行政院原子能委員會

委託研究報告

# 「核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究」

受委託單位：國立清華大學

計畫主持人：梁正宏教授

報告日期：中華民國 108 年 11 月

# 行政院原子能委員會

# 委託研究計畫期末報告

# 計畫名稱：

# 核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究

## 子項計畫一：

## 國際除役案例蒐集及相關風險洞悉管制

**案號：AEC10801004L**

**執行單位：國立清華大學**

**計畫主持人：梁正宏**

**子項計畫一主持人：朱鐵吉**

**報告作者：黃毓皓、郭瓊文、林庭安**

**報告日期：中華民國 108 年 11 月**

# 摘要

本子計畫規畫於108年至111年分別針對世界各主要國家除役工作規畫執行整體經驗回饋（108年）、除役財務規劃（109年）、利害關係人溝通（110年）、除役計畫風險評估（111年）進行報告研讀。相關探討之結果將回饋檢視國內現有法規，並提改善建議以供管制單位精進法規及管制作為的參考。108年度研討主題為世界各主要國家除役工作規劃執行之經驗，並與我國現行管制法規比較後提出可考慮採行之經驗回饋，本年度主要研讀報告內容及進度如下：

1. 2012年出版之 *Nuclear Decommissioning: Planning, Execution and International Experience* 一書，彙整當時全球已/將除役核電廠之除役整體規畫內容，並針對各電廠除役規畫之除役策略（立即或延後實質除役）、費用評估、安全風險評估、除污/拆除技術、廢料處理、以及廠區回復再利用等議題進行整理，以為各國除役規畫之參考。本專書已完成所有章節之研讀工作，並於此期末報告完整呈現其成果。

2. OECD於2003年發行之 *The Regulatory Challenges of Decommissioning Nuclear Reactors*， 此報告由其下轄之核能署（Nuclear Energy Agency, NEA）蒐集瑞士、法國、德國、西班牙、瑞典、英國、美國等國家核能管制單位，在審查核設施除役規畫並監督除役工作執行時面臨的輻射/一般安全、對環境影響、組織/人員改變之衝擊、民眾參與/溝通等議題，並彙整應如何做好必要的準備以迎接挑戰。另於期中報告審查時承諾之延伸閱讀報告: *Regulating The Decommissioning of Nuclear Facilities: Relevant Issues and Emerging Practices (NEA No. 6401)*。此報告由OECD/NEA下設之核廢料管理委員會（Radioactive Waste Management Committee, RWMC）的除役暨拆除工作小組

（Working Party on Decommissioning & Dismantling, WPDD），彙整 2005-2008 年召開之工作小組會議的討論成果，焦點為各會員國當年在核設施（主要是核電廠）除役管制作為的關注重點:風險告知（risk-informed）管制。上述兩本報告皆已完成研讀工作，並於此期末報告中完整呈現其成果。

3. Waste Management 2013 年研討會論文集中之 *The Regulatory Challenges of Decommissioning Nuclear Power Plants in Korea*，此會議論文是韓國管制單位針對韓國即將面對之核電廠除役，在管制法規與作為上所提出之法規修正規劃。本論文已完成研讀並於此期末報告中呈現其成果。

4. 2017 年出版之 *Advances and Innovations in Nuclear Decommissioning* 係為補充前述之第 1 項專書發行後，各國在除役技術的最新發展（如較大量使用遙控設備等），以及由除役相關意外事故學習到的經驗回饋資訊。本專書已完成所有章節之研讀工作並於此報告呈現其成果。

針對本年度研讀的 4 份專書/報告，本期末報告將依序分別於報告之第二至第五章敘述其內容重點，並與我國現行法規進行初步比對；各研讀資料中可考慮納入我國除役法規精進或管制作為參考之各項國際經驗回饋，則彙整說明於第六章。第六章共提出 82 項可供管制單位參考之國際經驗回饋建議，為方便管制單位可進一步系統性評估各項建議之適用性，我們特別將相關建議依議題屬性分為法規類、技術類、以及非技術類等三大類彙整呈現。另為使管制單位在落實各項建議時，能在執行優先順序訂定下有所參考，也針對各項建議分別在建議之敘述最後給予 A、B、C 三類優先度，其中 A 類請管制單位優先考慮試行，並視執行效益再評估是否納入管制法規或例行管制作為；B 類屬核設施（電廠）經營者自行決策範圍，建議管制單位透過適當方法促請經營者試行；C 類則為國際間尚未完全達成共識或未完

全發展成熟者，值得密切觀察其發展情況再考慮是否試行。

為方便讀者於必要時查看相關細節，本報告特別將各研讀資料之原始內容摘要及建議可考量採行之國際經驗回饋彙整於本期末報告之附錄一至附錄四。

# 目錄

**一、 前言** ..... 1

**二、 2012 年出版之 *Nuclear Decommissioning: Planning, Execution and International Experience* 專書內容重點與我國管制作業之比較** ..... 4

2.1 前言 ..... 4

2.2 第 1 章　核能除役簡介：定義與歷史 ..... 5

2.3 第 2 章　核能除役原理與方法概論 ..... 7

2.4 第 3 章　核能除役之政策、基礎設施、策略與專案規劃 ..... 10

2.5 第 4 章　核能設施除役之財務規劃與經濟狀況 ..... 14

2.6 第 5 章　多重核設施的放射性物質特性調查（characterization）： 除役計畫之關鍵議題 ..... 17

2.7 第 6 章　核設施運轉到除役之過渡期的管理 ..... 19

2.8 第 7 章　核能除役專案之組織、管理與人力資源 ..... 22

2.9 第 8 章　核能除役專案的公眾參與及利害關係人諮詢 ..... 24

2.10 第 9 章　核設施除役之輻射防護：安全、法規與執照之申請 ..... 26

2.11 第 10 章 促進除役便利性之核設施設計與運轉：汲取之教訓 ..... 31

2.12 第 11 章 核能除役專案中「安全封存（safe enclosure）」與「固封除役（entombment）」之策略 ..... 35

2.13 第 12 章 核能除役專案之拆解與拆除的流程與技術 ..... 37

2.14 第 13 章 核能除役專案之除污流程與技術 ..... 39

2.15 第 14 章 核能除役專案之遙控與機器人技術 ..... 41

2.16 第 15 章 除役專案之放射性廢棄物管理 ..... 43

2.17 第 16 章 除役專案之環境補救與復原技術 ..... 45

2.18 第 17 章 核能除役專案的廠區清理與執照終止 ..... 48

2.19 第 18 章 核設施廠區除役後之再利用與再發展 ..... 51

2.20 第 19 章 美國輕水式核子反應器（LWR）之除役 ..... 53

2.21 第 20 章 俄羅斯水冷與水緩型核子反應器（WWER）之除役 ..... 56

2.22 第 21 章 氣冷式核子反應器之除役 ..... 58

2.23 第 22 章 核燃料循環設施之除役 ..... 60
2.24 第 23 章 小型核設施之除役：工業用、醫用與研究用設施 ..... 62
2.25 第 24 章 早期核廢料場之除役：英國 Dounreay ..... 65
2.26 第 25 章 早期核廢料場之除役：美國愛達荷國家實驗 ..... 67
2.27 第 26 章 核能除役專案之資訊管理 ..... 69
表 6.1 ..... 72
表 6.3 ..... 72
表 7.1 ..... 72
表 7.2 ..... 73
表 7.3 ..... 73

**三、 *The Regulatory Challenges of Decommissioning Nuclear Reactors* 及 *Regulating the Decommissioning of Nuclear Facilities: Relevant Issues and Emerging Practices* 報告內容重點與我國管制法規之比較** ..... 74
3.1 前言 ..... 74
3.2 *The Regulatory Challenges of Decommissioning Nuclear Reactors* 報告內容重點與我國管制法規之比較 ..... 74
3.3 *Regulating The Decommissioning of Nuclear Facilities: Relevant Issues and Emerging Practices* 報告內容重點與我國管制法規之比較 ..... 86

**四、 *The Regulatory Challenges of Decommissioning Nuclear Power Plants in Korea* 會議論文內容重點與我國管制法規之比較** ..... 95

**五、 2017 年出版之 *Advances and Innovations in Nuclear Decommissioning* 專書內容重點與我國管制法規之比較** ..... 97
5.1 第 1 章 簡介 ..... 98
5.2 第 2 章 安全與輻防 ..... 101
5.3 第 3 章 組織文化 ..... 104
5.4 第 4 章 知識管理 ..... 108
5.5 第 5 章 除役費用 ..... 111
5.6 第 6 章 利害關係人 ..... 115
5.7 第 7 章 經驗回饋：哪裡出錯了？ ..... 119

5.8 第 8 章　新除役技術 ..... 129
5.9 第 9 章　重大意外事故後的核電廠除役 ..... 133
5.10 第 10 章 除役最終狀態：限制性與非限制性使用 ..... 135
5.11 第 11 章 最近的研究用反應器除役國際經驗 ..... 139
5.12 第 12 章 多機組核電廠之除役 ..... 144
5.13 第 13 章 最近在環境復原的實例 ..... 147

**六、 我國現行管制法規/作為精進建議** ..... 151
6.1 2012 年出版之 *Nuclear Decommissioning: Planning, Execution and International Experience* 專書之管制法規精進建議 ..... 151
法規類 ..... 151
技術類 ..... 152
非技術類 ..... 161
6.2 OECD 出版之 *The Regulatory Challenges of Decommissioning Nuclear Reactors* 以及 *Regulating The Decommissioning of Nuclear Facilities: Relevant Issues and Emerging Practices* 報告之管制法規精進建議 ..... 164
法規類 ..... 164
技術類 ..... 165
非技術類 ..... 165
6.3 WM2013 Conference 研討會論文集中 *The Regulatory Challenges of Decommissioning Nuclear Power Plants in Korea* 論文之管制法規精進建議 ..... 168
6.4 2017 年出版之 *Advances and Innovations in Nuclear Decommissioning* 專書之管制法規精進建議 ..... 169
法規類 ..... 169
技術類 ..... 170
非技術類 ..... 171

**七、 結論** ..... 176
7.1　2012 年出版之 *Nuclear Decommissioning: Planning, Execution and International Experience* 專書內容重點與我國管制作業之比較 ..... 176
規劃部份 ..... 176

執行部份 ..... 177

國際經驗部份 ..... 178

7.2 *The Regulatory Challenges of Decommissioning Nuclear Reactors* 及 *Regulating the Decommissioning of Nuclear Facilities: Relevant Issues and Emerging Practices* 報告內容重點與我國管制法規之比較 ..... 178

7.3 *The Regulatory Challenges of Decommissioning Nuclear Power Plants in Korea* 會議論文內容重點與我國管制法規之比較 ..... 179

7.4 2017 年出版之 *Advances and Innovations in Nuclear Decommissioning* 專書內容重點與我國管制作業之比較 ..... 180

規劃部份 ..... 180

執行部份 ..... 181

國際經驗部份 ..... 181

**八、 附錄** ..... 183

附錄一、*Nuclear Decommissioning: Planning, Execution and International Experience (2012)* 研讀摘要與擬提管制建議表 ..... 183

附錄二、*The Regulatory Challenges of Decommissioning Nuclear Reactors* 研讀摘要與擬提管制建議表 ..... 395

附錄三、*The Regulatory Challenges of* Decommissioning *Nuclear Power Plants in Korea* 研讀摘要與擬提管制建議表 ..... 421

附錄四、*Advances and Innovations in Nuclear* Decommissioning *(2017)* 研讀摘要與擬提管制建議表 ..... 425

## 一、 前言

根據核管法第 23 條之規定，核子反應器設施之除役，經營者應於核子反應器設施預定永久停止運轉之 3 年前，向主管機關提出除役申請。隨著我國核電廠運轉執照已屆期或即將屆期，當前首要之務為儘速掌握國際除役案例及相關風險、除役法規、除役關鍵技術與實務經驗等，同時也應建立核電廠除役期間相關的安全評估技術，藉此強化管制機關對於除役作業之安全審查與管制能量。因此，本計畫之目的為精進除役的安全審查與管制作業，以深化安全管制，確保除役作業安全。本計畫規劃之 4 個子項計畫，分別為：

子項計畫一、國際除役案例蒐集及相關風險洞悉管制；

子項計畫二、國際除役技術指引和法規彙整之管制研究；

子項計畫三、除污策略和技術彙整；

子項計畫四、核電廠除役期間安全評估及相關特性研析。

子項計畫一將於 108 年至 111 年分別針對世界各主要國家除役工作規畫執行整體經驗回饋（108 年）、除役財務規劃（109 年）、利害關係人溝通（110 年）、除役計畫風險評估（111 年）進行專書/報告研讀。相關探討之結果將回饋檢視國內現有法規，並提具體可行改善建議，以供管制單位做為法規及管制作為精進的參考。

108 年度研討主題為世界各主要國家除役工作規劃執行之經驗，並與我國現行管制法規比較後提出可考慮採行之經驗回饋。年度主要研讀報告內容、探討研析方向/方法、以及本年度進度，分別略述如下：

1. 探討 2012 年出版之 *Nuclear Decommissioning: Planning, Execution and International Experience*，此專書編者 Michele Laraia 為國際原子能總署（IAEA）退休人員，於 1991-2011 年

曾任職 IAEA 廢料技術部門（Waste Technology Section）核設施除役小組之負責人。此報告彙整當時全球已/將除役核電廠之除役整體規畫內容，並針對各電廠除役規畫之除役策略（立即或延後實質除役）、費用評估、安全風險評估、除污/拆除技術、廢料處理、以及廠區回復再利用等議題進行整理，以為各國除役規畫之參考。本研究將研讀此專書並撰寫內容摘要，另同時比對我國現有法規架構，因應我國情況提出相應管制精進建議。本專書內容已全部完成研讀，並於此期末報告中彙整提報成果。

2. 研讀 OECD 2003 年發行之 *The Regulatory Challenges of Decommissioning Nuclear Reactors*， 此報告由其下轄之核能署（Nuclear Energy Agency, NEA）蒐集瑞士、法國、德國、西班牙、瑞典、英國、美國等國家核能管制單位，在審查核設施除役規畫並監督除役工作執行時面臨的輻射/一般安全、對環境影響、組織/人員改變之衝擊、民眾參與/溝通等議題，並彙整應如何做好必要的準備以迎接挑戰。此 OECD 報告內容已完成研讀並於此期末報告中彙整提報成果，另期中報告審查時承諾將延伸閱讀另一份 OECD 報告：*Regulating The Decommissioning of Nuclear Facilities: Relevant Issues and Emerging Practices （NEA No.6401）*也已完成研讀，將與第一份報告一併呈現。

3. Waste Management 2013 年研討會論文集中之 *The Regulatory Challenges of Decommissioning Nuclear Power Plants in Korea*，此會議論文是韓國管制單位針對韓國即將面對之核電廠除役，在管制法規與作為上所提出之法規修正規劃。此論文已全部完成研讀，並於本報告彙整提報。

4. 研議 2017 年出版之 *Advances and Innovations in Nuclear Decommissioning*，此專書也是由 Michele Laraia 編著，以補充

前述之第 1 個專書發行後，各國在除役技術的最新發展（如較大量使用遙控設備等），以及由除役相關意外事故學習到的經驗回饋資訊。配合專書 1 的研讀，本研究將進行內容摘要撰寫，另同時比對我國現有法規架構，因應我國情況提出相應管制建議。本專書內容已全部完成研讀工作，並於此報告中彙整提報成果。

針對本年度研讀的 4 份專書/報告，本期末報告將依序分別於第二至第五章敘述研讀之內容重點，並與我國現行法規進行初步比對；各研讀資料中可考慮納入我國除役法規強化或管制作為參考之各項國際經驗回饋，則彙整說明於第六章中。而為方便讀者查看相關細節，本報告特別將各研讀資料之原始內容摘要及建議可考量採行之國際經驗回饋彙整於於附錄一至附錄四。

## 二、 2012 年出版之 *Nuclear Decommissioning: Planning, Execution and International Experience* 專書內容重點與我國管制作業之比較

### 2.1 前言

本部分介紹本書的架構，重點包括：

1. 核能業界一般都同意「除役」一詞代表核設施從可用的運轉壽命退休後，在注重公眾與工作人員的健康與安全的前提下所採取的處理行動。這種行動較小規模的範圍包括移除最少量的輻射物質、持續監測並限制原設施的用途，而較大規模的範圍則包括移除大量毒性與輻射物質使原廠址可以無限制地使用。
2. 本書包含三大部份，第一部份分 10 章說明電廠在壽命初期須進行的規劃與須建立的方法與規定，第二部份分 8 章說明所有與安全地、有效果地、有效率地執行除役工作相關的事宜，第三部份分 8 章則說明全球在除役工作方面所汲取的經驗與教訓。不過因除役工作包含多項專長與訓練，因此上述三部份並無明顯的界線，書內各章節也會有重複與重疊之處。
3. 本書適用的對象是對核能發電有基礎知識但對除役事務不熟悉的工作人員與研究人員，新核能電廠的設計者也可參考本書，以利在設計時加強未來除役相關的考量。

本部分與我國管制作業相關的心得與建議如下：

1. 除役之意義中特別強調注重公眾與工作人員的健康與安全的前提，這也是安全管制作業的重點。
2. 本書分成規劃、執行、與國際經驗三大部分，管制者可參考

了解除役工作的整體概念。

## 2.2 第 1 章　核能除役簡介：定義與歷史

本章簡要敘述除役的歷史與定義，重點包括：

1. 因為除役包含了多重面向與多項專業，所以從只從語義方面很難了解除役的真正意涵。許多國家對除役的翻譯多不能完整表達其意義，核能設施的「Decommissioning」不但包含最終的停機與拆解的意思，也包含了設施法定狀態的改變。
2. 某些小實驗室的除役也許只需移除輻射源或待其衰變至背景輻射，不須進行拆解與除污。
3. 雖然電廠在除役期間已沒有發電的利潤，但應將除役的花費視為發電營運所無法避免的副產品。
4. 近來對除役的看法已從「結束設施營運」蛻變到「廠址的重新利用」，因此核設施使用的過程已從線性型態轉換成循環型態。
5. 本書主要的目的在說明使用安全、及時、與符合成本效益的方式執行除役工作所需考慮的原則與因素。包括除役的規劃、管理、與執行，且盡可能列舉過去的案例以便確保未來的除役工作能更符合預定的目標。
6. 在除役的規劃方面，為了達成一個成功的除役案例，第一個步驟是研擬一項管制者可以接受且在實務與財務方面均可達成的早期策略。接著要運用適當的調查與準備來確認這些策略。然後，應用已知的知識與技術選出最有成本效益的實施步驟。而為了克服無法預期的意外情況則須廣泛蒐集過去相關的經驗。

7. 在除役的執行方面，執行組織是達到成功除役的關鍵因素。根據經驗顯示，電廠原有的運轉團隊加上數位除役專家是最有效的組合。其中電廠原有運轉團隊要從運轉為主的心態轉換成注重除役的心態，所有不重要的設備與系統要盡快拆除，以便減少營運維護的費用。

8. 國際上有許多核能電廠除役成功的實例。

本章與我國管制作業相關的心得與建議如下：

1. 我國《核子反應器設施管制法》第 2 條對「除役」的定義強調「為使設施及其土地資源能再度供開發利用，所採取之各項措施」。第 23 條也規定要保護環境以及公眾與工作人員的健康與安全。

2. 原子能委員會所屬之核能研究所有許多小型放射性實驗室除役的經驗，若有需要可請該所分享所汲取之心得。

3. 我國核電廠已從發電收入中抽取後端營運基金供除役使用。而核能研究所與清華大學小型反應器之除役則編列公務預算支應。

4. 我國的《核能電廠除役管理方針》中已有「核能電廠設計階段應考慮除役便利性」的條文。若將來真有新建核能電廠的需求，則將此項條文納入《核子反應器設施管制法》中會更有約束力。

5. 除役工作之規劃大部分是電力公司的責任，但其中管制相關的法規與技術能力則是管制單位的責任。我國核一廠 1 號機已於 2015 年 11 月提出除役許可之申請，也已於 2017 年 6 月獲得管制單位的核准。因此在除役相關規劃與執行工作已有實務經驗，參考本章內容可檢視我國做法是否有可精進之處。

6. 我國核一廠 1 號機的除役已進入過渡階段，本章說明之除役團隊組合與心態的轉換可供管制人員審查電力公司除役組織時做為參考。

7. 本書第三部分列舉許多詳細的國際經驗可供管制人員參考。

2.3 第 2 章　核能除役原理與方法概論

本章說明除役的目標、技術面工作、非技術面工作、永久停用的理由等議題，重點包括：

1. 根據 IAEA 於 2010 年的統計，有 124 座發電反應器機組停機，其中 15 座完全拆除，52 座拆除中或規劃於短期內拆除，48 座保持安全封存模式，3 座美國老舊反應器採固封除役（entombed），另有 6 座尚未決定除役策略。另 IAEA 在 2004 年的一份文件（*Status of the decommissioning of nuclear facilities around the world*）顯示，從 2000 年到 2050 年間全球除役的經費約需一兆美元。

