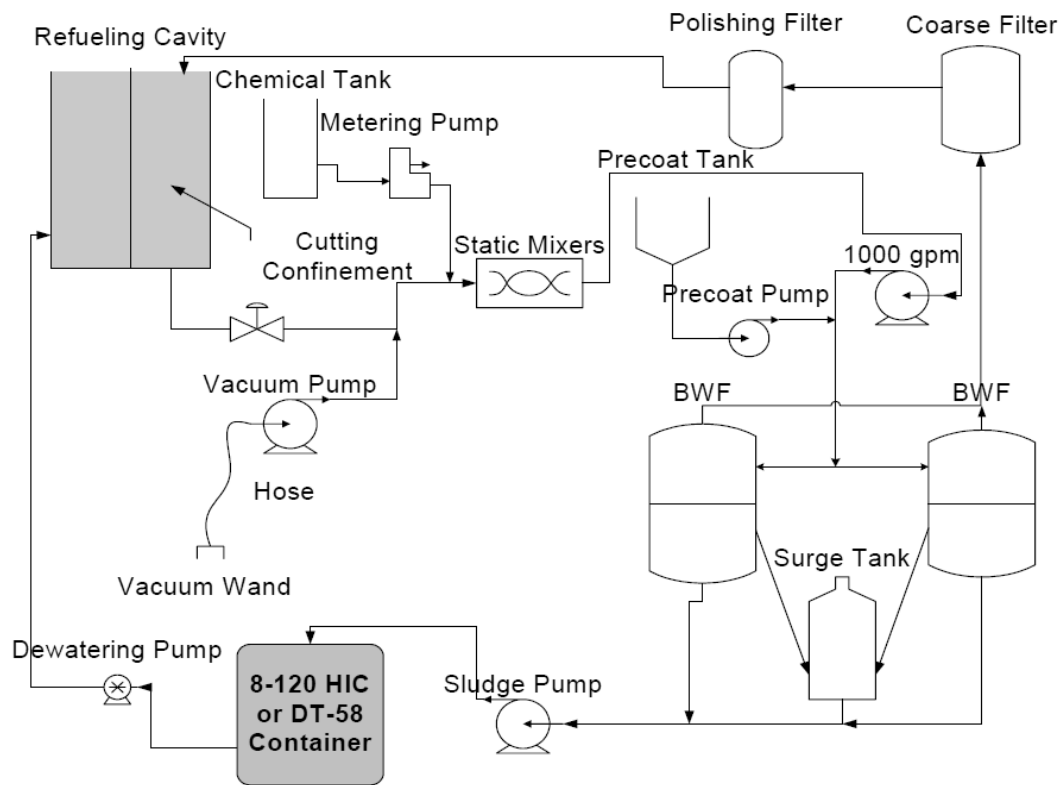


圖 4-12 固體廢料收集系統(SWCS)

SWCS 包括化學處理、反洗過濾及精製濾芯(cartridge polishing filters)。圖 4-13 是 SWCS 位於水下部分的照片。為了達到屏蔽的目的，大部分的 SWCS 安裝於爐穴內。剩餘的部分，包括最後的精製過濾器(polishing filters)和 8-120 高完整性容器(High Integrity Container, HIC)容器，則放置於加料台的屏蔽圍牆內。GTCC 切割所產生的較具活性的切屑，使用 SWCS 進行分離，再放入置於水下的 DT-58 內襯桶，這是一個新獲執照的特殊容器，然後裝入 TN Ram 運送罐送往 Barnwell。

爐水處理系統(Cavity Water Treatment System, CWTS)是一個獨立的系統，其中包括離子交換和過濾功能，原本是用來維持爐水的狀況，但

是最後經過重新配置，用來支援爐水清潔、洩水和最終排放。這項工作是屬於切割承包商的工作範圍。

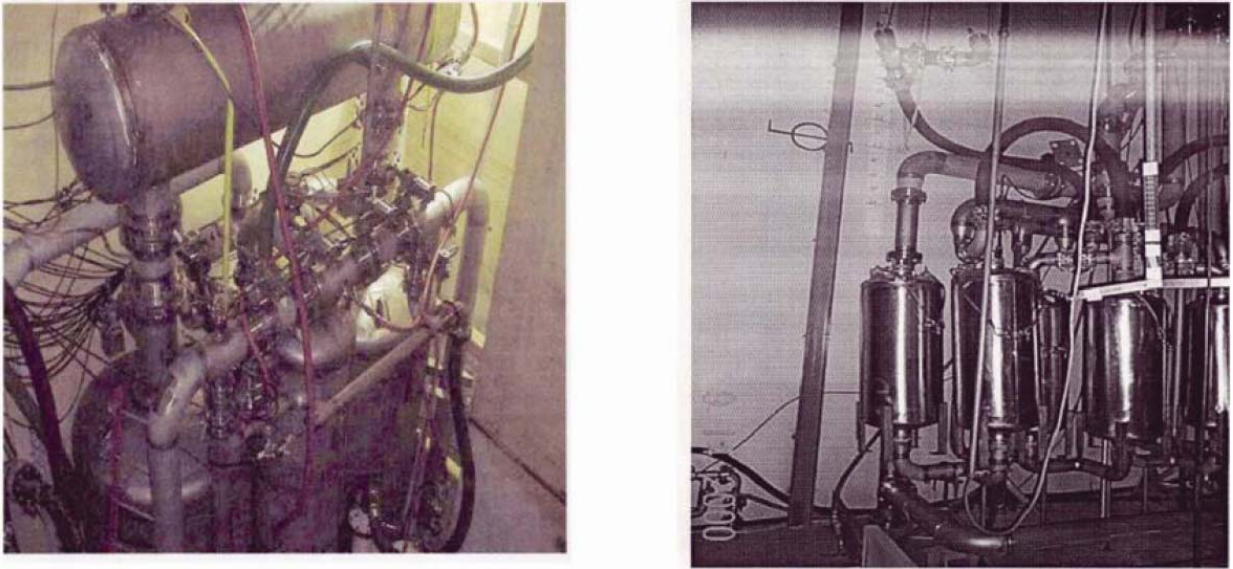


圖 4-13 固體廢料收集系統安裝於爐穴的部分

## 5. 測試

Framatome 公司在獲得合約之前就進行重要的測試，以確保分割專案中 AWJ 程序的可行性。這些測試包括收集和處理在切削過程所產生大量細小顆粒的切屑，這是十分重要的一項工作。

早期的測試工作是屬於理論驗證(Proof of Principal, POP)測試。這些測試是在承包商的設施中進行的小尺寸測試，這種方法可允許承包商針對較昂貴的模型施行縮小尺寸，以節省時間和資源。執行重要的 POP 測試以瞭解切屑的尺寸分佈，用以設計出正確的切屑處理系統。這些測試可清楚地證實系統在收集切屑及維持爐穴狀況的能力，而合約要求收集切屑中的切點(point of cut, POC)。經過了這些測試，Framatome 放棄為每一個切割，設計出個別收集器的企圖，而改採較為整體性的做法。

收集切屑的整體性方法，是將內部組件放置於收集盤和支撐結構上，以 SWCS 進行大流量的吸入。建構封閉的下檔板(如圖 4-11 所示)和頂蓋，以強化對於爐心區域之內部組件的限制。切削的序列”由冷到熱”，是指從外部的零件(熱屏蔽)開始切割，最後切割到最內部的組件(爐心側板)。如此的工作安排對於切割產生的切屑，可以非常有效的捕獲和處理。

完成組裝的機械手在承包商的工廠進行測試，機械臂末端的 AWJ 是否能夠準確地定位，進行徹底的測試和檢驗，這是一項非常重要的功能，因為若機械臂末端或其他部分出現輕微故障，在故障排除後，令其重返切割位置並接續切割路徑是相當重要的。在 CY 核電廠就是因為機械臂末端無法重新精確定位，進而造成切割時發生重大問題。

## 6. 實物測試

機械手在 Framatome 工廠的縮小水池中進行了良好的實物模型測試。這些測試包括切割實物模型和使用特殊夾具夾持切割件。儘管這些測試造成一些設備小幅度的修改，但由於先前所執行的理論驗證(Proof of Principal, POP)測試，仍然提供了許多對於機械手在設計、製造及操作能力上的驗證。

在承包商進行爐心側板實物模型的測試切割時，取水樣以分析金屬的濃度(百萬分之，parts per million [ppm])，將濃度資料輸入以 Microshield 電腦程式計算劑量(以爐心側板的活度為基礎)，可以預測爐穴邊緣的最嚴重的輻射強度，經由預測顯示在實際切割操作時的劑量狀況是可以被接受的。後來在實際切割爐心側板時，爐穴邊緣的輻射強度與預測值相當一致。若當初 Yankee Rowe 也能提供類似的爐穴輻射強度的劑量預測評估，應該可以避免發生關於劑量的爭議。

測試切割刀頭所攜帶之切屑破碎器(chip breakers)，確保在進行下格架與上格架分離作業時，小廢料(即切屑)的抽吸將不會堵住真空管線。這個問題常發生於的水下加工，在 Rancho Seco 內部組件切割專案也出現類似問題。建構一個正確且複雜的下格架模型，以驗證工具、視覺設備及切屑收集的能力。

無法將全尺寸的 SWCS 試驗納入切割測試中。切割測試將使用縮小的廢料處理系統。SWCS 試驗是安排在切割測試之後與現場部署之前，以驗證系統的功能。在處理程序中還有一個重點需要考慮，那就是 Barnwell 處置場可接受的切屑廢料形式，而這需要經過 Barnwell 處置場和南卡羅萊納州的正式批准。

## 7. 現場經驗

一個非常詳細的切割專案將規畫出所有的切割位置，來配合廢料包裝計畫。事實上，由於切割專案非常完善，所有的 AWJ 切割都依照原始計畫的安排。計畫安排切割從"最冷"到"最熱"的組件，以確保在切割"最冷"的組件時能獲取經驗回饋。本專案計畫另一個重要的特點是良好的 POC 收集器和切屑限制，可防止爐穴的放射狀況失去控制。本專案在設計階段即致力於適當的切屑收集和處理，這些努力讓專案獲得回報。事實上，爐心側板執行重切削的現場經驗，使得先前的測試得到驗證。2000 年 10 月開始進駐現場，到 2001 年 5 月 9 日完成最後的切割。為了確保承包商的測試程序能充分滿足專案的目標，進入現場的時間略晚於原先的規劃。由其他電廠的經驗得知，若急於切割來滿足時程，對於最後的時程、劑量和成本反而會付出更高的代價。

AWJ 切割遭遇的困難最小。當切割並非以直線貫穿整個區域時，視覺設備與 AWJ 末端的整合很容易得到驗證。系統對於切割位置的拾取

有良好的重複性，對緊鄰位置進行再切割的能力也很優秀。如前所述，CY 核電廠就是因為缺乏類似操作的能力，使計畫發生嚴重的延宕及問題。

SWCS 和 CWTS 表現很優異。SWCS 系統效率大於 99%，由於系統中反洗這一部分是非常有效率的，因此不需要更換濾芯，且可使最終廢料的體積減到最少。在原先的設計中並未預期 SWCS 有修理的需求，使用潛水夫便成為修理組件的最好方法。在切割完成後，潛水夫成功地移除 SWCS 系統。

位於爐心格架下方的內部組件需要以機械加工進行切割，使之與熱屏蔽、爐心筒及爐心側板分離開來，機械加工操作在反應器容器內進行的十分順利。但在最初嘗試將兩大主件予以分離(舉升)時，發現時無法以銑削完全切斷內部結構的盲焊道。在與原始 NSSS 承包商的一位退休經理討論後，將刀具重新定位並進行較深的加工，終於成功地加以舉升。由此可知原始照片其詳細程度並不足以充分描述原始的焊接情形。

完成最終切割之後，承包商執行徹底的爐穴清理、部分復原，以及保持爐穴狀況以配合後續的作業，這作業是指將 GTCC 材料裝入特殊容器並送往 ISFSI 儲存。因為承包商執行乾式密封罐儲存計畫的準備延誤及進展緩慢，妨礙了爐穴的最後清潔、處理和排水，直到 2002 年 5 月爐穴才能自由釋出。

Framatome 對於現場和指揮部的支援是非常出色的，任何現場問題可迅速被判斷解決。電廠人員和輻射防護(Radiation Protection, RP)人員全面參與該專案。電廠人員和承包商人員進行每日現場會議(內容包括場內及場外的支援)，使所有工作群組保持連繫與共同的工作目標。

整個程序在輻射防護上確實達到合理抑低(ALARA)的目標。承包商暴露劑量為 25 person rem(0.25Sv)，專案總劑量低於 52 person rem (0.52Sv)。這些劑量是反映整個作業的所有人員劑量，由承包商進入現場前的爐穴準備(5.4 person rem[54 mSv])開始，一直到最後爐穴的排水和清理。在回顧這些結果時，有一點很是重要的，就是請記住 Maine Yankee 需要處理爐心的內部組件有將近 200 萬 curie (7.4E16Bq)。

## 8. 運送罐操作及運輸

Maine Yankee 的計畫中對於廢料的處置，使用 3-55 罐、8-120b 罐、傳統類型 A 容器及 TN RAM 罐。共有十四個 3-55 罐用來盛裝爐心筒及熱屏蔽的切割件。切割爐心側板和較低的爐心板所產生之切屑，一共有兩次的運送，先將切屑裝入 DT-58 特殊容器後，再放入 TN RAM 罐內。其餘的切屑和過濾器的運送使用十四個 8-120b 罐執行。GTCC 材料裝入四個特殊容器存入 ISFSI 中，GTCC 材料裝入容器的工作並不是爐內組件切割專案的一部分，而是燃料乾式貯存計畫的一部分。當四個 GTCC 罐存入 ISFSI 後，該計畫隨後有 60 罐的燃料包裝進行乾式貯存。

運送需配合計畫時程，在 TN RAM 運送時遇到困難，原因是運送罐許可執照中要求證明罐中沒有內含液體，所以需要執行壓力測試以證明符合要求。但是，裝填切屑的 DT-58 內襯桶是以聚合物密封，會產生輕微的排氣，由於此一壓差而導致測試失敗。後來需要變更運送罐執照，要求能通過替代測試才允許進行運送。幸運的是，這並沒有延緩電廠的計畫時程，因為它與 GTCC 乾式貯存的準備工作是同時進行的。此問題與成本有顯著的關聯性。

## 9. 爐穴清理

正如前面討論、當完成切割並準備將 GTCC 送往乾式貯存時，隨即開始對充滿水的爐穴進行初步清理。當最後的 GTCC 移出爐穴後，承包商開始最終的爐穴清理、爐水處理、爐穴排水及復原工作。由於在切割進行時有效的捕獲和處理切屑，爐穴清理的執行是容易。爐穴清理對於整個計畫的劑量貢獻並不顯著。

#### 10. 經驗回饋

- (1) 良好的計畫前測試不能誇大其價值
- (2) 核能蒸汽供應系統承包商(NSSS)提供反應器內部組件建構時的原始照片，而照片中所顯示的細節可能無法協助組件的精確移除。在下格架的分離作業時就發生這種狀況
- (3) 良好的工程技術和規劃，是使成功計畫的重要步驟，這點在 Maine Yankee 的切割專案中可得到證實
- (4) 使用大於燃料組件尺寸的密封罐來包裝 GTCC，可最小化 GTCC 的切削量。但這一策略可能由於缺少接收 GTCC 的 ISFSI 設施而遭到挑戰，因為 GTCC 組件是電廠中最具有放射性的組件
- (5) 團隊精神和對於所有利害關係人良好的溝通，是爐內組件切割過程成功的重要關鍵
- (6) 冷切削，特別是指 AWJ，已證明是切割爐內組件的好方法，並且可使輻射劑量符合 ALARA
- (7) 水下設備的連接方式應採用模組化設計，使用可快速拆解的接頭型式
- (8) 在完成最後切割之後，並且爐穴是保持在充滿水的狀況下，可以派遣潛水夫有效地執行一些水下修理及復原工作



- (9) 在專案執行之前，若反應器容器的水質淨化系統已被關閉了很長的一段時間，應進行容器內的水質採樣及規畫處理程序。水的活度可以達到  $1E-1$  uCi/ml ( $3.7E3$  Bq/ml)以上
- (10)有關廢料包裝和廢料形式，需要仔細審視運送罐測試需求的相關細節。因早期規劃中對此有疏失，使得在操作時的產生問題

#### **4.2.6 San Onofre Nuclear Generating Station Unit 1 電廠**

##### **1. 背景**

San Onofre Nuclear Generating Station Unit 1 (SONGS 1)是一座 410MWe PWR(西屋公司)電廠，南加州愛迪生公司(Southern California Edison Company)擁有(80%)及負責營運，其餘的 20%為 San Diego Gas & Electric Company (SDG&E)公司所擁有。該電廠 1968 年開始商業運轉，於 1992 年 11 月永久關閉。除役工作在 1999 年展開，於 2001 年 2 月開始進場準備切割反應器壓力槽的內部組件，實際的切割動作則是在 2001 年較晚時開始。

當 SONGS 1 執行除役計畫時，南卡羅萊納州主管的 Barnwell 低放廢料處置場，是唯一可以接受加州公用事業(California Utilities)產生的 C 類核廢料的處置場。正如前述，南卡羅萊納州限制每個廢料包裝的活度需在 50,000curie ( $1.85E+15$ Bq)之內，這是允許該處置場營運的部分條件。為了同時滿足聯邦和州的法規，SONGS 1 需要將 RPV 內部被歸類於 GTCC 的零組件加以移除及包裝，而包裝的方式是可以被能源部 (DOE)負責延長儲存和最終未來處置的設施所接受的。

表 4-2 反應器組件特性彙整

Component Name	Total Weight (lbs)	Activity (Ci)	Co-60 Activity (Ci)
<b>Greater Than Class C Waste</b>			
Baffle Plates	8.88E+03	1.95E+05	1.16E+05
Core Formers	3.22E+03	7.95E+04	3.82E+04
Center Section of Core Support Barrel (78"(2m))	1.57E+04	3.93E+04	2.33E+04
Lower Core Support Plate	3.65E+03	1.70E+04	9.38E+03
Instrumentation Thimbles	9.00E+01	2.73E+03	1.62E+03
<b>GTCC Totals</b>	<b>3.15E+04</b>	<b>3.34E+05</b>	<b>1.88E+05</b>
<b>LLRW Shipped Intact Within Reactor Vessel</b>			
Upper Internals Region	5.69E+04	9.07E+02	5.82E+02
Core Region Internals	8.97E+04	3.81E+04	2.35E+04
Lower Internals Region	2.42E+04	3.44E+03	1.73E+03
LLRW Internals Subtotal	1.71E+05	4.24E+04	2.58E+04
<b>Reactor Vessel Assembly</b>			
Reactor Vessel	5.31 E+05	1.40E+03	3.63E+02
Reactor Vessel Insulation	1.13E+04	5.20E+00	3.41E+00
Closure Head	1.31 E+05	≪ 1	≪ 1
Reactor Vessel Assembly Subtotal	6.74E+05	1.41E+03	3.66E+02
Total for Vessel Package	8.44E+05	4.38E+04	2.61E+04
<b>Grand Totals</b>	<b>8.76E+05</b>	<b>3.77E+05</b>	<b>2.14E+05</b>
<b>International Units</b>	<b>3 98E+03 Kg</b>	<b>1.39E+16 Bq</b>	<b>7.92E+15</b>
<b>Grand Totals</b>			

在 2002 年 4 月 1 日對於反應器壓力槽、爐內組件和壓力槽絕緣層這些組件的放射性活度所做的估計，大約是 375,000curie (1.39E16Bq)。

表 4-2 的反應器組件特性彙整，是依據總活性、鈷 60 活性，以及 10 CFR Part 61 分類所作成的。反應器內部組件可分為兩類：超 C 類(GTCC)和低放核廢料(LLRW)。超 C 類組件需要在電廠內進行切割與儲存，而 LLRW 組件則可放入反應器壓力槽內進行包裝及處置。

GTCC 組件包括擋板組件、較低的(下半部)爐心支撐板，和位於活性爐心區域的爐心支撐桶(core support barrel)(長度約 2 米)。這些 GTCC 組件的活度約有 331,000 curies (3.31E16Bq)，約佔整體活度的 88%。其中擋板(baffle plates)的活度大約 195,000 curies (1.95E16Bq)，佔去全部 GTCC 活度的 59%。構成 GTCC 廢料的活化金屬約有 31,400 磅(14,255 公斤)。值得注意的是，那些被高度活化的儀表套管之末端也屬於 GTCC 材料，需要儲存於電廠的 ISFSI。但是這些套管末端的重量、體積和活度，相較於切割專案中的 GTCC 組件，是可以忽略不計的。

若其餘的內部組件符合 10 CFR Part 61 和 Barnwell 處置場對於 LLRW 的所有要求，可將它們放入反應器容器內，於 2002 年 4 月 1 日送往處置，這些 LLRW 內部組件的活度約為 42,400curies (1.57E15Bq)。這些 LLRW 內部組件與反應器容器本體的包件，包括反應器容器絕緣層和噴嘴，總重量約 844,000 磅(383,176 公斤)，所包含的金屬活性大約 43,800 curies (1.62E15Bq)。

## 2. 切割規畫

RVI 專案的目的是切割反應器壓力槽內部組件，根據它們的活度，移除超 C 類(GTCC)廢料並放入特定的廢料貯存容器，這些 GTCC 廢料放在儲存用過燃料的建築物內，隨後再轉送到 ISFSI，準備以後隨廢燃料一起存入經過核准的 DOE 處置設施。

前面詳細討論的反應器容器特性調查及內部結構，是依據一個高度工程化的反應器壓力槽內部組件切割和包裝專案所完成。SONGS 1 爐內組件切割專案直接受益於早期其他電廠的反應器切割專案，也就是在本報告前面所討論過的經驗，包括：

- (1) Yankee Rowe
- (2) Big Rock Point
- (3) Connecticut Yankee (CY)
- (4) Maine Yankee (MY)

SONGS 1 組織一個擴大的團隊，拜訪 CY 及 MY 電廠的切割專案以獲取相關經驗。他們訪問的目標是直接觀察切割操作和會晤關鍵人員，討論問題及汲取專案的相關經驗。經由這些動作所獲得的資訊，將直接納入 SONGS 1 切割專案之工程和規劃中。

#### 其他附加專案所採取的行動

SONGS 1 爐內組件切割專案需要其他附加專案計畫的配合，以提高專案執行的效能。這些措施包括：

- (1) 失敗的原因分析

切割專案針對關鍵環節進行了一系列的失效分析。這些項目包括切割、包裝、池水過濾和液體處理等。

- (2) 產業檢討委員會

當準備對於反應器容器內部切割做出決定時，產業檢討委員會 (Industry Review Board, IRB) 被要求檢討區域的準備工作審查計畫 (Readiness Review Plan)，它將提供 SONGS 1 和其承包商的額外資訊，將納入計畫制定和計畫執行的考慮。

- (3) 輻射防護小組的 ALARA 計畫

SONGS 1 輻射防護小組積極參與全面性工作管制計畫(Work Control Plan)的發展。工作管制計畫的目的是：

- 確認所有在輻射管制區域執行的工作
- 列出執行工作過程中應該遵守的特殊預防措施
- 確認啟動工作的先決條件
- 估計工作會接受的約略輻射劑量
- 列出具體的輻射涵蓋範圍，並提供最接近的工作區，以確保工作者可以安全地工作，並接受合理的輻射暴露

### 3. 承包商選擇

切割專案是以工程規範作為選擇專業承包商的依據。SONGS 1 依照被核准的切割規畫及設計文件，選擇 PCI/西屋執行爐內組件切割。這些文件的內容包括設備、容器拆除順序、切割方法、切割件處理和支援系統等，以滿足專案的需求和期望。針對切割範圍內的爐內組件，WMG 公司進行制度化的活性分析，並在切割過程中導入現場調查對活化分析進行評估。

### 4. 工法及測試

SONGS 1 爐內組件切割專案選擇磨料水刀(AWJ)切割和金屬解體加工(MDM)作為其主要的切割方法。這是依據前述電廠曾使用這些技術所獲得的經驗回饋。由於 SONGS 1 專案的表現，在此特別詳細介紹這些先進的技術是如何使用。

PCI/西屋所執行的測試方案對此專案提供廣泛支援，以及良好的經驗範例。

#### (1) 磨料水刀切割 (AWJC)(圖 4-14)

磨料水刀切削加工是使用水中含有研磨介質的超高壓水流。AWJC系統包括四個基本組件。一個超高壓正排量泵被稱為增壓泵(Intensifier Pump, IP)，此泵可將水加壓至 40,000 - 60,000psi(2.7E03 - 4.1E03 bars)的範圍。位於增壓泵下游的衰減器用於壓力調節，可使水壓平順以減少壓力的波動。高壓水的流量為 1 到 3 加侖(3.8 至 11.4 lpm)，水流被強迫通過位於切割頭的小噴嘴，噴嘴口徑大約 0.020 - 0.065 英寸(0.05-0.165 cm)。高壓水流進入噴嘴的混合腔內，並且合併來自磨料傳輸系統的氣送乾磨料。磨料系統利用壓縮空氣將均勻分佈的磨料送抵切割頭，射出超音速泥漿的噴嘴與預定的切割面之間會保持一小段距離。

磨料水刀切割比起傳統切削有一些顯著的優勢，包括：

- 無熱切割—此一工法聲稱可消除工作材料中的熱影響區、再鑄層、工作硬化和熱應力。
- 灰塵和煙霧的最小化—排除了電漿切削中常出現的空浮，降低了廢氣收集和處理的要求。
- 不需的精加工處理—選擇適當的切削參數，例如，操作壓力、磨料選擇和進給速度可免除二次加工的需求。
- 全方位切割的執行能力—切割形狀僅受限於切割機械臂的位置控制能力。