2. 除役有兩個目標，第一是逐漸消除放射性與其他有害物質，第二是使設施與廠址恢復原狀並可供新的且有生產力的設施使用。

3. 除役的技術面工作包括：用過核燃料的處理與移除，放射性與物理特性的調查，表面、系統與零組件的除污，分割與切割，結構的拆除，遙控設備與機器人，放射性與其他有害廢棄物的管理，污染泥土的清除，工作人員、民眾與環境的輻射防護等。

4. 除役的非技術面工作包括：初步與詳細計畫之擬訂、組織與管理、訓練、人員配置、品質管理、安全維護、紀錄管理、支出與資金管理、應變方案、安全與環境影響評估、法規與執照管理等。

5. 核能設施永久停用的理由通常包括：不符合經濟效益、技術已遭淘汰、研究計畫結案、安全考量、政府政策改變、其他因素（發生事故而造成大規模污染）等

6. 許多小的核能設施（多為研究用反應器）永久停機後都採取「不作為」的方式處理且最後多以棄置做收，這種做法可能衍生許多輻射相關風險。

7. IAEA 在 1975 年發布第一份除役相關報告（*Decommissioning of Nuclear Facilities, IAEA-TECDOC-179*），內容雖然說明除役方面沒有無法克服的技術問題，但在政策、規劃、時機、經費、廢棄物處置、安全準則與法規方面仍需進一步努力。至今經過數十年的經驗累積，除役已是成熟的產業，不過隨著時代的進步仍需與時俱進，不斷精進各種技能。

8. 核設施的持照單位（營運單位）通常須負起安全除役的所有責任，不過也有些國家為核廢料處理與處置特別成立專責機構。管制單位負責審核營運單位提出的除役文件，並負責監督除役工作的執行過程；國家的行政單位負責制定與精進除役相關的法規，特別是除役經費的收取與管理。此外國家行政單位也要負起保護民眾與環境的最終責任。

9. 說明除役工作中規劃、廢料與燃料、技術、溝通、經費與資金、與安全等技術與非技術面向的重點。

10. 一般而言有核廢料最終處置設施且經費充裕的國家多採立即拆除的方式（如法國、西班牙、英國與美國），反之沒有最終處置設施或經費不足的國家多採延遲拆除方式（如瑞典）。

11. 過去大家期望核設施除役後能恢復綠地（greenfield）狀態

而沒有使用上的限制，但有一種新的趨勢是進行核設施除役時就考慮場址的再發展與再利用（redevelopment and reuse，簡稱 R/R），而這種除役的最終狀態稱之為棕色園地（brownfield）。

本章與我國管制作業相關的心得與建議如下：

1. 管制人員了解除役的產業、技術性考量、非技術性考量與歷史演進等背景資料，可增強管制的深度。
2. 管制人員了解過去與未來除役產業的規模，除可掌握除役的國際情勢外，也可對國外具有除役經驗的單位或專家建立諮詢對象的資料庫。
3. 我國《核能電廠除役管理方針》與《核子反應器設施管制法》中相關條文已涵蓋本章所述的除役目標，而本章說明之除役技術面與非技術面的工作項目，可做為擬訂管制重點的參考資料。
4. 我國核電廠永久停機之理由均為達到運轉執照有效期限且不再申請延役。
5. 我國核一、二廠均已依《核子反應器設施管制法》於預定永久停機之 3 年前提出除役計畫向管制機關申請除役許可，且已展開除役相關準備工作。另核能研究所與清華大學所有永久停用的核能設施也都遵照管制要求執行除役工作。
6. 我國目前由核設施的持照單位負責安全除役工作，管制單位則負責監管相關作業。除役相關法規以及除役經費的收取與管理機制也已備妥，但核廢料的貯存與處置方面遭遇許多困難，仍有待政府與核設施持照單位共同努力解決。
7. 我國《核子反應器設施管制法》第 23 條要求於除役計畫

中說明廢料與燃料處理方式、除役技術與工具、財務規劃、安全分析、與意外應變方案等。另管制單位與營運單位也參與多項國際除役會議與工作小組，吸取許多國際經驗。管制人員宜將吸取之經驗內化成本身的知識，並嚴格應用於相關文件的審核或作業的管制。

8. 我國《核子反應器設施管制法》第 21 條規定核子反應器設施之除役應採拆除之方式，而該法施行細則第 16 條規定除役工作須於 25 年內完成。不過實務作業上在除役工作初期約有 8 年的過渡階段，因此也有一些延遲拆除的結構與系統。

9. 我國《核子反應器設施管制法》第 2 條對除役之定義已說明除役的目的是「使設施及其土地資源能再度供開發利用」，而該法施行細則第 17 條也對限制性與非限制性利用規定相關輻射劑量限制。在設施經營者現行的規劃中，原廠址內仍保留部分地區做為放射性廢棄物或用過核燃料的貯存區，因此管制單位仍須依法做好安全管制工作。

## 2.4 第 3 章　核能除役之政策、基礎設施、策略與專案規劃

本章討論核能除役之政策、基礎設施、策略與專案規劃，其中包含支持適當與有效除役策略的政策與基礎設施，以及達成安全與合乎成本效益之除役所需最佳策略的信心。

1. 除役專案的執行通常需要非常長的時程，且與安全及保安有密切關係，所以各國政府都會訂定特別的法規加以管制。

2. 除役政策的範圍通常包含權責、健康、安全、保安、環保、財務規劃、除役目標、基礎設施規劃、與除役策略指引等。另亦須與輻防及放射性廢棄物管理等密切配合。

3. 除役政策中須明訂除役基金收取的辦法，核電廠可從營收

中扣取，但非營利的研究用設施則須從規劃或興建時期就備妥除役所需的基金。

4. 除役政策通常會引起公眾與特定團體的關注，因此訂定政策時宜諮詢專家並與利害關係人溝通。在政策執行時也要持續審核修訂以便符合時宜，但修訂頻率若過於頻繁也有負面影響，應審慎為之。

5. 除役策略中須明訂如何達成除役政策要求的方法，訂定策略的層級包含國家、公司、電廠與設施。每個設施除役的最佳策略均不相同，影響除役策略的因素，包括安全、財務、技術與人員。有些因素的決定很直接，但有些因素可能須要藉由多變數分析的方法才能找出最佳組合。

6. IAEA 於 2006 年訂定了 3 種標準除役策略( *Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material, Safety Requirements No. WS-R-5* )，包括立即拆除（immediate dismantling）、延遲拆除（deferred dismantling）與固封除役（entombment）。在實務上可能會選擇介於任兩種策略之間的方式。

7. 由一個優良的專案團隊擬訂除役計畫是很重要的事，且最好能從設施設計或建造時就進行規劃，並隨著設施的營運不斷吸收其他設施除役的經驗，檢討修訂計畫內容。各專案的除役計畫不盡相同，但至少應包含設施本身與其營運歷程之描述；除役策略、專案範圍與最終目標；危害鑑識；安全與環境評估；法規與許可之內容；工作劃分結構；工作時程與里程碑；預算劃分結構與應變方案；人員、技巧與技術要求；專案品質管理方案，專案使用之物料與衍生之廢料；及專案利害關係人管理方案等。

8. 除役計畫的規劃流程通常包括初步計畫、持續之規劃、與

最終之計畫。若採延遲拆除方式，則須向管制單位展示延遲期間保障設施安全的方法，以及確保除役基金充足的方式。

9. 反核團體常批評核設施除役所需資金龐大且充滿不確定性，致使全球核能界努力發展除役政策、策略、基礎設施等。

10. 所有經驗都顯示在設施設計與興建階段就認真考慮除役的需求是非常重要的事。

11. 有些尚無放射性廢棄物最終處置場的國家採取化學或其他技術減少廢料數量，或興建中期貯存場以便除役之進行。

12. 許多國家採取回收再利用的方式減少除役產生之廢料，特別是針對水泥、鋼鐵與泥土等物料。

本章與我國管制作業相關的心得與建議如下：

1. 我國於 1991 年已定出《核能電廠除役管理方針》，核一廠 1 號機也於 2018 年 12 月開始進入除役階段，本章的政策、基礎設施、策略與專案規劃可供國內相關單位比對我國相關做法是否有精進之處。

2. 我國在除役方面主要之管制法令包括《核子反應器設施管制法》、《游離輻射防護法》、《放射性物料管理法》、及《環境保護法》等。相關政策與法規大致備妥，且目前均能遵守相關的國際協定。

3. 我國的《核能電廠除役管理方針》中對權責、健康、安全、保安、環保、財務規劃、除役目標、基礎設施規劃、與除役策略等均有指引，除役基金的收取也已行之有年，惟目前放射性廢棄物最終處置場所與用過核燃料中期貯存設施的啟用均遭遇困難。這些仍有待政府相關單位與設施經

營者努力解決。

4. 我國設施經營者與管制單位均持續與相關利害關係人進行過溝通，截至目前為止尚無修訂除役政策之需求，惟日後仍應注意執行階段之情況持續審視除役政策之合宜性。

5. 在技術因素方面，我國《核子反應器設施管制法》中要求設施經營者的技術與管理能力須足以勝任除役之需求，經營者提出之除役計畫中也須定出除役目標、時程、使用之設備、方法及安全作業程序等。本章所列之技術因素可供國內相關單位參考檢視相關做法是否有精進之處。

6. 在人員因素方面，我國設施經營者與管制單位均持續與相關利害關係人進行溝通，除了放射性廢棄物最終處置場與用過核燃料中期貯存設施遭遇困難外，其他部份的溝通結果尚稱良好。另電廠員工與所在地社區居民的福祉則須由設施經營者妥善處理。

7. 我國《核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法》第 3 條要求除役計畫應載明的 17 件事項已涵括本章所列的除役計畫項目。

8. 依照我國《核子反應器設施管制法》要求於核設施永久停止運轉前 3 年提出之除役計畫應屬本節所謂的初步計畫，而在約 8 年的過渡階段則應依據當時的實際狀況持續對除役計畫做必要之修訂，在進入拆廠階段前應完成本章所謂的最終計畫。管制單位應追蹤監督相關時程與修訂內容的妥適性。

9. 我國核電廠除役在實務作業上約有 8 年的過渡階段，因此也有一些延遲拆除的結構與系統。管制單位應注意監督延遲期間保障設施安全的做法與成效。

10.我國核能電廠除役經費的估計加計 15%之準備金，管制單位也要求設施經營者每年提報經費支用情形與次年預估之預算。但遇有經費超支過多的情形須要求設施經營者盡速解決。

11.我國尚無放射性廢棄物最終處置場，管制單位與設施經營者也已規劃中期貯存場相關事宜，惟未來執行面尚有許困難有待克服。

12.在免除管制與回收再利用部分，我國有《一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法》可供遵循。建議未來可考慮再蒐集美、英、歐盟與 IAEA 相關參考資料，以檢視該辦法是否尚有可精進之處。

2.5 第 4 章　核能設施除役之財務規劃與經濟狀況

本章討論除役相關財務方面的議題，重點包括：

1. 核能業界過去比較關注設施的設計與興建，近來才發現除役所需的經費高於預期，各國政府也紛紛要求核能業界建立除役基金的籌措機制。而在核能業界集體的努力下，目前基金籌措的原則、做法、與流程均較為穩健。

2. 核能業界早期認為除役經費應只占興建所需經費的一小部分。核燃料循環後端的處理費用使業界開始受到經費的衝擊，接著若干反應器除役的經驗也使政府與業界體會除役需要龐大的資金。

3. 除役之主要經費支出項目包括人力、設備與物料等，放射性廢棄物的處理尤其重要，而外部因素則包括通貨膨脹與幣值升貶等。另亦須考慮採購策略、專案管理、新建或修改設施、零組件與結構之處理、干預技術（如遙控設備）與廢棄物處理或回收等項目。另須定期更新與調整的因素包括：

範圍之變更、經費提報年度、通貨膨脹率、應變準備金額度、風險容許額度與估計方法之變動等。

4. 美國核能協會（Nuclear Energy Institute）的前身，原子產業論壇（Atomic Industrial Forum）建立一套估計除役經費的導則，該導則包含活動相關經費（除役、移除、包裝、運輸、掩埋等），期程相關經費（專案執行期間公司與包商的管理經費），間接費用（工程、設備採購、申請執照、保險、稅金等），以及應變準備金等。

5. 許多早期興建的核電廠因無法改良以便因應新的安全法規，致使營運電廠的公司考慮除役，甚至有些公司考慮宣布破產以減少損失。三哩島核電廠事故發生後，更多公司面臨上述的窘境。

6. 美國放射性廢棄物的處置費用從每立方米 26 元美金增加至 2,600 元美金，興建核電廠的費用也增加了 10 倍；另銀行對核電廠投資者也減縮貸款，這些都增加了核電廠營運的困難。在美國 New Hampshire 州的 Seabrook 電廠因興建工程延遲 8 年，致使其營運公司 Public Service Company of New Hampshire 宣告破產，這是美國第一個宣告破產的電力公司，也震驚了核能業界。

7. 在美國，申請核設施運轉執照時須對除役基金提出合理的保證，設施營運期間每兩年要提報基金收取與管理狀況，而在永久停止運轉的 5 年前須提供除役所需經費的初步估計。前述每兩年提報的資料中必須包含：除役所需經費的估計值、除役基金累積的金額、未來收取基金的時程、通貨膨脹率及其他影響基金價值因素的假設條件、基金有關合約與協議的修訂狀況、對基金計算方式的修訂狀況等。

8. 隨著一些大型核電廠執行除役工作後，除役經費之估計已有大幅進步。OECD/NEA、IAEA、EC（歐盟執委會）於 1999 年發布的一份除役經費標準清單很有參考價值（*A proposed standardized list of items for costing purposes in the decommissioning of nuclear installations, Interim Technical Document, OECD/NEA, Paris 1999*），美國 DOE 也以該文件為基礎於 2011 年發布一份「除役經費估計的國際架構（*International Structure for Decommissioning Costing*）」可供參考。

本章與我國管制相關的心得與建議如下：

1. 在除役的財務方面，我國的《核能電廠除役管理方針》中已明定核能電廠除役所需費用由「核能電廠發電後端營運費用基金」支應。且該基金已設置管理委員會監督基金收取與運用情形，而設施經營單位每 5 年須對基金數額進行檢討，檢討結果則須送交管理委員會審核。另《核子反應器設施管制法》中也要求設施經營者的財務基礎須足以勝任除役之需求。
2. 本章有關除役經費預估的經驗可供設施經營者與管制單位參考檢視我國相關做法有無可精進之處。
3. 本章有關除役實際支出超過預估值的經驗，我國《核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法》中第 12 條也要求設施經營者每年提報經費支用情形與次年預估之預算，遇有經費超支過多的情形須要求設施經營者盡速解決。
4. 原子能委員會 2019 年 5 月網站上資料說明：「根據台電公司核能後端營運總費用估算及每度核能發電分攤率計算報告，我國 6 部機組除役經費總計新台幣 586 億 6,800 萬元。

此外，因應工程的不確定性，加計提列準備金 15%後，6 部機組除役經費總計新台幣 675 億（97 年幣值，不含拆廠廢棄物最終處置及相關回饋金）。此筆費用將隨物價指數調整而增加，在正常經濟發展狀況下（即利率大於物價指數），所提存核能後端營運基金之孳息收入能涵蓋物價指數調整之影響。」管制單位須依前一點所提辦法，嚴格進行財務監督。

2.6 第 5 章　多重核設施的放射性物質特性調查(characterization)：除役計畫之關鍵議題

本章描述多重核設施中放射性物質的來源、特性調查的步驟、相關之經濟考量、與國際經驗等議題，重點包括：

1. 特性調查包含放射性物質、有毒化學物質及設施實體狀況等之調查。且放射性物質特性調查是一種持續且不斷重複的流程，其過程可分為除役前調查、除役中調查、與除役後調查三階段。

2. 特性調查包含兩項主要目的，第一項是為規劃除役活動而了解輻射與污染程度，其可獲得的成效包括（1）適當的活動評估方法；(2)為保護工作人員而訂的除污與拆除策略；以及（3）除役活動的最佳排序。第二項目的是建立放射性廢棄物的量化資料庫，包括數量、化學與物理狀態及廢料產生的時間等。

3. 英國核能除役署（Nuclear Decommissioning Authority）最早研究除役中重要的放射性核種，該署 2004 年的研究提出 112 種相關的放射性核種（*The identification of radionuclides relevant to long term waste management in the United Kingdom, Nirex report N/105*）。另 IAEA 也於 1998 年提出數量較少的

重要放射性核種（*Radiological Characterization of shut down nuclear reactors for decommissioning purpose, Technical Report Series No. 389*）。本章提供這些核種的清單。

4. 特性調查的方法包括活性計算、現場測量與取樣分析，本章說明三種方法之技術內容與使用時機。
5. 本章說明放射性廢棄物特性調查的量測技術以及劑量計、加馬能譜儀、被動式中子重合（coincidence）計數器、主動式中子觸發偵檢器等量測設備的特性。
6. 美國核能不景氣使支援檢測之設施減少或能力下降，歐盟法規改變使一些放射性量測下限難以達成，以及 Cf-252 與 H-3 供應量減少使中子量測更昂貴等都是特性調查所面臨的挑戰。

本章與我國管制作業相關的心得與建議如下：

1. 我國《核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法》中第 3 條已要求除役計畫中必須說明「設施系統、設備、組件與材料之放射性活度調查方法及初步評估結果。」本章內容可供管制單位審核放射性特性調查方法及評估結果時做為參考資料。
2. 本章強調特性調查是一種持續且不斷重複的流程，其過程可分為除役前調查、除役中調查與除役後調查三階段。因此管制單位也可參照此過程進行管制工作。
3. 本章所提出之「除役中重要的放射性核種」可供管制單位審核放射性特性調查方法及評估結果時參用。
4. 本章所提活性計算、現場測量與取樣分析三種特性調查方法的重點，可供管制單位審核放射性特性調查方法及評估

結果時參用。

5. 本章所提之放射性廢棄物特性調查的量測設備與技術的重點，可供管制單位審核放射性特性調查方法及評估結果時做為參考資料。

6. 負責執行除役的單位須考量特性調查所需經費的問題，但管制單位也須注意審核放射性量測下限、針對特定的核種選擇適當的計算、分析或量測技術等問題。

2.7 第 6 章　核設施運轉到除役之過渡期的管理

本章說明過渡期專案的規劃與執行，特別是達成該專案目標所需技術與管理的細節，重點包括：

1. 本章說明過渡期專案的規劃與執行，特別是達成該專案目標所需技術與管理的細節。

2. 過渡期有三項主要工作，第一是移除一些核物料使設施不能有臨界情形；第二是使有放射性與化學危害性的物質穩定化；第三是執行必要活動以便達成過渡期的最終狀態（end state）。

3. 運轉期間是任務導向而除役期間是專案導向，所以從運轉狀態轉換到除役狀態時，組織與文化都會有重大改變，這種改變必須在過渡期善加處理，才能使後續的除役工作順利進行。本章的表 6.1（複製於 2.27 節後）列舉一些運轉狀態與除役狀態在技術與文化方面的差異。

4. 過渡期的目標包括：擬訂過渡期與除役期的計畫、消除或減輕危害、進行放射性物質與廢料的特性鑑定、執行必要活動以便達成過渡期的最終狀態、確認放射性廢棄物處理、貯存與處置的要求、建立除役所需的預算、與利害關係團

體建立良好關係、減輕組織與文化改變的影響等。

5. 妥善處理過渡期組織與文化變動對人員就業與士氣的影響。為原有員工提供除役工作相關訓練，並善加利用他們對原設施的知識，應是一種雙贏的做法。

6. 除役專案之複雜性包括：長前置期的決策，如遙控設備的決定、設計、採購或製造等；牽涉全廠的介面，如水、電、空氣系統之調整；技術之發展，如切割、除污等是否須發展新技術等。

7. 過渡期可減少或免除一些設施運轉期間的管制要求，但須送請管制單位核准。另針對一些未執行過或很少執行的工作，須要訂定新的程序書或檢視既有程序書，以便確保執行過程的安全性。

8. 過渡期最終狀態之訂定分為兩個步驟，第一個是訂定一組專案完成的準則，本小節的表 6.3（複製於 2.27 節後）列舉一些完成準則的範例。第二個是將設施的結構、系統、設備與區域分類並應用這些準則，本章列出一些分類與應用的範例，如須繼續使用的系統、停用的系統、須封存的系統等。

9. 本章針對除役過渡階段的 11 個面向提供相關的挑戰與經驗，這些面向包括： 專案管理計畫與組織；與除役決策切割（或不切割）；時程之訂定；獨立審查者之應用；特性調查；相片、影片、與電腦程式對規劃工作的價值；鄰近設施的影響；為許多設施提供服務之公用系統的考量；安全文件；與管制者之互動；與利害關係人的互動等。

本章與我國管制作業相關的心得與建議如下：

1. 我國核一廠 1 號機已於 2018 年 12 月展開除役工作，目前

正進行過渡階段相關工作，本章內容可供相關人員參考。

2. 根據原子能委員會網站 2019 年 5 月的「核能一廠進入除役期間之安全管制」資料顯示，「除役過渡階段，主要工作為反應爐和用過燃料池內核子燃料之暫存與移出、廠址環境輻射特性調查、停用系統設備之隔離，以及後續各階段除役工程作業與期程之詳細規劃等。」其內容與本章描述大致相同。不過本章提及之技術、組織與文化方面的差異比較可供管制單位參考檢視管制方面是否有可精進之處。

3. 設施經營者應妥善處理「組織與文化變動對人員就業與士氣的影響」，管制單位也須注意處理的成效。

4. 本章提及之除役專案複雜的面向也應是管制單位注意的重點。另目前核一廠在放射性廢棄物最終處置與用過核燃料中期貯存方面都遭遇一些困難，如何在這種情形下妥善處理與貯存放射性廢棄物與用過核燃料也是管制單位要注意的事項。

5. 而在過渡期的執照申請方面，因為核一廠的核子燃料在除役過渡階段無法退出反應爐，所以台電公司已於 2017 年 12 月提出核一廠除役過渡階段安全分析報告及技術規範，以做為電廠安全基準文件，原能會亦於 2018 年 11 月完成審查。設施經營者是否遵照修訂後之規範執行工作應是日後管制的重點。

6. 核一廠擬訂的除役計畫中也有除役時程的規劃。本章所提之最終狀態可供參考檢視核一廠原定除役時程中相關里程碑的內容是否妥適。

7. 本章針對除役過渡階段的 11 個面向提供相關的挑戰與經驗，其內容可供參考檢視我國核一廠目前除役過渡階段工

作的妥適性，也可供未來核二、三廠擬訂除役計畫時做為參考資料。

## 2.8 第 7 章　核能除役專案之組織、管理與人力資源

本章討論專案組織相關的議題，包括人員配置、管理小組的組織、參與人力的技術要求、變更的管理、內部與外包資源的運用等，重點包括：

1. 除役專案之組織要考慮除役設施所在地、規模與相關利害關係團體等因素後，以量身打造的方式組成。本章的圖 7.1、7.2、與 7.3（複製於 2.27 節後）分別列舉發電用反應器除役組織、除役相關輻防與環境服務組織、以及研究用反應器除役組織的範例以供參考。
2. 除役專案工作有時須全部或部分外包，在此情形下，必須有適當的協議與控管機制以便釐清相關單位的權責，不過設施持照者仍應負起符合法規的最終責任。
3. 專案主持人是整個專案成敗的關鍵人物，最好能具備優良的管理、技術與溝通能力，且須有全面的管理權力。另除役專案中常有程序或技術等之變更，因此嚴格的變更控管機制也是專案能如期、如質且在核定預算內完成的重要因素。
4. 本章說明專案主持人等 12 個關鍵職位的責任、資格鑑定與訓練。
5. 設施內的工作人員必須接受適職（fitness for duty）要求、核安、輻安、工安與管制要求等相關訓練。包商人員也要接受設施管制要求與工作程序等相關訓練。另包含專案主持人等管理人員也可能要接受管制介面、公眾互動、領導技巧、問題追蹤與解決、肇因分析、風險減輕、與改正行動等方面的訓練。

6. 除役專案團隊可能面臨的挑戰包括：除役專案執行的期間很長(可能 10 年以上)，估計的經費經常小於實際的支出，許多特殊設備的採購前置期很長，放射性廢棄物處置場之可用性，設施歷史資料保存可能不足，長期核安、輻安、與工安的維持，與管制單位長期的互動，人員受到輻射污染等意外之處理等。

7. 從過往經驗汲取之教訓包括：規劃對專案是否能成功很重要，組織架構必須符合專案的特性，必須慎選除污與除役的技術，必須善加控管變更流程，執行特定工作前要舉行工具箱會議，必須做好核安、輻安與工安的控管，實際支出經常超過估計預算，合約或協議必須有充分詳細的內容。而未做好上述事項即是常見的缺點。

本章與我國管制作業相關的心得與建議如下：

1. 核能設施經營者應負起除役專案組織、管理與人力資源之責任，而管制單位則依核定之除役計畫與相關法規進行監督。

2. 我國的《核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法》中第 3 條要求的除役計畫須包含組織及人員訓練，第 7 條對操作核子反應器者訂定特別要求，第 12 條要求每年提報執行狀況、除役計畫修正版、與經費支用及預估等事項。這些內容大致符合本章之提示。

3. 除役組織中關鍵職位的責任指派、資格鑑定與訓練應由設施經營者負責，而管制單位若發現有違規事宜時，則可由關鍵職位的責任了解負責的人員並做適當的處理。

4. 我國的《核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法》中第 3 條要求的除役計畫須包含組織及人員訓練，本章說

明之訓練內容可供管制單位檢視設施經營者的訓練內容是否有可精進之處。

5. 我國的《核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法》中第 3 條要求的除役計畫，第 7 條對操作核子反應器者訂定特別要求，第 12 條要求每年提報執行狀況、除役計畫修正版、與經費支用及預估等事項。這些內容大致涵蓋本章提示之經驗。不過放射性廢棄物處置場遭遇的困難仍待解決。

## 2.9 第 8 章　核能除役專案的公眾參與及利害關係人諮詢

本章討論利害關係人相關議題並提供英國與歐洲的研究結果以供參考，重點包括：

1. 英國 Dounreay 核電發展廠於 2000 年宣布除役時進行許多公眾溝通工作，該工作重要的建議包括：保持管制與規劃單位的獨立性，盡量減少資源需求，盡量減少除役專案期長，與利害關係人代表評估討論各種選項，公開各種相關文件等。而英國也因這些建議而於 2005 年設置了核能除役署（Nuclear Decommissioning Authority）。

2. 利害關係人分為兩類，第一類是法定利害關係人，包括除役管制單位、核能管制單位、環保管制單位、文化遺產保護單位、地方政府等；第二類則是非法定利害關係人，包括設施雇用之員工、包商、地方社區、非政府組織（NGO）、地方民意代表等。另也有以「有興趣的程度」及「影響力的大小」兩項指標對利害關係人進行分類。

3. IAEA 於 2007 年發布一項文件（IAEA-TECDOC-1553），其中包含為利害關係人分類的問卷，利用該問卷可以將除役流程相關的利害關係人分成適當的類別，並針對不同類別

擬訂不同的溝通策略，因此可提升利害關係人管理的成效。

4. 英國 Dounreay 低放射性廢棄物處置設施的公眾參與及利害關係人溝通的經驗非常值得參考，其重要做法包括決策過程成立了內部利害關係人小組、年輕利害關係人小組與設施所在地利害關係人小組，請他們共同參與各種選項的討論與決策。另亦利用網路或信函徵求全國民眾的意見，並認真處理所有的回饋建議。

5. 對待利害關係人的基本原則是「待人如己」，要用同理心傾聽各類利害關係人的顧慮，要在整個專案的執行期間與利害關係人保持密切的聯繫。

6. 本章節列出一些過去諮詢利害關係人所獲得之教訓，如組織領導階層要全力支持諮詢利害關係人的事務，也要保持開放與誠實的態度才能贏得信任；要及早開始諮詢利害關係人，也要從開始就訂定諮詢的目標；資訊的傳送要及時且有效；諮詢利害關係人的流程要保持彈性，也要持續不斷地執行等可供參考。

7. 在此資訊科技發達的時代，做好利害關係人溝通諮詢的工作是除役專案成功的必要條件，而針對年輕族群更須善用時下流行的社交媒體進行溝通。另溝通時不能只注重形式，要提供有效的資訊，也要針對不同類別的利害關係人提供適當的資訊。

本章與我國管制作業相關的心得與建議如下：

1. 目前我國管制單位已在所屬網站中設置「核能電廠除役」專區，公告各項除役管制相關事宜，另亦舉辦地方說明會，邀請民眾代表參加查訪活動，而設施經營者也有類似做法。本章的公眾參與及利害關係人相關經驗與提示均可供國內

單位檢視此方面的工作是否尚有改善空間。

2. 本章從設施經營者的角度討論利害關係人的定義與分類。對管制單位而言，重要的利害關係人包括參與管制的同仁、地方社區民眾、非政府組織（NGO）與民意代表等。

3. IAEA 於 2007 年發布的文件可供管制單位與設施經營者參考擬訂利害關係人的溝通策略。（*IAEA-TECDOC-1553:（June 2007）: Low and intermediate level waste repositories: Socioeconomic aspect and public involvement*）

4. 成立內部利害關係人小組、年輕利害關係人小組與設施所在地利害關係人小組的作法非常特別也很值得參考。不同的族群有不同的訴求，也應有不同的溝通方式。

5. 用同理心傾聽各類利害關係人的顧慮是重要的溝通技巧，本章列出之教訓與經驗均是做好利害關係人溝通工作值得仿效的做法。另利用流行的社交媒體才能與年輕族群進行有效溝通，這是目前做好利害關係人溝通的重要認知。

## 2.10 第 9 章　核設施除役之輻射防護：安全、法規與執照之申請

本章針對核設施除役討論輻射防護相關的法規與實務經驗，重點包括：

1. 核電廠除役時將燃料從爐心轉移到貯存場所，此時輻射相關風險並未消除。另除役中有許多拆除與切割作業，可能使系統或結構中的放射性物質產生空浮，對工作人員與環境造成危害。因此必須有良好的管制法規且須嚴格地施行，才能確保安全無虞。

2. 核設施的持照者必須為除役工作執行詳細的安全評估，且須採取必要的防護措施。安全評估的深度必須符合設施的

規模與特性，若委託外包商執行除役工作，則需清楚地訂定業主與包商之間的責任，不過持照者仍須負起最終的安全責任。

3. 核設施的持照在整個除役過程中應在組織內建立一種安全文化，高階領導人應以身作則設定、達成並維持高標準的安全績效，也要讓工作人員積極參與安全事務，以增進他們對安全的興趣與使命感。

4. 歐盟的法規要求核設施興建前與除役時都要做環境影響評估，且須請公眾參與相關決策。另除役過程中所有環境監測的資料都要記載於最終的除役報告中，並送請管制單位審核。

5. IAEA 與歐盟都訂定了放射性物質免除管制的準則，另有許多國家（美、英、德）也各自訂定類似的準則。一般都將除役設施移出的物質分為四類，包括可無限制使用或處置的物質、可在核設施內使用的物質、可外釋但須指定用途（如飛機跑道基底）的物質、以及須存放在輻射控制區的物質等。

6. 除役產生物質的回收與再利用可大量減少除役產生的廢料，其中以鋼筋與水泥等為主。IAEA 與歐盟都已出版一些文件討論這種回收與再利用的流程與方法，但目前仍須與終端使用者加強溝通。

7. IAEA 2008 年發布的核燃料循環設施之安全要求文件中討論的除役安全項目包括設施狀態改變、輻射特性鑑定、大量放射性物質之管理、拆除相關輻射與傳統安全以及非尋常之工作環境等。該文件亦列舉除役相關輻射危害包括：大量切割放射性活化與污染物質、進入電廠中正常狀況下

禁止進入的區域、大量放射性物質的除污以及拆除時散佈放射性污染物質等。除役相關非輻射性危害包括：吊舉重大物件、使用有害物質進行除污、除污與拆除結構的穩定性等。持照者對這些項目均須詳細調查、記錄及監測。(*IAEA（2008）, Safety of nuclear fuel cycle facilities, IAEA Safety Standard Series, No. NS-R-5*)

8. 若採取延遲拆除的除役策略，則設施持照者必須定期對設施進行安全審查，其目的是確保修改後的系統、結構與組件（SSC）不會導致不良的安全影響。本章列舉一些安全審查的項目，如評估監測數據、更新放射性物質數量、更新安全評估、老化與劣化安全評估、管制條件變更等。

9. IAEA 於 1979 年發布的核物料實體防護(*Physical Protection of Nuclear Material*）文件與其 2006 年的增補資料是 IAEA 會員國在保安方面須遵守的公約。該文件對除役之核設施沒有特別的要求，因假設核設施中的核燃料與放射性廢棄物均已被移走，故較無保安方面的顧慮。

10. 1994 年生效的核能安全公約(Convention of Nuclear Safety）與 1997 年生效的聯合公約（Joint Convention）是首先對核設施除役提出指引的國際公約，該兩項公約都要求簽約國針對國內核設施除役工作提出報告並送請其他簽約國審查。而 IAEA 也從 2002 年至 2008 年間發布許多除役相關的指引文件，歐盟則於 2000 年針對除役發布兩項建物清理相關的指引。

11. OECD/NEA 也成立一個除役與拆除的工作小組（Working Party on Decommissioning and Dismantling, WPDD），協助參加的國家交換資訊，分析除役政策、策略與法規等。

12. 若干先進國家在除役方面有許多經驗交流，但為了讓新興國家也能分享相關經驗，國際上在 2007 年成立了國際除役網路（International Decommissioning Network, IDN），其主要目標包括：促進除役資訊之直接交流，鼓勵典範作業之應用，以及對有需求的國家增進回應的時機與品質等。

13. IAEA 為了鼓勵除役產生物質的回收與再利用，曾於 2004 年出版一份排除、免除與清除概念之應用（*Application of the concepts of exclusion, exemption and clearance*）的報告，不過這些年來國際上對免除管制的標準、物質中輻射劑量的偵測方法等仍有疑慮，且仍須加強與終端使用者（如鋼鐵業）的溝通。

本章與我國管制作業相關的心得與建議如下：

1. 我國在除役方面已設立《核子反應器設施管制法》、《游離輻射防護法》、《放射性物料管理法》、及《環境保護法》等主要管制法令，除役時須由管制單位嚴格地施行，才能確保安全無虞。

2. 我國《游離輻射防護法》的要求應可涵蓋本節輻射安全部分的除役工作人員防護方法，工安部分與化學性危害的物質也有勞動部及環保署的相關法規加以管制。另管制單位雖對安全文化部分也有管制措施，但法規中尚無相關條文，故應是除役進展中須注意的重點。

3. 我國規定核能電廠除役須經環保署審核通過環境影響說明書，此項要求可涵蓋本章環境評估的內容。環保署已於 2019 年 7 月 2 日同意認可核一廠除役計畫環境影響報告書。

4. 在免除管制與回收再利用部分，我國有《一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法》可供遵循。本章提供之資

料可供管制單位參考檢視上述辦法有無可修訂之處。

5. 我國《核子反應器設施管制法》第 23 條規定設施除役須提出除役計畫，且其中須說明除役之安全分析與意外應變方案。另亦須說明放射性廢棄物與核燃料處理方式。本章提出之安全項目資料可供參考檢視安全分析之完整性。

6. 我國的《核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法》中第 12 條要求每年提報執行狀況、除役計畫修正版、與經費支用及預估等事項。本章定期安全審查資料可供參考檢視上述提報狀況之完整性。

7. 我國《核子反應器設施管制法》第 23 條規定設施除役須提出除役計畫，且其中須說明保安措施。目前核一廠爐心內之燃料暫時無法移出，未來廠區內也可能有放射性廢棄物與用過核燃料的貯存區，故保安方面仍將是管制的重點之一。

8. 我國雖非核能安全公約的簽約國，但仍透過美國協助定期提出國家報告請其他簽約國家進行專家審查。未來之國家報告宜反映核一廠除役現況以便諮詢國外專家意見，增進除役工作之成效與安全性。

9. 我國過去也參與 WPDD，未來也應積極參與並分享我國除役之經驗。

10. 我國在除役方面已與美國、日本、歐盟等有交流管道，本章提供之國際除役網路（IDN）也可多加利用。

11. 在免除管制與回收再利用部分，我國有《一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法》可供遵循。但若回收再利用要付諸實行，則終端使用者（如鋼鐵業）與民眾的溝通仍是成敗的關鍵。而方面的溝通是設施經營者與管制單位都

須努力的課題。

## 2.11 第 10 章 促進除役便利性之核設施設計與運轉：汲取之教訓

本章討論對核設施除役便利性有幫助的實體設計與運轉方法，重點包括：

1. 隨著核設施除役經驗的增加，核能業界越來越瞭解新設施設計與運轉時就考慮設施除役的便利性是很重要的事。這種做法的好處包括：增進除役的安全、減少除役所需的經費與時間、改善公眾接受的程度等。美國 NRC 與 IAEA 等機構都在這些方面發布過相關的研究報告與指引。
2. 本章列出政策與策略、執照管理與安全、專案管理、廢料管理與污染控管等四方面有關除役便利性應考慮的因素。
3. 及早決定除役的方式（立即或延遲拆除）對拆除的方法有直接的影響，例如立即拆除可能須考慮使用機器人，延遲拆除則須考慮安全封存期間的維護與監測費用。而核設施設計階段採用對除役有幫助的軟硬體，不但將來對設施延役（Life Extension）可能有幫助，也可減少除役經費估計的不準確度。
4. 新電廠設計方面的挑戰與優先考慮可能降低管理階層為幫助除役而投資的意願，第一次考慮興建核設施或仰賴國外技術的國家可能沒有能力考慮可以幫助除役的設計，而國際上激烈的商業競爭環境也不利於幫助除役的投資，這些情形均有賴國際合作與新電廠投資者的努力才能加以克服。
5. 高強度抗腐蝕鋼鐵是反應器所需的材料，但其中含有的鈷卻是活化產物的主要來源，在維持鋼鐵優良性質與減少活化的鈷 60 產量之間取得平衡是一項研究議題。

6. 缺乏除污設施、缺乏放射性物質紀錄、缺乏洩漏偵測之地下桶槽等均可能是受到輻射污染的原因。由於放射性相關實驗室是最可能發生輻射污染的設施，設施運轉前就能訓練運轉人員有效地控管污染是非常重要的工作。

7. 大型設備若受到輻射污染或損壞而須要拆解移除時，進入設備所需的裝置空間與工作空間非常重要，若能在設計階段就有周詳考慮則對維修、延役與除役都有幫助。若進入不易或空間不足，則須在除役計畫中規劃因應的做法。

8. 管路系統中之低流量區、彎管區、管路直徑變化區、及管路接合區等都可能累積侵腐蝕且有放射性的碎屑，若長期停止運轉則累積的情形會更嚴重。另鈍化或除污添加物也可能形成難以溶解的化學合成物或不能滲透的層膜。而這些情形若發生在牆壁的穿越管路中時，則會造成更多拆除的困難與工作人員劑量。設計時採用同心管路、套管、穿透管模組、洩漏監視設備等可改進上述缺點，另考慮容易拆裝的管路安排也對除役有幫助。

9. 目前許多核設施中受輻射污染的液體大多經由地板下的管路流入裝設在地底下的收集槽中，這些設備在除役時會增加困難與工作人員劑量，因此在設計時要考慮能使這些設備易於檢修與拆裝。使用雙層管壁的管路把輻射污染的液體送到可移動的收集槽，或利用泵把污染的液體送到地面上的收集槽都可能可以改進上述缺點。

10. 核廢料處理費用增加以及最終處置場所不易決定等因素使核能業界採用長期之中期貯存暫時解決核廢料存放問題。但中期貯存不但增加經費且會使公眾有無法找到最終處置場的疑慮，因此 IAEA 與美國 NRC 在 2007 年都對新設施

設計時減少運轉與除役廢料提出建議措施。

11. 許多核設施除役時因權責不清或對需求不了解而未善加記錄除役過程的重要資料。IAEA 在 2002 年發布一份報告（*Record keeping for decommissioning of nuclear facilities guidelines and experience, Technical Report Series No. 411*），對除役紀錄之管理提出具體建議，其中尚包括設施運轉時就應蒐集記錄的除役相關數據與資料。

12. 歐盟、美國、加拿大等許多新提出的核電廠設計（如 AP1000 與 EPR）中都包含幫助除役的設施，包括簡單化的廠內布置、模組化的結構與設備、減少物料與零組件的數量、增加輻射工作區的空間等。本章提供從這些經驗中整理出來的建議。

13. 在設計新核設施時考慮對除役有幫助的設計所面臨最重大的挑戰包括：除役工作包含許多技術與非技術的面向，不易組成一個有完整經驗的團隊；另新核設施之設計也包含許多技術與非技術的面向且延續時間很長，因此全面考慮除役相關設計也很困難。這些問題對於第一次興建核設施的國家而言更是困難。為新核設施的設計團隊提供適當的除役相關訓練或許會有幫助。