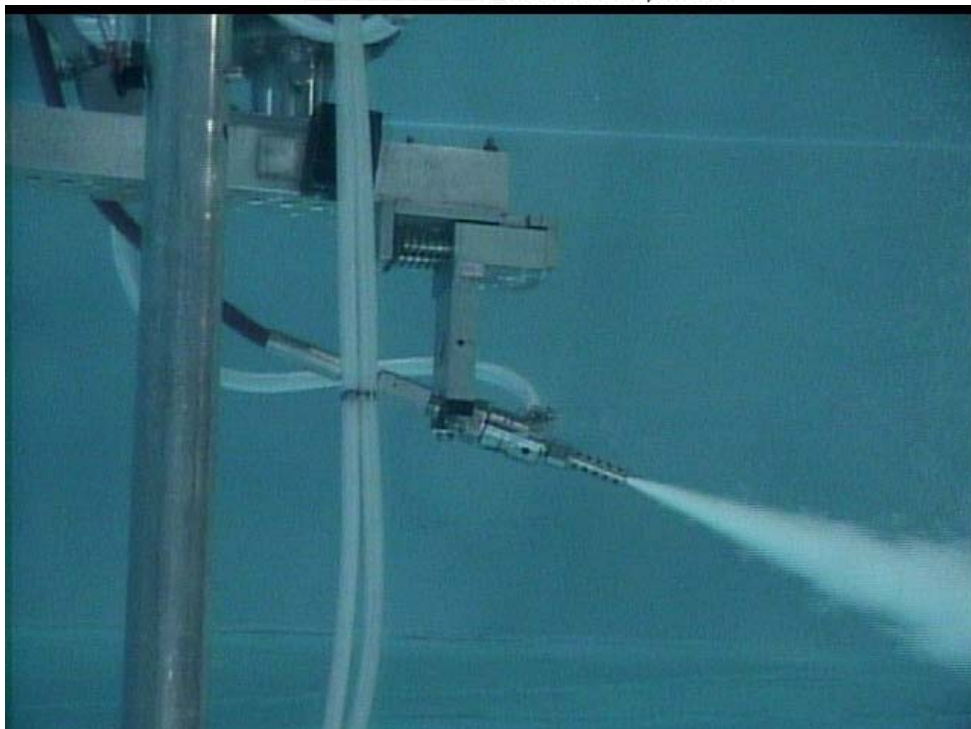
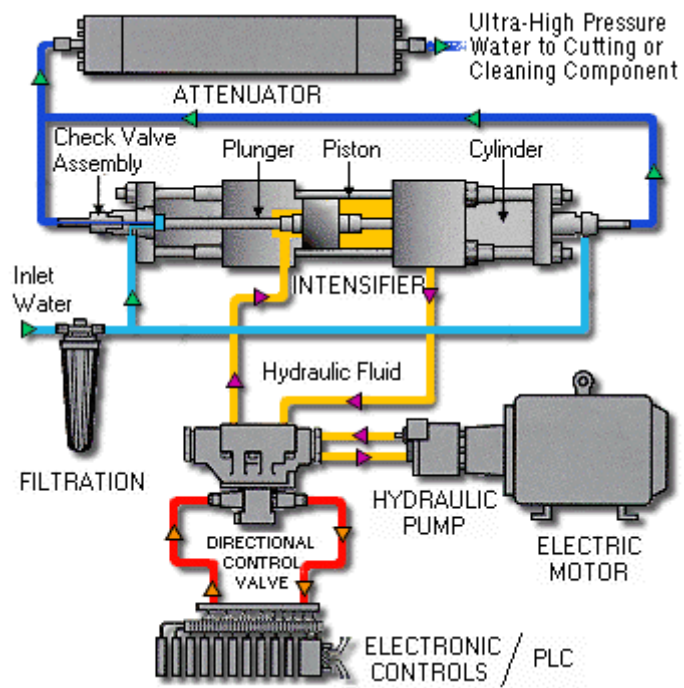


圖 4-14 典型磨料水刀切割系統

(2) 金屬解體加工(MDM)

金屬解體加工常用於破壞性切割專案。MDM 由工作表面移除金屬的過程，是在振動的負電極與帶正電的工件之間，產生一系列的間歇電弧。每次電極間的接觸被破壞時，都會產生高能量電弧，此時工件表面所產生的熔化金屬會形成球體且向上浮起，並被周圍的液體冷卻。冷卻系統的過濾程序可移除這種細微粉末狀的廢料。

電極通常由石墨製作，配合需求可以量身定做製成各種形狀。一般狀況下，使用簡單的圓柱或矩形棒作為電極。透過長電極在工作位置施行 MDM 加工，以氣動操作夾具連結導通切割頭與工件。

MDM 是一個相對緩慢的製程，材料去除率為大約 4 立方英寸(64 cc) 每小時。這一速度過程非常適合支架和螺栓的切割，這些通常是位於其他工具難以到達的位置。

### (3) 主要切割設備

RV 爐內組件切割需要範圍廣泛的輔助設備包括：

- 工作控制中心：所有重要系統的控制設備都放置在這個指定的區域內。此一區域服務的對象有機械手駕駛台、AWJ 系統和 MDM 系統和控制設備、水過濾、HEPA 淨化系統、廢料管理控制設備和 underwater 影像控制和監視設備。(圖 4-15)
- 電力配送中心：位於工作控制中心是負責所有電源調節和配送的中心。
- 機械手駕駛台：機械手駕駛台是整個計畫中使用的主要組件。機械手提供四軸(X、Y、Z 軸平移和一個旋轉軸)的運動。多軸的機械手將切割頭載運到準備分割的組件旁，在電腦控制下切割頭遵循設定的切割路徑移動。駕駛台操作員需要使用屏蔽降低輻射暴露。(圖 4-16)



- 磨料水刀切割系統：包括的項目有控制、切割頭安裝設備、軟管等。
- 金屬解體加工系統：包括的項目有控制、切割頭安裝設備、軟管等。
- 材料搬運處理設備(例如，儲存架)：
  - 一輔助吊車
  - 一索具裝備
  - 一支撐架及夾具
- 切割台：切割台用於大多數的切割操作。它的設計是為了限制切割操作產生的廢料，預防污染在池內的擴散。此外，切割台的設計足以支撐被切割組件的重量。

#### (4) 水質淨化及廢料包裝

此一系統的性能與操作對切割程序是至關重要的。透過此系統可有效地去除池水中微粒及可溶的活性物質，使水的能見度維持在可接受的程度，且系統產生之廢料是可被最終處置所接受的。

根據之前其它切割專案所取得的經驗，清楚地顯示有效的水質淨化是非常重要的。藉由良好的水下能見度，可以輕鬆地呈現切割所產生之廢料可能造成的嚴重問題。能見度的退化將直接影響工作和專案的時程。同時，應遷移高活性廢料使其遠離切割區，因為這些廢料會擴大燃料更換樓層的輻射範圍。輻射範圍的擴大再加上工作區廢料熱點的累積，將使工作人員的暴露劑量明顯地增加。基於這些原因，高性能的水質淨化系統對於切割專案是至關重要的。



圖 4-15 工作控制中心



圖 4-16 機械手駕駛台

表 4-3 AWJ 廢料顆粒特性

顆粒尺寸(um)	超過此一尺寸之比例
518.5 um	0.1%
311.6 um	1.0%
266.0 um	6.0%
218.3 um	22.0%
170.3 um	50.0%
121.9 um	78.0%
81.75 um	94.0%
54.15 um	99.0%
42.91 um	99.9%

附註：  
 顆粒尺寸的中間值為 168 um  
 實體模型測試獲得之經驗值

水質淨化及廢料包裝系統是專為 SONGS 1 電廠量身定做的，在設計上是依據 Connecticut Yankee 的經驗再加上一些重大改良，是針對 AWJ 切割廢料處理系統所開發的獨特設計。受到廢料和地面空間有限的影響而產生輻射劑量，因此處理系統需要放置於水下。所有操作都採取遠端控制，在包覆屏蔽的工作控制中心中進行。為滿足連續 7 天 24 小時的工作時間，系統使用兩個廢料容器，當其中一個容器用來裝載廢料時，另一個則是處於脫水模式。

AWJ 切割廢料的成分包括高放射性金屬微粒及砂礫研磨介質，它們將由兩個高效率沉水泵抽離水池內的切割隔離區。旋流分離器可將水中的金屬碎片和大顆粒的研磨材料分離出來。然後水流通過矩陣排列且可反洗的預塗濾芯，這是針對預期的顆粒大小(表 4-3)所專門設計的。過濾器被塗上矽藻土(diatomaceous earth, DE)以改善過濾器的性能和延長

使用壽命。反洗循環是利用反向路徑的旋流排水通過過濾器來清潔濾芯。排出的廢料以不銹鋼桶槽加以收集，在反洗循環時廢料將由鋼槽排放到高完整性容器(High Integrity Container, HIC)進行處理和處置。污染的濾芯將由過濾器中移出，使用鐘形屏蔽罩傳輸設備運送到 HIC 處置。

過濾器放流管中的水流直接流到處理槽，此一壓力槽內含適當的材料可去除水溶性及細微顆粒的水中污染物。在原先的切割工作計畫中，該壓力槽是一滿載的活性炭床，但經驗顯示離子交換樹脂具有優越的性能，因此淘汰了活性炭。系統設計的基礎是在切割過程中使用一整床的材料。池水在最後清洗階段時，將處理槽裝入一床的混合離子交換樹脂，以滿足 SONGS 1 對於水質淨化  $1E-06$  uCi/cc ( $3.7E-2$  Bq/cc)和電導率  $200\mu\text{S}/\text{cm}$  的最終要求。原先估計達到所需的淨化條件需要 16 天的清洗時間。



圖 4-17 SONGS 1 水質淨化系統

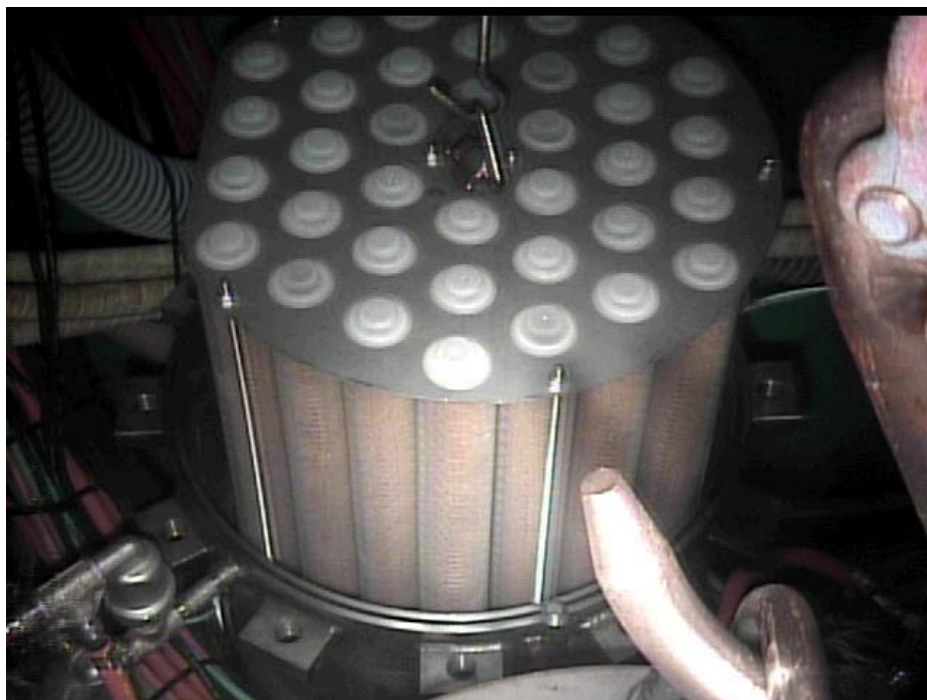


圖 4-18 淨化過濾器

## 5. 現場經驗

表 4-4 提供 SONGS 1 反應器容器內部切割專案的主要成就和統計。切割過程利用水下的遙控工具，如磨料水刀(AWJ)和金屬解體加工(MDM) 等方法切割內部組件並裝入專為 SONGS 1 設計的廢料容器。使用區域捕捉罩、二次限制結構和水下淨化系統，使得切割過程所產生的微小石榴石和金屬微粒能充分地被捕捉和過濾，讓池水的活度保持在限制範圍內。藉由精密切割、詳細的切割件規劃和搬運處理，GTCC 廢料被裝進 14 個廢料密封罐，且這些密封罐的尺寸適合裝入用過燃料罐中。最初的估算需要兩套廢料密封罐和 ISFSI 的儲存模組，但經由上述方法使得廢料量減少到僅需一套儲存模組。現場的工作時間略多於一

年，在輻射管制區(radiological control area, RCA)的工時超過 59,500 小時。雖然當初預估的暴露為 77.200 person-rem (0.772Sv)，但切割專案完成的實際暴露為 22.448 person-rem (0.22Sv)。該計畫完成時並未發生損失工時的意外事故，或是美國職業安全衛生署 OSHA (Occupational Safety and Health Administration)有記錄的傷害，這些都已超越先前電廠完成切割專案的標準。歸納 SONGS 1 暴露減少的原因為：詳細的規劃和 RVI 活度監測、ALARA 的實踐、有效使用屏蔽，和確認物質元件輻射強度的實地調查。

表 4-4 Songs Unit 1 反應器內部切割專案的主要成就

<b>Project Element</b>	<b>Result Achieved</b>
<b>Overall Accomplishments</b>	
Hours worked in Radiation Control Area	57,094
Lost time accidents or OSHA recordables	Zero
Total Personnel exposure	22.448 p-rem (0.23 Sv)
Radiation background level in work area maintained at:	< 2 mr/hr (.02 mSv/hr)
Water specification in pools maintained at:	<1E-03 uCi/ml (3.7 E(1) Bq/ml)
Water restored to pool following completion of segmentation work:	2E-05 uCi/ml (7.4 E(-1) Bq/ml)
<b>Segmentation Cutting Details</b>	
Abrasive Water Jet Cutting	
Number of cuts	322
Linear inches of cuts	9,821
Cutting Kerf Width (cm)	0.045
Cutting Time	292 hours
Medal Disintegration Machining	
Number of cuts	767
Cutting time	88 hrs
<b>Reactor Internals GTCC Removed</b>	
Components	
Mid Section of Core Barrel	
Baffles and Formers	
Instrumentation Thimbles	
Total Activated Metal Removed	27,000 lbs (12,000 kg)
Total Activity of Metal Removed	235,000 Ci (8.7 E15) Bq)
Waste Cans	14
Number of Fuel Canisters dedicated to GTCC waste storage:	1

## 6. 運送罐操作及運輸(包括廢料搬運)

經由旋流過濾器與反洗過濾器所移除的廢料，以泥漿形式輸送到 A-43 高完整性容器(HIC)，圖 4-19 所示，這是專為上述廢料及 SONGS 1 的 TN-RAM 桶所設計的有內襯容器。考慮切割廢料的活度，因此需要在水下進行包裝。同樣地程序產生之廢料包括樹脂床及用過濾芯，也放入內有適當內襯的 A-43 容器。

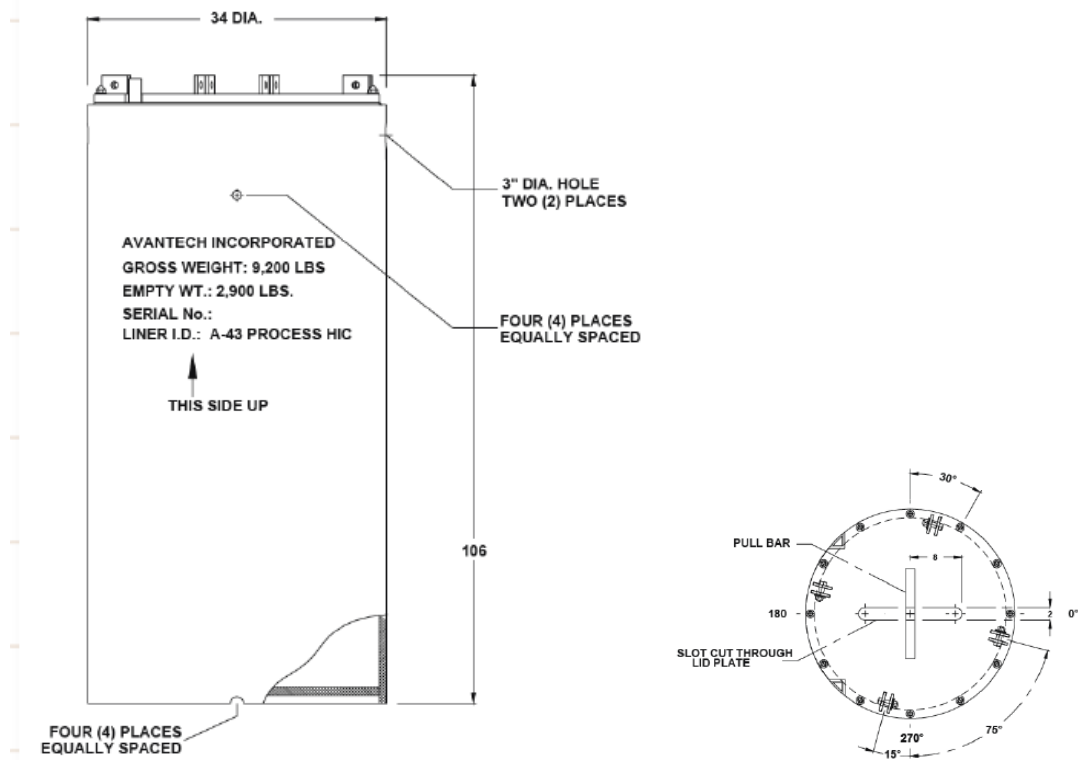


圖 4-19 A-43 高完整性容器(High Integrity Container, HIC)

表 4-5 為 SONGS 1 切割專案之水質淨化系統所產生的廢料量。樹脂廢料以水流沖入 HIC，而濾芯則是將水排出，運送是使用專門為此操作所設計的鐘形屏蔽。請注意前一版本的鐘形屏蔽是應用在 Yankee Rowe，此一方法允許這些廢料按照標準的工業作法進行水分去除。



表 4-5 Songs Unit 1 水質淨化系統廢料量

廢料種類	體積 cu. ft.
切割碎屑	90 (2.55 m <sup>3</sup> )
用過濾芯	115 (3.25 m <sup>3</sup> )
離子交換樹脂	50 (1.42 m <sup>3</sup> )
總量	255 (7.22 m <sup>3</sup> )

細沙/泥漿包裝系統是設計來接收旋流分離器及可反洗過濾器產生的 AWJ 切割廢料。放射性金屬顆粒與#80 石榴石的混合漿料被傳送到特別設計的容器中。該系統脫水能力可使"自由獨立液體(free standing liquid)"含量低於容器體積的 0.5%。在這標準之下，此一容器設計將可符合 Barnwell 廢料處置設施所有的廢料接收標準。

至於 GTCC 廢料則是使用特製的屏蔽容器，由圍阻體爐穴移入用過燃料池建築物內。

#### 7. 爐穴清理

經由不斷努力的結果，切割區牆壁和地板的水質維持一定的清潔品質，切割後 SONGS 1 爐穴的清理依慣例施行。水下淨化組件在沖洗後劑量率仍高，因此決定以潛水夫進行拆解，這是最符合 ALARA 的方法，這一舉動從輻射劑量和後勤的角度來看都是較好的。

#### 8. 部門責任，溝通與監督

以 SONGS 1 的維修工單流程(maintenance order process)及承包商的設備操作程序(equipment operating procedures)來控制整體的工作範圍。專案執行計畫(Project Execution Plan)和 HP 工作控制計畫(Work Control Plans)除了掌控特定作業外，也適用於工作控制程序。經由現場的定期監測和關鍵發展的認證，可對整個工作控制程序提供獨立的監督。承包

商主要負責的項目有切割、物料搬運工作、水質淨化、二次廢料收集、GTCC 廢料包裝、反應器重新包裝，以及最後的設備拆卸和清理。專案工作所選擇的統包方式可以善用專業承包商。運用設備性能測試、啟動前審查、時間表、行動項目及每日狀況會議等方法，可在滿足 SONGS 1 除役管理單位的期望，且不會影響後續大型組件拆除工作的狀況下完成專案。

SONGS 1 除役計畫是採取緊密的矩陣組織，由一位計畫經理領導，直接向董事會負責。由 SONGS 1 的維護、HP、操作、工程設計、和採購部門提供資源，以幫助承包商工作人員依照規範完成工作。工作範圍控制和遵守招標規範是專案經理和承包商現場經理的責任。在電廠舉行的每日進度會議可更新專案執行的狀態，解決突發問題，並為每天的工作計畫提供明確的方向。

#### 9. 計畫重要里程碑

- (1) 簽約 2/28/00
- (2) 承包商進駐現場 2/15/01
- (3) 爐穴地板工作開始 3/27/01
- (4) C 類(含以下)的切割完成 10/3/01
- (5) GTCC 切割完成 11/16/01
- (6) 反應器容器分裝完成 1/16/02
- (7) GTCC 廢料傳送至燃料池 1/4/02
- (8) 承包商完成現場復原 2/28/02

#### 10. 經驗回饋

SONGS 1 團隊努力學習由先前的切割專案獲取經驗，並確保有關資料被正式納入他們的專案中。SONGS 1 計畫成功的關鍵因素如下：

- (1) 發展全方位的專案執行計畫
- (2) 選擇可靠的設備，並進行必要的修改，在模擬現場狀況下，進行廣泛的設備性能測試
- (3) 利用經驗豐富的現場技術人員和機械人員
- (4) 在正式的啟動前審查中，應詳敘專案結束階段的工作規劃
- (5) 輻射防護計畫應勤於注意現場偵檢和工作區域清潔等相關細節
- (6) 潛水員可提供適當的水下工作支援

#### **4.2.7 Rancho Seco 電廠**

##### **1. 背景**

Rancho Seco 電廠擁有者和經營者是 Sacramento Municipal Utility District (SMUD)，是一座由 Babcock and Wilcox (B&W)所設計的 913MWe 2 迴路 PWR。於 1975 年開始商業運轉，在 1989 年 6 月經由公民投票決定停止運轉，隨即進入 SAFSTOR 狀態，並以累積的除役基金來支援電廠拆除。與本報告中其他的電廠相比較，Rancho Seco 電廠的供電運轉時間是相當有限的，因此反應器內部組件活性只佔輻射總活性的一小部分，也因此允許討論更靈活地內部組件切割程序。但是，所有工作仍打算在水下完成。

經過一番努力後，於 1997 年開始移除一些電廠的蒸汽系統，1999 年 7 月 SMUD 董事會授權進行全面除役。目前的規劃是 SMUD 保留電廠現址的所有權，移除所有設備但保留大多數建築結構，用過燃料則全部放入現場的 ISFSI 進行乾式儲存。

反應器內部組件切割專案於 2004 年 7 月開始，並於 2006 年 5 月完成。由於電廠的地理位置，需經由 30 英里(50 公里)的航道來運送整個

反應器容器，並考慮到反應器容器的接駁，決定執行 100%反應器內部組件的切割，隨即進行反應器容器的切割，並允許採用陸路運送切割件。

SMUD 將內部組件切割產生的 B 及 C 級廢料，裝入有特殊內襯為運送而設計的 Chem Nuclear 8-120B 運送罐。GTCC 廢料則放入一個特殊容器置於現場的 ISFSI 中。GTCC(特殊容器)罐的功能等同於燃料罐。

如前文所述，由於電廠運轉僅經歷一段有限的供電運作，以及爐內組件切割之前經歷一段較長的衰變時間，在爐內組件切割專案開始之初，Rancho Seco 爐內組件總活度剛好超過 73,000curies (2.7E15Bq)。

## 2. 切割規劃及承包商選擇

由背景討論中得知，反應器內部組件需要 100%切割，以配合後續反應器容器切割和運送。2003 年 9 月發出了一份委外服務建議書 (RFP)，對象包括執行內部切割承包商，電廠中負責輻射防護(RP)、廢料包裝的工作人員，及那些對於現場做有限度支援的維護設施和人員。Rancho Seco 電廠支援切割專案的層級是高於其他電廠的切割專案。事實上電廠對於本專案支援的程度，是遠遠超過原先的規畫，這些將在後面討論。

投標評比過程中，MUDS 選定的團隊是由 3 個單位所構成，Trans Nuclear、Duratek 和 Mota，並選用鋸切和銑削的機械方法來切割爐內組件。這是第一個大型商業核電廠完全使用機械的方法執行爐內組件的切割。並未其它電廠使用的方法，如電漿、磨料水刀(AWJ)、放電加工(EDM)和金屬解體加工(MDM)等。決策中的一個重要考量，是先前電廠對於小顆粒切屑的控制、收集和處理等過程常發生困難，這些小顆粒是指電漿切割的浮渣和 AWJ 切割的切屑，因此 Rancho Seco 選擇使用較傳統的鋸切和銑削方法切割爐內組件。如前文所述，由於電廠的輻射強度較

低，因此有較大的彈性，可以不必採用那些明顯高活度的反應器內部組件的切割工法。

### 3. 工法

由於反應器內部組件的形狀和厚度有各種樣式的變化，以機械方法鋸切和銑削的爐內組件切割，架設設備時需要使用許多不同的工具。而典型的使用多軸機器手臂末端攜帶的電漿或 AWJ，將具備有多功能性。

原先專案所設計的工具設備包括：

- (1) 往復式工具機(Reciprocating Machine Tool, RMT)，概念如圖 4-20 所示。工具為閘刀式鋸片，這是一把長 18 英尺(5.5 米)的鋸片。
- (2) 直徑 38"(1m)的硬質合金鋸片裝在 RMT 的刀塔架上，以垂直方式將腔室缸(plenum cylinder)、爐心筒和熱屏蔽等切割成片。
- (3) 環狀液壓操作切割設備(Circumferential Hydraulically Operated Cutting Equipment, CHORCE)，概念如圖 4-21 所示，是循圓形軌道切削之銑床，設計用來執行環狀切削，它可用於爐心筒和熱屏蔽的圓筒切割。
- (4) 螺栓銑削刀具(Bolt Milling Tool, BMT)，概念如圖 4-22 所示，設計用來銑切螺栓的頭部。將它裝在夾緊工件的軌道上，切削刀具為端銑刀，以銑去擋板結構上的螺栓頭。
- (5) 螺栓剪切工具(Bolt Shearing Tool, BST)，以液壓力量剪去附屬螺栓，以移除爐心筒的前板。
- (6) 加工屑片收集系統(Machine Chip Collection System, MCCS)，設計用來收集加工屑片予以包裝和處置。

- (7) 承包商提供了一套先進的液體處理系統(Advanced Liquid Processing System, ALPS)進行爐水清潔。ALPS 為了反洗需求進而增加一套 HIC 系統，又為了最後爐水的釋出，建造了 2 個 10,000 加侖(37,850 升)桶槽。
- (8) 由廢料承包商提供 8-120 桶的屏蔽傳送鐘，鐘內設計有 2 組噴洒環，可對特殊的 8-120 內襯桶表面進行除污，當 8-120 內襯桶放入爐穴中裝載爐內組件的切割件時，桶表面會被爐水弄濕。屏蔽鐘採用了 4.5 英寸(10 釐米)的鉛屏蔽，將它放在爐穴的水面上，下面是 8-120 特殊內襯桶，並利用屏蔽鐘所附的吊重裝置，將內襯桶由爐穴地板吊升進入屏蔽鐘內，再轉運到另一個屏蔽位置。
- (9) 除了原先的工法，還增加下述的工法：
- 在空氣中使用的手持電漿，這並不是原先所規畫的工法，用電漿在一頂帳篷內切割腔室組件。正如所預料的，如此將會增加原先所規畫的人員劑量。
  - 鑽石索鋸應用在腔室的初始切削，將熱低端(上部格架)( hotter lower end [upper grid]) 切除，並且用在將腔室切成長條形。這些都是在空氣中遙控執行。
  - 使用高枝鋸(pole saw)裁切外部的導引管。