本章與我國管制作業相關的心得與建議如下：

1. 我國的《核能電廠除役管理方針》中已要求核能電廠設計階段應考慮除役便利性。若將來真有新建核能電廠的需求，則將此項條文納入《核子反應器設施管制法》中會更有約束力。

2. 目前在執行核一廠除役工作時亦可根據所遭遇之困難，蒐集新電廠設計階段可增加除役便利性的想法與措施。

3. 目前我國法規已規定須採立即拆除方式，有關機器人的使用仍可加入考量。另廠區再利用方面也值得多方考慮各種方式的利弊得失後再做決定。

4. 本章強調新廠設計時就對除役便利性有關的設計進行管制，這種做法必須先有法規要求再加上有效的管制措施才能達到理想的目的。若未來有新建核能電廠的機會，則管制單位可參考本章資料預做準備。

5. 若未來有新建核能電廠的機會，則在編列預算時就應納入除役便利性相關的經費。而我國應以向國外採購核能電廠設備為主要方式，所以招標作業中就須強調除役便利性的要求。

6. 減少活化產物的新材料不但可用於未來的新建核能電廠，且可用於既有電廠的系統維修方案中，因此值得國內相關單位密切追蹤新材料的發展。

7. 目前執行的核一廠除役工作中難免遭遇地下桶槽與管路的拆除、大型設備拆除空間受限的情形，以及難以分割的輻射污染物件等，仔細記錄這些資料並藉以思考改善方式，則對未來除役便利性的設計是很具體的參考資料。

8. 考慮拆除便利性的管路系統設計不但可用於未來的新建核能電廠，且可用於既有電廠的系統維修方案中，因此值得國內相關單位密切追蹤新設計的發展。而在地下設備方面，既有電廠中就有設備更新時也可考慮是否能改用易於檢修與拆裝的設備。

9. 我國核電廠在放射性廢棄物減量方面成效良好，但用過核燃料中期貯存與放射性廢棄物最終處置方面遭遇困難。若未來有新建核能電廠的機會，則應先考慮解決此方面的需

求。

10. 我國《核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法》中第 14 條要求設施經營者應妥善管理除役相關紀錄，管制單位應依照此法規嚴格監督相關作業。

11. 我國若未來有新建核能電廠的機會且以向國外採購為主要方式，則本章提供之資料可供招標與相關管制作業參考。

12. 雖然我國較少設計新核能電廠的機會，但培養對除役作業熟悉的專家可在設備更新或採購核能電廠設備時提供對除役便利性有助益的意見。

2.12 第 11 章 核能除役專案中「安全封存（safe enclosure）」與「固封除役（entombment）」之策略

本章說明「安全封存」與「固封除役」之案例，內容包含選擇這種策略的理由、面臨的挑戰、與汲取之經驗等。重點如下：

1. 核能設施除役有兩種獨特的性質，一是放射性的衰變，另一個是持續進步的拆除技術。這兩種特性也是選擇「安全封存」與「固封除役」的原因。

2. 根據 IAEA 的定義，「安全封存」也可稱為延遲拆除，其內容包括初步的拆除與除污，然後將剩餘的設施保持數十年的安全貯存狀態，最後再執行除役工作。這種策略又可分為「主動式」與「被動式」兩類，前者是在安全貯存期間有專人每天執行監測與維護，後者則只在檢查與維護時才派人執行工作。

3. 「固封除役」則是將原廠址做為整個設施的最終處置場所，這種作法有把燃料與廢料送至其他處置場的情形，也有仍留在原廠址的情形，依照各設施與國家政策而定。

4. 採用延遲拆除（安全封存）的案例包括：荷蘭的 Dodewaard 核電廠，西班牙的 Vandellos-1 核電廠，保加利亞的 Kozloduz 核電廠，德國的 Lingen 核電廠，以及英國的 Berkeley 核電廠等。

5. 固封除役在經費方面可節省拆除、切割、除污等費用，但須負擔長期監測的費用。另需送出之放射性廢棄物量較少，故較不受廠外處置設施之可用性與收費之影響。

6. 美國 DOE 經篩選後發現有數十座反應器符合固封除役之條件，這些條件包括設施規模龐大、廠房不會因移除污染物而轉為非放射性建物、廠址再利用的價值不大，以及設施之設計與建造沒有違背固封除役之目標等。

7. 核能電廠永久停機後的初期 Co-60 的放射性強度足以利用總加馬計數方式進行特性調查，但若安全封存 35 至 45 年後，則 Co-60 的放射性強度已大為降低。因此採取安全封存策略須在適當的時間做好放射性調查的工作。另電廠的知識、歷程與污染狀況等資料也須保存數十年。

8. 歐洲西部國家如德、英、法等國較喜好立即拆除，而歐洲中部與東部國家如保加利亞與斯洛伐克等則較喜好延遲拆除，不過也有縮短封存期的傾向。另影響除役策略的因素則包含社會因素（工作機會）、原設施知識之保存、經濟因素（除役資金）、最終處置場之可用性，與向公眾展示除役之可行性等。

9. 安全封存所汲取之教訓包括：安全封存期間的大修或數十年後拆除前基礎設施的更換可能需要大筆經費；安全封存期間法規如環評要求或清除規定等可能改變；安全封存期間的資金價值可能因通膨、投資策略或國家財政等而貶值；

數十年後拆除工作人員的技術能力可能不如預期；電廠知識與歷史紀錄如輻射外釋事件等不易保存數十年；安全封存可能使原來之員工失業，也可能造成後代的負擔等。

本章與我國管制作業相關的心得與建議如下：

1. 我國不採取「安全封存」與「固封除役」策略，本章僅供參閱。

2.13 第 12 章 核能除役專案之拆解與拆除的流程與技術

本章說明經過驗證的商業級拆除技術，包括移除放射性物質的切割技術，也包括影響切割技術篩選的因素。重點如下：

1. 從一個核設施移除放射性物質的工作必須考慮經費、時效、人力、集體劑量，以及放射性廢棄物的形式與數量。而執行移除工作時，所有受污染的系統與組件都將開放，且受污染的物質將被移動，因此人員的輻射防護非常重要。
2. 在設施中待拆除的物件有各種材質、形狀、大小、厚度及塗裝，且受污染的程度也有很大差異，因此需要多樣的切割技術與工具，包括熱切割（火焰切割、電漿切割、雷射切割）與機械切割（鋸子、圓形車刀、剪床、研磨刀、鑽石索鋸、高壓水刀）兩種技術。
3. 熱切割技術主要用於金屬物之切割。熱切割工具不必接觸被切割物，因此對工具沒有反作用力，可以切割大型厚重物件，也很容易使用遙控技術。不過切割過程會產生空浮微粒、灰塵與煙霧，因此須配備有高效率過濾功能的吸附裝置，以便保護工作人員並避免污染之擴散。若在水中使用熱切割技術則空浮微粒可減少千倍以上，但仍須使用過濾裝置以收集切割產物並維持水中之透明度。

4. 機械式切割工具可分為兩類，第一類是切割角度定義良好的工具，如鋸子、剪刀與沖子（nibbler），在切割時會產生切屑與碎片。第二類是切割角度隨機變化的工具，如磨刀、鑽石索鋸與水刀等，切割時會產生 0.1 到 0.8 mm 的微粒並飄散到空氣中，故須考慮使用吸附與過濾設備。

5. 機械式切割工具通常須有強力堅固的支撐，以便控制反作用力並避免振動。若與遙控設備結合則可用於水下切割，不過須特別考慮刀鋸損壞時更換的方法。

6. 影響切割流程與技術篩選之因素包括：法規要求，工作人員、民眾與環境之安全，待切割物件的材質、型式與厚度，工作環境，手持或遙控，切割技術可能失效的風險，以及非核能的風險，如工安意外、火災與有毒氣體外釋等。

7. 大型組件如反應爐槽、蒸汽產生器與調壓槽（pressurizer）等若採直接處置方式，則可減少許多拆除所需的工作與經費。但這種方式須考慮運送路徑、處置場所等之可用性。

8. 廠房之拆除是除役工作最後的步驟之一，通常須先移除廠房被輻射污染的部分，另亦須注意地板與牆壁塗裝中的多氯聯苯（PCB）與多環芳香烴（PAH），以及牆壁間或屋頂的石綿。還有如銫-137 等水溶性核種會滲入混凝土的鋼筋中，在拆除時要特別注意。若得知混凝土具有放射性，則拆除前須妥善規劃並謹慎執行拆除，以免污染擴散。

9. 對核能設施的拆除而言，切割技術的選擇須依個案的需求而定，通常考慮的因素包括：安裝與維修所需的時間，工作人員與被切割物的距離，設備失效之因應方法，遙控方式，設備或物件突然掉落之因應方法，及控制射出微粒以避免污染擴散等。對較困難的切割工作要先用實體模型訓練工

作人員。而工作區域須備有適當的空間以供切割設備之運送、安裝與操作。另亦須備有放置或貯存廢料的空間與設備。

本章與我國管制作業相關的心得與建議如下：

1. 我國《核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法》中第 3 條已要求除役計畫中必須說明「除役目標、時程、使用之設備、方法及安全作業程序」。原能會已審核通過核一廠提交之除役計畫，其中對第 6 章拆除技術相關說明提出下列管制追蹤事項：

   (1)「台電公司對於未來實際採用之拆除方法及使用之設備，將於執行拆除作業前，參考當時國際上已除役電廠更新、更安全的經驗、技術及機具，進行細部規劃，於除役拆廠階段前 1 年（114 年 12 月）提報主管機關審核，經核准後據以執行。」

   (2)建議台電公司進行上述細部規劃時考慮經費、時效、人力、集體劑量，以及放射性廢棄物的形式與數量等因素。而建議管制單位審查時注意相關的輻安與工安規劃與執行。

2. 根據核一廠的除役計畫，反應爐槽將於廠內進行切割，故不須考慮廠外是否有處理或貯存設施。惟內部組件的切除是很困難的工作，須能選擇適當的工具，另須考慮切割技術可能失效的風險，也須考慮非核能的風險，如工安意外、火災與有毒氣體外釋等。因此反應爐槽與內部組件切割相關的輻安與工安將是管制的重點。

2.14 第 13 章 核能除役專案之除污流程與技術

本章本章概述核能除役專案通用之除污流程，包括金屬組件與設備、切割後之金屬物件、建物表面等之除污。另亦討論選擇適當除污技術要考慮的因素，以及比利時 BR3 反應器除污的經驗。重點如下：

1. 除污的定義是利用機械、化學或其他方法去除或減少設備表面或結構中殘餘的放射性污染物。除污的結果可以降低工作區的輻射強度，減少工作人員的輻射劑量，以及降低輻射物質外釋的機率。除污的技術包括清洗、機械式清除、化學處理、電化學處理、熱處理、與其他技術。除污之決策須考慮經費與劑量之因素，也須注重因除污所產生二次廢料之管理。
2. 除污計畫宜考慮是否執行一次迴路的除污（Full System Decontamination, FSD）以及採用「回收與再利用（recycle and reuse）」除污方式或採用「處置與更換（disposal and replacement）」除污方式。決策考慮之因子包括：法規要求、公眾接受度、技術可行性、安全風險與危害，以及經濟可行性等。
3. 除污程序與技術之篩選可考慮下列因素：
   - 待除污組件的特性為何?（包括型式、材質、運轉歷史等）
   - 除污的目標為何?（減低劑量或無條件釋出）
   - 何種程序或技術適合且可用來為待除污組件進行除污。（要考慮安全性、可用性、工作人員劑量等因素）

本章與我國管制作業相關的心得與建議如下：

1. 核一廠除役計畫中已對除污流程與技術提出規劃，建議未來進行管制時注意特定的除污工作是否可以降低工作區的輻射強度，減少工作人員的輻射劑量，以及降低輻射物

質外釋的機率。

2. 原能會審核一廠除役計畫時，對第 8 章除污流程與技術提出下列管制追蹤事項：

(1)「核子反應器一次迴路之系統除污作業仍需視環境與人員安全及現場系統狀況，經評估後再進行調整，台電公司規劃於執行系統除污作業前 1 年（108 年 1 月）提報主管機關審核，經核准後據以執行。」

(2)建議審查前述追蹤事項時注意核一廠是否採用「回收與再利用」除污方式或採用「處置與更換」除污方式。並查證工作人員是否接受過適當訓練且具有除污相關專業知識。

2.15 第 14 章 核能除役專案之遙控與機器人技術

本章說明輻射特性調查、再取回、拆除、除污及其他除役相關活動所採用之遙控與機器人技術與應用情形，重點如下：

1. 遙控與機器人技術從 20 世紀後半期開始蓬勃發展，其應用於核電廠除役相關活動的項目包括特性調查、放射性物質再取回、設備與建物之拆除與除污、及設備與建物之切割等。近來加入虛擬實境等先進技術後，遙控與機器人在除役工作中的應用更為廣泛。

2. 除役工作所用遙控與機器人之設計須考慮經濟狀況、適用性、安全性、可靠度、工作環境與特殊需求、不易受輻射污染、易於安裝、維修、再取回及除污等因素。且人機介面要具有彈性，以利於正常或意外狀況之操作。

3. 應用於輻射特性調查的遙控工具或機器人必須具備體積小、彈性大、可移動等特性，移動的方式必須包含水平、垂直、

與斜面等，而其載具要能承載數位相機、輻射偵檢器、紅外線相機、取樣探頭、及測量有害物質的工具等。

4. 應用於取回遺留放射性廢棄物的遙控工具或機器人必須考慮廢料的重量、尺寸、型式與工作環境等因素，對於特殊狀況如取回地下統槽中的液態放射性廢棄物時，要設計具備長手臂的特殊遙控工具。

5. 應用於除污工作時，鑽碎（scabbling）、刮除、噴砂（abrasive blasting）、真空吸除、蒸氣清洗、電拋光（electropolishing）與除污藥劑噴灑等除污方法比較適合採用遙控設備。

6. 在應用於核設施拆除的遙控工具或機器人方面，目前已有許多可供採購的機械式切割、熱切割與電化切割的工具。採購時須考慮切割能力、安裝難易、二次廢料量、可操作環境（空氣中或水中）與經費等因素。

7. 雖然已有許多遙控工具或機器人可供使用，但其靈活度、可靠性、人機介面與操作參數最佳化等方面都有改善空間。另目前已汲取之教訓包括：使用可供採購的設備，對新發展的技術要謹慎，設計遙控工具或機器人要注意簡單、易於使用、多用模組化組件等原則，要定期維護並準備重要組件的備份，以及多用實體模型進行操作訓練等。

本章與我國管制作業相關的心得與建議如下：

1. 目前我國除役相關管制法規未對遙控與機器人技術的使用訂定規範，核一廠的除役計畫中也很少討論這方面的規劃。原能會已審核通過核一除役計畫，其中對第 6 章拆除技術相關說明提出下列管制追蹤事項：「台電公司對於未來實際採用之拆除方法及使用之設備，將於執行拆除作業前，參考當時國際上已除役電廠更新、更安全的經驗、技術及機

具，進行細部規劃，於除役拆廠階段前 1 年（即 114 年 12 月）提報主管機關審核，經核准後據以執行。」建議考慮請台電公司在此案中提出可能使用遙控與機器人技術的規劃，並須特別注意經濟狀況、適用性、安全性、可靠度、工作環境與特殊需求、不易受輻射污染、易於安裝、維修、再取回及除污等因素。而管制重點則包含對安全性、工作時程與經費的影響。

2.16 第 15 章 除役專案之放射性廢棄物管理

本章說明除役專案中放射性廢棄物管理的重要面向，包括廢料之減量、貯存、處理、特性調查與處置等，重點如下：

1. 妥善規劃並正確地執行廢料管理流程是除役專案成功的重要工作，其內容包括為電廠原有及因除役而產生的廢料備妥貯存或處置空間，分隔不同類型的廢料，妥善規劃與執行廢料之運送，評估廢料之類型與數量等，而評估廢料數量時要考慮設施型式、運轉歷史與可行的廢料處置方式等因素。通常有處置場所且價錢合理的國家都優先把大量廢料送至最終處置場，因為除污與清洗的價錢比最終處置的經費高很多。

2. 在缺少用過燃料最終處置場的情形下，設置用過燃料中期貯存設施已成為除役過程必要的工作，目前世界上只有瑞典與荷蘭有集中式中期貯存設施，其他國家多於原廠址設置中期貯存設施。而最常用的貯存方式為乾式貯存（dry storage）。

3. 在除役過程中產生的空浮微粒比正常運轉時多很多，所以要特別注意過濾系統功能的檢查，必要時須使用移動式過濾裝置加以輔助。

4. 定義外釋標準是達成回收/再利用目標的重要步驟，IAEA與歐盟都為核設施相關物質訂定了外釋標準，西班牙與德國都根據這些標準建立了核設施物質外釋的程序與標準。

5. 核設施中之金屬熔解後的鑄錠若低於外釋標準則可自由外釋，若高於外釋標準則用來做成放射性廢棄物最終處置容器，或做為屏蔽設備的材料。正確的金屬輻射特性調查對熔解程序的成功是非常重要的因素。

6. 除役專案的數目逐年增加，因此廢料外釋的數量也隨之增加，若輻射物質外釋的程序不夠嚴謹，則外釋的風險就無法避免。為了降低這種風險，訂定並實施適當的 QA 方案也是重要的方式。另須長期貯存放射性廢棄物時，貯存容器可能因腐蝕或其他物理化學作用而損壞，因此須實施定期的監視，並在必要時更換貯存容器。

本章與我國管制作業相關的心得與建議如下：

1. 核一廠除役計畫第九章說明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。其各類放射性廢棄物產量係參考美國核管會技術報告以及西屋公司之除役經驗進行盤點。另亦針對除役期間各類放射性廢棄物減量措施（包含除污作業、拆除減量及廢棄物外釋處理等）、貯存、運送，以及處置等做整體規劃。未來是否能如上述規畫確實執行將是管制之重點。

2. 核一廠第二期用過核子燃料乾式貯存設施，將採具社會共識之室內乾式貯存型式，以增進民眾接受度。管制機關已要求於 115 年底完工啟用。另除役期間新建放射性廢棄物處理與貯存設施之完工啟用時程亦已列入管制追蹤事項。建議特別注意這些設施向地方政府申請建築執照與使用執

照的情形，若有延誤則須審視台電公司的因應措施。

3. 核一廠之除役計畫中說明為廢棄物之回收與再利用擬訂了「一定活度或比活度以下固體廢棄物外釋計畫」。其中訂定了外釋物質的種類、偵測方法與輻射強度限制。未來是否有廠商願意承接以及民眾的反應將是觀察的重點。而若外釋遭遇困難則須注意台電公司的因應措施。

4. 我國目前雖無新建核電廠之規劃，但運轉中的核二與核三廠仍可提早考慮除役相關的廢料管理措施。

2.17 第 16 章 除役專案之環境補救與復原技術

本章說明廠外補救與廠內處理、地下水污染之處理，以及深層或大面積污染之處理等相關技術，重點如下：

1. 造成污染的過程、污染物的性質、廠區的特性等因素都會影響核設施廠區輻射污染的問題，有些案例同時有輻射污染與化學污染的問題，這些問題都是環境補救要解決的對象。一般而言，核燃料再處理廠與發展核武的舊廠區有最嚴重的污染問題，核電廠的輻射污染問題較輕微。

2. 一般而言，放射性污染廠區的復原包括下列步驟：

- 審閱廠區有關放射性污染方面的歷史資料
- 藉由調查決定廠區污染的性質與程度
- 擬定廠區污染分布的概念模型
- 篩選補救或復原的方式
- 對可能的復原方式進行風險評估與成本效益分析
- 與管制單位進行良性互動
- 選定優先的管理與清除方式
- 實施優先的管理與清除方式
- 監視與驗證清除的成效

- 結案並解散專案組織

3. 藉由風險評估的方法可選出優先的補救技術，其考慮的風險包括補救技術之應用、所有廢料之管理及補救後殘餘污染等相關的風險。

4. 廠外補救技術包括：:挖掘與處置、固定化( immobilisation ）或安定化（stabilisation）、礦業分離程序、利用泥土清洗分離顆粒、化學處理與磁性分離等。

5. 廠內補救技術包括：受監視的自然衰減法、電性補救法、植物性補救法、生物補救法、土壤清洗法、物理處理法、玻璃固化法、覆蓋封頂法（capping）、土地中垂直與水平障壁法與冷凍障壁法等。

6. 地下水污染的嚴重性取決於污染物的特性、洩漏的媒介( 如溶液）、土壤與地質特性與地下水位等。若污染物已深及地下水位，則地下水流速與流經岩石的特性會影響污染物的遷移速率。

7. 延緩污染物遷移或從地下水中移除污染物的技術包括：水力障壁法、物理的處理方式( 包括：空氣清洗( air stripping )、碳吸附、沉澱、凝固（coagulation）與凝聚（flocculation）等）、化學的處理方式( 包括：離子交換、化學沉澱、氧化、還原與中和等）、生物處理法、受監視的地下水污染自然衰減法等。