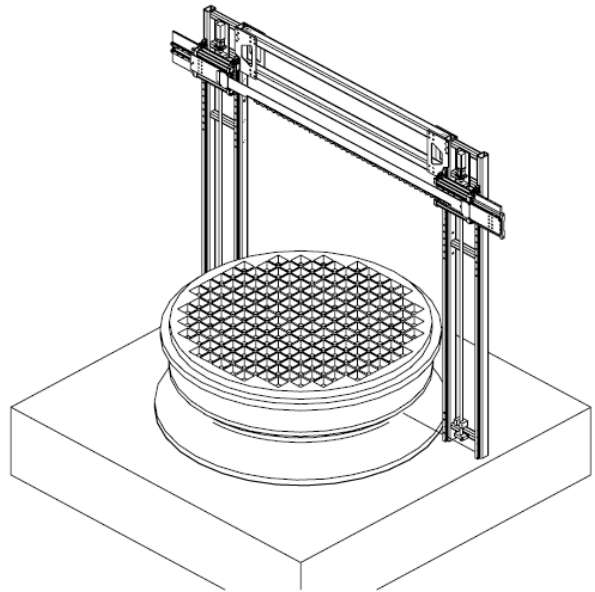
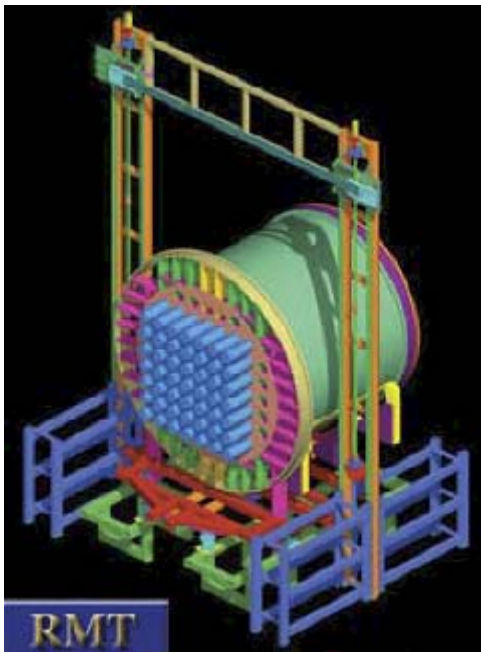


圖 4-20 往復式工具機(RMT)概念圖

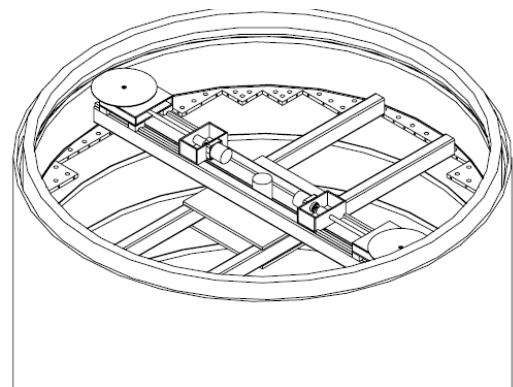


圖 4-21 環形液壓操作切割設備(CHORCE)概念圖

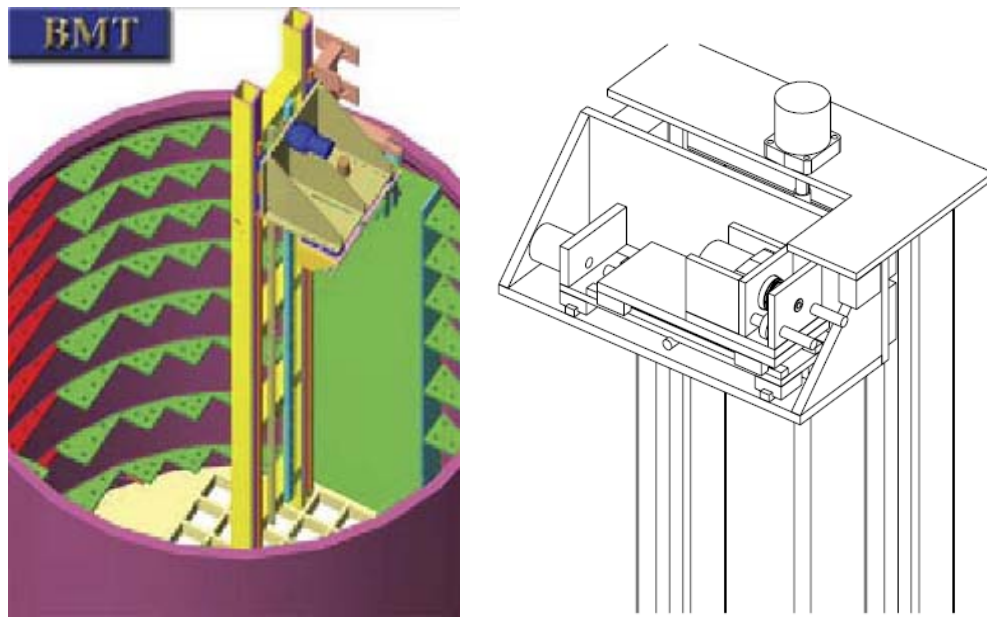


圖 4-22 螺栓銑削刀具(BMT)概念圖

#### 4. 測試

由承包商執行切割工具的測試。雖然建構了一些爐內組件的實物模型進行工具測試，主要是針對工具操作進行的測試，並不是"高擬真"實物模型的測試方案。因為進行機械式切割需要非常多的專業工具，比起 AWJ 或電漿測試，機械式切割傾向涵蓋更多的積極性測試方案。例如對於機械式鋸切或銑削而言，剛性(強度)是非常重要的，試片與工具需要準確地反映出其剛性。在鋸切操作時，特別是 RMT 的 18'(5.5m)鋸片，需要更複雜的模型來反映出真實的剛性。所建造的模型需要與被切割組件的厚度相同，並且使用相同的切割工具和相同的夾緊機構(請參見圖 4-23)進行測試。





圖 4-23 往復式工具機實物模型測試

如下一節所討論的，測試程序對於 RMT 應用的支援並不够積極。

#### 5. 現場經驗

在 2005 年春季承包商的設備開始進駐現場。原本的規劃是輪班工作 4-10 個小時，在年底前完成專案。4-10 個小時輪班一直維持到切割腔室為止，在使用 RMT 切割時增加了第二班。實際的切削時間比原定計劃的要稍長，約在 26 個星期內完成。由於現場調度和設備調校的原因，切割開始的時間有所延遲。除了 RMT 之外的所有切割設備，在經過輕微的調校後，其功能即可接受。

清理和屑片收集系統的使用經驗則是不盡如人意。過濾器一般用於 5 或 10 微米和 10-20 mrem/hr(0.1-0.2 mSv/hr)的低劑量範圍。在銑削操作時放棄使用屑片收集系統，原因是銑削過程中屑片收集失效，以及所產生的絨毛球狀廢料會塞住軟管。最後決定讓屑片在切割過程中自由落下，在切割完成後以手動方式操作屑片收集系統和基本的水下方法進行屑片清理。

首先移除腔室上半部，並將其放在位於爐穴上半部的工作台上準備切割。然後移除爐心筒/下半部爐內組件，並將其放在位於爐穴底部的爐內組件支撐架上。此時允許使用 BMT 以銑削方式移除 GTCC 檔板，同時繼續在爐穴上半部進行腔室切割。

使用擁有 18 英尺(5.5 米)長鋸片的 RMT，試圖在水下以垂直方式鋸切腔室(高於爐心頂部的上半部爐內組件)。不幸的是，由於切割鋸片的破損，使得 RMT 切割過程不停的發生中斷。經過一番努力後腔室組件的垂直鋸切曾達到 1 英尺(0.3 米)的深度，但最終還是放棄使用 RMT，從此之後，基本上切割腔室的所有動作都不同於原先的規畫及方法。修改 RMT 設備，在刀塔座上安裝 38inch(0.96 米)圓盤鋸，完成了近乎全長的垂直鋸切。在爐穴內的水面下完成腔室的切割。由於工具使用上的問題，整個上半部腔室隨即由水中移出，並垂直放在一平台上，這平台原本是準備在空氣中切割蒸汽發生器底座時使用。先以鑽石索鋸將活性較高的上半部格架與腔室的其他部分予以分離，然後將上半部格架的頂部的上半部腔室移除並暫存於空氣中，如此便可將格架運回爐穴內，以 RMT 做進一步的切割。將腔室放置於蒸汽發生器底座上，然後以鑽石索鋸垂直切成兩個半殼。腔室半殼進一步以高枝鋸移除導引管，以及手持電漿移除外殼部分。腔室外殼則被裝入到重屏蔽 A 型廢料箱送往廠外處置。

儘管與原計劃有些偏離，RMT 18'(5.5m)鋸片還是成功地完成腔室格架和下半部爐心支撐結構的分割，而所謂偏離原計畫是指執行切割時需要將結構翻轉。當 RMT 在水下切割腔室不成功後，支援設備的數量較原先所規畫的大幅增加。如前文所述，某些爐內組件的活性總含量較低，而允許在空氣中切割。在空氣中的腔室切割是在一個帳篷內進行，

操作人員以手持的電漿和電鋸，完成腔室的切割。而腔室切割成了專案輻射劑量的最大來源。

較低的(下半部)爐內組件特別是爐心筒和熱屏蔽，使用 38i 圓盤鋸成功的完成切割。最初嘗試以 RMT 切割下半部格架但並未成功，後來將下半部格架以液壓千斤頂緊壓在爐穴牆壁上，切割方式是先切穿格架的 1/2，將格架在水下翻轉 180 度後，再切穿格架的其餘部分以完成切割。

從爐穴充滿水開始，水質透明度一直是個問題，判斷其原因是在壓力槽上方以索鋸切割 RV 頂蓋時，碳鋼碎屑落入壓力槽內所造成，這使得在剛開始切削的數星期中，爐穴內水質都不夠清晰。當大家對於造成的原因達成共識後，於是添加氫氧化銨以提高 pH 值和減少進一步腐蝕，增加 Tri-Nuc 過濾單元使水質更清晰。因為上述這些雜質來源(及液壓洩漏)而產生相當多的過濾器，但並沒有顯著的活性。使用低流量 ALPS 系統的目的並不是為了水質透明度，而是為了最終釋出池水進行鈾-137 及鈷-60 的移除(這點的確非常令人滿意地)。

雖然作業完成比原計畫大約晚了 5 個月，但與其他投標廠商的規劃比起來，專案執行所耗費成本和時間還是較少的。現場設備的獨創性、彈性和對於新方法保持開放態度使專案得以成功。電廠工作人員參與切割專案的現場執行，超過了其它電廠員工的參與程度，對於專案的成功非常重要。

## 6. 運送罐操作及運輸

專案產生的 A 類廢料裝入到四只 A 類內襯桶和十一只 A 類廢料箱運送至廠外處置。共 17 只 B/C 類內襯桶裝有大約 15,600Ci(5.8E14Bq)的反應器內部組件，準備在未來放入 8-120B 運送罐進行運送。在專案結束時將內襯桶存放於廠內準備未來進行處置。

## 7. 爐穴清理

2006 年 7 月完成爐穴的清理，清理爐穴對於專案總劑量或時程的影響並不重要。

## 8. 經驗回饋

- (1) 積極性測試加上良好的實體模式，可使工具和清理系統的不良表現減至最小。
- (2) 電廠工作群組和人員的大量參與，可幫助專案成功，有利於最終成本，且無明顯的時程延誤。
- (3) 影像系統對於觀察螺栓銑削刀具(BMT)的操作有些許效果。空氣中實體模式測試並未考慮水的折射。使用多部攝影機是非常有幫助的。
- (4) 幾起液壓油洩漏事件造成超過 3 周的延誤。使用替代性液體可能會有幫助。在使用電漿或 AWJ 執行切割時，並不產生明顯的浴缸環輻射問題，原因可能是顆粒尺寸及 Rancho Seco 爐內組件的輻射總含量較低。
- (5) 當電廠的爐內組件具有較低輻射量，可以在空氣中執行一定數量的切割。但是，即使是低活度反應器，其輻射劑量也高達 20 person-rem(0.2 person-Sv)，最主要的原因是在空氣中切割腔室。
- (6) 在空氣中執行切割時，由於帳篷的功能良好，並無空浮事件發生。
- (7) 不要在壓力槽上方切割反應器頂蓋，以及避免碳鋼碎片進入壓力槽內。
- (8) Rancho Seco 的經驗證明這種方法可適用於任何爐內組件專案。如有必要，可以在水下切割腔室。除了在頂蓋切割時增加

過濾器，可使二次廢料量減至最少。除了在水面上切割外，人員劑量也是最少的。整個專案執行的時間比其他電廠專案更少。

#### 4.2.8 歐洲的電廠經驗

自 1979 年以來，歐盟執行委員會(European Commission)就開始進行核設施除役的研究和發展作業。2001 年有五個試驗性的除役計畫在進行。其中有一個是法國的用過燃料再處理設施 AT-1，其餘四個計畫則是商業核電廠。將這四個電廠的切割專案分別敘述如下：

##### 1. BR-3 反應器

BR-3 位於比利時是歐洲第一座商業 PWR 電廠，於 1962 至 1987 年 (25 年)間進行商業運轉。在執行拆除作業前，先實施全系統的 Siemens Chemical Oxidizing-Reducing Decontamination (CORD)程序進行除污。BR-3 的爐內組件原為 Westinghouse 製造，在歷經兩個運轉週期後，1964 年予以拆除並置於燃料更換池中，BR-3 新的爐內組件稱為”Vulcain”，則歷經九個運轉週期一直到反應器永久停止。

切割專案分為幾個階段，第 1 階段是切割熱屏蔽，第 2 階段是切割 Vulcain 組件，第 2b 階段是切割 Westinghouse 組件。第 1 階段切割熱屏蔽主要的切割方法有電漿、放電加工及機械式切割，熱屏蔽為一不銹鋼圓筒，厚度約 3 吋(7.6 公分)，高約 8 呎(2.4 公尺)，直徑 4.6 呎(1.4 公尺)。比較三種切割方法對於熱屏蔽模型實施冷測試(如表 4-6)

表 4-6 熱屏蔽模型實施冷測試之切割比較

切割方法	(相對)有效切割速度	(相對)接受劑量	(相對)二次廢料量
放電加工	1/4	-3	-5
機械式	1	1	1
電漿	1.6	-1	-5

由表得知電漿切割的速度最快，但若考慮電漿的切割準備時間及切割碎屑清理時間也較長，因此實際電漿切割速度僅略快於機械式切割。而機械式切割的優點有：技術的成熟度、廢料量體積減少、沒有煙及氣之排放。參考熱屏蔽的切割經驗後，第 2 階段採用機械式切割 Vulcain 及 Westinghouse 組件，圓盤鋸用於較長的水平切割，帶鋸是用於水平及垂直切割。同時也使用其他特定用途的機械式切割：(1)液壓剪用於較薄的零件；(2)鑽孔機用於協助帶鋸機；(3)往復鋸切斷貫穿管；(4)放電加工精準的切除難以靠近的螺栓。在切割反應器容器時選擇相同於內部組件的切割工法，將反應器容器移入燃料更換池，以圓盤鋸作水平切割，帶鋸作垂直切割，再將切碎的切割件放入特製的密封罐。由 BR-3 所獲得的經驗回饋有：

- 在切割熱屏蔽時，比較電漿、放電加工及機械式三種切割方法，機械式切割最有效且廢料量最少
- 在機械式切割中帶鋸切割的效率又比圓盤鋸要佳
- Westinghouse 組件(歷經兩個運轉週期)與 Vulcain(歷經九個運轉週期)的活性強度的等級相同
- 雖然 Westinghouse 組件歷經 31 年的冷卻，但其輻射強度仍高，並未使切割更有利

## 2. Gundremmingen KRB-A

KRB-A 位於德國是 237MWe 的 BWR 電廠，於 1966 至 1977 年 (11 年)間進行商業運轉，1983 年開始除役。在除役過程中使用一種創新的加工方法”冰鋸(ice-sawing)” ，作法如圖 4-24 所示，是將熱交換器注入水，以冷空氣使其凍結後，再以帶鋸進行切割。

此一工法的優點是：(1)減少局部的劑量率；(2)熱交換器的管件獲得固定及支撐；(3)切割過程煙霧的產生最小化；(4)可使冷卻鋸片。

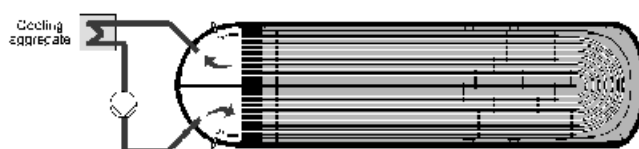


圖 4-24 冰鋸概念圖

### 3. Greifswald KGR

KGR 位於德國，採用俄國的 VVER 設計，廠內規劃有八座 PWR 反應器，於 1973 至 1979 年，前四座反應器先後開始商轉，德國統一後(1990 年)永久停機，隨著第五座反應器也停止運轉測試，其餘的三座反應器也停止興建。在 1995 年第五座反應器開始除役，其餘的四座將於 2000 至 2005 年進行除役，這將是世界上最大的除役計畫。

計畫的特點是在廠內建造一座中期儲存設施(Interim Storage North, ISN)，反應器或用過燃料池中的燃料，將移往 ISN 進行乾式存放。至於反應器容器及其內部組件將完整地移除並放入 ISN，等到經過若干年的衰減再加以切割。

### 4. Windscale Advanced Gas-cooled Reactor

Windscale Advanced Gas-cooled Reactor 位於英國，於 1963 至 1981 年 (18 年)間進行商業運轉，反應器以 CO<sub>2</sub> 為冷卻劑，石墨為緩速劑。此一反應器的設計不同於 BWR 或 PWR，因此除役所面對的問題也不相同。

共有 247 根豎管穿透反應器容器，主要以電漿切割移除。以工業氧乙炔火炬對於半球狀的反應器容器上蓋做環狀切割，切下的大型物件將移往低輻射區做進一步的切割。氧乙炔火炬是架設在軌道車輛上，以遙控方式操作。經驗回饋包括：

- 以輻射劑量作為選擇拆除及切割方法的主要標準
- 將大型零件及次組件由高輻射區移往低輻射區做進一步的切割
- 在對輻射零組件施工之前，需要進行非輻射零組件的拆除及切割測試

### 4.3 切割技術彙整

在這份報告的前面提供背景說明，詳細描述各個電廠如何進行爐內組件切割專案。表 4-7 彙整各個電廠採用的切割方法和選擇這些方法的原因。表 4-7 也列出了整體結果或專案過程中遇到的主要問題。



表 4-7 切割技術彙整

電廠	切割方法	選擇基礎	整體評估
<b>Yankee Rowe</b>	電漿 金屬解體加工	可靠度及速度的驗證 較大的操作深度及近接能力	電漿切割高活性材料產生劑量及污染
<b>Big Rock Point</b>	水下液壓銑削 機械式剪切機	工作區域受限	較低活性的BWR允許使用機械方法
<b>Connecticut Yankee</b>	磨料水刀 金屬解體加工	工作者劑量、空浮污染、 廢料形式及時程	整合測試/設備需要精確度，水質淨化設備不適當
<b>Maine Yankee</b>	超高壓水刀 機械切割	不執行熱切割	設備整合測試使得專案成功
<b>SONGS Unit 1</b>	磨料水刀 金屬解體加工	切割速度及空浮污染控制	其他電廠的經驗回饋使得專案成功
<b>Rancho Seco</b>	機械式切割 液壓分離	可靠的設備 機械技術	機械切割是可接受的， 正確的工具不可少的

表 4-8 所提供的統計數字，是從各個電廠爐內組件切割專案整理出來的。依據表 4-8 顯示，隨著經驗的積累和實施程序改進，使用磨料水刀切割可改善輻射暴露。還有一個改進意見也反映給以後的專案，就是在現場應用之前須增加對設備的測試。

表 4-8 各個電廠切割專案統計比較

電廠	RPV 活性 Ci (Bq)	切割長度 ft (m)	輻射暴露	廢料體積 ft <sup>3</sup> (m <sup>3</sup> )	過濾流量 gpm (lpm)
Yankee Rowe	0.9 M Ci (3.4 E16 Bq)	爐內組件 全部切除	100 rem (1 Sv)	無法比較，除GTCC 外所有爐內組件皆 以廢料裝運	75 gpm (284 lpm)
Conn Yankee	0.8 M Ci (3.0 E16 Bq)	1800 ft (550 m)	205 rem (2.05 Sv)	1250 ft <sup>3</sup> (35.4 m <sup>3</sup> )	Approx. 250 gpm (950 lpm)
Maine Yankee	2 M Ci (7.4 E16 Bq)	1170 ft (355 m)	50 rem (0.5 Sv)	1700 ft <sup>3</sup> (48 m <sup>3</sup> )	1000 gpm (3,785 lpm)
Songs Unit 1	0.4 M Ci (1.4 E16 Bq)	813 ft (248 m)	23 rem (0.23 Sv)	254 ft <sup>3</sup> (7.2 m <sup>3</sup> )	1,500 gpm (5,700 lpm)
Rancho Seco	0.07 M Ci (2.7 E15 Bq)	切成大塊	20 rem (0.2 Sv)	Approximately 1,130 ft <sup>3</sup> (32 m <sup>3</sup> )	200 – 600 gpm (930 – 2800 lpm)

#### 4.4 爐內組件切割的替代方案-完整處置

依據美國運輸部(Department of Transportation, DOT)和核管會(NRC)的規定，反應器容器在運送與處置之前，並不需要移除反應器內部組件(RVI)。去除 RVI 的目的是因為大多數電廠的核廢料只能送往南卡羅萊納州的 Barnwell 處置場，該處置場限制每個包裝不得超過 50,000curies (1.85E15Bq)。接下來討論的替代方案，是一座可供核電廠使用且沒有接收限制的處置場。Barnwell 設施除了少數幾個州外，對於其他電廠即將關閉，新處置場的選址是應加以考慮的選項。

##### 4.4.1 背景

Trojan 核電廠是一座 1,130 MWe 四迴路的 PWR，位於 Oregon 西北部的哥倫比亞河旁，擁有及操作者為 Portland General Electric (PGE)。在經過約 17 年的商業運作後，由於必須更換部分蒸汽產生器，在考量相關財務後，決定於 1993 年永久停機。由於大型組件移除計畫的成功進行，在 1995 年 Trojan 處置了四個蒸汽產生器及調壓器，PGE 對反應器容器及其內部組件的處置，提出並實施一種創新的作法。反應器容器及爐內組件移除專案(Reactor Vessel and Internals Removal Project, RVAIR)，結合了獨一無二的設計與許多開創先例的法規核准。在這個獨特的除役專案中，對於領導電廠和專業承包商所組成的多元化團隊而言，有效的專案管理技術是不可或缺的。PGE 對於規劃、團隊建構、溝通、成本控制、品質管理、風險管理等特別重視。

反應器容器和內部組件的放射性總量，包括內部組件的表面污染活性及以及中子活化的金屬結構之活性。從最後一次的反應器運轉之後，經過五年的放射性衰變，估計反應器容器及爐內組件的內表面污染活性

為  $155\text{Ci}(7\text{E}12\text{Bq})$ ，以及  $2,010,000\text{Ci}(7.4\text{E}16\text{Bq})$  的活化金屬。基於反應器容器和爐內組件所含之放射性，建議 Trojan 反應器壓力槽以一次且單獨的方式運送，並依據 10 CFR 71 (Title 10, Code of Federal Regulations, part 71) 法規採用 B 型運輸包裝。依據 NRC 和華盛頓州的規定，PGE 評估反應器壓力槽可以被歸為 C 類廢料進行淺層陸上處置。在壓力槽外表須加以除污及覆蓋塗層，使污染值符合 10 CRF 71 及美國運輸部 (Department of Transportation DOT) 的規定限制。

#### 4.4.2 方法

PGE 包裝反應器容器及其內部組件，以反應器容器本體作為放射性物質的屏蔽容器，將其從圍阻體中移出後，使用駁船沿哥倫比亞河而上，最後將 1,020 ton(925 噸) 的包封放入華盛頓附近的 U.S. Ecology 低階核廢料處置設施。

#### 4.4.3 RVAIR 專案的優點

選擇 RVAIR 專案處置反應器容器及爐內組件，所提供的優點多過先前處理反應器容器和內部組件的標準方法。選擇 RVAIR 使得廢料總體積少於預計。RPV 被列為 C 類廢料，因而允許放入 U.S. Ecology 低放廢料處置設施中進行處置。選擇 RVAIR 預估會產生 8,341 立方英尺 ( $236\text{m}^3$ ) 的 C 類廢料，包括反應器容器、內部組件、和安裝屏蔽等。若選擇將反應器容器及爐內組件切割拆解，預估會產生 18,320 立方英尺 ( $519\text{m}^3$ ) 的低階及高階放廢料。

選擇 RVAIR 估計其輻射暴露是低於組件切割選項的各種情況。RVAIR 專案對於現場工作人員的實際輻射暴露為 72.225

person-rem(0.722 person-Sv)，運輸工作人員估計為 0.09 person-rem(0.9 person-mSv)，處置設施工作人員為 0.2 person-rem(2 person-mSv)和一般民眾為 0.02 person-rem (0.2 person-mSv)。若選擇切割移除反應器容器及爐內組件，估計其輻射暴露分別是現場工作人員 133 person-rem (1.33 person-Sv)、運輸工作人員 1.06 person-rem (10.6 person-mSv)、處置設施工作人員 4.2 person-rem(42 person-mSv)和一般民眾 0.48 person-rem (4.8 person-mSv)。

選擇 RVAIR 則只有一次核廢料運送，選擇切割移除至少會有 45 趟的運送（假設反應器容器的運送為一件）。使用駁船和運輸裝備進行一次緩慢的運送，或使用卡車在公路上進行 45 趟運送，明顯地前者可減少潛在的生命損失或傷害。

最後，以 1996 年的美元為基準，選擇 RVAIR 的實際成本為 21.9 百萬元，而選擇切割處理估計費用將達 38.4 百萬元，可省下 16.5 百萬美元的費用。選擇 RVAIR 成本較低的主要原因是 Trojan 不需要處置 GTCC。當 GTCC 未被核准放入低階核廢料處置設施進行掩埋時，需要存放在 Trojan 電廠內(無限期)，直到有合適的儲存庫可用時。RVAIR 專案吸引人的地方是可以替除役基金節省約 17 百萬美金。

Trojan 核電廠反應器容器及爐內組件處置採用的替代辦法應納入考慮，RVAIR 專案的做法被確認對於員工、民眾和環境是最安全，且最具成本效益。使用這個創新的方法處置反應器容器及爐內組件，已得到眾多監管機構的認可。

## 5 Rancho Seco 電廠反應器爐體切割經驗

### 5.1 簡介

本章節主要是參考「Rancho Seco Reactor Vessel Segmentation Experience Report, EPRI 1015501, 2008.」研究報告，這份報告主要是敘述 Rancho Seco 電廠反應器爐體切割經驗的相關經驗。