8. 放射性污染物在土壤表層有滲透性或降雨量大的地區可能被水帶到深層的土壤中，若加上地下水豐富與破碎或多孔性岩層的地質，則污染物在土壤深層擴散的面積與數量都很可觀。目前尚無有效的方法可以補救這種狀況，因此需要研發有效的補救技術。

9. 新電廠設計中已注意減少環境污染的方法，例如：

- 使用兩層容器包封放射性物質，且在兩層之間裝設監視系統。
- 在任何放射性物質洩漏事件中，立即執行補救行動。
- 建立放射性物質洩漏之早期偵測系統。
- 使用植物性與電性以及自然衰減等具有永續性且合乎成本效益的補救措施，運轉中與除役中的電廠也可使用這些措施。

本章與我國管制作業相關的心得與建議如下：

1. 關於「土壤復原及地下水處理」，核一廠規劃將於除役過渡階段及廠址最終狀態偵測階段，針對受到污染之土地及地下水再進行更詳細的輻射偵測，若發現有受到放射性污染再進行處理。建議請核一廠在除役過渡階段的詳細輻射偵測中納入符合「可能有放射性污染問題的廠區型式」的項目，包括：反應器廠區桶槽、管路與貯存設施之洩漏；暫時性廢料貯存方式不當；核電廠事故造成的放射性污染區域等。

2. 根據核一廠的除役計畫，若發現土地有受到放射性污染，會將受污染之土壤移除，再以無污染之土壤回填，直至該區域輻射偵測值符合廠址使用劑量標準為止。而量測或評估劑量率高於法規標準之土壤，則視污染狀況考慮以（1）電動力學除污法 （2）清洗法 （3）高溫處理法等方式處理。建議請核一廠藉由風險評估的方法選出優先的補救技術，其考慮的風險包括補救技術之應用、所有廢料之管理及補救後殘餘污染等相關的風險等。

3. 根據核一廠的除役計畫，若發現地下水有受到放射性污染，

將以抽出法（pump and discharge）、抽出再處理法（pump and treat）、覆蓋封頂技術（capping technology），或工程包封法（eineered cnfinement）等方式進行處理。建議請核一廠藉由風險評估的方法選出優先的補救技術，其考慮的風險包括補救技術之應用、所有廢料之管理，以及補救後殘餘污染等相關的風險等。而補救技術可增加考慮水力障壁（hydraulic barriers）法、物理方式（如空氣清洗（air stripping）、碳吸附、沉澱、凝固（coagulation）與凝聚（flocculation）等）、化學處理法、生物處理法、受監視的自然衰減法等。

4. 建議運轉中與除役中的電廠考慮使用下列減少環境污染的方法：

- 使用兩層容器包封放射性物質，且在兩層之間裝設監視系統。
- 在任何放射性物質洩漏事件中，立即執行補救行動。
- 建立放射性物質洩漏之早期偵測系統。
- 使用植物性與電性以及自然衰減等具有永續性且合乎成本效益的補救措施，運轉中與除役中的電廠也可使用這些措施。

2.18 第 17 章 核能除役專案的廠區清理與執照終止

本章說明除役專案最後階段與核設施壽命週期末的管制方式，重點如下：

1. 想要進行廠區清理與執照終止的理由包括：廠區土地或建物在執照終止後可以其他有經濟效益的方式再加利用；可不再支付核設施因法規要求而需要的經費；廠區土地或建物在清理與執照終止後對環境與周圍民眾已不再有風險；

以及清理與外釋的紀錄可爲土地未來的使用者提供長期的管理紀錄。

2. IAEA 在 2006 年發布了核設施廠區解除管制的安全標準，（*Release of sites from regulatory control on termination of practices, IAEA Safety Standard Series, No. WS-G-5*）另其在同一年發布的除役安全標準（WS-R-5）中也說明了完成除役的基本原則。IAEA 安全標準中的劑量準則是評估所有曝露途徑可能發生的輻射意外事故後果後所訂定出來的，該標準建議外釋廠區的劑量每年須小於 300 μSv，而當劑量小於每年 10 μSv 時則不可能再降低，故廠區殘餘劑量在此兩者之間時則考慮用最佳化的方式決定限制或無限制使用。

3. 英國將核設施之執照終止稱為「免除執照」，主要的管制單位為健康與安全局（Health and Safety Executive, HSE）。該局規定核設施廠區清理後可再利用的條件為：在可預見的未來時段，每年產生比背景輻射高出 10 μSv 的機率必須小於百萬分之一。另經營者亦須證明已採用合理可行之抑低（as low as reasonably practicable, ALARP）方法降低輻射劑量。此外也須遵守 IAEA 於 2004 年發布有關風險準則的指引。（*Safety Guide No RS-G-1.7*）

4. 美國 NRC 於 2003 年就執照終止建立了法規，其中要求核電廠廠區無限制釋出的劑量每年不得超過 0.25 mSv，而有限制使用的劑量為每年不超過 1 mSv。執照終止的管制項目包括：廠區特性調查、廠區補救作為、廠區最終調查、最終使用目的、任何預期的限制與資金的可用度。

5. 廠區清理與執照終止的流程包含下列 9 個步驟：建立清理與終止策略、歷史之研究與廠區之勘察、建立背景輻射強

度、階段化之調查、異常事物之調查與清理、廠區清理與執照終止所需資料之準備、管制單位審查與驗證、執照終止與紀錄之管理。

6. 根據現有之經驗，有助於廠區清理與執照終止的項目包括：早期規劃、建立廠區概念模型、減少廢料之產生、有效之資訊管理、利害關係團體之參與、建立工作團隊之信心、廠區再發展之規劃，以及最終狀態之證明等。

本章與我國管制作業相關的心得與建議如下：

1. 根據《我國核子反應器設施管制法》第 6 條規定，核子反應器運轉執照之有效期間最長為 40 年，期滿須繼續運轉者，經營者應於主管機關規定之期限內申請換發執照。未依規定換發執照者，不得繼續運轉。以目前核一廠的狀態而言，因未申請換發執照，故運轉執照已失效。

2. 核一廠除役後之保留區內主要的設施包括原有的 345 kV 開關場、69 kV 開關場、一號與二號低放射性廢棄物貯存庫、第一期用過核子燃料乾式貯存設施、茂林二次變電所、放射試驗室（視需要保留或遷移）；以及未來規劃興建的低放射性廢棄物貯存庫、第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施、用過核子燃料再取出設施等。其中用過核子燃料與放射性廢棄物貯存設施均應依《放射性物料管理法》等相關法規繼續管制。

3. 在廠區清理方面，核一廠除役後期需執行「最終輻射偵測」，以確認廠址之輻射劑量是否符合法規之相關規定。且依照《核子反應器設施管制法》第 28 條規定，核子反應器設施除役計畫執行完成後 6 個月內，經營者應檢附除役後之廠址環境輻射偵測報告，報請主管機關審查。建議核一廠執

行「最終輻射偵測」時考慮清理策略、歷史之研究與廠區之勘察、建立背景輻射強度、階段化之調查、異常事物之調查與清理等因素。

2.19 第 18 章 核設施廠區除役後之再利用與再發展

本章概述核設施廠區除役後再利用的策略與汲取之教訓，重點如下：

1. 從永續發展的角度而言，核設施廠區除役後有非常高的再利用價值，這種觀念使得核能業界與更多對原廠區有興趣的對象接洽，也提早在新電廠設計階段或除役規劃階段納入廠區再利用的考量。本章說明再利用觀念對除役規劃與執行的影響，但因核設施種類繁多，故無法提出適用於所有核設施的論述，不過所列舉的原則與案例仍可供相關人員參考。

2. 若把廠區再發展視為設施整體壽命週期的一部分，則從除役規劃階段，或甚至從新電廠設計階段就會考慮再發展或再利用相關事宜。如此做法的優點包括：減少拆除工作、較易吸引工作人力以及增加公眾的接受度等。此外，對於恢復至綠地（greenfield）有困難的廠區，也可考慮容許輻射量較高的利用方式，將廠區清理至棕色地區（brownfield）的程度即可。

3. 早期規劃再發展事宜的優點包括：提早防止有利用價值的未污染廠區受到污染，提早與有興趣合作的對象洽商，減少原有員工解雇的比例，減少除役延誤的機率，以及提早估計再發展的經費與收益，進而幫助除役的財務規劃等。

4. 核設施規劃再發展時，除了原有之利害關係團體外，可能須與有興趣的買主洽商再發展方向，與法務團體洽商稅務

問題，與地方社區洽商地區基礎建設、人員雇用及殘留風險等。因此聘請知識豐富的開發機構協助處理相關事務會有助益。

5. 日本與英國有一些核電廠除役後再興建新核電廠的案例。另也有轉為放射性廢棄物貯存設施的案例，如義大利 Garigliano 核電廠的 ECCS 與緊急發電機廠房改為放射性廢棄物貯存廠房。美國在高放射性廢棄物最終處置場尚無著落前也可將除役後的廠區做為高放射性廢棄物的貯存場。此外，美、法、德、俄羅斯等國都有核設施廠區除役後改建核能博物館的案例。

6. 選擇與保留適當的人員以及保持良好的士氣都是管理方面重要的挑戰。核設施廠區除役後若有再利用的規劃且與當地社區的密切合作，則可幫助處理這些挑戰。另位處偏遠的核設施特別難以處理這種挑戰，德國的 Greifswald 電廠除役後以改建為工業港的方式幫助原有人員就業並提振士氣。

7. 核設施廠區除役後若選擇再利用，則負責再利用的單位會在除役最後階段建立再利用所需的基礎建設，這可幫助除役完成收尾的工作，也可確保廠區的維安，減少建物的拆除或廠區的清理工作。

8. 關鍵資產的鑑別對廠區再發展很有幫助，核設施中關鍵資產的例子包括：電力系統、聯外交通設施、工作人力、辦公建築、支援設施、非放射性工廠、大而平坦的區塊、自然景物如樹林與湖泊 （可發展成休憩區） 等。

9. 核設施除役時許多建物結構的年齡都將超過 20 年，須考慮是否符合較新的建築法規，且拆除工作也可能減弱結構強

度，因此結構之再利用須考慮使用狀況並做成本效益評估。

10. 核設施除役後再利用的社會議題包括：地或建物再利用的方式、資產的價值、人員就業問題、殘留放射性物質的看法或稅收之損失等。有些議題可能影響廠區再利用的形式。

11. 非核能領域有許多設施除役後改為其他用途的案例，如法國巴黎舊火車站改為舉世聞名的奧賽美術館，奧地利維也納的高射炮塔改為水族館與現代藝術中心等。這些案例可以激勵核設施除役後再利用的動機，也可提供再利用的靈感。

本章與我國管制作業相關的心得與建議如下：

1. 根據核一廠提出之除役計畫，對除役後之廠房及土地已有再利用的規劃。建議可再從國家角度考慮廠區之長程使用/任務，並評估不同選項之利弊得失，選出最有利的再利用方式。另亦可多與廠內外利害關係團體溝通，集思廣益並取得共識，以利爾後再利用工作的推行。

2. 建議核二廠與核三廠可早期規劃再發展事宜，以便提早防止有利用價值的未污染廠區受到污染，提早與有興趣合作的對象洽商，減少原有員工解雇的比例，減少除役延誤的機率，以及提早估計再發展的經費與收益，進而幫助除役的財務規劃等。

## 2.20 第 19 章 美國輕水式核子反應器（LWR）之除役

本章摘述美國除役的歷史，輕水式核子反應器壓力槽、反應器內部組件、重要零組件與廠房等所使用的拆除技術，以及污染補救技術與廠區再利用經驗等，重點如下：

1. 二次世界大戰結束後，美國在艾森豪總統「將刀劍轉換為

犁頭（to turn swords into plowshares）」的口號下大力發展核電工業，其他國家如英、法、德、加拿大與前蘇聯也在同時各自發展不同型式的核能發電用反應器。

2. 核電工業發展初期有許多小型的展示用反應器，這些反應器常因技術問題運轉數個月或數年就永久停止運轉。而這些反應器的除役工作也促成一些新除役技術的發展，如高放射性物件的水底切割技術等。

3. 在核電廠除役經費方面，美國 NRC 早期提出至少須準備 1 億美金的主張被證明不足以支付除役所需，因此 NRC 在 1990 年發布了 *R.G.1.159*，其內容說明除役基金的要求以及財務保證的機制，另亦要求核電廠持照者每兩年提報一次除役的經費與基金數量。而在廠區外釋的輻射劑量方面，NRC 與環保署（EPA）協議不得大於 0.25 mSv/年。

4. BWR 反應器槽壁厚約 8 英吋，PWR 則為 12 英吋，其材質多為碳鋼，但在內壁多襯有 1/4 到 1/2 英吋的不鏽鋼以減少腐蝕。另在碳鋼與不鏽鋼焊接時通常會加入鈮（niobium）以增進強度。經過長期的中子照射後，這些材料會產生半衰期為 5.2 年的鈷-60 與半衰期為 20,300 年的鈮-54。

5. 核電廠除役中最困難也是最具挑戰性的工作就是反應器槽內部組件之處理，因為這些組件所含放射性物質的數量最多，輻射強度也很強，須以遙控方式進行切割或拆解。

6. 核能業界對綠色園地（greenfield）與棕色園地（brownfield）的定義很模糊，一般認為恢復至綠色園地就是要恢復至未蓋核電廠前的狀態，但核電廠興建後實際上因水道更清潔，道路狀況更好與更多植物之種植等，而改善了整個地區的生態與景觀，因此恢復至未蓋核電廠前的狀態並不會使廠

區更好。至於棕色園地則是將廠區改為核能之外的工業用地，如此可利用因核電廠而改善的人力資源與基礎建設，並可減少除役的經費，因此較有吸引力。

7. 根據美國的經驗在拆除方面汲取的重要教訓如下：

- 在反應器槽與內部組件之切割方面，電漿電弧火炬切割的厚度不能超過 3 英吋（7.5 cm），且切屑之控制也不盡理想。高壓磨料水刀所使用的磨料會變成二次放射性廢棄物；機械式銑刀速度慢且須時常更換刀片，切割效率不好。
- 在大型組件之移除方面，蒸汽產生器移除時內部不須灌注水泥漿，而調壓槽與反應器冷卻水泵也很容易移除。
- 在混凝土鑽鑿方面，混凝土塊築成的牆不宜使用鑽鑿方式拆除，只要整塊移除即可。而鑽鑿法會產生很多難以處理的碎屑與灰塵。另調查整個牆面何處受到污染會耗費很多資源與時間，先刮除受污染表層後再拆除可能較符合成本效益。還有美國低放射性廢棄物處置費用低廉，所以可以將整個建物結構移送處置，但在其他許多國家則不可行。
- 在爆炸式拆除方面，受控制的爆炸式拆除方法除了可用來拆除圍阻體外，還可用來拆除汽機底座、廠房地基、冷卻水入口結構與冷卻塔等。
- 裝設在挖土機上的液壓錘可以切開 40 英吋（100cm）厚的工字鋼梁，Connecticut Yankee 電廠的圍阻體就是用這種工具拆除整個結構。因此可不用爆炸式拆除法。

本章與我國管制作業相關的心得與建議如下：

1. 我國核一廠對對反應器槽與其內部組件的切割方式已於除

役計畫中提出說明，且承諾「未來實際採用之拆除方法及使用之設備，將於執行拆除作業前，參考當時國際上已除役電廠更新、更安全的經驗、技術及機具，進行細部規劃，於除役拆廠階段前 1 年(114 年 12 月)提報主管機關審核，經核准後據以執行。」

2. 建議請核一廠在進行細部規劃時考量國際上使用切割技術遭遇之問題，如高於 C 類放射性物質的處理，切割碎屑與磨料的清理，機械式切割速度慢、顫動、黏著與刀片損耗快的問題，切割工具的油壓系統漏油問題等，避免核一廠執行切割工作時發生類似之困擾。

3. 在圍阻體拆除方面，建議請核一廠評估「調查牆面何處受到污染」或「先刮除受污染表層後再拆除」兩種方式的安全性與成本效益後再選取最佳執行方式。另對圍阻體、汽機底座、廠房地基、冷卻水入口結構與冷卻塔等之拆除也可評比「受控制的爆炸式拆除」與使用「裝設在挖土機上的液壓錘」等方法的優劣後，再決定適當的執行方式。

## 2.21 第 20 章 俄羅斯水冷與水緩型核子反應器（WWER）之除役

本章說明 WWER 除役規劃與執行引起的議題，影響除役的建造與運轉特性，相關的除役技術，以及德國 Greifswald 除役專案所獲得的經驗等，重點如下：

1. 1963 年在前蘇聯 Novovoronezh 開始運轉的 WWER 210 是第一部商轉的 WWER。至本書編輯時共有 72 座 WWER，其中從 1985 年以後加入商轉的 WWER-440/W-213 系列與 WWER-1000/W-320 系列有圍阻體與噴灑型蒸氣抑制系統。而早期的 WWER 有 13 座停止運轉，其中已有 5 座進行除役。

2. 有些 WWER-440 的反應器廠房與一般工業廠房類似，沒有氣密式的圍阻體。而同一廠址所有反應器共用的設備包括：汽機廠房、通風系統、緊急柴油發電機、冷卻水進出口、壓縮空氣系統、除礦水系統、用過燃料貯存池等。

3. 所有 WWER 在永久停機前都沒有為除役工作預做準備，因此須為除役相關的組織、規劃、執行與廠址再利用等做一些關鍵性決策。

4. 德國、芬蘭、保加利亞與斯洛伐克等國都選擇立即除役，理由包括：節省經費、利用原廠人力與經驗、沒有圍阻體不適用延遲拆除等。

5. 德國 KGR 原規劃 3 個遙控拆解場所，乾式切割場所用來切割 RPV 與低度活化的內部組件，溼式切割場所用來切割高度活化的內部組件，以及反應器爐穴用來切割生物屏蔽。但後來對輕度活化的 5 號機組 RPV 則規劃整個運至北方中期貯存場（Interim Storage North, ISN）貯存，其內部組件也用屏蔽與運送設施（Shielding and Transport Device, STD）一起送到 ISN 暫存。

6. KGR 後來根據 5 號機的經驗決定繼續切割 1 號與 2 號機的內部組件，而 1 至 4 號機的 RPV 與 3、4 號機的內部組件則仿照 5 號機的處理方式辦理。而生物屏蔽仍在反應器爐穴中切割。

7. KGR 採用新拆除方式後，中期貯存空間需求減少三分之二，人員集體劑量減少 20%，經費需求減少 50%以上。

8. WWER 除役規劃與執行所汲取之教訓包括：與所有利害關係團體密切合作，做好特性調查工作，考慮社會與心理影響，及早建立專案組織，及早引進除役管理軟體，以及使用

簡單的工具/設備等。

本章與我國管制作業相關的心得與建議如下：

1. 德國 Greifswald 電廠 5 座 WWER-440 除役對大量員工就業問題的處理方式包括先實施下列措施將原來 6,000 位員工減少至 1,400 位：

- 一些較年長的員工提早退休。
- 盡可能將一些服務、基礎設施與技術部門轉換成私人公司。
- 為加入私人公司或願意參加除役工作的員工提供相關訓練。
- 資遣一些員工。
- 另在廠區建立一些中小型企業創造約 1,000 個就業機會，並興建兩座燃氣電廠提供約 400 個職位。
- 對我國而言，台電公司有許多火力發電廠與地區營業處可以輔助核電廠除役後的員工轉業，而上述案例中的提早退休、轉換至私人公司、興建燃氣電廠及為員工提供相關訓練等措施都可參考運用。

## 2.22 第 21 章 氣冷式核子反應器之除役

本章說明氣冷式核子反應器（Gas Cooled Reactor，簡稱 GCR）除役之特殊性質與考慮事項，重點如下：

1. 氣冷式核子反應器包含兩種型式，一種是 $CO_2$ 冷卻石墨緩和式，另一種是高溫 He 冷卻式（HTGR）。大部分的 GCR 是在 1950/1960 年代建成，包含英、法、西班牙、義大利、日本、德國與美國等共有 56 座 GCR 進行商轉。至本書出版時已有 38 座永久停止運轉並展開除役工作。

2. 英國早期的 GCR 使用天然鈾製作燃料並用鎂合金做護套，故稱為 Magnox；後來改用低度（2%至 3%）濃縮鈾製成燃料並用不鏽鋼做護套，稱之為 ACR。而 HTGR 除了使用球床式（pebble-bed）燃料外，其他特性與 GCR 類似。

3. GCR 功率密度低，採用大體積設計以便提升發電量；另還使用了大量的石墨，所以除役時會產生很多廢料。此外運轉中更換燃料的裝置，用過燃料送去再處理的容器，大量的用過燃料等多項特性，使 GCR 的除役費用提高很多。

4. 氣冷式反應器使用了大量的石墨，典型的 Magnox 反應器中約有 3,000 公噸的石墨。而石墨經中子照射後會貯存大量的能量，若運轉溫度小於石墨回火（annealing）溫度就可能發生瞬間爆燃的意外（如英國的 Windscale Pile 事故），故所有商用氣冷式反應器的運轉溫度都大於石墨的回火溫度。另石墨經中子照射後在英國被歸類為中強度放射性廢棄物，須與用過核燃料一起處置。

5. 早期英國 GCR 的除役策略是先安全貯存（約 135 年）再進行除役，近來國際趨勢傾向於及早除役。如法國 Bugey 的 GCR 在 2007 已完成拆除，使用的總經費約為 34 億歐元。英、美、德與西班牙等國也紛紛決定要提早進行 GCR 的除役工作。而在拆除的策略方面則多採用先移除反應器內之燃料與組件後，再安全貯存反應器槽的方式。

6. 早期 GCR 的設計是使用混凝土生物屏蔽包封不鏽鋼的壓力槽，後來將兩者結合成預力鋼筋混凝土壓力槽（prestressed concrete pressure vessel）。很多 GCR 將爐心與內部組件移除後，再以安全封存的方式處理生物屏蔽與壓力槽。美國 Fort St. Vrain 的 HTGR 曾用鑽石索鋸成功地切

除生物屏蔽中受輻射污染的部分，此項經驗可供其他 GCR 進行圍阻體組件除役時參考。

7. 使用球床式(pebble-bed)燃料的 HTGR 有自然安全(inherent safe)與價錢合理的優點，但亦有用過燃料難以再處理的缺點，因此適合小型開發中國家使用。

8. GCR 除役所面臨的挑戰包括：大量放射性廢廢料的處理、貯存與處置；生物屏蔽與壓力槽長期封存所遭遇的政治、經濟、管制與社會問題，以及冗長除役期間的經驗與紀錄保存問題等。

本章與我國管制作業相關的心得與建議如下：

1. 我國無此類型之反應器，本章內容僅供參閱。

## 2.23 第 22 章 核燃料循環設施之除役

本章說明核燃料循環（Nuclear Fuel Cycle，簡稱 NFC）設施除役相關的技術、輻射危害管理以及策略與計畫，重點如下：

1. 核燃料循環設施的類型與除役所需時間如下：

- 鈾採礦與研磨（uranium mining and milling）設施：運轉 25 年，除役約需 1 年。
- 鈾轉換（conversion）設施：運轉 30 年，除役約需 3 至 5 年。
- 鈾濃縮(enrichment)設施:運轉 30 年,除役約需 10 年。
- 燃料製造廠：運轉 25 年，除役約需 2 年。
- 燃料再處理廠：運轉 25 年，除役約需 15 年。

2. 核燃料循環設施中待除役的設備種類很多，包括熱室、手套箱、屏蔽與其他包封系統等。輻射與化學污染的型式也有很多種，所有包封系統都要評估其污染情形。另準備除

役計畫時要研究未記錄的變更事項，而因有許多長半衰期高輻射強度的核種，所以立即除役應是最好的選擇。

3. 鈾採礦與研磨設施除役工作中比較困難的是液體廢料與下腳料的處理，液體廢料通常會先蒸發再固化，或蒸發後送往其他處理廠。另設施除役後須執行環境補救工作，且須長期監測補救後的環境。

4. 鈾轉換設施中有些設備含有無水的氫氟酸，若用水清洗會產生稀釋的氫氟酸，具有高度腐蝕性。所以清洗這些設備後要立即加以乾燥。在巴西有一個 UF6 先導廠完成除役，這是少有且重要的鈾轉換設施除役經驗，可供其他類似設施參考。

5. 在鈾濃縮與燃料製造設施方面，南非的 Necsa 廠具有這兩種設施除役的經驗，其鈾濃縮設施在永久停止運轉後立即進行除役，但燃料製造設施卻因管路中有許多低度濃縮鈾而須延遲除役。該設施於 1996 年永久停止運轉，2006 年才進行除役，並於 2007 年 11 月完成除役。

6. 燃料再處理設施包含照射過燃料貯存、處理、分解、溶液萃取、離子交換、產品純化等設備，都須有特定的拆解與貯存設備。另廠房通常用無機酸液清洗，也會產生許多化學廢液。

7. NFC 設施的拆卸可使用許多商業化的工具，如德國的 WAK 再處理先導廠使用機械式技術執行拆除工作，南非的 Necsa 廠有成功使用電漿切割的經驗，日本原子力研究所的再處理測試設施（JRTF）則使用一般的切割工具如索鋸（wire saw）拆除設備。其他工具如油壓剪、高壓水刀等也有使用的案例。

本章與我國管制作業相關的心得與建議如下：

1. 我國無此類型之反應器，本章內容僅供參閱。

## 2.24 第 23 章 小型核設施之除役：工業用、醫用與研究用設施

本章討論小型核設施除役的實務資料、遭遇之挑戰與汲取之教訓，重點如下：

1. 小型核設施之除役看似較容易，但常遭遇一些困難，如停機後管理不當，缺乏經費，缺乏除役之專業知識，動機不足，及缺乏問題的負責單位等。另原設施的再利用也會使除役複雜化。
2. 全世界小型核設施的數目超過一百萬，其中醫用設施包括密封射源、輻射計數實驗室、核醫部門使用的診斷與醫療設備，以及治療用 X 光及加速器等類型。工業用設施則包含射源製造、輻射照射、輻射測量與輻射示蹤等類型。本章只討論功率為 10 kW 以下的研究用反應器。
3. 小型核設施除役的策略與要求均比大型核設施簡單，比較重要的項目包括：最終狀態、品保要求、優良的專案主持人、廠房或設備之再利用、過去經驗之蒐集與學習、緊急應變與人員保護等。
4. 本章列舉放射性示蹤劑實驗室、核醫部門、照射器（irradiators）、遠隔治療設備（teletherapy treatment machine）、直線加速器、迴旋加速器、包含多種設施之廠址與小型研究用反應器等除役所汲取之教訓，可供國內相關設施參考。

本章與我國管制作業相關的心得與建議如下：

1. 我國核一廠除役範圍中包含放射實驗室之處理，若須一併除役則可參考下列國際經驗進行除施規劃或管制作業：

- 因射源通常經過包裝後才加以冷凍，所以除役後期才發現冷凍機與冰箱受到輻射污染，最好初期就化驗解凍的冰水。
- 輻射偵檢器在廢棄處理前未拆除內建的標準射源。
- 特性調查範圍太小以致於未發現實驗室外的污染。
- 原實驗室改建為辦公室時才發現牆壁遭到氚或 C-14 污染。
- 使用複雜的化學品進行除污，以致於二次廢料不符合廢料接收標準。

2. 我國許多醫院設有核醫部門，相關核設施執行除役或更新時，可參考下列國際經驗進行除施規劃或管制作業：

- 最好由一位專案主持人同時負責舊設施除役與新設施興建。
- 特性調查範圍應包含過去遺失之密封射源。
- 要檢查是否使用耗乏鈾做屏蔽。
- 特性調查要考慮液體排放路徑、因管路破裂而造成的土壤污染、以及屋頂排風口是否遭到污染等。

3. 我國有許多醫學、農業、與工業用照射器（irradiators），若須執行除役或更新時，可參考下列國際經驗進行除施規劃或管制作業：

- 數十年前購買的照射器在除役時未查閱最新的管制法規。
- 未檢查是否使用耗乏鈾做屏蔽造成除役專案的延遲。
- 設備停用後未及早除役以致射源腐蝕或移動機制損壞。
- 使用者未徹底了解射源回送給供應商的協議。
- 使用者應仔細了解除役包商的能力與設備。

- 若租用照射器則須仔細了解租約內容與責任歸屬。

4. 我國有些醫院設有遠隔治療設備（teletherapy treatment machine），若須執行除役或更新時，可參考下列國際經驗進行除施規劃或管制作業：

- 設備停用後最好立即除役，以免射源或移動機制損壞。
- 應明確訂定設備使用者在除役經費及工作的責任。
- 射源更換時應告知管制單位以免造成日後除役困擾。

5. 我國核能研究所尚有一座運轉中的迴旋加速器，過去建造迴旋加速器時多未考慮除役的經費與需求，且許多設計變更或運轉與使用紀錄都未善加保存。英國一家大學於 1950 年代受捐助而建立的迴旋加速器因未規劃除役經費而花費 50 年分 3 階段才完成除役，他們汲取之教訓包括：盡量使用原有人力與專業執行除役工作，以及須妥善規劃放射性廢棄物的產生、貯存與處置。建議核能研究所參考這些經驗預先規劃迴旋加速器除役事宜。

6. 我國核能研究所尚有許多核設施，過去也有某些核設施除役的經驗，不過下列國際有關包含多種設施廠址除役經驗仍值得未來規劃核設施除役時參考：

- 區域狀態或通路改變要及時通知所有相關人員。
- 若許多實驗室中只有一個進行除役且疏散路線改變時，要及時通知所有相關人員。
- 若許多實驗室共用通風系統，但只有一個實驗室進行除役時，須妥善規劃通風系統關閉或部分拆除的時間與方式。
- 若許多實驗室共用廢料排放管路，則某一個實驗室除役時須注意管路調查與拆除之規劃。

- 要實際調查氣體管路的位置而不能只憑管路圖規劃除役。
- 須調查通風系統在屋頂的排風管是否有輻射污染，也須檢查系統內石綿的含量與位置。

7. 我國清華大學尚有一座運轉中的研究用反應器，若須執行除役或更新時，可參考下列國際經驗進行除施規劃或管制作業：

- 運轉中定期審查安全狀況是否符合國家與國際除役法規對除役工作很有幫助。
- 請外界獨立專家審查除役的文件是很重要的做法。
- 除役要遵守的法規常分散於不同的文件，應做適當的歸納。
- 平時進行維修工作時就執行輻射特性調查並妥善保存調查數據，以便未來除役使用。

2.25 第 24 章 早期核廢料場之除役：英國 Dounreay

本章說明英國 Dounreay 核能廠址除役概況，重點如下：

1. 英國 Dounreay 核能廠址使用期間為 1954 至 1994 年，有兩座快孳生反應器，一座材料測試反應器，一座燃料再處理與製造廠及許多廢料與研究設施。規劃於 2025 年前完成除役，初估經費約 1,200 億新台幣。

2. 除役工作由英國核設施除役當局（Nuclear Decommissioning Authority, NDA）交給主承包商 DSRL（Dounreay Site Restoration Limited）執行，主承包商擁有 900 名員工，並再雇用約 50 個下包商（近千名工作人員）。每年預算約 62 億新台幣，提供當地 1/3 的工作機會。

3. 自 1998 年開始除役工作以來，至本書出版前一年(2011 年)

已完成 130 個設施的拆除工作。預期到 2025 年完成全部除役工作時，將產生 17.5 萬立方公尺之低階廢料（LLW），以及 2 萬立方公尺的中階廢料（ILW），均將放置在廠區內新建之中期暫貯設施中。

4. 除役工作分三階段進行，第一階段：移除設施內有害物質；第二階段：主要是執行設施除污及設備拆解工作；以及第三階段：拆除廠房建築物。

5. 本章列舉下列工作之重點：高危害度（high-hazard）設施拆除活動；高阿爾發污染設施除役；燃料池除役；燃料池除役；熱室及實驗設施除役；基礎設施之除役等。

本章與我國管制作業相關的心得與建議如下：

1. 下列英國 Dounreay 核能廠址在材料試驗反應器之燃料池，以及附屬之燃料再處理廠之燃料池除役的經驗可供我國核電廠燃料池除役時參考：

- 兩大困難：池底堆積之淤泥（sludge）以及池壁金屬襯墊後方的鋼筋水泥結構的滲透污染。
- 淤泥清除：將池水連同淤泥一併汲取，通過過濾器吸附淤泥中顆粒，重複循環並逐度縮小過濾器孔徑（由開始的 50-100 微米到後期的 1-20 微米），池水則回排池中，這個過程通常需要數個月之久。於過濾過程中，同時運用離子交換樹酯以吸附其中的銫及鍶。經驗回饋顯示池水過濾速度是影響效率的關鍵，這通常需要反覆測試才能找到最佳過濾效率的流速。結果證明經反覆過濾後，可將池底淤泥的活度降低一萬倍。
- 滲透污染：雖有金屬襯墊（liner）保護，放射性物質還是會滲透至襯墊後方的鋼筋混凝土結構中。在其中一個

池子裡約 15 公分的混凝土壁面被刮除，但要注意若刮除部分是池底，不能刮太深以免地下水滲入造成污染擴散。

2. 下列英國 Dounreay 核能廠址在熱室的除役經驗可供我國核能研究所規劃熱室除役時參考：

- 首先移除熱室內廢棄物後，若污染/輻射強度達到人員著全罩式防護衣可進入程度（數個毫西弗/小時），則採近距離除污/拆解是最有效率的作法。若劑量過高，則先使用熱室既有的機械手，加上特殊設計遙控機具（含拋棄式攝影機）進行除污。
- 經驗回饋顯示，電漿切割（plasma cutting）應是拆解熱室的最佳工具，此方法產生的二次廢料及粉塵最少，但還是須要有配套的通風系統加上高效率過濾器（HEPA）以避免污染擴散。

2.26 第 25 章 早期核廢料場之除役：美國愛達荷國家實驗

本章說明愛達荷國家實驗的歷史、設施與除役概要，重點如下：

1. 美國愛達荷國家實驗室位於愛達荷（Idaho）州東南方，占地約 2,300 平方公里，屬美國能源部（US DOE）管轄之國家實驗室。在 1949 年設立，先後建立 52 座研究/實驗用反應器，大部分都是世界首型，所以通常在短暫達到研究/實驗目的後即停止運轉。自 1970 年代末期開始陸續進行除役工作。

2. 曾建立的反應器型式包括壓水式、沸水式、重水式、快中子/快滋生、氣冷式等；也包括兩座飛行器核子推進反應器（aircraft nuclear propulsion system），此反應器使用水銀當作屏蔽以保護工作人員，因而造成相當程度的水銀污染。

3. 除役工作自 1977 年開始，經費大部分來自能源部。當時愛達荷提出 45 座設施之除役清單，到 1990 年代初期已完成清單上的 24 座設施除役工作，尚有 21 座設施待除役。

4. 愛達荷國家實驗室的經驗回饋認定除污是有其效果，但很難除污到可外釋的程度，也就是說在投入大量資源並讓工作人員接受額外劑量後，除污後大部分廢料還是要以低階廢料處置，更何況除污時還會產生二次廢料。因此須仔細考慮是否合乎成本效益。

5. 愛達荷國家實驗室的經驗回饋認為遙控設備是可以減少工作人員接受劑量，但須付出額外的費用與時程延遲的代價。經評估後除非確有必要（如某區域之劑量高到人員無法接近），否則原則上不採用遙控設備。

6. 在設施/建築物是否保留再利用的議題上，愛達荷國家實驗室的經驗回饋顯示早期設施/建築物大多不符合現行規範，與其修改以符合現行規範，倒不如新建較經濟。所以目前的策略是全部拆除並設法回復至背景值以符合外釋標準，若有實質困難時則採「就地掩埋」加「行政控制（institutional control）」一段時間後再進行復原。典型的行政控制時間是 100 年。

7. 由於愛達荷國家實驗室附近無人口稠密區，也由於已停止運作設施暫無輻射外洩之顧慮，因此在美國能源部之待除役清單之優先度較低。目前的策略是做好所有設施之除役規劃，一取得預算立即快速進行除役工作。

本章與我國管制作業相關的心得與建議如下：

1. 美國愛達荷國家實驗室的除役經驗中有下列兩項值得我國參考：

- 除污是有其效果，但很難除污到可外釋的程度，也就是說在投入大量資源並讓工作人員接受額外劑量後，除污後大部分廢料還是要以低階廢料處置，更何況除污時還會產生二次廢料。因此須仔細考慮是否合乎成本效益。
- 遙控設備是可以減少工作人員接受劑量，但須付出額外的費用與時程延遲的代價。經評估後除非確有必要（如某區域之劑量高到人員無法接近），否則原則上不採用遙控設備。

## 2.27 第 26 章 核能除役專案之資訊管理

本章討論核能除役專案資訊相關的重要性、關鍵來源、長期管理架構、與知識管理策略與工具，重點如下：

1. 核設施的紀錄可能放錯位置、移至他處或損毀，而工作人員更替時可能沒有做好知識傳承，這些情形都會增加除役的困難、經費與時程。健全資訊管理的優點包括：協助除役安全、決定最佳除役方式、評估風險、減少經費、保護環境、符合法規、改善除役作業與知識傳承等。
2. 除役專案應保留的資訊種類包括：一般背景、設計與組態、興建/起動、運轉、保健、安全、環境、申照、管制與治理、除役以及廢料等。其他資訊來源包括：除役相關程式與數據、個人檔案與筆記、內外部知識資料庫或文件、管制單位或公開之經驗與知識，以及舊有的媒體文件等。
3. 良好的資訊管理策略必須能確保擁有下列特性：容易鑑別與掌握；完整易讀；可取得且可回收；使用與文件都受到管制；持續受到管理；紀錄受到保存與處理；保存備份供未來使用；有獨立的技術格式；可轉換成其他格式等。
4. 根據美國的除役經驗，最好有一個獨立的資訊管理中心，

在除役專案執行時依照品保要求，由工作控制中心保存控制版文件，資訊管理中心則分發文件影本，並使用傳統或先進方式保存紀錄與文件。

5. 知識可分為兩種，顯性（explicit）或硬知識是以文字、編碼或數字表達，隱性（tacit）或軟知識是未記錄或未表達的經驗、洞見、觀察或內化的資訊。知識管理策略與工具可用來鑑別、創造、表達、散布與採用這兩種知識。

6. 德國的知識管理包含內容與結構、程序與組織、合作與文化、說服與領導、技術與基礎設施及影響與韌性等六項主要元素，其主要目標則為：符合技術品質與安全標準，將時程與預算之風險降至最低，以及可使專案幕僚受到快速訓練及最佳任用等。

7. 在紀錄與資訊管理方面最常遭遇的挑戰包括：太晚才體會要記錄關鍵資料；紀錄失去有制度的控管；無法取得紀錄；須在兩個隔離的地點存放兩套紀錄；資訊的品質與完整性受損等。另近來資訊電子化的趨勢雖有助於資訊的複製與使用，但也可能因電腦軟體的演進而造成長期貯存的困擾，使用微縮影片貯存資料可能是比較不受資訊科技演進影響的方法。此外，語言及用詞的差異性也是一種挑戰。

8. 在規劃知識管理時要考慮資訊科技的進步，擬訂新的策略時要考慮管理計畫是否須隨之改變，執行知識管理專案前先試行先導型計畫可避免很多錯誤。

本章與我國管制作業相關的心得與建議如下：

1. 在核能除役專案資訊方面，我國核能研究所已為除役發展了整合性除役資訊管理系統（IDIMS），這個系統在資訊管理方面可以確保技術品質與安全標準；提供詳細拆除紀錄、

決策評估工具與資訊分發資料庫；管理與取用顯性知識。在知識管理方面可以提供分享、回饋與學習架構；人員快速訓練及最佳任用平台；面對面溝通管道、及友善的隱性知識分享平台等。建議管制單位與台電公司考慮此系統之適用性並善加利用之。

2. 下列美國的除役經驗可供國內除役執行單位參考：

- 最好有一個獨立的資訊管理中心，在除役專案執行時依照品保要求，由工作控制中心保存控制版文件，資訊管理中心則分發文件影本，並使用傳統或先進方式保存紀錄與文件。

表 6.1

**Table 6.1**
**Cultural and technical focus of operating versus transition**[1]

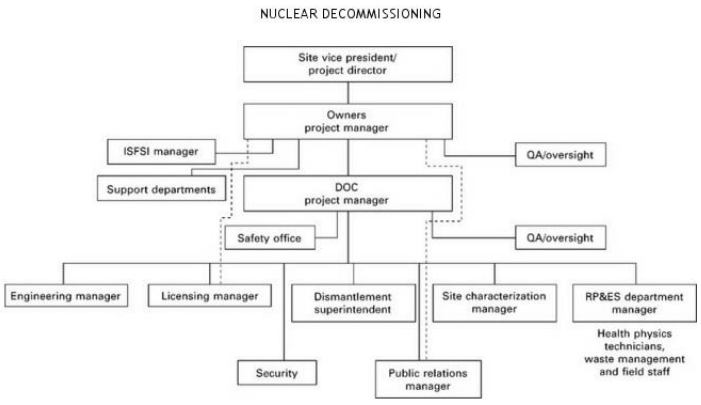
| Topic | Operations | Decommissioning |
|---|---|---|
| Systems, structures, and components | Reliance on permanent structures for the operating life of the facility | Introduction of temporary structures and equipment to assist dismantling |
| Safety management systems | Based on an operating nuclear facility | Based on transition and decommissioning tasks |
| Management objectives | Mission and production oriented | Project completion |
| Training | Routine training and refresher training | Retraining of staff for new activities and skills or use of specialized contractors |
| Employee security | Permanent employment with routine objectives | Visible end of employment and refocus of the staff's work objectives |
| Regulatory focus | Established and developed operating regulations | Change of regulatory focus |
| Safety risk | Predominant nuclear and radiological risk | Reduction of nuclear risk, changed nature of radiological risk, significantly increased industrial risk |
| Primary focus of activities | Functioning of systems and outage management | Reconfiguration of the facility and systems; significant focus on materials management |
| Nature of activities | Repetitive activities | Many one-of-a-kind and non-standard activities |
| Working environment | Routine and well known | Changing with possible unknowns |
| Lines of communication | Routine lines | New lines and new organisations with which to communicate |
| Importance of low radiation/contamination levels | Relatively unimportant | Important for material clearance and need for access to locations not usually encountered |
| Personnel exposure | Access to high radiation and/or contamination areas unlikely or for a short time | Access to high radiation and/or contamination areas for extended periods on occasion |
| Material shipments off-site | Routine and very limited | Significantly larger amounts |
| Isotopic composition | Relatively stable | Changing with time |