近年來(本報告於 2008 年 3 月出版)美國四個主要除役中核能電廠 (Trojan、Maine Yankee、Connecticut Yankee 及 Yankee Rowe)都將 RPV 爐體視同單一廢棄物包件進行最終處置，且大部分案例中，電廠將超 C 類放射性廢棄物切割移出爐體，其餘非 GTCC 爐內組件裝填回爐體內，再將 RPV 爐體認證視同為放射性廢棄物運輸包件，這類大型放射性廢棄物包件運輸作業，涉及從電廠到最終處置場之間的道路、鐵路、駁船等運輸相關綜合性問題。Rancho Seco 核能電廠針對該廠到南卡羅萊納州 Barnwell 處置場間可能的運輸路徑進行細部評估與調查，結論是 Rancho Seco 核能電廠因其所在位置，基於運輸路徑限制條件，無法容許將 RPV 爐體採用先前慣用的整體單一包件處置之方式，RPV 爐體切割後再運送到處置場為唯一可行方案。即使 Rancho Seco 核能電廠因其運轉時間較短，RPV 爐體放射性強度明顯較低，Rancho Seco 爐體切割計畫仍足以呈現此類大型物件切割及處置技術重大進展。整體而言，Rancho Seco 核能電廠爐體切割計畫高度成功，且在人員輻射暴露、預算經費、工作期程等主要目標均能順利達成。

## 5.2 經驗及作法

美國境內完成除役之商用核能電廠，Rancho Seco 核能電廠因其地理位置運輸條件限制，成為曾正式商轉之核能電廠中，唯一選擇將 RPV 爐體切割後處置之電廠，其特殊經驗亟具參考價值。以下將逐一陳述 Rancho Seco 核能電廠之基本資料與該廠除役重要里程碑，RPV 爐體基本資料、爐體特性調查結果、以及爐體切割、包裝、運輸等實際工程作為與經驗。

### 5.2.1 Rancho Seco 電廠除役基本資料及爐體除役策略

Rancho Seco 核能電廠為 PWR 電廠，基本資料如表 5-1。

表 5-1 Rancho Seco 電廠基本資料

機組型式	PWR
功率	913MWe
設計	Babcock & Wilcox (B&W)
業主	Sacramento Municipal Utility District (SMUD)
廠址位置	沙加緬度，加州，美國
商轉	1975年
停役	1989年6月(公投)
累積全功率運轉時間	2144.2天，5.9年

Rancho Seco 電廠自 1989 年停止運轉後，選擇先行進入安全儲存 (SAFSTOR) 狀態，安全儲存期間電廠放射性將可持續衰減，並可容許除役基金累積到足以因應後續拆除除役經費需求，原先預期於 2008 年才開始拆除工作。1991 年該廠決策將採行用過燃料乾式貯存措施，此舉預計可將電廠提升為強化 (hardened) 安全儲存狀態，並可顯著的裁減員工數量。2002 年完成用過燃料乾式貯存 (ISFSI)，共有 21 組燃料密封鋼筒與護箱。1997~1999 年進行先期除役計畫，拆除汽機廠房系統

與部分桶槽。1999 年 6 月全廠除役工作開始全面進行，2007 年初完成反應器爐體切割計畫。

RPV 爐體拆除、處置之工程方法選擇，為核能電廠除役關鍵議題，其中從電廠廠址到最終處置場運輸方法與路徑選擇，必須先行評估決策，依據美國除役電廠經驗，將 RPV 爐體視同單一廢棄物包件進行最終處置，最具經濟效益。Rancho Seco 電廠針對 RPV 爐體放射性廢棄物處置運輸路徑評估，於 2001 年秋天初始規劃，將 RPV 爐體及爐內組件整合為長 38 英尺(11.6 公尺)、直徑 18.5 英尺(5.6 公尺)、重量為 454 公噸單一包件，運送到 Barnwell, South Carolina 處置，完成三條運輸路徑規劃。

- (1) 陸路運送到 Stockton(舊金山東邊)，駁船海運經巴拿馬運河或繞經南美洲，再到南卡羅來納州。
- (2) 鐵路運送到休士頓，由墨西哥灣駁船海運到南卡羅來納州
- (3) 鐵路運送到猶他州或南卡羅來納州

評估結論是，因運輸條件限制，RPV 爐體視同單一廢棄物包件進行最終處置並不可行。唯一最具經濟效益之可行方案為，將 RPV 爐體及爐內組件切割後，將 Class A 放射性廢棄物運送到 Clive, Utah 最終處置場。

Rancho Seco 電廠除役計畫主要特點如下列：

- (1) RPV 爐體切割拆除，而非整體移除(one piece removal)
- (2) Class A 放射性廢棄物運送到 Clive, Utah 最終處置場
- (3) 廠內建立占地 10 英畝之獨立用過燃料貯存設施 ISFSI (Independent Spent Fuel Storage Installation)，用以儲存用過核燃



料以及超 C 類(Greater Than Class C, GTCC)爐內組件放射性廢棄物。

(4) 廠區內建立中期貯存廠房(Interim Onsite Storage Building, IOSB)，容納除役產出的 Class B、C 放射性廢棄物。

(5) 保留原辦公室建築以及開關廠(Switch Yard)設施，以供後續規劃興建之發電設施使用。

### 5.2.2 RPV 爐體輻射特性調查

RPV 爐體及內部組件輻射特性調查基本資料有，Rancho Seco 電廠運轉歷史、爐體及內部組件尺寸、重量、材料等物理特性資料，以及爐內組件(Low Core Support Assembly、Core Baffle Plates and Plenum)實際量測之輻射劑量率。

WMG 公司運用上述實際基本資料及該公司以往之經驗數據(empirical data)，估算爐心內軸向及徑向位置之中子通量，並同爐體監測片(Surveillance capsule)分析結果與現場輻射測量結果，建立每一組件常態活化分析(normalized activation analysis)數據，以完成 Rancho Seco 電廠 RPV 及內部組件之輻射特性調查。然後將其運用到 RPV 及內部組件之細部切割規劃、切割作業 ALARA 輻防規劃、以及廢棄物分類與包裝。

RPV 爐蓋輻射劑量率相當低，已切成 5 塊先移除處置，RPV 爐體如圖 3-1，基本資料如下：

(1) 爐體材料為 SA533，內部不銹鋼 cladding

- (2) 爐體直徑 17.5 英尺(5.33 公尺)、高 32 英尺(9.75 公尺)、爐壁厚度 8.44 英寸(21.4 公分)、內層不銹鋼厚度 0.19 英寸(0.5 公分)，爐體實際重量為 624,400 磅(283,223 公斤)。

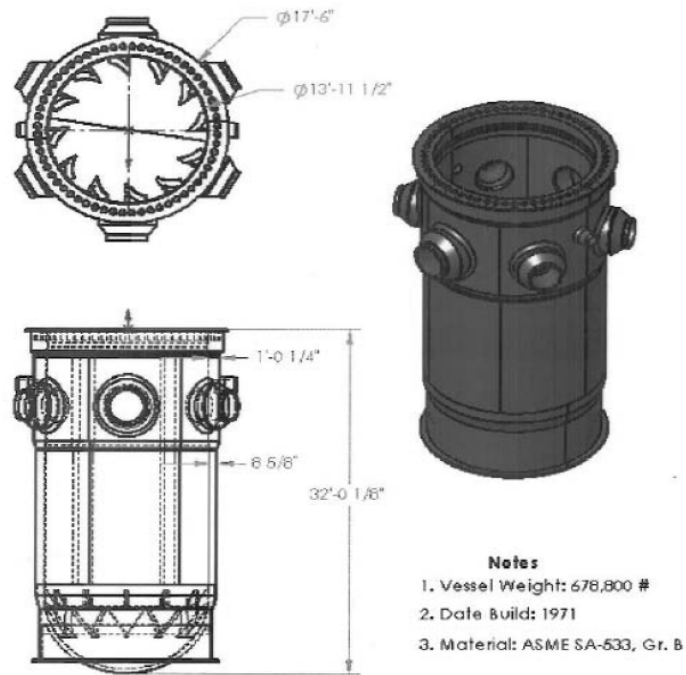


圖 5-1 RPV 爐體

RPV 爐體及爐內組件特性調查結果表列於表 5-2 與表 5-3，文字說明於下；

- (1) 2003/05/01 初始估算總活度為 99,450Ci
- (2) GTCC 活度為 78,500Ci，約占總活度 80%，其中 Co-60 活度約 48,100Ci
- (3) 爐內組件 GTCC 暫存在燃料乾貯場(ISFSI)、Class B、C 暫存在廠內 ISOB。分類為 Class A 廢棄物，包裝後運送到 Clive, Utah 處置場 (EnergySolution 負責營運)。
- (4) RPV 爐體活度約 50Ci(其中 20Ci 活度為 Co-60 貢獻)

(5) 爐體 SA-533 材料總重量約 668,000 磅，總活度約 34Ci(10.4Ci Co-60)

(6) 爐體不銹鋼內襯材料總重量約 11,000 磅，總活度約 15.7Ci(9.1Ci Co-60)

表 5-2 RPV 爐體(SA-533)輻射特性調查結果

Table 2-5  
Reactor Vessel Wall Characterization Results

Component: Reactor Vessel Wall			
Component Weight (lb) <sup>a</sup>		6.68E+5	
Total Activity Curies		3.38E+01	
Cobalt Activity Curies		1.04E+01	
Part 61 Table A/B Fraction		<0.01	
Part 61 Table 2 A Fraction		<0.01	
Nuclide	Curies/g	Estimated Curies	Scaling Factor
C 14	3.48E-11	1.05E-02	1.01E-03
Fe 55	6.80E-08	2.06E+01	1.97E+00
Co-60	3.45E-08	1.04E+01	1.00E+00
Ni 59	6.87E-11	2.08E-02	1.99E-03
Ni 63	9.00E-09	2.72E+00	2.61E-05
Nb 94	8.18E-13	2.48E-04	2.37E-05
Tc 99	2.08E-12	6.30E-04	6.03E-05
<b>Totals</b>	<b>1.12E-07</b>	<b>3.38E+01</b>	

表 5-3 RPV 爐體不銹鋼 Cladding 輻射特性調查結果

Table 2-6  
Reactor Vessel Wall Characterization Results

Component: Vessel Cladding			
Component Weight (pound <sup>d</sup> )		1.10+04	
Total Activity Curies		1.57+01	
Cobalt Activity Curies		9.09E+00	
Part 61 Table A/B Fraction		0.01	
Part 61 Table 2 A Fraction		0.25	
Nuclide	Curies/g	Estimated Curies	Scaling Factor
C 14	1.27E-09	6.34E-03	1.01E-03
Fe 55	3.53E-07	1.77E+00	1.97E+00
Co-60	1.81E-06	9.09E+00	1.00E+00
Ni 59	7.84E-09	3.93E-02	1.99E-03
Ni 63	9.66E-07	4.84E+00	2.61E-05
Nb 94	1.41E-11	7.08E-05	2.37E-05
Tc 99	2.71E-12	1.36E-05	6.03E-05
<b>Totals</b>	<b>3.14E-06</b>	<b>1.57E+01</b>	

原文此表  
Scaling  
factor 計算  
有誤，應更  
正如下

7.02E-04

1.9 E-01

1.00 +0

4.33E-03

5.34E-01

7.79E-06

1.50E-06

### 5.2.3 RPV 爐體切割計畫評估

RPV 爐體放射性廢棄物特性調查及劑量率評估結果如下：

- (1) 依據 10 CFR 61.55 放射性廢棄物分類原則，確認 RPV 爐體為 Class A 低階放射性廢棄物；另依據 NUREG-1608，切割後 RPV 爐體歸類為第二類低比活度廢棄物 LSA-II (Low-Specific Activity)。
- (2) 2003 年 5 月，因爐內組件尚未移除，爐體實際劑量率仍無法實際測量，但以計算方式評估 RPV 爐體切割後包件可能需求之屏蔽，以符合 49CFR 173.441 運輸規範。
- (3) 爐體腰帶(Beltline)部分平均劑量率評估結果為，碳鋼側距離 12 英吋(30 公分)處平均劑量率約為 580 mrem/hr；不銹鋼 cladding 側距離 12 英吋(30 公分) 處平均劑量率約為 2200 mrem/hr。
- (4) 爐體其他部位平均劑量率評估結果為，碳鋼側距離 12 英吋(30 公分)處平均劑量率約為 32 mrem/hr；不銹鋼 cladding 側距離 12 英吋(30 公分) 處平均劑量率約為 135 mrem/hr。

RPV 爐體放射性廢棄物包裝經評估後，爐體採用大塊切割原則，利用 20 呎貨櫃裝運(除了爐體腰帶部分之外)，爐體切塊在貨櫃內需依據運輸部(DOT)規範做必要的加強固定，必要時在貨櫃內部或外部銲接鋼板做為屏蔽，以符合 49CFR 173.441 運輸規範

爐體腰帶部分切割成 6 塊，分裝在 2 個自行設計、製造的金屬容器內，金屬容器符合 49CFR 173.24、173.24a、410 等法規要求。容器內部須有足夠空間，放入廢棄物後必須澆灌混凝土，以達到固定及屏蔽需求，計算結果顯示，廢棄物四周及上方水泥屏蔽厚度至少需 2 英吋，底部水泥屏蔽厚度需 6 英吋，才能符合運送箱表面接觸劑量率

200mrem/hr，以及 2 公尺外劑量率 10mrem/hr 法規限值。Clive, Utah 處置場另要求，放射性廢棄容器內填滿(fill)比例必須大於 85%。

#### 5.2.4 RPV 爐體切割設備與計劃執行

RPV 爐體切割技術與程序評估準則為，符合輻射防護合理抑低(ALARA)原則、放射性汙染管制避免污染擴散、切割速度與工期規劃、二次廢棄物處理程序、能在爐壁鑿孔(pierce hole)以利爐體切塊吊運、具備經濟效益(Cost Effectiveness)等。經評估各種機械式切割技術與熱切割技術，決定採用磨料水刀技術(Abrasive Water Jet, AWJ)，AWJ 技術優、缺點評估如表 5-4：

表 5-4 磨料水刀(AWJ)技術評估

優點	缺點
可遙控操作，有效減少工作人員暴露	產生混和金屬碎屑與石榴石(Garnet)磨料之二次廢棄物，二次廢棄物之收集與後續除水、乾燥，在現場操作技術上是一個挑戰。
能鑿孔貫穿爐壁	
切割速度快，符合工期要求	
最具經濟效益	

Rancho Seco 電廠選擇 S.A. Robotics 公司負責爐體 AWJ 切割系統設計開發與製造，初步規劃設備必須包含下列要項：

- (1) 電腦、軟體、搖桿、攝影系統等以控制切割位置程序並可確認切割依規劃完成
- (2) 架設在爐穴(Reactor Cavity)樓板環狀軌道上之操作起重台架(gantry)，必須能承載跨爐心橋架以及 AWJ 切割系統，AWJ 噴嘴具 360 度旋轉功能。

- (3) 控制系統操作 AWJ 噴嘴在 RPV 爐體、法蘭、管路噴嘴(Nozzle) 定位
- (4) 石榴石磨料供應系統，配合 AWJ 噴嘴高達 50,000psi 壓力
- (5) 爐心橋架上的支撐桅杆(Mast)，提供 AWJ 系統高壓噴嘴精確定位
- (6) 背板(Backing Plate) 定位在爐壁後面，用以降低石榴石磨料水流壓力，並將其導引到收集系統
- (7) 石榴石磨料收集系統，包含卸料斗(Dump Hopper)、離心機、真空系統等設備，將石榴石磨料與切割碎屑等二次廢棄物，收集到廢棄物桶內。

S.A. Robotics 公司負責範圍包括：設計、製造、測試、安裝、人員訓練，以及提供完成此項工作所需之人力、材料及設備等。

爐體切割設備功能驗證項目包含：

- (1) 完成 RPV 爐體材料(SA-533 Gr.B 內襯不銹鋼)切割功能驗證，材料厚度 5-13 英吋(10-33 公分)，不銹鋼 cladding 厚度 3/16 英吋(0.5 公分)
- (2) 實際切割試驗以確定各種不同厚度之切割速度、系統電源供應需求、AWJ 系統之水及石榴石磨料消耗率
- (3) 驗證確認各種厚度材料切割完成之方法
- (4) 控制面板距離 RPV 爐體中心線 60 英吋 (註：可能是原文錯誤，研判應是是 60 英呎/18.3 公尺)
- (5) 切割精確度(accuracy)：+/-0.25 英吋(0.64 公分)
- (6) 機械臂位置再現性(repeatability)：+/-0.0625 英吋(0.16 公分)
- (7) 在指定的三個位置上完成一定厚度試件之指定的切割路線

(8) 依據切割計畫驗證機械臂移動能力

圖 5-2 為 RPV 爐體切割設備示意圖，主要包含下列組件：

- (1) 爐穴(Reactor Cavity)樓板環狀軌道
- (2) 橋架操作起重台架(gantry)
- (3) 支撐桅杆(Mast)
- (4) AWJ 切割系統
- (5) 石榴石磨料供應系統
- (6) 水刀噴嘴
- (7) 氣壓缸(目的可能是支撐桅杆中心定位並提供強度支撐)

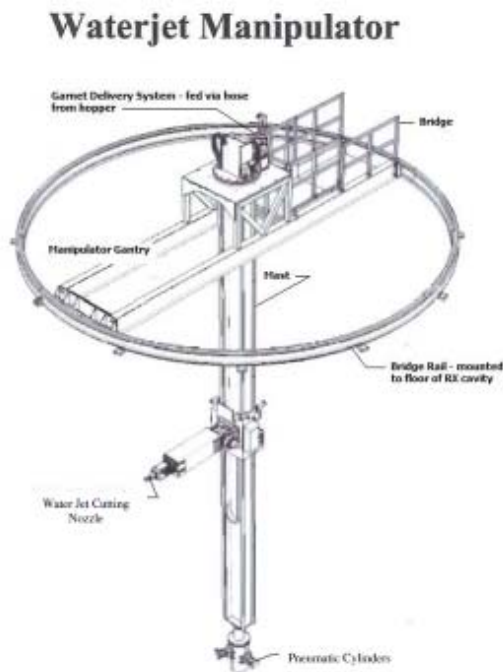


Figure 4-1  
Abrasive Water Jet Manipulator

圖 5-2 RPV 爐體切割設備示意圖

爐體切割設備功能補充說明如下，上、下二層橋架同心圓操作起重台架(上層支撐桅杆配備石榴石磨料水流收集系統及攝影系統)、上層支撐桅杆可垂直及水平運動、下層支撐桅杆可以水平及旋轉運動、水刀噴嘴支撐結構可以垂直運動，前臂(forearm)可伸出，水刀噴嘴頭可以旋轉及調整角度。

圖 5-3 及圖 5-4 為 Rancho Seco 電廠 RPV 爐體切割作業實景。

RPV 爐體切割結果示意如圖 3-5，爐體切割件物理數據如表 3-5。文字說明如下：

- (1) RPV 爐體法蘭部位切割成三塊 120°弧型，每塊重量約 11,340 公斤，最高接觸劑量率 250mrem/hr，內表面 30 公分劑量率約 40~50mrem/hr，外表面 30 公分劑量率約 5~10mrem/hr。
- (2) 六塊爐體冷熱端噴嘴部位，每塊重量約 15,150 公斤，最高接觸劑量率 250mrem/hr，內表面 30 公分劑量率約 100mrem/hr，外表面 30 公分劑量率約 15~30mrem/hr。
- (3) 二塊爐體灌水噴嘴部位，每塊重量約 6,123 公斤，最高接觸劑量率 300mrem/hr，內表面 30 公分劑量率約 100~120mrem/hr，外表面 30 公分劑量率約 10mrem/hr。
- (4) 爐體腰帶部位切割成六塊 60°弧型，每塊重量約 15,649 公斤，最高接觸劑量率 2500mrem/hr，內表面 30 公分劑量率約 1000~2000mrem/hr，外表面 30 公分劑量率約 30~50mrem/hr。
- (5) RPV 爐體碗狀下頂蓋周圍(Hemi Head Lower Bowl)切割成三塊，每塊重量約 15,876 公斤，最高接觸劑量率 500mrem/hr，內表面 30 公分劑量率約 100~150mrem/hr，外表面 30 公分劑量率約 10~20mrem/hr。



(6) RPV 爐體碗狀下頂蓋中心(Hemi Head Center Bowl)重量約 4,540 公斤(10,000 磅)。

(7) 所有 RPV 爐體切塊均可確認歸類為 Class A 放射性廢棄物，並符合第二類低比活度(LSA II)廢棄物，運輸可依據聯邦法規 49CFR 173.427(b)(4)相關規範。

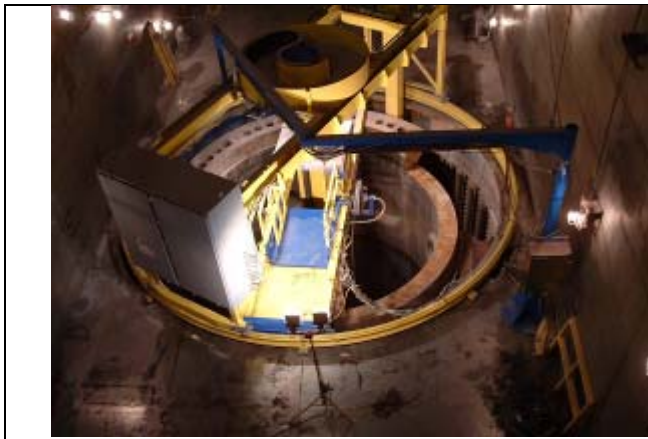


圖 5-3 上法蘭切割



圖 5-4 爐體腰帶部位切割

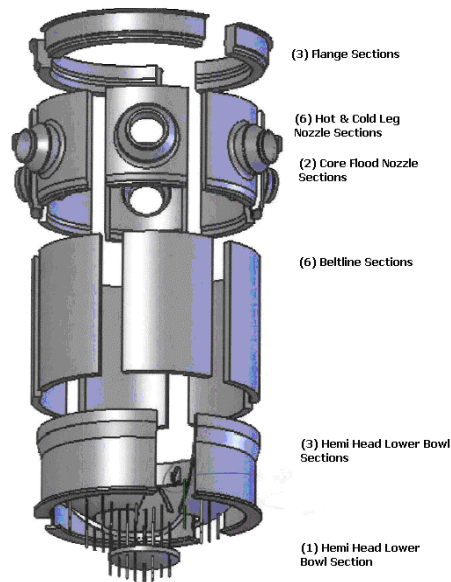


圖 5-5 RPV 爐體切割結果示意

表 5-5 爐體切割件物理數據

Table 5-1  
Reactor Vessel Sections Physical Data

Section	Number of Segmented Pieces	Section Weight (lbs) <sup>a</sup>	Density Volume (@ 500 lbs/ft <sup>3</sup> ) <sup>b</sup>	Total Weight (lbs) As Shipped
Flange	3	25000 lbs	50 ft <sup>3</sup>	75000 lbs
Cold Leg Nozzle	4	33400 lbs	66.8 ft <sup>3</sup>	133600 lbs
Hot Leg Nozzle	2	33400 lbs	66.8 ft <sup>3</sup>	66800 lbs
Core Flood Nozzles	2	13500 lbs	27 ft <sup>3</sup>	27000 lbs
Beltline	6	34500 lbs	69 ft <sup>3</sup>	207000 lbs
Hemi Head Lower Bowl	3	35000 lbs	70 ft <sup>3</sup>	105000 lbs
Hemi Head Center Bowl	1	10000 lbs	20 ft <sup>3</sup>	10000 lbs
Totals	21			624400 lbs

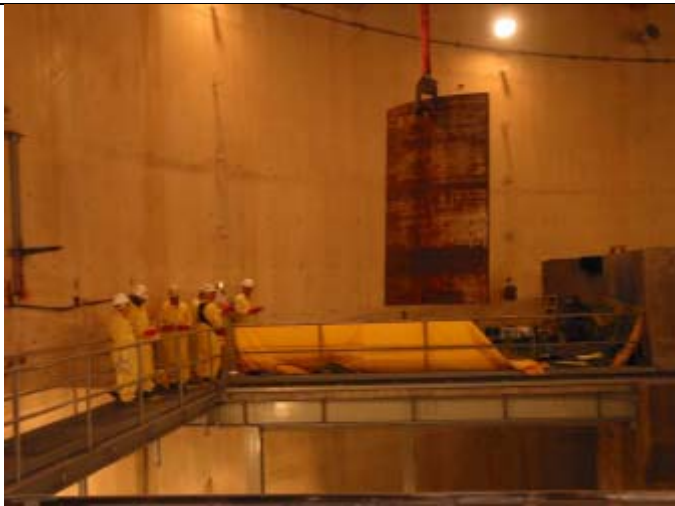

現場切割作業執行後發現廢棄石榴石磨料切割後之碎屑顆粒遠小於測試時，導至原設計收集系統無法有效運作(測試階段切割試件厚度為 3 英吋，實際切割厚度 9~11 英吋)，二次廢料收集系統須更新改善，將石榴石與水混和物導入沉澱槽(Weir Settling Tank)，加入 Polyelectrolyte(聚酯)加速石榴石粉末沉澱。廢水經過濾器及 Cs-137 高選擇性除礦處理。石榴石磨料二次廢棄物總重量約 18144 公斤，接觸劑量率約 15-20mrem/hr。二次廢棄物箱(waste boxes)需要相當長時間才能達到適當乾燥度(adequately dry)，廢棄物箱運送到 IOSB 廠房，利用大型加熱器使潮濕的石榴石磨料充分乾燥。

依據報告中數據估算，平均每 1 分鐘切割斷面積約 1.5 平方英吋 (in<sup>2</sup>/min)，平均每 1 平方英吋切割斷面積需消耗 1 磅石榴石磨料。(註：切割厚度(in) X 平均切割速度(in/min) = 每分鐘平均切割斷面積 (in<sup>2</sup>/min))

### 5.2.5 RPV 爐體切割件廢棄物包裝與運輸

爐體腰帶部位切割件因其具備較高輻射劑量率，以特殊設計之廢棄物容器裝載，再利用特殊多軸台車運送到處置場。爐體腰帶部位切割件整體吊運、裝載、運輸，利用實景圖片，配合文字說明彙整於表 5-6 中。

表 5-6 爐體腰帶部位切割件廢棄物包裝與運輸

	<p>利用上端水刀鑿穿孔垂直吊運。</p>
	<p>翻轉將不銹鋼cladding側朝下(因其劑量率較高)，水平放置在枕木上，以利後續裝箱吊運。</p>



廠房內水平裝載進入特殊設計之廢棄物容器內，爐體腰帶部位切割件共6大片，以二個特製容器裝載。



運出反應器廠房，廢棄物容器內澆灌混凝土。灌漿前測量容器表面接觸劑量率，底部最高劑量率1000mrem/hr，容器側面最高劑量率300 mrem/hr，灌漿後分別降低為60及9 mrem/hr。左圖上方中間為混凝土灌漿設備。



二個特製容器安裝固定在多軸台車運輸

除了爐體腰帶部位之外，RPV 爐體其他部位切割後表面都必須塗上特殊油漆(PBS, Bartlett modified acrylic polymer barrier system paint)，以