表 6.3

**Table 6.3**
**Deactivation end points criteria**

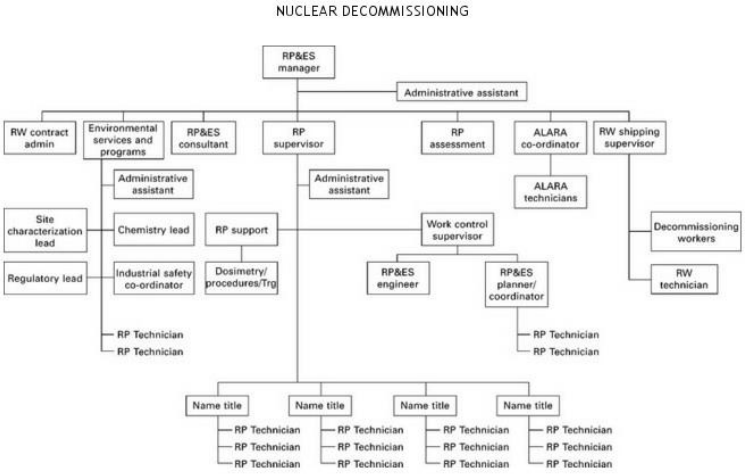
| Criteria statement | Criteria subjects |
|---|---|
| Structural and boundary integrity | Structural and boundary integrity will be such that: (1) inspection personnel are safe, (2) contamination or hazardous materials remaining in the facility are contained, and (3) intrusion by unauthorized personnel, as well as animals and plants, are prevented |
| Nuclear materials | Nuclear fuel and other nuclear materials for which accountability is required is removed. Residual fissile material is reduced to a level such that criticality cannot occur |
| Non-radioactive hazardous materials and hazardous waste | Hazardous materials and chemicals are removed in accordance with environmental regulations. Where feasible, required regulatory closure is achieved for hazardous materials. Fixed in place hazardous materials remaining in the facility are contained in limited areas or stabilized to prevent release. The amount and location of remaining hazardous materials are documented |
| Process systems and equipment | Process systems and equipment have been abandoned in place, isolated, or sealed off for safety of future personnel, or removed where there is a compelling reason to do so |
| Service and utility systems and equipment | Only systems required to support surveillance and maintenance and maintain the stable condition are operational (such as lighting, exhaust ventilation, sump pumps). Equipment that has been judged to be valuable for future decommissioning work (such as cranes) has been mothballed for future use. Other utility systems are abandoned in place, isolated or sealed off for safety of personnel, or removed where there is a compelling reason to do so |
| Personnel safety | The safety of surveillance and maintenance and other personnel are safeguarded by stable conditions, postings, and written procedures that have been established in accordance with standard procedures for radiological protection and industrial safety practice. Contamination remaining in the facility is clearly identified and has been stabilized |
| Solid and liquid radioactive wastes | Waste has been removed to the extent practical. Waste may remain if removal is with extreme difficulty or if removal is not in accordance with ALARA principles. The only liquids remaining are minor quantities that cannot be readily removed with installed or temporary equipment |
| Radiation protection | Is established in accordance with standard procedures. In particular, the surveillance and maintenance walk-through path will be subjected to ALARA review. Contamination remaining in the facility is contained in limited areas or stabilized to prevent release |
| Housekeeping and miscellaneous materials | Classified and valuable materials are removed. Trash and noncontaminated furniture and loose equipment are removed |
| Characterization | Data for as-left materials and conditions important to surveillance and maintenance and future decontamination and decommissioning have been recorded and are retrievable |
| Security | The security plan is revised. This may involve removal of access controls and barriers |
| Administrative | Facility-specific records and documents have been archived such that they can be readily retrieved. This includes, for example, the Safety Basis, other regulatory requirements (such as permits), contracts, purchase orders, and other agreements. Reporting requirements are identified. Capital assets are listed |

表 7.1



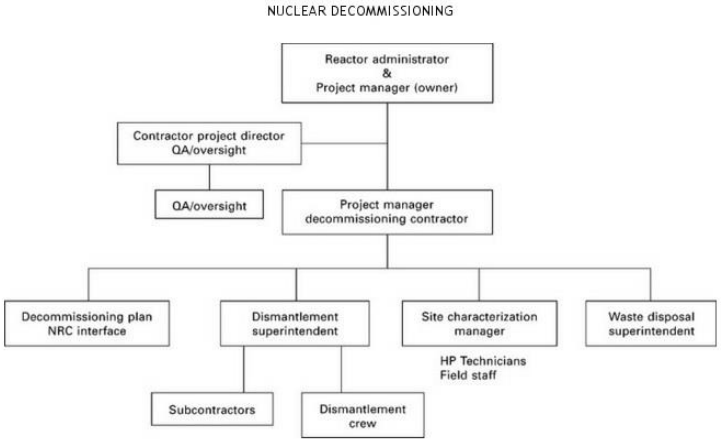

**7.1** Commercial power reactor decommissioning organization.

表 7.2




**7.2** Organization for radiation protection and environmental services department.

表 7.3




**7.3** Project organization for research reactor decommissioning.

## 三、 *The Regulatory Challenges of Decommissioning Nuclear Reactors* 及 *Regulating the Decommissioning of Nuclear Facilities: Relevant Issues and Emerging Practices* 報告內容重點與我國管制法規之比較

### 3.1 前言

本章原規劃僅對第一份報告進行研讀，並與我國管制法規作為比較，但於本子計畫期中報告審查過程中，承諾對第二份報告進行延伸閱讀。考量報告章節編排之延續性與此兩份報告之密切關連性，分別在本章第 3.2 及 3.3 節中呈現兩份報告內容重點與心得。

### 3.2 *The Regulatory Challenges of Decommissioning Nuclear Reactors* 報告內容重點與我國管制法規之比較

#### 3.2.1 簡介

本報告由 OECD/NEA 之核能管制委員會（Committee on Nuclear Regulatory Activities, CNRA）於 2003 年發行，其國際標準書碼為 ISBN 92-64-02120-5。經濟合作暨發展組織（Organization for Economic and Development, OECD）成立於 1961 年，目前有 36 個會員國；核能署（Nuclear Energy Agency, NEA）則有 31 個 OECD 會員國參加。CNRA 經常組成任務小組，針對會員國管制單位關心之議題提出相關報告。本報告由 Thomas E. Murley 博士召集來自瑞士、法國、德國、西班牙、瑞典、英國、美國以及 OECD 等九位專家共同編寫，報告主題為除役的管制作為。

#### 3.2.2 由例行運轉到停機除役的轉變

除役工作的首要目標是在確保安全下完成所有行動，同時

將對環境、民眾、工作人員的危害降到最低。(核能)管制單位的責任則是監管，確保經營者(operator)在符合既定目標的情況下執行除役工作。本報告定義的除役是廣義的，指所有與除役相關的活動，包括規劃、由例行運轉到除役的過渡、實質除役，以及廠區達到可被接受的最終狀態(end state)。除役活動與例行運轉大不相同，至少民眾(利害關係人，stakeholder)會把除役視為一個新的活動，也會對除役後的廠區最終狀態產生興趣。雖然 OECD 成員國對除役的管制方式各有不同，但都具備三個共同目標：1) 安全的進行除役活動，2)完善的廢料管理，3)除役後的廠區是一個可被接受的最終狀態。本報告設定之主要閱讀對象為各會員國管制單位，聚焦於核電廠除役，但某些建議也適用於其他核設施除役之管制。

NEA 會員國的除役經驗指出:除役絕非例行運轉的延伸，而是一種全然不同的狀態，倒是比較像機組試運轉階段，即存在相當的不確定性。除役最大的改變是機組不會再運轉了，而將逐步拆解至完全或大部分消失。電廠團隊勢必會在由運轉過渡至除役的階段中，經歷一段心理調適期以因應這種巨大的改變。於此過渡期間，團隊對機組的看法會從例行運轉中的「系統(system)」，轉為各個待拆除的「區域(area)」。因此除役工作比較像是一個以時程為導向(project focus)的工程計畫，這跟例行運轉大不相同。而在執行面上由於部分結構與設備的較高輻射強度緣故，所需要的執行程序書相對也會較例行運轉時來得複雜。

如果在停機前即已有除役計畫(decommissioning plan, DP)是比較好的作法，這至少有下列幾個好處：

- 提早進行安全評估及廢棄物暫貯或最終處置規劃；

- 有較完整的財務規劃；
- 避免當因政策性或經濟性考量而臨時停機所造成的應變不及；
- 讓電廠員工提早了解除役活動規劃，盡早調適心理上的衝擊。

經營者應及早思考/分析/規劃哪些系統要保留運轉多久、哪些系統可立即拆除、哪些新系統須建立（如燃料池是否改用簡化冷卻系統）等議題。由例行運轉到停機除役的過渡期間的改變會對電廠團隊造成心理及實務上的衝擊，相對地也會對管制單位造成衝擊。

### 3.2.3 除役對管制單位的挑戰

在永久停機後，依照時間先後順序，電廠經營者應會執行下列工作：

- 立即執行之工作：包括將機組置於安全狀態；將用過燃料改置於中期貯存設施；準備新的除役程序書（如輻防作業程序書等）;（再度）量測、整理、記錄放射性廢棄物特性數量等。
- 拆除工作準備：包括環境影響評估報告（編註：應是指特定區域/廠房拆除工作）；主要合約發包作業；明確區分可停止功能之系統，以及須維持運轉至特定時間/狀態之系統；定義可保留再使用或移作他用之系統（如變電站）；建構新的系統/設備，如廢料暫貯倉庫；移除一般工業危害物質，如石綿保溫材；系統除污等。
- 實質拆除作業：包括拆除系統、結構、設備、建築；將廢料運送至暫貯廠或最終處置場等。
- 廠區復原：包括移除所有不符合外釋標準之放射性物質；

最終廠區調查（final site survey）等。

- 可被接受的廠區最終狀態（end state）：最終狀態不一定要是無限制使用狀態（greenfield），例如當廠區已決定作為廢料暫貯設施時，限制性使用（brown field）是可被接受的。

在上述這些活動中，管制單位通常在幾個時機點有決策放行權，包括停機後立即除役或延遲除役、實質除役之動工（許可）以及執照終止（license termination）。原則上管制單位一旦放行，執行細節就由經營者自行掌控，但管制單位應視活動之重要性適時關注/介入某些特定議題，本報告就組織文化、停機與除役前之準備、管制指引、安全與保安、廢料管理、解除管制等 6 個特定議題說明管制單位應關注的內容以及可採行的應對措施：

1） 組織文化/人為因素議題：

A. 只要停機較團隊預期的時間點來得早，就會造成心理上的衝擊。停機前若已有除役計畫，多少可提供一些除役活動的細節而減緩衝擊，但員工仍會有原本技能是否用得上以及做完除役何去何從的憂慮，管理階層一定要有因應作為。

B. 除役時勢必會招募具特殊專長（如拆除）下包商，但重點是原電廠團隊是否具備監管這些下包商的能力？管理階層需要特別注意這兩個不同團隊的協同執行能力，也需要維持形態與知識管理系統的運作，以保持追蹤機組狀態的能力。形態管理在一部機組已停機，另一部機組還在運轉時，對共用系統狀態的掌握尤顯重要。

C. 於上述情況下，管制人員也需要調整相關作為。除了事前審閱除役計畫外，管制人員應考慮到現場觀察電廠團隊與下包商之互動、參與更詳細施工計畫的討論、審閱形態與知識管理相關程序書之合宜性，以及觀察整個組織安全文化的變動趨勢等。

2） 停機與拆除前準備議題：

A. 在進行實質拆除工作前，管制單位應要求除役團隊確認所有準備工作都已完備，包括難以實際量測的組織文化與人為因素。

B. 民眾對除役活動的關心程度應較例行運轉時為高，主要的關注點包括安全、輻防及廢棄物暫貯廠區等。過去的經驗告訴我們公開透明是唯一可行作法，組成除役相關委員會並廣邀利害關係人參與是有效的運作方式，這雖由電廠經營者主導，管制單位也可以派員仔細聆聽並適時說明管制立場與作為。

C. 拆除工作會需要許多新的程序書，管制人員應可考慮參與程序書的審閱工作，特別是跟放射性物質特性調查有關的部分。

D. 訂定無限制外釋(解除管制)標準是管制單位第一大挑戰，但目前 OECD 會員國對此議題尚無統一的作法或標準。

E. 根據過去經驗，在拆除有輻射性之系統前，最好先將一般危害物質（如保溫石綿）移除。這類工作的安排需要核能管制單位跟工業安全管制單位充分溝通協調，方能順利進行。當非放射性物

質移除後，在進行拆除前還是應該再一次確認該系統的停用不會造成安全上的疑慮；而除污時也應考量二次污染物的數量。由於這些活動可能涉及安全或輻防顧慮，本報告建議管制人員應審閱相關施工理念及程序書。

F. 除役時可能會建立新的系統，例如廠外電力系統、燃料池簡化冷卻系統、以及廢料暫貯廠等。由於此類活動可能會有隱藏性的安全議題，本報告建議管制人員應審閱其設計理念。

G. 管制人員在此人力需求高峰期，可能須機動調整關注焦點與運作方式。

3） 管制指引議題：

A. 此處所指管制單位是包括核能與非核能管制單位。

B. 管制指引應涵蓋除役允許最長的時程、可被接受的策略（立即除役或其他）、環境監測的範圍（由原例行運轉之範圍調整）、中期放射性物質暫貯設施設計標準、例行運轉與除役階段記錄文件保存期限、廠區解除管制的接受標準等。

C. 管制單位與除役團隊共同的挑戰主要有兩點，第一點是工作人員會進入存在未知情況（輻射強度）的區域工作，這需要有事前詳細的準備與沙盤推演；第二點為會有大量略超過外釋標準的放射性廢棄物出現，但還是需要遵循既定的整理/運送程序中逐步偵檢測量，此過程將需要投入大量人力物力。

4） 安全與保安挑戰議題：

A. 最重要的還是組織安全文化（safety focus of staff）的維持，管制單位應考量跟除役管理階層討論如何留住需要的技能/人才、進行有效的再訓練、雇用適當的人員或下包商，以及如何控管下包商等議題。

B. 當燃料需長時間留在燃料池或乾式貯存場時，應有適當的安全/保安措施。

C. 除役團隊跟管制單位要共同面對的挑戰是如何調整相關法規以有效應對由例行運轉到除役階段的重大變化，可以討論協商的議題包括運轉班人員組成、人員再訓練計畫內容、已停止運轉系統/設備之測試計畫內容、緊急應變計畫內容、保險、消防計畫、蒸汽產生器防腐蝕計畫、品保計畫、保安計畫等。

D. 電廠可能會要求在除役完全結束前先行釋出部分廠區做其他用途，此時管制單位應要求電廠完成該區域之全面調查並確認符合外釋標準。當再利用是屬非核能用途時，應確認跟除役活動間不會造成干擾。

5） 廢料管理議題：

A. 廢料管理一向是重大議題，而當廢料都暫貯於廠區內時更是。明確的法規指引是必要的，包括放射性廢棄物的收集、量測、外釋或回填於廠區內或暫貯等；同樣的作法也適用於一般工業有害廢棄物。

B. 反應器槽（RPV）及其內部組件的拆解是個特別的挑戰，通常是採切割成較小塊後暫貯於廠內。

6）執照終止（license termination）議題：

A. 民眾對除役的最終狀態特別關心，主要是顧慮廠區會變成廢料場。管制單位會被要求訂定明確的無限制使用或限制使用的標準，目前 OECD 會員國對此議題並無共識。此項標準的訂定最好採公開透明方式，並盡早與所有利害關係人溝通。

B. 可被接受的最終狀態不一定要是無限制使用（greenfield），特別是在除役後廠區仍作為暫貯廠/場的情況下。若電廠曾因意外事故而有大面積汙染時，要求除污至「無限制使用的外釋標準」在經濟上並不可行。於此情況下，管制單位需要與經營者討論在何種限制條件下，應達到何種程度的除污標準（brownfield）。

C. 於除役活動結束後，管制單位應要求經營者保存必要的紀錄文件，並明訂其保存期限。

### 3.2.4 除役管制作為

如同經營者應於停機前備妥除役計畫的精神，管制單位也應在除役前針對民眾關心的議題做好準備，例如應針對除役活動結束後的廠區最終狀態（end state）做出明確定義。本節特別針對幾項常見的管制作為/議題，彙整 NEA 各會員國過去經驗，提出下列具體建議：

- 對組織文化的掌控：當停機後，管制人員應經常至電廠觀察是否有組織文化的負面發展的跡象，也可考慮要求審閱針對此議題之訓練、改善、監控等規劃內容。
- 應持續監控重要議題的發展：可與經營者舉行定期會議

以了解/審閱主要活動規劃、預算管理、組織文化改善等重要議題的行動方案，必要時可考慮要求經營者針對特定議題定期提出進度報告。

- 積極參與民眾溝通：管制單位應鼓勵經營者以公開透明方式與民眾定期溝通，讓民眾了解除役活動的近期進展與長期目標，管制單位也可以派員參加仔細聆聽並適時說明管制立場與作為。
- 管制工作方式調整：除役與例行運轉差異極大，管制人員的派遣方式也應考慮調整。例如例行運轉中管制員輪流駐廠的方式，可調整為針對特定議題派遣一組人員定期視察。特定議題包括 ALARA 的落實、廠區保安、下包商監管/合作、組織文化的發展現況等。而當有特殊活動（如 RPV 拆解）進行時，管制單位可要求先行審閱工作程序書並派員至現場視察工作執行狀況。
- 最終管制作為：針對除役工作結束後的最終廠區調查（final site survey）的規劃審閱與調查結果審查。

3.2.5 總結

本報告針對 NEA 會員國在除役階段的管制作為，提出下列總結：

1. 進入除役階段對經營者及管制單位都是一個全新的挑戰。
2. 經營者最好在停機前就備妥除役計畫，以引導除役團隊迅速適應新的任務與目標。除役計畫應涵蓋所有主要活動，包括健全的財務規劃。相對的，管制單位也應確認此除役計畫的合理性。
3. 經營者與管制單位均要做好心理準備，因為民眾對除役

活動的關注程度應遠較例行運轉階段為高。利用定期會議與民眾溝通是必要的，經營者應在會中說明近期進展與長期目標，管制單位則應說明管制立場與作為；更重要的是要聆聽民眾的關注與顧慮，並適時做出回應。

4. 針對除役活動的特性，管制單位應彈性調整管制作為，包括增加與經營者的定期溝通會議頻率、視需要調整管制員派遣方式，以及強化與中央及地方官方單位的溝通等。管制單位也應在民眾關心的物質外釋標準、除役後廠區可接受輻射標準，以及廢料最終處置/集中暫貯何時可用等議題上，盡早明訂標準。在前述重大議題上，可考慮與國際組織合作以取得最新資訊。

5. 經營者與管制單位均應蒐集/彙整/了解國際上除役活動的經驗回饋。

3.2.6 我國管制法規修正或管制作為精進建議

就本報告內容與我國現行除役法規初步比較，建議有下列12點可納入未來法規修正或管制作為精進之考量：

1. 如同本子計畫其他研讀資料之觀點，本報告也認為除役絕非例行運轉的延伸，而是一種全然不同的狀態。因此，核電廠經營者及管制單位都需要在心態上（mindset）及技能上有所因應準備。

2. 永久停機前的充分準備，有助經營者與管制單位在心態上與技能上做好調適工作，以面對全新的除役相關工作。這些準備工作包括除役計畫的儘早完成、除役計畫應涵蓋內容之完整性、機組狀態的掌握機制、執行程序書的備便、管制作為的調整等。