固定表面污染，確保在電廠內及處置場之吊運作業，無污染擴散之虞(如圖 5-6)，切割件吊運入上開式 20 呎貨櫃，固定後運輸到處置場。



圖 5-6 RPV 爐體其他部位切割件廢棄物包裝與運輸

## 結論與經驗回饋

- (1) RPV 爐體切割重要里程碑彙整如表 5-7，從設備進廠到計劃完成歷時約 9 個月，從計畫經費、輻防合理抑低及安全各方面而言，計畫是成功的。

表 5-7 RPV 爐體切割重要里程碑

工作內容	時間
設備製造測試完成運送到電廠	2006年5月
設備接收	2006年6月
設備現場組裝、訓練	2006年6~7月
2個灌水管嘴管路切割	2006年7月
法蘭切割	2006年8-9月
8塊有噴嘴爐體切割	2006年9-10月
腰帶部位切割	2006年10-11月
爐體碗狀下頂蓋切割	2006年底
切割完成，設備視同廢棄物處理	2007年2月22日

- (2) RPV 爐體切割總經費約 510 萬美元(US\$5,100,000)
- (3) 總工作人員輻射暴露：15.1 rem
- (4) 總計劃時程非常接近原規劃
- (5) 計劃有利因素有：電廠運轉時間有限，經過長時間(17 年)衰減，輻射源總量較低、從其他除役電廠獲取經驗回饋、包商選擇正確，組成最佳工作團隊。
- (6) AWJ 切割系統提供切割計畫中切割精確度的要求，可應用其他電廠除役之爐內組件切割及 RPV 爐體切割
- (7) 石榴石廢棄物顆粒大小與切割厚度相關，為直接影響二次廢棄物收集、處理系統之功能設計參數。

- (8) 本報告 AWJ 系統應用於爐體各部位不同材料厚度之實際切割長度、平均速度、耗費時間、供給水量、石榴石消耗速率等實際經驗數據相當詳細完整，應可作為選擇 AWJ 切割技術應用於核能電廠除役之類似工程，所產生之二次廢棄物數量估算基礎。

## 6 大型桶槽拆除

### 6.1 簡介

本章節主要是參考「Decommissioning Technology Experience Reports, EPRI, Palo Alto, CA:2000, 1000884」研究報告第四部分，內容主要是敘述 Trojan 與 Rancho Seco Trojan 電廠員工發展之技術，引進新穎的吊掛方式，可容許桶槽或容器採取由下而上的拆解方式，並採用多種切割技術與除污及輻防管制合理抑低之作業方法。

Rancho Seco 電廠員工與 TRI TOOL 公司合作開發桶槽圓周及縱切機具，將大型桶槽或容器切割成可吊運、裝箱處理的尺寸大小、重量。相對於以電漿火鋸切割技術而言，此切割機具在處理不銹鋼及有防銹塗漆的桶槽或容器時，可大量降低空浮或有毒性氣體的產生。

大型桶槽拆除時必須考量之複雜因素如下：

- (1) 空間限制(進入路徑、與周邊結構物空間)
- (2) 內部污染(可能需要先除污並採取塗漆等污染固著方式)
- (3) 位置(廠房外、廠房內)
- (4) 尺寸大小(高度、直徑)
- (5) 桶體厚度、材料(切割工法選擇與限制)
- (6) 其他有毒物質(如含鉛油漆必須先去除，或將限制切割方式)

以下簡述報告中除役電廠經驗

### 6.2 Trojan 電廠經驗：

- (1) 硼酸儲存槽 Boric Acid Storage Tanks (BASTs)拆除

桶槽概述：



- (a) 高：34 feet 9 inches；直徑：12 feet；總重：36,000 lb
- (b) 材料：1/2-in.-thick 不銹鋼板
- (c) 包溫包護材料 Coating —Insulated with fiberglass with a sheet metal jacket(金屬包覆玻璃纖維保溫材料)
- (d) 附屬結構 Attachments —Welded to a 1/2-in.-thick carbon steel diaphragm plate which was painted with lead-based paint

拆除工法與技術：

- (a) 利用絞盤及支撐架建立吊掛支架，由下往上切割拆除。
- (b) 磁力底盤鑽台，整圈將 Attachments 鑽 4 吋孔與桶身脫離，避免鉛油漆空氣污染。
- (c) 真空吸盤吊運切塊。
- (d) 內部塗漆 (latex paint product) 固定鬆散污染。
- (e) 建立移動式 HEPA (high-efficiency particulate air) 通風系統
- (f) 電漿切割。
- (g) 桶槽底部切割與桶身分離後，留在原地，承接切割碎屑
- (h) 切割尺寸：3 英尺\*5 英尺，放入 4 英尺\*6 英尺 LSA (low specific activity waste box)

## (2) 化學容積控制系統維持槽 CVCS Holdup Tanks (HUTs)

桶槽概述：

- (a) 高：40 feet 6 inches；直徑：18 feet；總重：32,000 lb
- (b) 材料：3/16 to 1/4-in.-thick 不銹鋼板
- (c) 高污染、高劑量 (30-50 mr/hr general area).

除污、拆除工法與技術：

- (a) 先執行化學除污降低污染具輻射劑量率，採用 EPRI Decontamination-for-Decommissioning (DfD)方法化學除污。
- (b) 底部預估除污係數 15，實際除污係數約為 3.5，除污後容許人員進入桶內工作。
- (c) 內部塗漆( latex paint product)固定鬆散污染，建立 HEPA 通風系統。
- (d) 利用絞盤及支撐架建立吊掛支架，由下往上切割拆除(bottom-up) ，每次高度約 5 英尺。
- (e) 桶底因較高劑量率，切割後優先移除，桶身劑量低，後續工作作業區背景劑量極低(low- or no-dose)。
- (f) 上述切割拆除作業規劃，人員暴露劑量比原始估算減少 23 人-侖目 (person-rem)

(3) 硼液注入槽 Boron Injection Tank (BIT) (圖 6-1)

桶槽概述：

- (a) 高：13 feet 10 inches；直徑： 4 feet 8 inches；總重： 28,500 lb
- (b) 材料：桶身 4-in 碳鋼；上蓋 2-in 碳鋼；內襯 1/8-in 不銹鋼 cladding
- (c) 高污染
- (d) 除污、拆除工法與技術：
- (e) 採用 oxy-propane (氧氣-丙烷)火炬切割，產生較少煙塵，氣體鋼瓶在清潔區，工作人員須穿著防火工作服(沒提到必須先除漆)
- (f) 由上而下切割，每片重達 1500 lb
- (g) 內部塗漆固定鬆散污染，HEPA 通風系統由桶槽上方抽氣



圖 6-1 由上往下切割，採用火炬切割

(4) 一次側爐水儲存槽 Primary Water Storage Tank(圖 6-2)

桶槽概述：

- (a) 高：42 feet 8 inches，直徑：30 feet，總重： 32,000 lb
- (b) 材料：3/16-in.-thick 不銹鋼板
- (c) 位於廠房外
- (d) 輕微污染，但污水含高濃度氫

拆除工法與技術：

- (a) 建立吊架，四週以鋼索拉到圍阻體廠房切割後的大型水泥塊做為結構支撐
- (b) 塑膠布搭建 8 英尺高負壓帳篷
- (c) 電漿切割(plasma)，切片尺寸 2 英尺\*2 英尺
- (d) “bottom-up”由下而上切割作業方式，切割高度設定為 4 英尺，完成後，將桶槽高度降低



圖 6-2 一次側爐水儲存槽拆除作業

(5) 燃料裝填水儲存槽 Refueling Water Storage Tank (RWST) (圖 6-3)

桶槽概述：

- (a) 高：46 feet 7 inches；直徑：44 feet；總重：75,200 lb
- (b) 材料：3/16 to 1/4-in.-thick 不銹鋼板
- (c) 桶槽底部嚴重污染有較高劑量率(~mr/hr outside the tank)

除污、拆除工法與技術：

- (a) 底部高壓水沖洗，循環過濾，降低劑量率，桶底最後切除
- (b) 桶身由下往上切除，建立吊掛支架

- (c) 地面建立隔離帳篷，桶身安裝 10 英尺高伸縮帳篷，在帳篷內地面作業，桶身低於 10 英尺，伸縮帳篷上面覆蓋塑膠網再以塑膠布覆蓋
- (d) 帳篷內必須維持負壓，排風經 HEPA 後導入圍阻體廠房內。
- (e) 電漿切割(plasma)，切割高度設定為 4 英尺，完成後，將桶槽高度降低，桶底墊高後切割。



圖 6-3 燃料裝填水儲存槽拆除作業

(6) 氫氧化鈉槽 sodium hydroxide tank

- (a) 材料：碳鋼板塑膠內襯(carbon steel with a plastic internal lining)
- (b) 放棄火焰切割技術，採用氣動切割工具(air-powered nibbler)

**6.3 Rancho Seco 電廠經驗**

- (1) 高溫切割(Thermal cutting)，如電漿、氧-乙炔，為成熟技術，優點為切割速度快、設備價格低，供應商穩定，缺點為可能造成空浮、火災危害、且必須使用高壓鋼瓶。

(2) 低溫切割(Cold cutting) ，如研磨、鋸切、特殊設計切割機械等，亦為成熟技術，優點為較無空浮疑慮、無火災危害、可遙控操作，缺點為架設時間長、設備昂貴。

Rancho Seco 電廠蒸氣系統管路為碳鋼管，管外塗含鉛油漆，切割作業大部分採用手提鋸(hand-held saws)，少部分採用高溫切割，但須先移除油漆，Rancho Seco 經驗顯示，低溫切割方式經驗證可以符合鉛容許暴露限值，管路低溫切割最具經濟效益。

Rancho Seco 委託 TRI TOOL INC.公司開發桶槽切割技術，基於下列優點採用低溫切割技術

- Cold cutting 不會使桶槽內部污染物擴散出來
- Cold cutting 不需要事先清除桶槽外部含鉛油漆
- 切割不鏽鋼桶槽不會產生有毒氣體

在 Rancho Seco 以機械式切割之桶槽有汽機潤滑油槽(turbine lube oil tank.)，以及硼酸濃縮槽(Boric Acid Concentrator Tank)，切割拆除作業分別簡述於下。

(1) 汽機潤滑油槽：1997 年設計管路圓周切割機(Orbital Pipe Cutter, OPC ) (圖 6-4)，切割桶槽直徑可達 12 英尺，但此系統只能做圓周方向切割，無法執行軸向切割，必須再開發其他系統才能完成切塊處置。



圖 6-4 管路圓周切割機

- (2) 硼酸濃縮槽：桶槽直徑 7 英尺，1999 年開發桶槽縱切鋸(Vessel Slitting Saw) (圖 6-5)，搭配前述圓周切割機(OPC )，但桶身縱切每 3-4 英尺必須保留 2 吋寬度，以維持桶槽結構強度。



圖 6-5 桶槽縱切鋸

切割拆除作業期間發現下列問題：

- (a) 支撐架(Strong Back)與線性軸桿彎曲變形
- (b) 切割頭支撐軸承無法反應切割力量

(c) 在支撐架中間增加銲接版，導致切割時機器變形

(d) 機器變形與切割工件位移夾住鋸片(saw blade)

改善方法；

(a) 強化結構(改用 8 吋 \* 8 吋 厚 1/2 吋 方管做為主結構支撐)。

(b) 採用鳩尾滑塊(Dovetail slides)與可調整楔型塊做為主要平台，以供軸向運動與切割深度控制。

(c) 調整主變速箱與其棚架位置盡量靠近鳩尾滑塊以提供額外結構剛性。

(d) 伺服進刀系統增設 3：1 減速箱，增設氣壓驅動系統，使切割速度最佳化。

(e) 設計臨時模板，在安裝鋸片前完成加強版銲接，事先完成多處切割位置準備。

(f) 選用可以再磨尖(re-sharpened)、脆性較低(韌性較高)、且可耐受夾住時負荷的鋸片。

Rancho Seco 大型桶槽切割經驗回饋

● 第二代( Orbital Pipe Cutter + Vertical Slitting Saw )切割機成功的應用在硼酸濃縮槽的切割除役，桶槽切割後的切片大小，可以吊運裝箱處置。

● 將應用於其他桶槽。

● 切割系統成功開發，必須倚賴使用者與設備開發商密切合作。

● 電廠大型桶槽或容器除役拆解技術之創新應用。



## 7 結論與建議

本報告綜整 Dismantling Techniques, Decontamination Techniques, Dissemination of Best Practice, Experience and Know-how, Final Report, June 2009、Decommissioning Technology Experience Reports, EPRI, Palo Alto, CA:2000, 1000884、Rancho Seco Reactor Vessel Segmentation Experience Report, EPRI 1015501, 2008.、Decommissioning: Reactor Pressure Vessel Internals Segmentation, EPRI 1003029, 2001.、. Reactor Internals Segmentation Experience Report: Detailed Experiences 1993—2006, EPRI 1015122, 2007.、The Management of Large Components from Decommissioning to Storage and Disposal, OECD NEA/RWM/R September 2012, 共 6 篇報告, 以下分別以四個面向探討。

### 7.1 大型組件拆除方式

廣義的拆除作業其範圍包括：組件和結構的去污/移除、廢棄物包裝、包裝物運送，及在受管制的處置設施中進行處置。因此拆除方式及技術的選用，不僅需考上述各項作業技術本身的影響，各項作業相關的法規、公眾的參與等皆需納入考量。

在大型組件拆除管理中，大型組件選擇合適的拆除方式的主要驅動力，主要是：

- 國家解除管制（或分類）和回收策略；
- 處理設施、廢棄物貯存設施，能容納大型組件的可用性；
- 處置設施容納大型組件的能力；
- 運輸的可行性；

- 經濟問題，包括成本效益分析，
- 足夠的拆解程序/工具的可用性。

應發展整體最佳化，解決所有關鍵因素（風險/效益分析）。此報告提出了框格，以評估所有廢棄物管理階段和比較不同的可用選項。框格的結果包括每個階段的具體問題，根據框格，可以進行比較的不同的可能的備選方案（即，切割或單一組件移除、貯存或處置），藉以選擇合適大型組件的拆除方式。

## 7.2 拆除技術

在規劃拆除作業時，應採用相反的順序進行。也就是先確定廢棄物物流（waste streams）的特性之後，接著就是聯繫未來處置廢棄物的設施，探詢和瞭解廢棄物的接收標準，包括可接受的包裝形式及其內含放射性強度（貝克活度和劑量），包裝尺寸和重量要求，以及相關文書作業。如果廢棄物形式或內容不被該設施所接受，則必須採取替代方案。當包裝尺寸、重量和放射性等限制已決定，就可以確定運輸模式和運送數量（如卡車、鐵路或駁船）。

計劃人員須配合包裝的形式，對於管路、設備和結構等物件，選擇最符合成本效益的切割技術。對於每種可能的技術評估其切割/移除率（噸/天），以決定每天或每週的貨運量，進而設定的總體進度。若有其他技術的經證實可提高產量，則隨時進行調整。

可使用手動或遙控操作的設備執行這些技術，技術的選用則必須加以評估：

- 切割速度，牽涉工作人員在輻射環境下可能遭受的暴露；
- 維護頻率，在擁擠狹窄區域的可接近性將受到限制；

- 粉塵散佈，可能造成污染擴散；
- 二次廢棄物的產生；
- 嚴格的吊裝要求；
- 高空作業的工業安全問題。

經過多年的工作經驗，這些技術已獲得了有效地處理這些問題的方法，而且計畫間彼此分享經驗可提高效能。

新技術往往意味著舊程序及可用設備的改變。以遙控操作為例，當遙控操作增加時，將增進工作安全和減少操作危險物質的風險。使用遙控技術的時機並不僅限於廢棄物的移除，對於其他方面的機械操作也是有幫助的。

一般而言，核設施堅固的主建築結構，可承受外部和內部的危害，但通常由於其建築結構的獨特性，因此並無單一且萬能的方法可以進行拆除和破壞，不過也有一些原則可能會有所幫助。當拆解的工具或設備必須用於狹窄空間時，運輸的機動性和便利性常扮演重要角色。工具的可達範圍也是重要的，例如某些建築的拆除設備可能只能涵蓋兩層樓的工作範圍，但工作範圍較廣闊時，必須使用其他的技術，例如控制性爆破，這方法對於結構的迅速拆除已被證明是有效的。

拆卸的方法分為分解和切割這兩種類型。分解通常是依順序移除扣件與組件，屬於非破壞性的方式（為組裝的反向操作）。切割包括火焰切割、研磨切割及冷切割。火焰切割技術包括氧乙炔和其他氣體火炬、碳電弧火炬、空氣或氧氣電弧火炬、電漿火炬和切割電極，大多數的火炬可以採用遙控或手動方式操作。

研磨切割技術，包括磨床、砂輪鋸、鑽孔機。冷切割技術，包括壓穿式電剪、剪床，及螺栓及大小管件之切割機，可依據不同的應用選擇最佳

的工法。研磨切割技術，包括磨床、砂輪鋸、鑽孔機。冷切割技術，包括壓穿式電剪、剪床，及螺栓及大小管件之切割機，可依據不同的應用選擇最佳的工法。

### 7.3 反應器內部組件切割

反應器內部的高放射性零組件的移除和最後封存，無論是在技術、計畫管理和人員劑量等各方面都是重大的挑戰。同樣的問題可能出現在國內電廠除役時，唯有參考國外的經驗及教訓，方可提高類似工作成功的可能性。整理出幾點反應器內部組件切割的重點：

- (1) 早期的切割專案選擇電漿為主要的切割方法，近期則是選用磨料水刀，磨料水刀的優點是合理的切割速度、需要的能量較少、不需要廢氣收集系統；缺點是破碎磨料造成的膠狀懸浮不易移除。
- (2) 設備整合性的"高擬真"測試將是絕對關鍵，也就是以全尺寸模型的方式盡可能的複製預期中的現場條件並進行測試。
- (3) 在現場切割工作實施前，應進行廣泛的事前規劃、模擬及測試。
- (4) 若能達到切割次數最小化及切割件尺寸最大化，則二次廢料的產量、人員劑量及成本都將減少。早期的切割專案的 GTCC 密封罐尺寸類似於燃料組件，切割件的尺寸較小；近期則是採用較大密封罐，以達到減少切割次數的目的。
- (5) 切割過程中水質清晰度及切割碎屑的移除是個大挑戰，可靠且易維修的過濾系統是專案成功的關鍵，過濾系統需有足夠大的流量。
- (6) 機械手駕駛台和控制站的設置盡可能地遠離輻射工作區，以避免輻射造成人員劑量的大幅增加。

Rancho Seco 電廠 RPV 爐體除役經驗，相當具備參考價值，以下分別以四個面向探討。

### (1) RPV 爐體除役策略

美國除役電廠經驗顯示，將 RPV 爐體視同單一廢棄物包件進行最終處置，為最具經濟效益之方式，Rancho Seco 電廠因其廠址地理位置與南卡羅萊納州 Barnwell 處置場間運輸條件限制，RPV 爐體切割後再運送到處置場為唯一可行方案。國內目前尚無放射性廢棄物永久處置場，處置場廢棄物接收準則尚未確定，且以核一廠為例，RPV 爐體連同外加屏蔽，廢棄物包件外觀尺寸相當可觀，整體重量可能高達千噸，將 RPV 爐體視同單一廢棄物包件進行最終處置，必須克服大型重件吊運技術限制條件、運輸時必須面臨運輸工具及其對應運輸條件限制，如道路、橋樑乘載條件，以及駁船、港口設施是否足夠等因素，都必須預先考量，且若大型放射性廢棄物運輸時，極可能成為社會關注及新聞報導焦點，甚至可能引起電廠與處置場甚至運輸路徑附近居民抗議阻攔。Rancho Seco 電廠爐體切割經驗已驗證 RPV 爐體切割工程技術之可行性，以國內而言，RPV 爐體切割後處置可能是較佳的除役策略。

### (2) RPV 爐體切割工法

參考 EPRI 出版相關報告，美國幾個除役之大型核能電廠，反應器爐內組件切割經驗顯示，較為成功的例證大多採用高壓磨料水刀 (Abrasive Water Jet, AWJ) 為主要切割技術工法，如 Connecticut Yankee(PWR-565MWe)、Maine Yankee(PWR-810 Mwe)、San Onofre 1(PWR-463Mwe)等電廠，本報告 Rancho Seco 電廠 RPV 爐體切割，為 AWJ 技術應用另一個成功案例。相較於其他切割工法，如機械式切割、電將切割(plasma)等技術，從目前 EPRI 相關技術報告資料研判，無論從

切割機械設計與維修、輻防管制(空浮議題與工作人員集體劑量)、甚至二次廢棄物處理，AWJ 應具備較為整體的技術優勢。

### (3) RPV 爐體切割件容器與輻射防護

參考 EPRI 出版相關報告，RPV 爐體或其切割件應不至於歸類為超 C 類放射性廢棄物(GTCC)。爐體切割件容器為爐體切割計劃之關鍵環節，依據「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第九條規定，放射性廢棄物處盛裝容器需經主管機關核准後始可使用，盛裝容器之設計、製造、測試、檢驗與其相關核能品保規範，應在電廠停役前即早投入研究能量。

Rancho Seco 電廠累積全功率運轉時間僅有 5.9 年，國內電廠 40 年壽命累積全功率運轉時間保守估算至少為 36 年(以平均功率因素 0.9 估算)，國內電廠 RPV 爐體活化後的輻射劑量率勢必遠高於 Rancho Seco 電廠，本報告中採用大塊切割、直接在空氣中吊運裝入廢棄物容器之處理方式，未必能適用於國內電廠，切割件尺寸選擇、或吊運時採取額外屏蔽，或是切割件在水下裝載進入容器之特殊方式，都是可能之工程選項。建立反應器及其內部組件輻射特性評估與輻射劑量率估算技術，切割計畫之規劃才能完整具備可行性，才能符合 ALARA 輻防管制原則。

### (4) 廠區內建立放射性廢棄物中期貯存廠房

美國其他已完成除役之核能電廠，原廠址內僅留存用過燃料貯存場 (ISFSI only)，但 Rancho Seco 電廠在廠區內建立中期貯存廠房(Interim Onsite Storage Building, IOSB)，用以容納除役產出的 Class B、C 放射性廢棄物。在美國核管會官方網站上，Rancho Seco 電廠除役現況加註 Rancho Seco has a low-level waste storage facility in addition to its ISFSI，但仍歸類為完成除役之電廠(請參閱 Fact Sheet on Decommissioning Nuclear Power

Plants , <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/decommissioning.html>)。國內低階放射性廢棄物永久處置場設置困難重重，假設核一廠開始除役後，仍無永久處置場容納運轉與除役產生之廢棄物，在廠區內預先規劃中期貯存廠房，可能是電廠除役策略必須思考的方向。所謂放射性廢棄物延長貯存(extended storage)之觀念與作為，及其衍生的相關技術議題，如法規要求、廢棄物數量估算、長期儲存容器需求等，都必須提前規劃研究。

#### 7.4 大型桶槽拆除

核能電廠在廠房內、外設置大量液體桶槽，切割作業之輻防管制及工法選擇相當重要，Trojan 電廠大型桶槽處理技術與工法，可供國內電廠日後除役之借鏡，其主要工法特色有，高污染高劑量先行除污降低輻射劑量率、桶槽內部以塗漆方式固著污染、建立 HEPA 通風系統以克服空浮問題、採用由下而上切割方式避免高架作業、採用較高效率的高溫切割(如電漿、火焰)技術。Rancho Seco 電廠為避免輻射污染物及含鉛油漆等毒性物質空浮疑慮，桶槽拆除採用低溫切割技術，但是合作廠商必須具備特殊機械機具開發能力。此外，桶槽切割後廢棄物之盛裝容器，如報告中提及的低比活度廢棄物箱(LAS Box)，其呎吋必須先確定，後續才能據以規劃桶槽切割尺寸。

大型桶槽由下而上切除方式，可以減少大量工作鷹架搭建費用，工作人員主要在地面工作，降低作業安全疑慮，且帳篷搭建以及負壓通風系統建立較容易。

視需要先進行桶槽內部除污、建立 HEPA 通風系統、桶槽內部塗漆固著污染、採用效率較高的高溫切割技術，採用由下而上的切割工法，應是大型桶槽除役切割可參考引用之借鏡與原則，但部分特殊有塑膠內襯的桶槽

可能不適用高溫切割作業，則必須先去除其內襯易燃物，或改用低溫機械式切割工法。

桶槽升降控制可以採用多組活動式油壓升降系統取代大型鋼構支架，油壓升降系統應可安全支撐桶槽重量，再配合機械式支撐導引系統，應可滿足工業安全需求，且油壓升降系統可重複應用在不同尺寸桶槽，應可以節省大量經費。

污染廢棄物箱容器尺寸必須先確定，才能據以規劃桶槽切割尺寸。國內目前合法申請之放射性廢棄物容器，可能不適合用於裝載未來除役中大型桶槽切割後之廢棄物，未來核子設施經營者申請除役計畫，規劃桶槽切割尺寸亦需確定符合低放射性廢棄物盛裝容器之法規要求。依據原子能委員會頒布「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第九條之規定，放射性廢棄物之盛裝容器需經主管機關核准後始可使用，即使在國外合法使用之合格容器，亦須在國內依法申請審查合格。日後電廠除役作業，放射性廢棄物容器之設計、分析、測試、建製造與執照申請應先行投入研究能量，才能滿足電廠除役需求。



## 參考文獻

1. GRUCHOW, A., Beitrag zum automatisierten Einsatz thermischer Trennverfahren in der Offshore-Industrie. Fortschritts-Berichte VDI Reihe 2 Nr. 308, Düsseldorf: VDI-Verlag, 1994.
2. BACH, Fr.-W., BIENIA, H., REDEKER, C., VERSEMANN, R., WILK, P., LINDEMAIER, J., Abtrag- und Zerlegetechniken für den Rückbau kerntechnischer Anlagen. atw - Internationale Zeitschrift für Kernenergie, 46. Jg. (2001) Heft 2 - Februar, S. 112-117.
3. HAFERKAMP, H., BOSSE, J., PHILIPP, E. et al., Thermische Prozesse bei der Elektrokontaktbearbeitung unter Wasser. In: 1. CAD-FEM Users' Meeting, Internationale FEM-Technologietage. Friedrichshafen. 20.-22. September 2000.
4. SCHRECK, G., Aspekte zum Rückbau kerntechnischer Anlagen unter Einsatz fernbedienter Unterwasser-Demontagetechniken. Fortschritts-Berichte VDI Reihe 6 Nr. 406, Düsseldorf, VDI-Verlag, 1998.
5. PHILIPP, E., BACH, Fr.-W., HAFERKAMP, H., LINDEMAIER, J., CAMC Schneid-, Senk- und Befestigungstechnik, V. Stilllegungskolloquium Hannover, 4. und Statusbericht Stilllegung und Rückbau kerntechnischer Anlagen, 24. und 25. Juni 1997, Unterwassertechnikum Hannover, S. 207-221, 1997.
6. EMMELMANN, C., Introduction to Industrial Laser Material Processing, Rofin-Sinar Laser GmbH, Hamburg, 1998.
7. STEEN, W. M., Laser Material Processing. 2nd edition, Springer Verlag London Limited, London 1998.

8. RZANY, B., Laserstrahlschneiden, DVS-Verlag, Düsseldorf, 1995.
9. HAFERKAMP, H., GOEDE, M., ROEMER, M. et al., Emissions-Charakterisierung beim Laserstrahlschweißen und Vergleich der Emissions-Mengen beim Laserstrahl- und Plasmaschneiden von Stahl. In: DVS-Berichte, Düsseldorf: DVS-Verl. - ISBN 3-87155-481-2, Band 176 (1996), Seite 59-63.
10. KISTMACHER, H., HAFERKAMP, H., SEEBAUM, D. et al., Einsatzmöglichkeiten des Lasers in der Stilllegungstechnik. In: BMBF (Hrsg.): 5. Stilllegungskolloquium Hannover, 4. Statusbericht Stilllegung und Rückbau kerntechnischer Anlagen, 24.-25. Juni 1997, Hannover, D. 1997, Seite 239-249.
11. SMITH, D., DENNEY, P., Laser Processing of Hazardous Materials. Applied Research Laboratory, Pennsylvania State University, State College, PA 16803; ICALEO, 1993.
12. SCHULZ, H., HAMMER, G., HAMPE, A. et al., Optimierung thermischer Trennverfahren zur Zerlegung kerntechnischer Anlagen, Abschlußbericht, Industrieanlagen-Betriebsgesellschaft mbH, 1995.
13. HAFERKAMP, H., NIEMEYER, M., DRYGALLA, M. et al., Entwicklung und Optimierung modularer Strahlschneid- und Handhabungssysteme für den kostengünstigsten Rückbau kerntechnischer Anlagen. In: BMBF (PTE) (Hrsg.): VI. Stilllegungskolloquium Hannover/5. Statusbericht Stilllegung und Rückbau kerntechnischer Anlagen, 13.-14. April 2000, Hannover. 2000, Seite 257-267.
14. HAFERKAMP, H., DRYGALLA, M., GOEDE, M., SCHMID, C., Hand-Guided Laser Material Processing. Proceedings of the SheMet International Conference, 17.-19. April 2000, Seite 291 – 300.

15. TÖNSHOFF, H.K., HAFERKAMP, H., GOEDE, M., DRYGALLA, M., SCHMID, C., Hand-guided laser material processing extends the possibilities of users. WGP-Annalen, April 2000.
16. HAFERKAMP, H., GOEDE, M., DRYGALLA, M., Hand-Guided Laser Material Processing: Recent Developments and Safety Aspects. Laser Materials Processing, Vol. 85, Proceedings of ICALEO'98, 1998, 16. – 19. Nov. 1998, Orlando, FL USA.
17. BACH, Fr.-W., LINDEMAIER, J., State-of-the-art of thermal and hydraulical cutting techniques for decommissioning tasks in nuclear industry, Proceedings Waste Management 98, Tucson Arizona, March 1 - 5, 1998.
18. PRINTZ, R.-J., QUADE, U., WAHL, J., Packaging requirements for graphite and carbon from the decommissioning of the AVR in consideration of the German final disposal regulations, IAEA-TECDOC-1043, (Proc. Technical Committee meeting in Jülich, Germany, 1997), pp. 275 – 286.
19. TABOAS, A., MOGHISSI, A.A., LAGUARDIA, T.S., AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS. ENVIRONMENTAL ENGINEERING DIVISION, et al., The decommissioning handbook, ASME, New York, N.Y. (2004).
20. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, State of the Art Technology for Decontamination and Dismantling of Nuclear Facilities, Technical Reports Series No. 395, IAEA, Vienna (1999).
21. HARADA, M., NAKAMURA, K., YOKOTA, I., NISHI, K., YOKOTA, M., SATO, F., Study on the Technology of Reactor Dismantling by Abrasive Waterjet Cutting System. Proceedings of the 1st JSME/ASME

- Joint International Conference on Nuclear Engineering, Tokyo, 1991, 94-96.
22. BRANDT, C., Anwendung von Wasserabrasivstrahlverfahren zur Zerlegung metallischer Komponenten, Dissertation, University of Hannover, Fortschritt-Berichte VDI, Reihe 15 Nr. 216, Düsseldorf, VDI Verlag, 1999.
  23. LOUIS, H., Applied Innovative Dismantling Technique: Waterjet, Proceedings of the Second Workshop Decommissioning of Nuclear Installations Technical Aspects, Doc. XII-217-99, Directorate-General XII, Mol, 1999.
  24. KALWA, H., EICKELPASCH, N., REITER, W., BREHMER, H., BRANDT, C., LOUIS, H., Entwicklung eines umweltverträglichen Zerlegeverfahrens für aktivierte metallische Reaktorkomponenten: Wasserabrasivstrahlverfahren (WASS). Proceedings of the VI. Stilllegungskolloquium Hannover and 5. Statusbericht Stilllegung und Rückbau kerntechnischer Anlagen, Hannover, 20 00, Forschungszentrum Karlsruhe, 225-239.
  25. ALBA, H., BRANDT, C., BREMER, H., EICKELPASCH, N., KALWA, H., LOUIS, H., REITER, W., The Application of Abrasive Water Suspension Jets (AWSJ) for the Dismantling of Nuclear Power Plants, Proceedings of the International Symposium on New Application of Waterjet Technology, Ishinomaki, 1999.
  26. OHLSEN, J., Recycling von Feststoffen beim Wasserabstrahlverfahren, Dissertation, University of Hannover, Fortschritt-Berichte VDI, Reihe 15 Nr. 175, Düsseldorf, VDI-Verlag, 1996.

27. Dismantling Techniques, Decontamination Techniques, Dissemination of Best Practice, Experience and Know-how, Final Report, June 2009
28. Decommissioning Technology Experience Reports, EPRI, Palo Alto, CA:2000, 1000884
29. Rancho Seco Reactor Vessel Segmentation Experience Report, EPRI 1015501, 2008.
30. Decommissioning: Reactor Pressure Vessel Internals Segmentation, EPRI 1003029, 2001.
31. Reactor Internals Segmentation Experience Report: Detailed Experiences 1993—2006, EPRI 1015122, 2007.
32. The Management of Large Components from Decommissioning to Storage and Disposal, OECD NEA/RWM/R September 2012
33. 10 CFR 61 “Licensing Requirements for Land Disposal of Radioactive Waste” .
34. 10 CFR 71 “Packaging and Transportation of Radioactive Material” .
35. 10 CFR 30 “Rules of General Applicability to Domestic Licensing of Byproduct Material” .
36. 10 CFR 50 “Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities” .
37. 10 CFR 50.59 “Changes, tests and experiments” .
38. 10 CFR 20 “Standards for Protection Against Radiation” .

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

除役場址內殘留輻射之  
劑量評估技術研究

計畫編號：102FCMA004

報告編號：102FCMA004-11

執行單位：核能研究所

計畫主持人：周鼎

子項工作負責人：張淑君

報告作者：黃珮吉

報告日期：中華民國 102 年 12 月

[本頁空白]

# **Study of residual radiation dose assessment for decommissioning site**

By  
Huang, Ping-Ji

## Abstract

The Decommissioning and Decontamination (DandD) software package developed by Sandia National Laboratories for the Nuclear Regulatory Commission (NRC) provides a user-friendly analytical tool to address the technical dose criteria contained in NRC's Radiological Criteria for License Termination rule (10 CFR Part 20 Subpart E). Specially, DandD embodies the NRC's screening methodology to allow licensees to convert residual radioactivity contamination levels at their site to annual dose, in a way consistent with both 10 CFR Part 20 and the corresponding implementation guidance currently under development by NRC.

The screening methodology and DandD are part of a larger decision framework that allows and encourages licensees to optimize decisions regarding alternative actions at their site, including the collection of additional data and information. The screening methodology employs reasonably conservative scenarios, fate and transport models, and default parameter values and parameter distributions to allow the NRC to quantitatively estimate the risk of terminating a license given only information about the level of contamination.

Keyword: decision framework, DandD code, sensitivity analysis.

Institute of Nuclear Energy Research



# 除役場址內殘留輻射之劑量評估技術研究

黃珮吉

## 摘要

DandD 係由美國桑迪亞國家實驗室為美國核能管制委員會(NRC)所開發的劑量評估軟體，此軟體提供方便操作介面以利美國 NRC 進行劑量評估工作。DandD 程式具體實現美國 NRC 之場址篩選方法，並協助執照持有者將場址內殘留輻射轉換為年劑量，以確認該場址之殘留輻射是否符合 10 CFR Part 20 之場址外釋標準。

場址篩選方法與 DandD 程式係屬除役架構(decision framework)之一部分，並藉此提供及鼓勵執照持有者考慮場址處置替代方案，使決策達到最佳化，其中包含蒐集額外場址相關數據或資訊。場址篩選方法係利用合理保守情節假設、傳輸模式、預設參數與參數分佈，以協助美國 NRC 在有限資訊下，評估場址執照終止之風險。

關鍵字：決策架構、DandD 程式、靈敏度分析。

核能研究所

# 目 錄

1. 簡 介 .....	1
1.1 背景 .....	1
1.1.1 確定性劑量評估方法之來源 .....	2
1.1.2 美國核管會除役導則 .....	3
1.1.3 機率性劑量評估之演進 .....	3
1.1.4 執照終止之決策架構(Decision Framework) .....	4
1.2 概述 2.1 版 DandD 程式 .....	9
1.2.1 2.1 版 DandD 程式相關規定 .....	9
1.2.2 2.1 版 DandD 程式之特色 .....	10
1.2.3 1.0 版與 2.1 版 DandD 程式間之差異 .....	12
2. DandD 軟體使用 .....	14
2.1 建立運算檔案-一般篩選分析 .....	14
2.1.1 定義場址污染(源項) .....	15
2.1.2 執行 DandD 程式 .....	17
2.1.3 檢視運算結果 .....	18
2.2 執行場址特定分析 .....	18

2.2.1 更新射源項 .....	19
2.2.2 執行劑量分析 .....	20
2.2.3 檢視運算結果 .....	21
2.3 靈敏度分析 .....	22
2.4 疊代劑量評估 .....	23
3. 案例分析 .....	27
4. 結論與建議 .....	32
參考文獻 .....	33
附件一 污染建物表面一般放射性核種許可執照終止之篩選基準 .....	35
附件二 污染表土中一般放射性核種許可執照終止之篩選基準 .....	36

## 附 圖 目 錄

圖 1-1：除役決策架構.....	6
圖 1-2：房屋佔用情節.....	11
圖 1-3：居住情節.....	11
圖 1-4：Three-Boxes 模型假設.....	12
圖 2-1：新增檔案資訊.....	14
圖 2-2：兩種曝露情節假設 .....	15
圖 2-3：選擇污染核種視窗 .....	16
圖 2-4：輸入核種濃度、分佈視窗 .....	17
圖 2-5：執行劑量模擬視窗 .....	18
圖 2-6：輸入核種濃度、分佈視窗 .....	19
圖 2-7：樣品數量分析視窗 .....	20
圖 2-8：劑量機率分佈視窗 .....	22
圖 2-9：靈敏度分析視窗 .....	23
圖 2-10：參數預設分佈值視窗 .....	25
圖 2-11：參數設定視窗.....	26

## 附表目錄

表 1 決策架構：步驟 8.....	29
表 2 決策架構：步驟 9 之分析範例.....	30

# 1. 簡 介

## 1.1 背景

美國核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission, U.S.NRC), 係屬審查美國核設施經營者/運轉執照持有者, 提出部分或完全終止運轉執照需求之權責機關。審查準則是依據美國核管會, 於 1998 年所提出的輻射安全標準(10 CFR Part 20 Subpart E)來執行(NRC, 1998a)。此安全標準中描述, 關鍵群體的平均成員(average member of the critical group, AMCG)因受除役場址內殘留輻射曝露, 所接受總有效等效劑量(total effective dose equivalent, TEDE)之年劑量限值。總有效等效劑量為體外曝露之有效等效劑量(effective dose equivalent, EDE), 與體內曝露之約定有效等效劑量(committed effective dose equivalent, CEDE)之總和。關鍵群體係指公眾中具代表性的人群, 對一個或一群已知射源, 其所受輻射曝露相當平均, 且此群體之個人劑量為最高者(10 CFR 20.1003)。

美國 NRC 提供持照者有關場址土地與結構需進行除污時之協助, 以及確認場址殘留輻射之強度, 是否符合無條件外釋之相關準則。在確認場址是否符合無條件外釋之前, 美國 NRC 首先必須確認, 公眾中具代表性的個體因核設施運轉所受輻射劑量, 低於 1 mSv/y 之劑量標準, 以保障公眾健康與環境安全。然而, 美國 NRC 將除役後場址之殘留輻射對一般人造成之輻射劑量標準訂為 0.25 mSv/y(針對場址無條件外釋), 係針對除役後場址內土地與建築所建構出未來可能之曝露情節及曝露途徑, 來進行場址中殘留輻射所造成之劑量推估; 並且接著利用模擬方程式評估輻射劑量之大小。在此決策過程中模擬方式與情節假設之複雜程度, 主要受模擬過

程中所需詳細程度與複雜度所決定。為輔助場址執照終止工作進行，因而開發相關方法論與分析工具。

### 1.1.1 確定性劑量評估方法之來源

美國太平洋西北國家實驗室，於 1987 年開始開發將場址內殘餘輻射，轉化為一般人可能接受的輻射劑量之方法，並於 1992 年發表相關方法論(NUREG/CR-5512, Volume I)。

接著，美國桑迪亞國家實驗室於 1993 年年間，利用先前美國 NRC 所發布於 NUREG/CR-5512 文件中第一卷之方法論，來計算劑量轉換因子，以進而輔助 NUREG-1500 與 NUREG-1496 兩個管制標準之執行。美國桑迪亞國家實驗室，利用四組獨立 Fortran 電腦程式進行四種曝露情節之運算。然而這些電腦程式並未提供公開使用。

1994 年，桑迪亞國家實驗室依據 NUREG/CR-5512 文件中所敘述之方法論，設計開發易使用的場址除役模擬軟體(DandD 1.0)。1.0 版 DandD 程式整合先前四種 Fortran 情節模擬程式碼，並以圖形化使用者介面在微軟視窗下執行運算。1.0 版 DandD 程式使用預設情節假設、曝露途徑與參數進行模擬運算，係屬一種確定性(deterministic)模擬程式。1.0 版 DandD 程式於 1998 年發布，並且其程式使用者操作手冊，一併發表於 NUREG/CR-5512 文件第二卷中(Wemig et al., 1999)。

DandD 程式可協助美國 NRC 核發設施運轉執照之持有者，完成場址除役過程中，終止運轉執照以及土地與建物除污等相關工作之驗證。此運算程式依據場址內土地未來可能使用方式，分析與模擬可能曝露情節，將場址內殘留輻射轉換為關鍵群體可能接受之年有效等效劑量 (TEDE)。DandD 程式中亦包含每個曝露情節下，放射性核種之遷移模

式與曝露途徑之假設，以及大部分模擬參數之預設值。使用者只需輸入射源活度，此軟體便可進行運算。另外在合理的條件下，使用者亦可使用場址特定參數進行運算，或修改與刪除其中的曝露途徑。

### 1.1.2 美國核管會除役導則

為了落實美國 NRC 於 1998 年 7 月發布，關於執照終止輻射標準之規定(10 CFR Part 20 Subpart E)，NRC 則必須設計與發表該標準之執行指引，以及評估為符合此標準持照者所應採取的行動。1998 年 3 月，美國 NRC 完成 NUREG-1549 文件之開發(Decision Methods for Dose Assessment to Comply with Radiological Criteria for License Termination)。NUREG-1549 文件內容提供除役中場址，劑量評估與制定決策之完整架構流程。1998 年 3 月，美國 NRC 依據執照終止法規(License Termination Rule)，發布兩年使用期之指引導則(DG-4006)；並指示 NRC 員工透過使用網際網路與研討會，與社會大眾建立意見交會平台。另外亦指示 NRC 員工，依據 NUREG-1549 文件中風險預知(risk-informed)疊代分析方法，開發標準審查計畫(Standard Review Plan, SRP)。開發標準審查計畫之目的，係為幫助 NRC 員工能夠以及時、有效與一致性方法，評估持照者所提供之資訊，以保障公眾健康與安全，並確保場址在符合 NRC 相關法規要求下進行外釋。

### 1.1.3 機率性劑量評估之演進

由於 1.0 版 DandD 程式僅內建固定預設參數，因此只能進行確定性劑量分析。然而基於輻射曝露假設之過程與使用之參數，含有不確定度，導致劑量評估結果中皆含有不確定度存在。因此需考量上述不確定度影響下，可能導致劑量分布範圍，以提高制定決策的可信度。以得到



劑量分布中較高劑量之篩選運算方式，此類保守性運算方式則可應用於制定決策當中。NUREG-5512 第一卷內容中，曝露情節、模型與參數假設具有使用上述運算方法之意向，然而也僅具有定性方面之論證。NRC 因而指示美國桑迪亞國家實驗室，針對第一卷之內容以及其他相關文獻，發展參數之機率分布函數(probability distribution functions, PDFs)，以確認這些參數之預設值，能夠供篩選運算之用。NUREG/CR-5512 第三卷內容，介紹參數分析之相關資訊。

因此，NRC 於 1998 年 3 月指示美國桑迪亞國家實驗室，開發新版 DandD 程式，其中考量參數不確定度建立一致化參數處理方式，另外新版程式提供改良與更新後的圖形化使用者介面，方便一般大眾使用。

#### **1.1.4 執照終止之決策架構(Decision Framework)**

NRC 發布與執照終止法規相關指引之內容，可協助持照者使用 DandD 程式，完成除役過程中劑量評估之工作。NUREG- 1549 文件中敘述，如何利用決策架構(如圖 1-1)，以階段性方式完成劑量評估。整個除役與執照終止過程，皆可使用決策架構。此架構可依據主管機關之決策，疊代(階段性)發展與處理其中的不確定度，以逐漸降低評估劑量之不確定度。因此，持照者可就其手邊現有場址有限資訊，著手進行篩選劑量評估，並依據場址特定資料更新場址資訊，並且必要時精簡篩選評估結果。依循此架構所提供之方法，持照者在場址特性、補救行動與土地未來使用限制等方面，有效運用資源並制定有效決策。

決策架構係在利用些許場址特定資訊情況下，進行篩選劑量評估之前提下進行。當使用 2.1 版 DandD 程式中預設參數，以及簡易污染場址假設下進行運算，將得到一般性劑量評估結果。保守合理假設 2.1 版

DandD 程式中情節與模型，使得劑量評估結果不至於太過約束或不合乎實際狀況。

利用此決策架構之方法，可確保當引用更多場址特定資訊時，可降低評估劑量之不確定度，並逐漸降低劑量評估之值。將場址特定分析結果，代入 2.1 版 DandD 程式進行運算，可減低某些曝露途徑或參數之不確定度。

#### 決策架構之階段性運作流程

NUREG-1549 文件中介紹整個決策架構內容，以及協助場址完成執照終止之執行方法。內容又劃分為三個部分進行討論，說明當場址複雜程度增加時，其中以階段性與疊代評估的方式運作此流程(如下圖)。

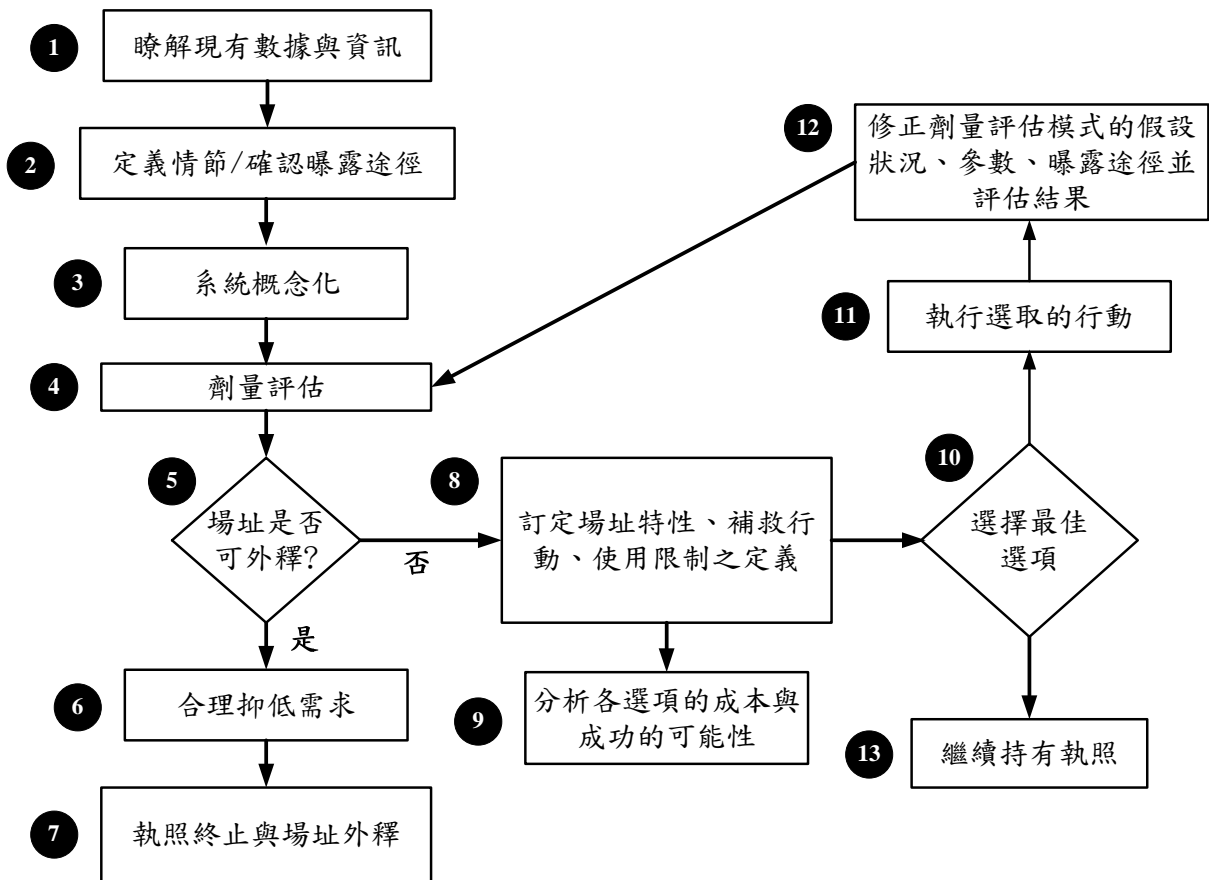


圖 1-1：除役決策架構

步驟 1：劑量評估之首要步驟，則是蒐集與評估與場址相關的現有數據及資訊；包括場址中放射性物質之特性與含量。通常即使是極細微的資訊，皆須納入初始篩選進行分析。然而持照者應使用現有且可取得之場址資訊以進行分析。此步驟亦需定義符合除役法規標準之執行目標。

步驟 2：定義與場址劑量評估相關之重要曝露情節與途徑。

DandD 程式中含有兩種一般性曝露情節：居住與房屋佔用情節。

步驟 3：當完成重要曝露情節與途徑之定義後，接著則發展系統之概念模式。概念模式中包含概念化與數學模型之建立，與評估參數之不確定度。DandD 程式則依據預設參數分布，針對每個情節建立概念模式。

步驟 4：本步驟則利用上述預設情節、曝露途徑、模型假設與參數分布，進行劑量評估或結果分析。持照者可使用一般模型假設與預設參數，透過 DandD 程式進行一般性篩選分析。另外可藉由取得與場址相關之其他資訊，更改預設途徑與參數，進行場址特定劑量評估。

步驟 5：步驟 5 為執照終止流程中第一個決策點，並將步驟 4 中所得評估劑量，與劑量標準比較(0.25 mSv/y)，以確認是否符合場址外釋標準。當使用 DandD 程式中，預設情節、曝露途徑、模型假設與參數進行劑量評估時，所得到結果為保守劑量評估值(以劑量分佈中第 90 百分位為基準)，意旨在絕大多數狀況下(90%)，場址殘留輻射對關鍵群體所造成輻射曝露，將不會超過此評估劑量值。使得在僅可獲得少許場址參數條件下，仍可進行簡單且快速篩選分析，確認場址殘餘輻射是否符合外釋標準。

當評估結果低於劑量標準時，持照者可接續進行步驟 6 與步驟 7，確認場址是否符合合理抑低(ALARA)之需求；並可開始啟動執照終止之流程。

若評估劑量超過法規標準，使用者應繼續進行步驟 8 與步驟 9。

- 步驟 6：當步驟 5 中評估結果低於劑量標準時，持照者可接續進行此步驟，確認場址是否滿足合理抑低(ALARA)之需求。
- 步驟 7：確認場址滿足合理抑低之需求後，持照者可依據 NRC 相關導則指引，進行場址執照終止。
- 步驟 8：當劑量評估結果高於劑量標準時，可透過取得更多場址或源項相關數據或資訊，以減低預設曝露途徑、模型假設與參數之不確定度，進而降低評估之劑量值；透過補救(remediation)行動降低場址放射性污染；或限制土地使用方式，減低接受輻射曝露之機率。
- DandD 程式提供靈敏度分析功能，以確認出貢獻主要輻射劑量之靈敏參數。
- 步驟 9：分析與比較步驟 8 中所有的選項，從中挑選出最佳的組合。主要依據執行成本、成功可能性、時間因素與限制，及選用的標準來進行考量。此時，DandD 程式僅能評估修改輸入參數後，對評估劑量可能造成之影響。
- 步驟 10：步驟 8 與步驟 9 主要介紹，持照者如何依據執行成本、成功可能性、時間因素與其他方面等考量因素，選擇最佳方案來執行。另外持照者可依據 DandD 靈敏度分析結果，搭配與場址相關特定資訊，針對某些重要參數進行修改。假若新數據可使靈敏參數之不確定度降低，則持照者可計算新的評估劑量，並確認是否合乎執照終止之要求。
- 步驟 11：此步驟中執行上述決定之最佳方案。
- 步驟 12：當完成資料蒐集、完成參數修正以及刪除某些預設曝露情節後，DandD 程式提供相當簡易、直接介面，供使用者進

行曝露途徑與參數之修改。

完成曝露途徑與參數之修正工作後，持照者可回到步驟 4 與步驟 5 中，確認評估劑量是否合法規標準。若符合，則接著進行步驟 6 與步驟 7；反之，若評估劑量仍超過法規標準，持照者則須回到步驟 8 與步驟 9，分析剩餘可行方案。

步驟 13：假設在當時並無任何可行方案，持照者則可能延遲場址執照終止之行動，直到情況允許再次進行執照終止工作。

## **1.2 概述 2.1 版 DandD 程式**

2.1 版 DandD 程式更新、改善並顯著增加 1.0 版程式中的功能。NUREG/CR-5512 第二卷的內容，將 2.0 版 DandD 程式的使用者操作手冊，取代先前 1.0 版的使用者操作手冊內容(Wemig et al., 1999)。特別是 2.1 版 DandD 程式中是以機率方式(probabilistic)進行劑量評估；而 1.0 版 DandD 程式則是以確定方式(deterministic)進行劑量評估。2.1 版 DandD 程式係依據 NUREG/CR-5512 第一卷中，所介紹的方法論與資訊內容來執行；並在第三卷中討論此程式參數分析相關內容。

### **1.2.1 2.1 版 DandD 程式相關規定**

相較於 1.0 版 DandD 程式之確定性劑量運算方法，2.1 版 DandD 程式中最顯著的特色，則是引入蒙地卡羅模擬運算功能。新版 DandD 程式之設計是為了能夠容易使用，並協助使用者能利用蒙地卡羅模擬運算功能進行劑量評估。

使用者能透過運用預設參數，進行初始模擬篩選分析。而在確定性劑量模擬程式 (DandD 1.0)中，僅需輸入一個源項(source-term)估計值來

進行運算。蒙地卡羅模擬運算結果以劑量方式呈現，隨後使用者可將此劑量與劑量標準(0.25 mSv/y)進行比較，以確認是否符合劑量標準。2.1版 DandD 程式利用預設條件進行運算的方式，則與 1.0 版 DandD 程式之運算方式相似。

### 1.2.2 2.1 版 DandD 程式之特色

DandD 程式中含有兩種情節假設：房屋佔用(building occupancy)與居住(residential)情節。房屋佔用情節係用來評估，當現存的建築物外釋供商業或輕工業使用時，關鍵群體在一年中因建物表面殘餘放射性，所接受的總有效等效劑量(TEDE)。此情節中的曝露途徑包含體外以及吸入與間接吸入之體內曝露途徑。

更複雜的居住情節，則是考慮場址中土壤具放射性污染之部分。此居住情節考慮較複雜的曝露途徑，除了體外曝露與吸入途徑之外，吸入部分包含飲用水、灌溉之農作物(food grown from irrigation water)、地面長成之食物、土壤與魚。其中地面長成之食物分成葉菜類、其他根莖蔬菜、水果、穀類、牛、家禽、牛奶與雞蛋。動物之飲食則考慮飼料、儲存之穀類與儲存之乾草三種。

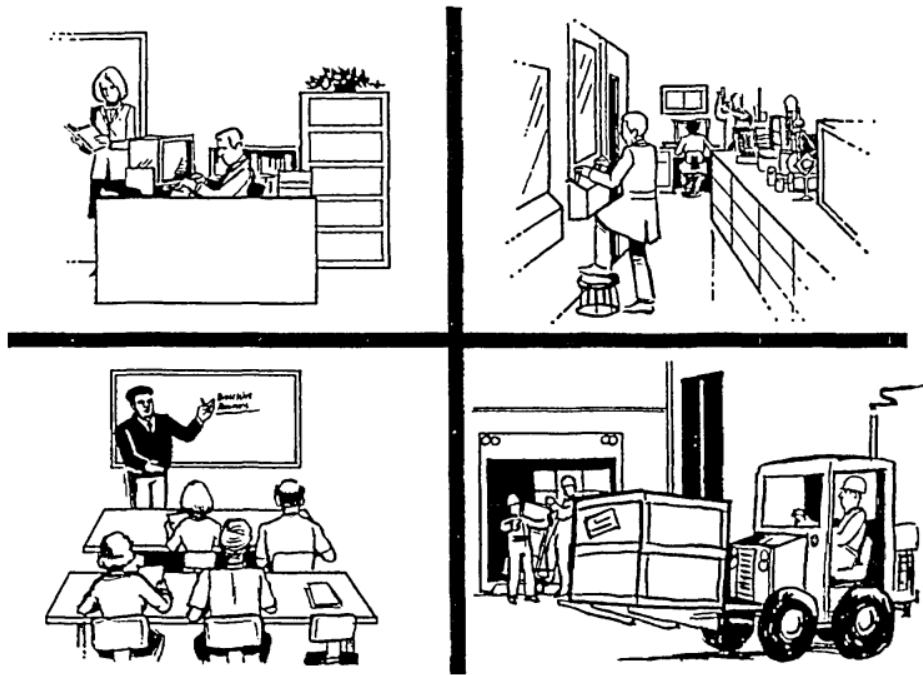


圖 1-2：房屋佔用情節

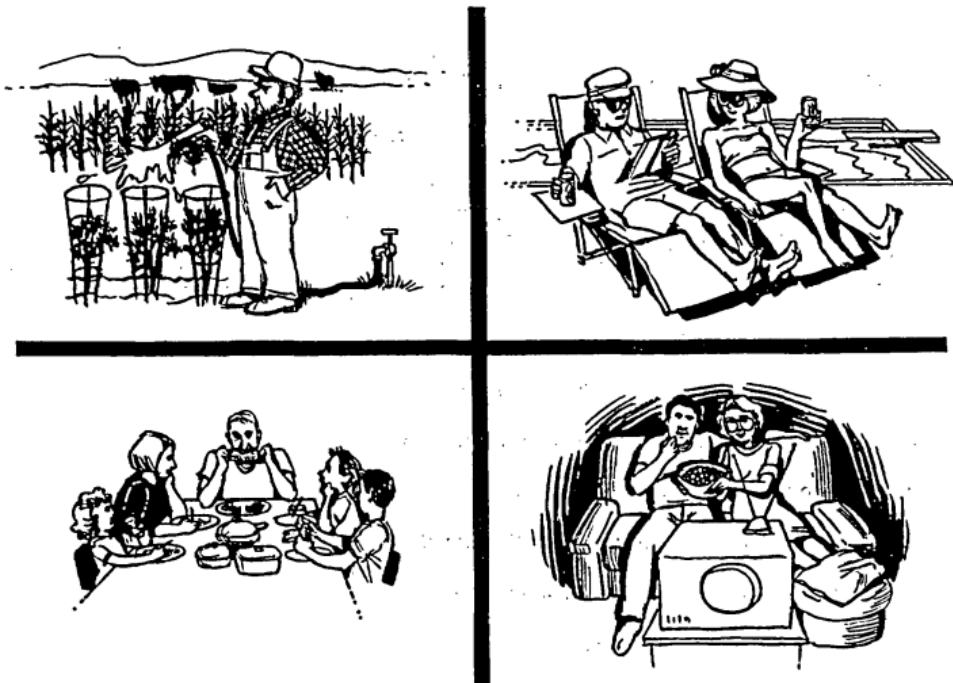


圖 1-3：居住情節



一般水源使用模型(water-use model)，係用來評估從井抽取而來的飲用水，以及與灌溉水相關的多重曝露途徑，所導致的年有效等效劑量(TEDE)。此水源使用模型中，考慮放射性核種衰變、子核種內成長(progeny ingrowth)與環境傳輸。水源使用模型中三個箱子(層)假設，則分別為表土、非飽和土壤與含水層。

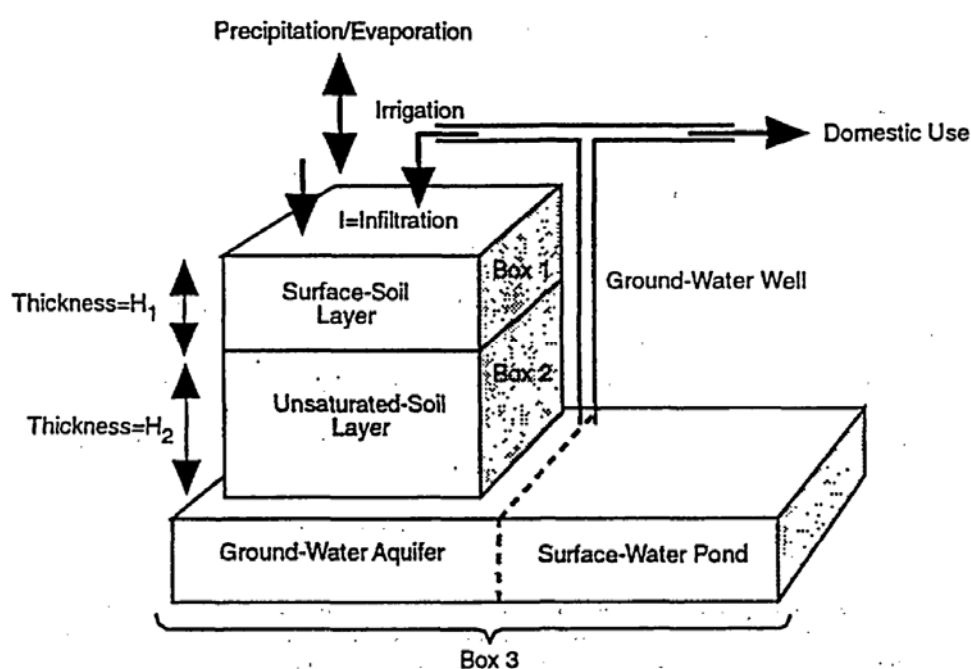


圖 1-4：Three-Boxes 模型假設

使用情節假設與曝露途徑之預設輸入參數，係為了符合執行篩選劑量評估之需求，並意味著場址條件含有相當大的不確定度。另外 DandD 程式具有簡易的方式，用以修改程式中的情節假設、曝露途徑、源項以及許多模擬參數，以滿足場址特定條件之需求。

### 1.2.3 1.0 版與 2.1 版 DandD 程式間之差異

DandD 2.1 版，增進與改善 DandD 1.0 版中許多問題，其中包括：

- 利用微軟 Windows 之特點，使新設計之圖形化使用者介面 (GUI)，大大提升使用者操作之方便性。
- 相較於 1.0 版 DandD 程式之確定性劑量運算方法，2.1 版 DandD 程式中最顯著的特色，則是引入蒙地卡羅模擬運算功能。
- 2.1 版 DandD 程式可輸入污染面積之值，而所評估劑量將隨輸入污染面積大小而改變。
- “Help”功能中，更新了與機率性分析、NRC 參考文獻與指引及 GUI 新增功能等相關資訊。
- 根據 NUREG/CR-5512 第三卷參數分析內容，新增大量的參數可供使用。
- 新版 DandD 程式可列出，任何經使用者修改過之曝露途徑、參數或與參數相關之紀錄。
- 新版 DandD 程式可增加樣品計算數目，以減少採樣誤差。
- 新版 DandD 程式中，新增參數靈敏度分析之功能。
- 根據機率性劑量分析之需求，改善與更新報告輸出與繪圖之功能。
- 新版 DandD 程式中，新增標準檔案處理功能。
- 新版 DandD 程式在 GUI 中，提供視窗列印功能，以便取得劑量分析過程中重要結果與紀錄。
- 新版 DandD 程式可將運算結果進行壓縮，以便送交 NRC 進行審查。

## 2. DandD 軟體使用

以下範例為某一個場址，其淺表土曾受放射性污染，現正進行執照終止作業。由初始偵檢結果、場址運轉歷史與意外洩漏紀錄得知，土壤中含有 Co-60、Sr-90 與 Cs-137 等放射性污染核種。而上述放射性核種經量測後，得到比活度分別為 3 pCi/g、2 pCi/g 與 1.2 pCi/g。

### 2.1 建立運算檔案-一般篩選分析

1. 開啟 2.1 版 DandD 程式後，選擇「File/New」，輸入檔名：Simple Case 1，並按下「Open」。
2. 於「Site Name」欄位中，輸入：Site X – Analysis of Co-60, Sr-90 and Cs-137。
3. 於「Analysis Description」欄位中，輸入：General Contamination of Soils – Analyzed Today!，如圖 2-1 所示。接著按下「OK」。

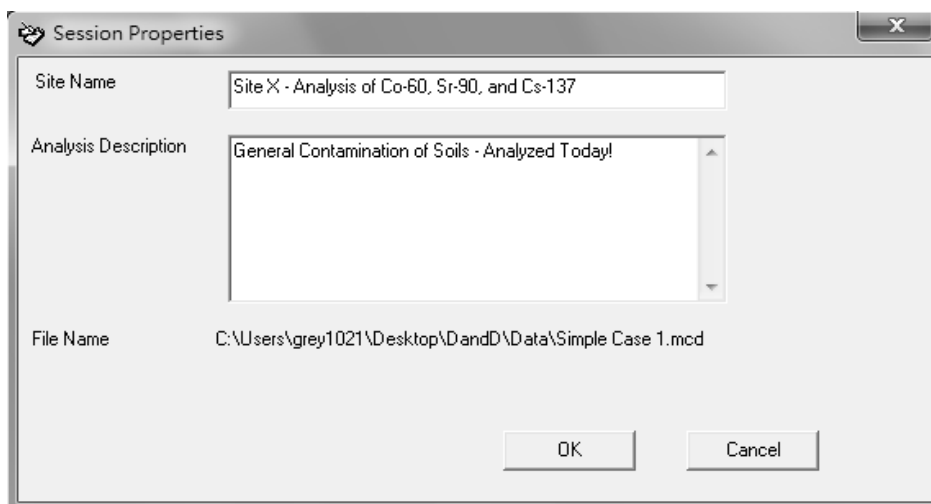


圖 2-1：新增檔案資訊

### 2.1.1 定義場址污染(源項)

4. 選擇 tab 中居住情節。在初始篩選分析中，保持所有曝露途徑皆在勾選狀態。按下「Edit Exposure Pathway」，以顯示預設曝露途徑之設定，如圖 2-2 所示。按下「Cancel」回到主視窗。

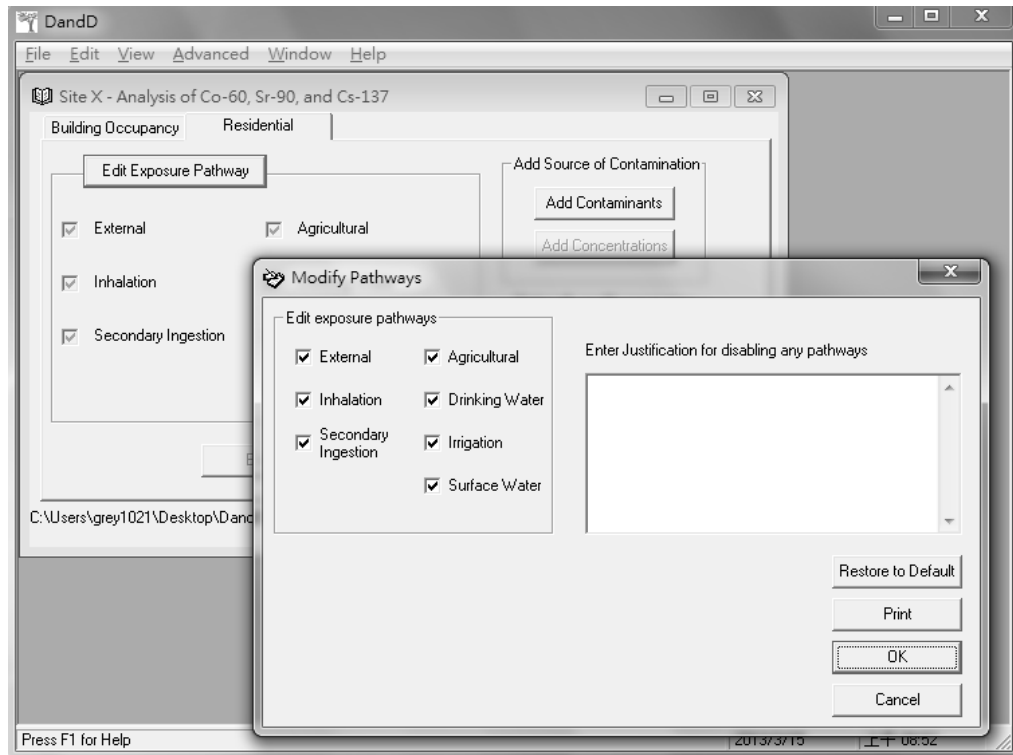


圖 2-2：兩種曝露情節假設

5. 於「Add Source of Contamination」中，按下「Add Contaminants」。
6. 於左方列表「Potential Contaminants」中，下拉表單至 Co-60，雙點擊滑鼠選取該核種，並新增至右方「Site Contaminants」。
7. 重複步驟 6，將 Sr-90 與 Cs-137 新增至右方列表中，如圖 2-3 所示。

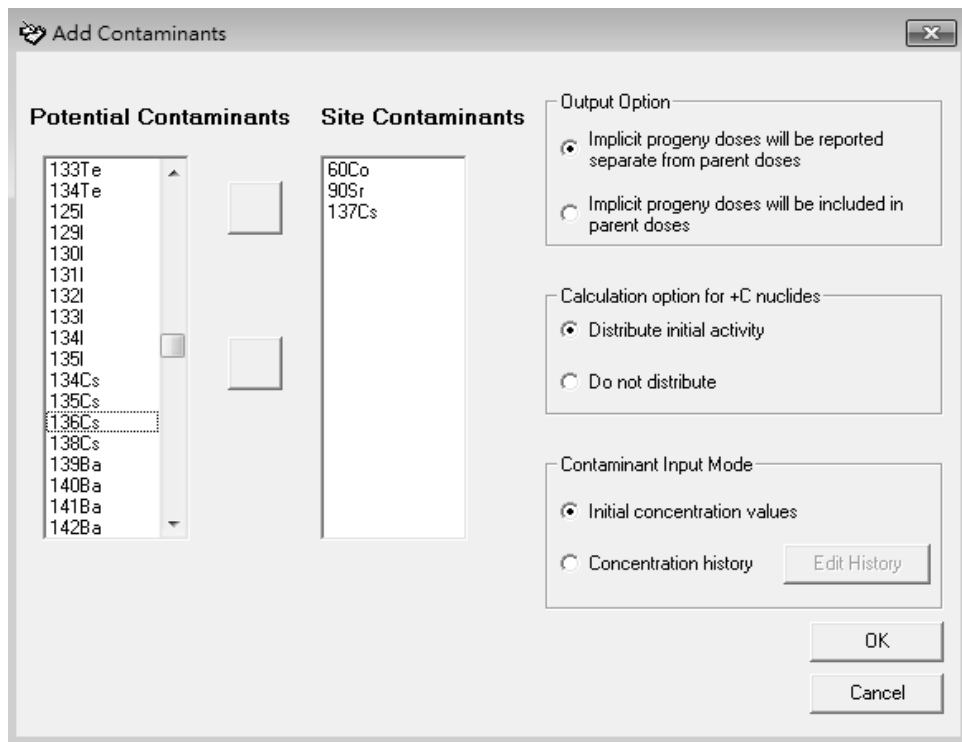


圖 2-3：選擇污染核種視窗

8. 勿更動輸出或計算選項，按下「OK」。
9. 按下「Add Concentrations」，確認 Co-60 系處於勾選狀態，且未填入任何數值。
10. 按下「Modify Value」。勿更改 Co-60 中「Distribution」或「Units of Measure」之參數，在 Value 欄中輸入數字 3。
11. 在 justification 欄位中輸入：site survey data，如圖 2-4 所示。  
按下「OK」。
12. 選擇 Sr-90，同上述步驟，Value 欄位中輸入 2。按下「OK」。
13. 選擇 Cs-137，同上述步驟，Value 欄位中輸入 1.2。按下  
「OK」。
14. 於此篩選分析中，勿更改其他任何參數之設定。

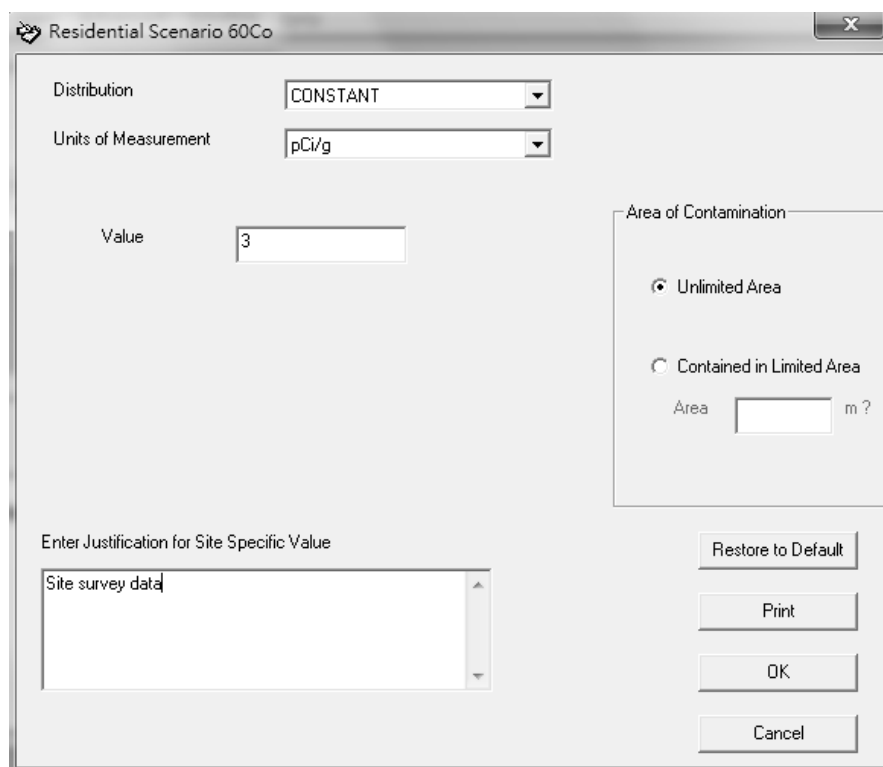


圖 2-4：輸入核種濃度、分佈視窗

### 2.1.2 執行 DandD 程式

15. 按下「Execute」進行篩選分析。
16. 按下「Run Simulation」，運算過程將於旁邊欄位中顯示。
17. 當運算結果顯示，峰值有效等效劑量(peak TEDE)分佈中，第 90 百分位為  $4.89\text{E}+01$  mrem/year，以及在 95%信心水平下，劑量範圍為  $4.53\text{E}+01$  至  $6.25\text{E}+01$  mrem/year，如圖 2-5 所示。
18. 假設劑量評估結果低於 NRC 之管制標準(25 mrem/year)，則持照者可進行場址執照終止作業。然而在此範例中，評估劑量超過法規限值，因此持照者將搜尋可降低評估結果不確定度之替代措施。
19. 按下「Close」，關閉視窗。

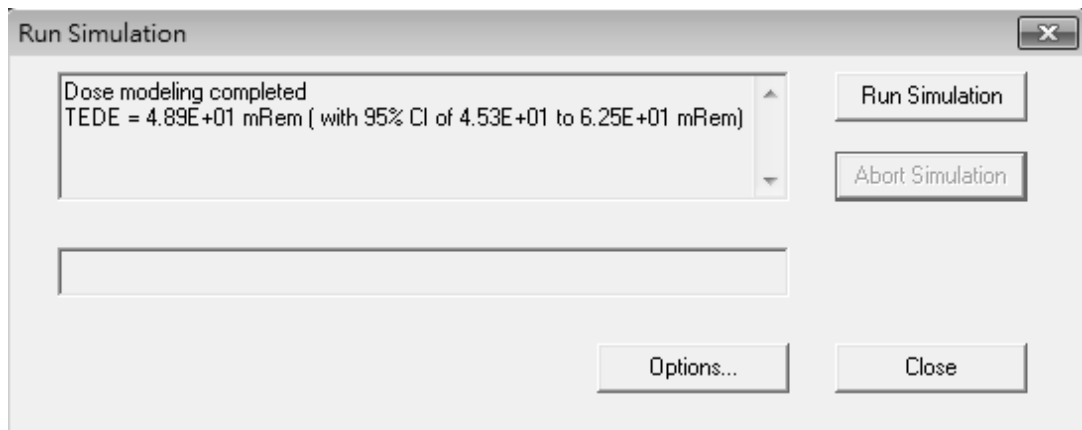


圖 2-5：執行劑量模擬視窗

### 2.1.3 檢視運算結果

20. 在主選單中選擇「View」，並按下「Reports」。在檢視結果視窗中，選擇「Detail」，再接著選擇「Create Report」，以檢視使用者於此劑量分析中，輸入參數之簡要報表。
21. 由上述劑量評估結果可知，90%之 TEDE 值小於  $4.89E+1$  mrem/y。並可在報表下方 Detail Results tables 中發現，Sr-90 主要劑量來源為農業途徑，而 Co-60 主要是透過體外曝露途徑對人體造成劑量。關閉瀏覽視窗，並按下「Close」。
22. 自主選單中選擇「View/Graphics/Dose Distribution」，選擇某一核種與其對應的曝露途徑，便可將其劑量貢獻描繪於圖表當中。按下「Close」關閉視窗。

## 2.2 執行場址特定分析

當執行上述簡易篩選分析後，持照者發現某些場址偵檢資料中有錯誤存在；進一步修正偵檢資料後，再次進行劑量分析。

### 2.2.1 更新射源項

1. 主視窗中，選擇「File/Save As」，並設定檔案名稱為 Simple Case 2 接著按下「Open」。
2. 主視窗中，確認居住情節的所有曝露途徑，皆維持勾選狀態。
3. 按下「Add Concentrations」，確認 Co-60 系處於勾選狀態，並按下「Modify Value」，輸入新數值：1。並在「Area of Contamination to Limited Area」處輸入 40 m<sup>2</sup>。下方欄位輸入：Site survey data，如圖 2-6 所示。按下「OK」。

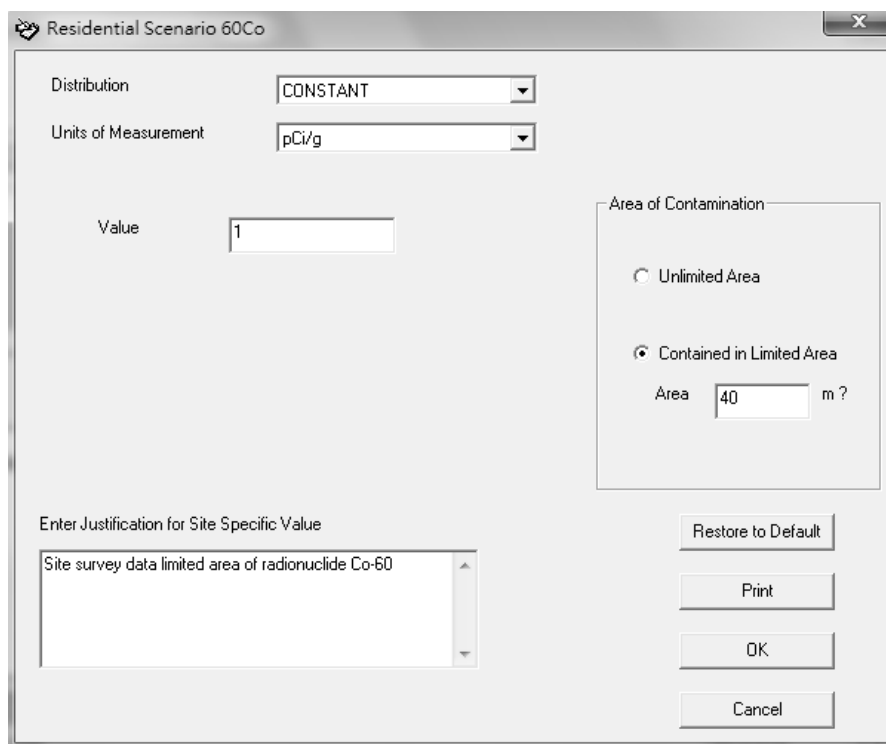


圖 2-6：輸入核種濃度、分佈視窗

4. 選擇 Sr-90，並按下「Modify Value」，輸入新數值：1.5。並在「Area of Contamination to Limited Area」處輸入 30 m<sup>2</sup>。下方欄位輸入：Site survey data，按下「OK」。



5. 選擇 Cs-137，並按下「Modify Value」，維持原先輸入數值。在「Area of Contamination to Limited Area」處輸入 20 m<sup>2</sup>。下方欄位輸入：Site survey data，按下「OK」。
6. 按下「Close」回到主視窗。

### 2.2.2 執行劑量分析

7. 按下「Execute」，並按下「Options」，確認「Save Dose History」之 checkbox 處於勾選狀態，按下「OK」。接著按下「Run Simulation」以根據新參數再次進行劑量評估。
8. 劑量評估結果為 27.5 mrem/y，此數值仍高於劑量標準(25 mrem/y)。當劑量標準位於運算結果之信心區間內時，則會展開 Sample Size Analysis 視窗(如圖 2-7 所示)。此視窗可供使用者得知，當如何調整樣品數目，以增加劑量評估結果符合劑量標準之可能性。

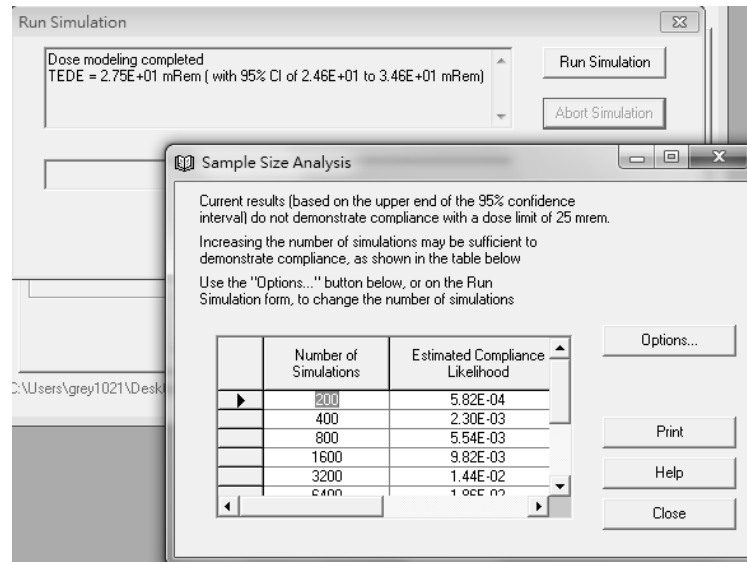


圖 2-7：樣品數量分析視窗

### 2.2.3 檢視運算結果

9. 於 Sample Size Analysis 與 Run Simulation 視窗中，按下「Close」。
10. 主選單中選擇「View」，按下「Reports」，滑鼠雙點擊「Detail」以檢視分析結果。
11. 下拉至報表之最下方，可發現 90%之 TEDE 值小於  $2.75 \text{ E}+01$  mrem/y，然而此評估劑量值仍高於法規限值(25 mrem/y)。因此持照者將利用 DandD 程式中，靈敏度分析之功能確認其中靈敏參數。
12. 同樣地，選擇「View/Graphics/Dose Distribution」可顯示劑量分佈。另外於「Plot Scale」之群組按鈕中，按下「X Axis」與「Log」按鈕，接著按下「OK」，此時 x 軸將轉換成對數座標。將 Co-60 之體外曝露途徑與 Sr-90 之農業途徑加入繪圖中(如圖 2-8)。按下「Done」，關閉所有圖表與報告。

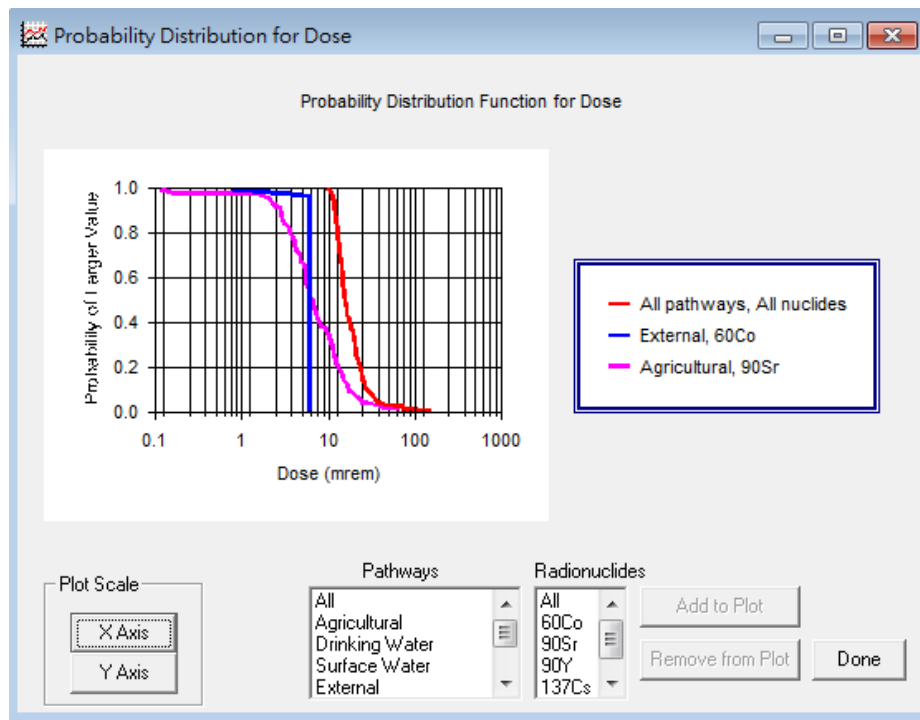


圖 2-8：劑量機率分佈視窗

## 2.3 靈敏度分析

2.1 版 DandD 程式具有靈敏度分析之功能，以協助使用者確認對劑量顯著貢獻之參數。

1. 由選單中選擇「Advanced/Sensitivity Analysis」。此 Data Influence Evaluation 視窗列舉出，在分析過程中所有不明確以及靈敏之參數。使用者可由此表單中新增或刪減參數，以執行進一步劑量分析。
2. 將「Available Analysis」表單下拉，標記 CDO(average dust loading outdoors)，並按下「Select Parameter for Analysis」。重複上述步驟，將 AP(water application rate)與 CDI(average dust loading indoors)加入下方 Selected for Analysis 欄位中，如圖 2-9 所示。

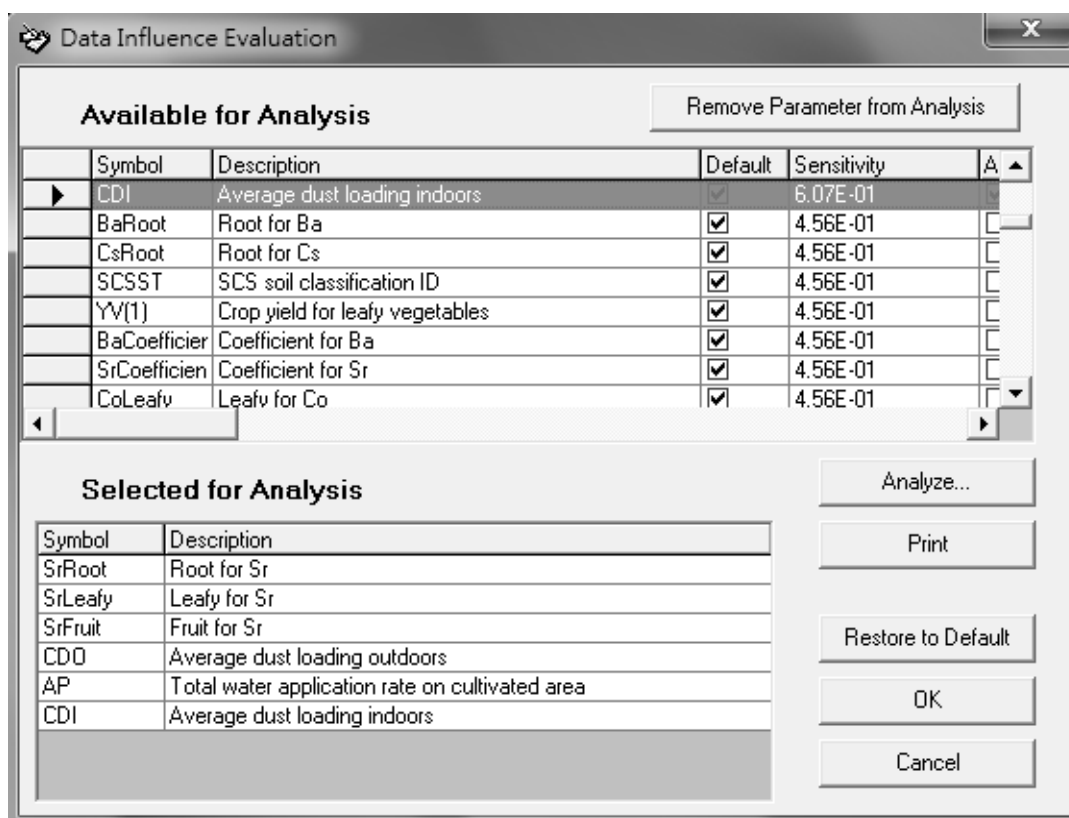


圖 2-9：靈敏度分析視窗

3. 按下「Analyze」後將展開一個的模組，供使用者由場址特定資料中研究參數之潛在影響。
4. 選擇「File/Exit」以關閉靈敏度分析視窗。

## 2.4 疊代劑量評估

場址分析者將根據靈敏度分析或其他研究結果，著手進行下一步行動與劑量評估。持照者藉由評估場址土地未來使用方式，以及場址特性偵檢資料結果，而刪除農業途徑。儘管場址未來仍舊可以取得飲用水與灌溉水，持照者仍可藉由修改地下水位之深度，以符合上述刪除農業途徑之假設。

1. 主視窗中，選擇「File/Save As」，並設定檔案名稱為 Simple Case 3

- 接著按下「Open」。
2. 於居住情節標籤下，按下「Edit Exposure Pathway」。
  3. 將「Agricultural」途徑取消勾選，並於下方欄位中輸入：current land-use studies and future land-use projections，接著按下「OK」。
  4. 按下「General Parameters」，以打開居住情節之參數視窗。
  5. 將游標移至「H2」(Unsaturated Zone Thickness) 並勾選，按下「Plot」以檢視此參數之預設分佈值，如圖 2-10 所示。
  6. 將分佈形式改為 Uniform，並輸入 100 m 與 150 m 作為場址非飽和區厚度之上下限，並在下方欄位中輸入：based on site characterization studies，如圖 2-11 所示。
  7. 按下「Plot」以檢視新的參數分佈，接著按下「Done」與「Close」關閉居住情節參數視窗。
  8. 選擇「Execute」與「Run simulation」來進行劑量評估運算。新的分析結果為 2.84 mrem/y，此運算結果符合 NRC 劑量標準。因此持照者則可進行場址執照終止相關作業。
  9. 按下「Close」關閉視窗。

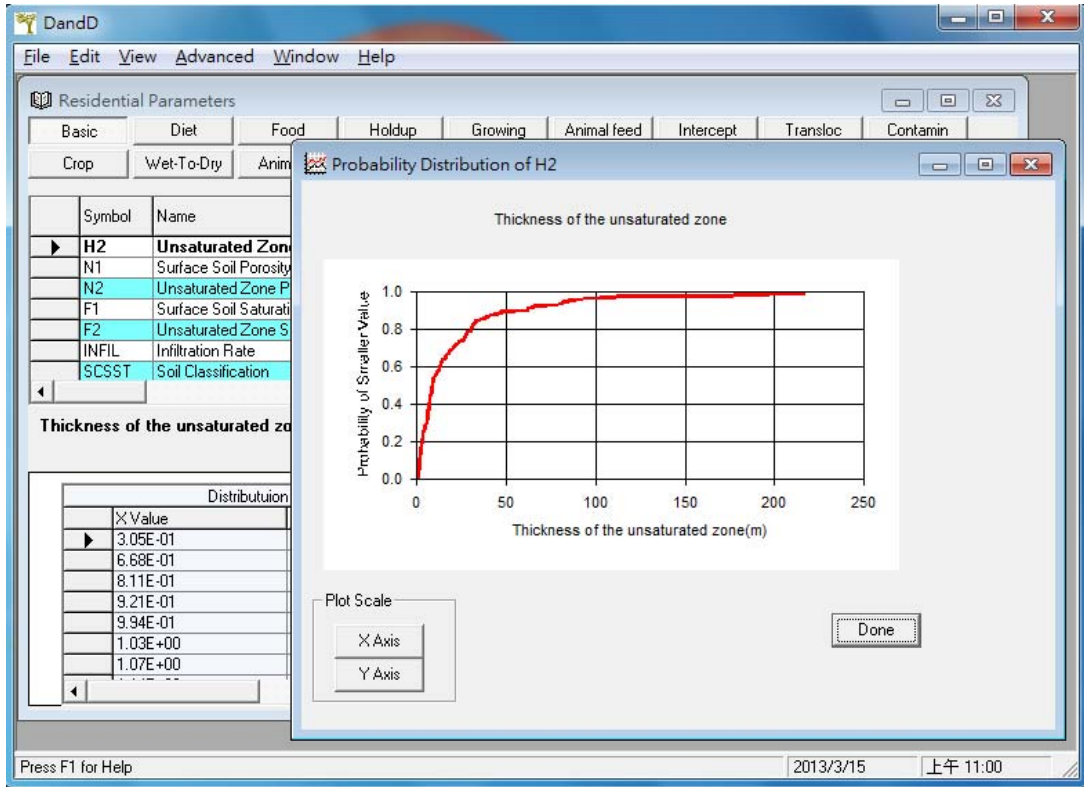


圖 2-10：參數預設分佈值視窗

Residential Scenario Unsaturated Zone Thickness

Distribution: UNIFORM

Units of Measurement: m

Lower Limit: 100

Upper Limit: 150

Enter Justification for Site Specific Value

Based on site characterization studies

Restore to Default

Print

OK

Cancel

圖 2-11：參數設定視窗

### 3. 案例分析

範例 1：建築物曾經是處理 Co-60 與 Cs-137 兩種放射性物質之場所，此場所欲申請終止執照，最終狀態偵檢發現仍有殘留放射性污染，且污染並無洩漏至場所外。場所狀況描述：射源已轉交其他執照持有者，廢棄物已處置完畢，除污後經量測得最大射源活度如下：

Co-60：100 dpm/100 cm<sup>2</sup>

Cs-137：50 dpm/100 cm<sup>2</sup>

利用第一章之決策架構(Decision Framework)來處理此問題：

步驟 1：聊解現有資料與場址資訊，如題目所述。

步驟 2：決定曝露情節與途徑。由於此案例之污染僅存在於建築物表面，故採用 DandD 程式中，房屋佔用情節假設，並選取體外以及吸入、嚥入之體內曝露途徑。

步驟 3：系統概念化。DandD 程式已建立數學模式、與參數不確定度分析功能，此階段僅需輸入污染核種、核種活度與污染面積即可，污染面積選擇「Unlimited Area」。

步驟 4：執行劑量分析，結果顯示 90%之 TEDE 小於 3.99 μSv/y，且 95%信賴區間內劑量範圍為 3.94 μSv/y ~ 4.06 μSv/y。

步驟 5：由於劑量分析結果，3.99 μSv/y 小於 10 CFR Part 20, sub E 中規定之劑量限值(0.25 mSv/y)，且 95%信賴區間之劑量上限值(4.06 μSv/y)，亦小於此法規限值，故此場址可進行外釋。



步驟 6：合理抑低(ALARA)需求，執照持有者應符合其他合理抑低要求之事項。

步驟 7：執照終止與場址外釋，執照持有者應完成所有書面作業，包括偵檢數據與劑量模擬結果等，並提交其他必要書面資料，向主管機關申請外釋。

範例 2：一個處理 Sr-90 與 Am-241 射源之場址，欲申請執照終止，此場址位於都會區、土質以砂石為主，初步偵檢結果、場址運轉歷史與射源洩漏紀錄顯示，場址內土壤有區域性污染，且污染分散在不同位置；另外射源已移轉給其他執照持有者，廢棄物已清除並完成除污，除污後場址偵測結果顯示：

Sr-90：樣品比活度均於分佈於 100 ~ 500 pCi/g。

Am-241：80 pCi/g，污染區域面積 40 m<sup>2</sup>。

步驟 1：了解現有數據數據與場址資訊，如題目所述。

步驟 2：決定曝露情節與途徑。此場址發現污染外洩至土壤中，故採用居住情節；另外由於場址位於都會區，且土質為砂石，故不考慮採用農耕、灌溉與地表水曝露途徑。

步驟 3：系統概念化。DandD 程式已建立數學模式、與參數不確定度分析功能，此階段僅需輸入污染核種、核種活度與污染面積即可；Sr-90 之活度分佈選擇「Uniform」，上限為 500 pCi/g，下限為 100 pCi/g，污染面積選擇「Unlimited Area」。Am-241 活度為 80 pCi/g，污染面積選擇「Limited Area」，大小為 40 m<sup>2</sup>。

步驟 4：執行劑量分析，結果顯示 90%之 TEDE 小於 4.41E-01 mSv/y，且 95%信賴區間內劑量範圍為 1.31E-01 mSv/y ~ 2.88 mSv/y。

步驟 5：由於劑量分析結果，4.41E-01 mSv/y 高於 10 CFR Part 20, sub E 中規定之劑量限值(0.25 mSv/y)，故此場址不可進行外釋。

步驟 8：當劑量評估結果高於劑量標準時，可透過取得更多場址或源項相關數據或資訊，以減低預設曝露途徑、模型假設與參數之不確定度，進而降低評估之劑量值；透過補救 (remediation) 行動降低場址放射性污染；或限制土地使用方式，減低接受輻射曝露之機率，如表 1 所示。

表 1 決策架構：步驟 8

選項	期望	對劑量之影響	行動
1	射源活度濃度低於原先模擬所採用之數值	射源活度濃度降低，劑量降低	收集場址相關資訊，取得更詳細射源濃度活度分佈資訊
2	場址內土壤為黏土，有較高之分佈係數	放射性核種較傾向於滯留於土壤中，使個體接收曝露降低	收集文獻證明土質為黏土
3	部分污染土壤被移除，射源活度濃度降低	污染物減少，劑量降低	施行補救行動，移除污染土壤
4	場址有條件外釋(控管)	限制場址用途，減少部分曝露途徑，劑量降低	設定場址限制條件，採有條件外釋

步驟 9：分析步驟 8 中各個選項，所需成本與成功之可能性，如表 2 所示。本案例中，選項 1 可用 DandD 之參數靈敏度分析

功能，評估是否有蒐集新資料之必要，結果發現即使減少參數之不確定度，對於劑量分佈並無顯著影響。

表 2 決策架構：步驟 9 之分析範例

選項	成本 (成功)	成本 (失敗)	成功機率	結果需求
1	\$\$	\$\$	中	劑量小於 0.25 mSv
2	\$	\$	中	劑量小於 0.25 mSv
3	\$\$\$	\$\$\$	高	劑量小於 0.25 mSv
4				劑量小於 0.25 mSv，若場址控管失敗，則劑量小於 1 mSv。

步驟 10 與 11：選擇步驟 8 中所討論之選項，並執行之。本案例假設選擇執行選項 3。

步驟 12：假設再次除污後，測得 Sr-90 樣品之比活度均勻分佈於 100~250 pCi/g，污染面積為 30 m<sup>2</sup>；Am-241 濃度活度為 25 pCi，污染區域大小 20 m<sup>2</sup>。

步驟 2 與 3(第二輪)：利用步驟 12 中，除污後之數據作為程式輸入參數。

步驟 4(第二輪)：執行劑量分析，結果顯示 90%之 TEDE 小於 6.89E-02 mSv/y，且 95%信賴區間上限為 5.14E-01 mSv/y，超過 0.25 mSv/y 之劑量限值。如果增加模擬次數至 550 次，可得到 90%之 TEDE 小於 10.2E-02 mSv/y，以及 95%信賴區間上限為 2.25E-01 mSv/y，可符合 NRC

之劑量標準。

步驟 5(第二輪)：假設場所執照持有者，與主管機關皆認同上一步驟增加模擬次數後之結果，此結果符合 10 CFR Part 20, Subpart E 之規定。

步驟 6 與 7(第二輪)：申請終止執照業者必須與 NRC 協商，是否需要增加除污工作，以符合合理抑低之需求，其餘事項如一般申請執照終止程序。

## 4. 結論與建議

除了可使用 DandD 2.1 版程式之預設參數與情節假設，所推導出來數值作為篩選標準之外；亦可使用 DandD 程式所推導出來之查檢表(附件一、二)，評估建物表面或表土中放射性核種所造成殘留輻射，是否符合場址之篩選標準。當篩選分析結果顯示超過法規劑量標準時，執照持有者則需進行靈敏度分析，以確認出其中重要參數，並進一步獲取更多場址或源項相關數據或資訊，以減低預設曝露途徑、模型假設與參數之不確定度，進而降低評估劑量值，達到場址外釋之需求。

DandD 程式之優點在於，在僅可獲得少數場址特定參數情況下，利用程式內建預設情節、曝露途徑、模型假設與參數，所得到評估劑量進行場址篩選分析，可快速判別場址中殘餘輻射是否達到場址外釋之要求。然而美國桑迪亞國家實驗室並未對此程式持續進行更新，使得以 ICRP-26 報告之輻射防護概念為其理論假設基礎之 DandD 程式，當應用於我國除役場址內殘留輻射劑量評估之用時，可能會與我國現今游離輻射防護法規所引用輻射防護概念(係依據 ICRP-60 報告內容所訂定)有所差異。因此另一種由美國阿崗國家實驗室所開發劑量評估程式-RESRAD，由於程式內具有 ICRP-60 報告之參數資料庫可供選擇，且該程式近年來皆有持續進行更新，因此可適用於我國除役場址之劑量評估，預計將於明年進行此劑量模擬程式之研究。

## 參考文獻

1. International Commission on Radiological Protection, “Recommendations of the ICRP,” Vol. 1(3), ICRP Publication 26, Annals of the ICRP, Pergamon Press, New York (1977).
2. W. E. Kennedy, Jr., and D. L. Streng, “Residual Radioactive Contamination from Decommissioning: Technical Basis for Translating Contamination Levels to annual Effective Dose Equivalent,” Vol. 1, NUREG/CR-5512, PNL-7994. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (1992).
3. K. McFadden, D. A. Brosseau, W. E. Beyeler, and C. D. Updegraff, “Residual Radioactive Contamination from Decommissioning: User’s Manual DandD Version 2.1,” Vol. 2, NUREG/CR-5512, SAND2001-0822P. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (2001).
4. W. E. Beyeler, W. A. Hareland, F. A. Duran, T. J. Brown, E. Kalinina, D. P. Gallegos, and P. A. Davis, “Residual Radioactive Contamination from Decommissioning: Parameter Analysis,” Vol. 3, NUREG/CR-5512, SAND99-2148. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (1999).
5. U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Decision Methods for Dose Assessment to Comply with Radiological Criteria for License Termination,” NUREG/-1549, Washington, DC (1998).
6. International Commission on Radiological Protection, “Recommendations of the International Commission in Radiological Protection,” Vol. 21(1-3),

ICRP Publication 60, Annals of the ICRP, Pergamon Press, New York (1990).

附件一 污染建物表面一般放射性核種許可執照終止之篩選基準

放射性核種	符號	無條件外釋之篩選基準 (dpm/100 cm <sup>2</sup> )
Hydrogen-3 (Tritium)	<sup>3</sup> H	120000000
Carbon-14	<sup>14</sup> C	3700000
Sodium-22	<sup>22</sup> Na	9500
Sulfur-35	<sup>35</sup> S	13000000
Chlorine-36	<sup>36</sup> Cl	500000
Manganese-54	<sup>54</sup> Mn	32000
Iron-55	<sup>55</sup> Fe	4500000
Cobalt-60	<sup>60</sup> Co	7100
Nickel-63	<sup>63</sup> Ni	1800000
Strontium-90	<sup>90</sup> Sr	8700
Technetium-99	<sup>99</sup> Tc	1300000
Iodine-129	<sup>129</sup> I	35000
Cesium-137	<sup>137</sup> Cs	28000
Iridium-192	<sup>192</sup> Ir	74000

資料來源：63 FR 64132, November 18, 1998



附件二 污染表土中一般放射性核種許可執照終止之篩選基準

放射性核種	符號	無條件外釋之篩選基準 (pCi/g)
Hydrogen-3 (Tritium)	$^3\text{H}$	110
Carbon-14	$^{14}\text{C}$	12
Sodium-22	$^{22}\text{Na}$	4.3
Sulfur-35	$^{35}\text{S}$	270
Chlorine-36	$^{36}\text{Cl}$	0.36
Calcium-45	$^{45}\text{Ca}$	57
Scandium-46	$^{43}\text{Sc}$	15
Manganese-54	$^{54}\text{Mn}$	15
Iron-55	$^{55}\text{Fe}$	10000
Cobalt-57	$^{57}\text{Co}$	150
Cobalt-60	$^{60}\text{Co}$	3.8
Nickel-59	$^{59}\text{Ni}$	5500
Nickel-63	$^{63}\text{Ni}$	2100
Strontium-90	$^{90}\text{Sr}$	1.7
Niobium-94	$^{94}\text{Nb}$	5.8
Technetium-99	$^{99}\text{Tc}$	19
Iodine-129	$^{129}\text{I}$	0.5
Cesium-134	$^{134}\text{Cs}$	5.7
Cesium-137	$^{137}\text{Cs}$	11
Europium-152	$^{152}\text{Eu}$	8.7
Europium-154	$^{154}\text{Eu}$	8
Iridium-192	$^{192}\text{Ir}$	41
Lead-210	$^{210}\text{Pb}$	0.9
Radium-226	$^{226}\text{Ra}$	0.7
Radium-226+C	$^{226}\text{Ra}+\text{C}$	0.6
Actinium-227	$^{227}\text{Ac}$	0.5
Actinium-227+C	$^{227}\text{Ac}+\text{C}$	0.5

Thorium-228	$^{228}\text{Th}$	4.7
Thorium-228+C	$^{228}\text{Th}+\text{C}$	4.7
Thorium-230	$^{230}\text{Th}$	1.8
Thorium-230+C	$^{230}\text{Th}+\text{C}$	0.6
Thorium-232	$^{232}\text{Th}$	1.1
Thorium-232+C	$^{232}\text{Th}+\text{C}$	1.1
Protactinium-231	$^{231}\text{Pa}$	0.3
Protactinium-231+C	$^{231}\text{Pa}+\text{C}$	0.3
Uranium-234	$^{234}\text{U}$	13
Uranium-235	$^{235}\text{U}$	8
Uranium-235+C	$^{235}\text{U}+\text{C}$	0.29
Uranium-238	$^{238}\text{U}$	14
Uranium-238+C	$^{238}\text{U}+\text{C}$	0.5
Plutonium-238	$^{238}\text{Pu}$	2.5
Plutonium-239	$^{239}\text{Pu}$	2.3
Plutonium-241	$^{241}\text{Pu}$	72
Americium-241	$^{241}\text{Am}$	2.1
Curium-242	$^{242}\text{Cm}$	160
Curium-243	$^{243}\text{Cm}$	3.2

資料來源：64 FR 68395, December 7, 1999