3. 「組織文化」議題之建議管制作為：管制單位除了事前

審閱除役計畫外，也應考慮到現場觀察組織文化的全面發展趨勢（包括員工心態調整及管理階層因應策略）、觀察電廠團隊與下包商之互動、參與細部施工計畫的討論、審閱形態與知識管理相關程序書之合宜性等。

4. 「停機與拆除前準備」議題之建議管制作為：管制單位應確認在執行特定除役活動前，相關準備工作皆已完成，包括與利害關係人的互動、新發展程序書的審閱、無限制外釋（解除管制）的明確定義、一般及放射性危害物質的處理程序、新建立系統之安全評估、管制人力派遣模式之調整等。

5. 「管制指引之訂定」議題之建議管制作為：包括訂定除役允許最長時程、可被接受之策略（立即除役或其他）、環境監測的範圍（由原例行運轉之範圍調整）、中期放射性物質暫貯設施設計標準、例行運轉與除役階段記錄文件保存期限、廠區解除管制的接受標準等。

6. 「安全與保安挑戰」議題之建議管制作為：管制單位應考量跟除役管理階層討論如何留住需要的技能、進行有效的再訓練、雇用適當的人員或下包商，以及控管下包商等議題。另除役團隊跟管制單位要共同面對的挑戰是如何調整相關法規以有效因應由例行運轉到除役階段的重大變化，需要討論協商的議題包括運轉班人員組成、人員再訓練計畫內容、已停止運轉系統/設備之測試計畫內容、緊急應變計畫內容、保險、消防計畫、蒸汽產生器防腐蝕計畫、品保計畫、保安計畫等。

7. 「廢料管理」議題之建議管制作為：廢料管理一向是重大議題，而當廢料都暫貯於廠區內時更是。明確的法規

指引是必要的，包括放射性廢棄物的收集、量測、外釋或回填於廠區內或暫貯等;同樣的作法也適用於一般工業有害廢棄物。反應器槽（RPV）及其內部組件的拆解是個特殊的挑戰，通常會切割成較小塊後暫貯於廠內。

8. 「執照終止（license termination）」議題之建議管制作為：管制單位應訂定明確的無限制使用或限制使用的標準，此項標準最好採公開透明方式訂定，並盡早與所有利害關係人溝通。可被接受的最終狀態不一定要是無限制使用（greenfield），特別是在除役後廠區仍作為暫貯廠/場的情況下，管制單位需要與經營者討論在何種限制條件下，應達到何種程度的除污標準（brownfield）。

9. 本報告建議管制單位應考量調整管制人員派遣方式，由例行運轉中人員輪流全天候駐廠，調整為針對特定議題派遣一組人員定期視察的方式。可能的特定議題包括 ALARA 的落實、廠區保安、下包商監管/合作、組織文化的發展現況等。而當有特殊活動（如 RPV 拆解）進行時，管制單位則可要求事先審閱工作程序書並派員至現場視察工作執行狀況。

10. 管制單位應持續監控重要議題的發展，這可藉由與經營者舉行定期會議以了解/審閱主要活動規劃、預算管理、改善組織文化等重要議題的行動方案來落實，必要時也可考慮要求經營者針對特定議題定期提出進度報告。

11. 利害關係人溝通雖主要是經營者的責任，但管制單位應鼓勵經營者以公開透明方式與民眾定期溝通，讓民眾了解除役活動的近期進展與長期目標，管制單位也可以

派員參加仔細聆聽並適時說明管制的立場與作為。

12. 經營者與管制單位均應蒐集/彙整/了解國際上除役活動的經驗回饋。

3.3 *Regulating The Decommissioning of Nuclear Facilities: Relevant Issues and Emerging Practices* 報告內容重點與我國管制法規之比較

3.3.1 簡介

OECD/NEA 下設有核廢料管理委員會（Radioactive Waste Management Committee, RWMC），此委員會成立除役暨拆除工作小組（Working Party on Decommissioning & Dismantling, WPDD），成員為 NEA 各會員國管制單位及其技術支援組織代表，國際原子能總署為觀察員。本報告（NEA No. 6401）由 WPDD 彙整 2005-2008 年召開之小組會議的討論主題，焦點為各會員國當年在核設施（主要是核電廠）除役管制作為的關注重點。

核電廠例行運轉的風險主要與核分裂反應相關，永久停機後若可盡速將核燃料自爐心/燃料池移走，此方面風險將大幅降低。但在除役階段，較短期存在的新風險會隨之而生，主要是由除污、輻射特性調查、設備拆除、核廢料重整/包裝/運送/暫貯、新建核廢料暫貯設施等活動而來。除役活動是動態的，所以風險也是。因此要如何維持一個具備彈性的均衡管制（flexible and proportionate balance），是管制單位的一大挑戰。這也就是 OECD/NEA 出版本報告之目的：彙整各國相關經驗，提出以風險告知（risk-inform）為基礎之除役管制作為建議。

3.3.2 管制單位對除役管制應有的認知

當燃料自爐心或/及燃料池移走後，風險相對較低。但經驗回饋顯示，未能準確做好輻射特性調查的普遍現象會使空浮事件發生頻率變高。而相較例行運轉階段，傳統工業安全事件發生的頻率也會升高，常見的傳統工安事件包括火災、爆炸、有害工業物質外釋、臨時電力及機械設備故障等。當大量下包商參與除役工作，而下包商與電廠經營者除役團隊之介面運作不是很順暢時，這些傳統工安事件的發生頻率也會增高。

在有限管制資源可供運用情況下，管制單位應思考採行所謂的「風險告知管制」策略，也就是依照風險高低配置適當比例管制資源。本報告認為可對控制室輪班人力配置、定期測試維護、核子事故緊急應變能力維持等方面的管制略作調整，但另一方面則有必要在除污、拆除、廢料處理、環保、工安上投入較多的管制資源。由於除役工作內容會隨時間/進度而改變，對應之風險也會隨之變化，故管制作為也需要隨之調整。為了能確實掌握機組風險，本報告認為管制單位應要求電廠經營者對機組系統狀態、各區域輻射劑量/污染程度、經營者團隊與各下包商介面整合協調等議題，建立完善的管理系統，以有效掌握機組風險。這些管理系統一方面可提升經營者執行除役工作之效率，另一方面也可讓管制單位掌握相對風險以在管制資源上做出最好配置。

本報告針對在除役階段需要強化管制的議題舉出一些典型範例，如設備污染控制與移除、廢料產量最小化、傳統工安事件、意外事件對外界環境之影響、除役工作整體管理機制，以及新建立系統之審查程序等。而可視情況逐步降低管制資源的典型議題則包括設計變更審查程序、爐心冷卻水活度監控、運轉限制條件、核子意外事故之分析及應變能力等。至於

在與利害關係人良性互動、員工訓練認證、核子保防、環境偵測等管制議題上，則建議仍保持與例行運轉階段一樣管制作為，但管制內容可能會稍有不同。

本報告參照 NEA 各會員國之除役管制經驗，特別針對前述除役管制典型議題中已有實際運作經驗者，選擇 5 項議題進一步說明在管制作為上，是否應採行與運轉階段不同之作法：

A. 工作人員健康與安全維護：跟例行運轉階段比較，輻安方面管制標準及方式應該不用調整，但傳統工安部分則顯然需要強化。

B. 設計變更程序：適度授權核電廠經營者自行（負責）決定範圍內的設計變更可能是最佳做法，這可使電廠團隊具備必要的彈性與機動性，也讓管制單位可專注在其他風險較高的議題上。

C. 輻射污染控制：雖然主要輻射來源（爐心）的風險已於停機後大幅降低，但在拆除/除役過程中仍會有新增之輻射污染源，所以建議仍維持跟例行運轉類似的管制作為。

D. 人為及組織因素控制：除役比較像是大型工業計劃，需要強有力的管理，也需要具備足夠機動性與彈性以有效應對快速變化的工作環境。最佳的做法可能是授權經營者適當之決定權以有效推動除役工作，而管制單位則在事後進行必要的稽查。

E. 知識管理：基於明顯的理由，這跟例行運轉階段一樣重要。

到目前為止，本報告專注在核能管制單位與核電廠經營者在除役工作的管制議題上的互動。但如果以較廣義的定義來

看核電廠除役工作相關的管制作為，應該還包括至少以下 3 個面向：

A.跟其他管制單位的互動:除役時有較多活動會涉及多個非核能管制單位，包括勞動部（工安職安）、環保署（環評）、地方政府（新建建物）等。為避免不同管制單位對電廠經營者在同一議題上有不同甚或衝突之指示,核能管制單位應主動於事前溝通選定某議題之「主辦」單位，以提升除役工作之執行效率。

B.除役法規制定原則：本報告建議除某些特定議題外，除役法規之訂定最好有適度彈性以保留個案審查（case by case application）的空間。所謂特定議題的明顯例子為各 NEA 會員國之輻射物質外釋標準，目前因為尚未能統一,所以符合某一國外釋標準之廢料仍可能無法跨國界運送。

C.現有除役基金是否足夠:這對大部分會員國是一個大挑戰，因為最終處置場尚未確定何時可用前，除役費用的估算有相當之不確定性。一旦基金不足，只能藉由國家預算處理。

3.3.3 各 NEA 會員國在相關議題的處理策略與進展彙整

本節彙整各會員國除役經驗，建議各會員國應注意下列 6 個共通性議題之管制作為：

A.員工/民眾安全與健康：本報告建議人員輻射劑量限值不應調整,但投入之管制資源應隨除役活動風險高低而有所調整。另外,核能管制單位需要注意傳統工安議題，若能取得傳統工安管制單位支援最好（如英國），否則需要考慮自行培訓相關技能。

B.設計變更核准程序：經驗顯示，若沿用例行運轉時期之核准程序，很可能會造成除役工作延遲並導致費用增加。授權電廠在一定範圍下自行評估決策是較可行的做法（如英國及法國），授權範圍可由管制單位事前明訂，電廠經營者則應妥善保存核准理由/程序文件供事後審查，也應該建立獨立的內部審查機制。

C.輻射污染控制：電廠經營者在選擇主要拆除工法時，應該對費用、人力工時、廢料產生數量、環境衝擊、工作人員安全/接受劑量等因素進行整體評估，管制單位應投入資源審閱這些評估的合理性；當議題同時涉及非核能管制單位時，應事先溝通協調避免下達不同或衝突之指示。

D.人為與組織因素：例行運轉通常是在穩定的機組狀態、明確的安全目標/限值、長期穩定組織下運作，管制作為也相對單純明確。進入除役階段後，原有的焦點與穩定度逐漸消失，隨之而來的是逐日改變的工作內容、大量新進/承包商人員參與、非例行除污及拆除工作大量增加等，管制單位要能快速引進或學習新的技能以有效執行其任務。瑞典經驗顯示，管制人員會經歷一段學習期，方能建立穩定的新工作模式。本報告建議管制單位應採行管制大型工業計劃的模式來運作，也就是授權執行單位建立管理程序，而管制單位僅在「停留檢查點（hold point）」進行必要的檢視。此種作法應可給經營者在滿足安全的要求下有適度的彈性與機動性去應對繁複多變的日常活動而避免造成進度延遲。若要採取此做法，經營者團隊及承包商均應接受大型工業計劃之相關訓練。法國的經驗顯示授權加上獨立內審機制是可以

成功有效運作的,管制者也可將有限的資源投入更值得關注的較高風險議題。

E. 知識管理：在例行運轉階段，系統原始設計資料、設計變更內容、意外事故資料的妥善保存與電廠狀態的即時追蹤顯示是很關鍵的，對除役階段而言，這些資訊也同等重要。對永久停機但不立即除役的核電廠，還有年代久遠的核設施/研究用反應器，文件保存很可能會有疏漏，此時對參與設計/建造/運轉該設施人員之訪談就變得非常關鍵。

F. 除役基金/費用：自核電廠運轉就由售電收入取得除役基金的作法已廣為各會員國採行,目前大家關注的是已收到或將收到的基金是否足夠涵蓋除役費用？關鍵的是由於核廢料最終處置場的地點/接收時間/接收標準通常都未能在核電廠決定永久停機時確認,所以現階段估算的除役費用有其不確定性存在。這是 NEA 未來需要投入研究的重要議題之一。

### 3.3.4 結論與附錄

本報告彙整相關論述，提出下列總結：

- NEA 會員國現有除役法規大致完備,但有些議題仍須研究處理，以進一步降低除役風險。
- 調整例行運轉期間嚴格的設計變更核准程序是必要的，在除役階段應授權電廠經營者自主管理空間以彈性應對多變的工作環境，管制單位也可較合理的配置有限的管制資源。
- 拆除工法選擇的合理性與適當性，是電廠經營者的執行重點，也是管制單位須關注的焦點。

- 給電廠經營者適度的授權以對相關活動做出決定，應可提升經營者推動除役工作的效率，避免進度延遲。
- 與例行運轉相較，除役階段的知識管理與機組型態管理重要性絲毫不減。
- 各會員國核廢料最終處置場現況將影響對電廠最終狀態的掌握，電廠最終狀態的不確定性將導致除役費用不確定性的產生，這是各會員國都面對的難題。

而為使讀者可進一步了解幾個主要 NEA 國家在除役管制的作為，本報告也特別蒐集法國、德國、義大利、西班牙、美國等 5 國之除役管制法規/作為現況，作為此報告之附錄。這些附錄之主要內容均已在本章中呈現，故不在此贅述，而這 5 個附錄之相關內容也摘述於本子計畫期末報告之附錄二，請讀者自行參考。

### 3.3.5 我國管制法規修正或管制作為精進建議

就本報告內容與我國現行除役法規初步比較，建議有下列 7 點可納入未來法規修正或管制作為精進之考量：

1. 本報告所提之「風險告知管制」觀念值得參考，也就是將管制資源依照各項除役工作風險高低合理配置。典型的高風險工作包括除污、拆除、廢料處理、環保、工安、形態管理系統建立等，而控制室輪班人力配置、定期測試維護、核子事故緊急應變能力維持等則可視為具有相對較低風險者。本報告第二章對風險告知管制的具體作為有相當詳細闡述，值得電廠經營者及管制單位參考。而本報告第三及第四章則彙整 NEA 各會員國在除役管制作為上的經驗回饋，並依照議題屬性分別提出具體建議供各國參考。經比較分析我國現況，共有 6 項議題之

具體建議值得我國參考，詳如以下的第 2-7 點建議事項。

2. 「員工/民眾安全與健康」議題之建議管制作為：在輻安議題上應採「風險告知」精神配置有限管制資源，也就是專注在較高風險除役活動上。而面對除役期間會較頻繁發生之傳統工安議題，若不能協調其他部會取得協助，核能管制單位需要透過管制人員再訓練以建立管制能量。

3. 「設計變更核准程序」議題之建議管制作為：沿用例行運轉時期之核准程序，很可能會造成除役工作之延遲並使費用增加，也會增加管制單位不必要的負擔，授權電廠在事先設定的範圍內自行評估決策是較可行的做法。

4. 「輻射污染控制」議題之建議管制作為：電廠經營者在選擇主要拆除工法時，應該對所有影響因素進行整體評估，管制單位應投入資源審閱這些評估的合理性；當議題涉及非核能管制單位時，應盡可能避免下達不同或衝突之指示。

5. 「人為與組織因素」議題之建議管制作為：進入除役階段後，原有的管制固定焦點與穩定度逐漸消失，隨之而來的是逐日改變的工作內容、大量新進/承包商人員參與、非例行除污及拆除工作大量增加等，管制單位要能快速引進或學習新的技能以有效執行其任務。經驗顯示，除役時應採行管制大型工業計劃的模式來運作，也就是授權執行單位建立管理程序，而管制單位僅在「停留檢查點（hold point）」進行必要的檢視。如此運作下，管制者也可將有限的資源投入更值得關注的高風險議題。

6. 「知識管理」議題之建議管制作為：在例行運轉階段，

完善的知識管理及機組狀態掌控系統是很關鍵的，對除役階段而言，這些系統也同等重要。管制單位有必要配置適當管制資源以確認電廠經營者是否妥善建立並保持這些系統在除役期間的有效運作。

7. 「除役基金/費用」議題之建議管制作為：大家關注的是已收到或將收到的基金是否足夠涵蓋所有除役費用？關鍵的議題是因為核廢料最終處置場的地點/接收時間/接收標準通常都未能在核電廠決定永久停機時確認，所以現階段估算的除役費用有其不確定性存在。這是所有管制單位未來需要投入研究的重要議題之一。

## 四、 *The Regulatory Challenges of Decommissioning Nuclear Power Plants in Korea* 會議論文內容重點與我國管制法規之比較

此論文發表於 WM 2013 Conference, 2013/2/24-28, Phoenix, Arizona, USA，論文編號 13101，作者為 Jungjoon Lee 等 6 人，前 5 人均於韓國核能安全研究所（Korea Institute of Nuclear Safety, KINS）任職。在該論文發表的前一年（2012 年）時韓國共有 23 座核能機組運轉中，當時尚無任何機組永久停機或除役，但有在討論月城（Wolsong）1 號機及古里（Kori）1 號機停止運轉的可能性。

根據 2011 年國際原子能總署（IAEA）到韓國進行整體管制審查服務（Integrated Regulatory Review Service, IRRS）後所提出的報告，建議韓國機組應盡早建立除役計畫並定期更新。2011 年 3 月的福島事故後，韓國核電機組提早除役的可能性也隨之升高。基於前述考量，韓國管制當局決定採納 IAEA 建議，對除役管制法規進行全面研究修正，以應對可能提早到來的除役活動。

經參考 IAEA 建議並比對 IAEA 相關安全標準，發現在法規上有下列待改善的地方：

- 缺乏對「除役」兩字的明確定義；
- 永久停機後的安全管制程序有不完整之處（imperfection）；
- 除役計畫的接受（審查）標準有不完整之處；
- 除役計畫的早期建立與定期更新規定有不完整之處；
- 除役計畫應涵蓋之內容有不完整之處；
- 除役廠區再利用的輻射標準規定有不完整之處。

經全面評估後，最後決定加入新機組應在設計階段將除役規劃納入考量，以及公眾參與的資訊公開化兩項議題的法規修訂。

該論文稱下一步工作將與其他國家之相關法規進行比對，以確認韓國現行法規的修訂細節。

我國現行除役相關法規除《核子反應器設施管制法》、《核子反應器設施除役許可申請審核及辦法》、《核子反應器設施除役計畫導則》外，另在《核子反應器設施管制法（及施行細則）》中也對除役作為有相關管制規範。經初步比對，可發現韓國規劃改善之相關除役法規中，我國法規大多已有規範，但在建議在下列兩點上可考慮精進/澄清：

1. 《核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法》第 12 條雖規範除役計畫應每年提出修正版，但未明定修正版應涵蓋之內容。建議未來若對此管理辦法進行修正時，可考慮納入國際除役經驗回饋之相關議題，如放射性廢棄物特性調查等。國際經驗顯示，停機前之初步特性調查數量通常較停機後之再調查結果為少，因此停機後的再調查應有其必要性。於管理辦法修正前，相關之合理要求則可考慮透過會議紀錄等形式落實於除役管制上。
2. 《核子反應器設施管制法施行細則》已訂有設施除役時廠區採非限制性使用或限制性使用之明確標準，但受到核廢料處理/處置時程不確定性的影響，目前除役後電廠將設有「保留區」，此保留區與廠區再利用現行標準的關聯性應值得進一步釐清。

本報告內容摘要及建議可考量採行之國際經驗回饋彙整如附錄三。

## 五、 2017 年出版之 *Advances and Innovations in Nuclear Decommissioning* 專書內容重點與我國管制法規之比較

本書由 Michele Laraia 編著，共有美（3）、英（2）、德（2）、斯洛伐克（5）、義大利（1）、丹麥（1）、日本（1）、烏克蘭（1）等國 16 位專家共同執筆，於 2017 年出版。編者曾於 1991-2011 年任職國際原子能總署（IAEA）Waste Technology Section 下之 Decontamination and Decommissioning of Nuclear Installation and Environmental Remediation 小組負責人，2011 年退休後為獨立顧問。編者也曾於 2012 年編著第一本有關除役的專書（*Nuclear Decommissioning: Planning, Execution and International Experiences*），鑒於該書出版後核設施除役活動日漸增加，衍生之新技術及管理面議題（如組織文化及利害關係人溝通）值得納入討論，因而有本書之發行。2012 年出版之專書的對象是鎖定剛進入除役行業的新人或正發展第二專長的核能從業人員；2017 年出版的專書則針對從事除役工作之管理人員（如決策者及管制單位），因此較著墨在管理層面議題。

本書共分三大部分：規劃（Planning）、執行（Execution）與國際經驗（International Experience）。規劃的部分涵蓋第 2 章至第 6 章，執行的為第 7 至 10 章，第 11 至 13 章則為國際經驗的部分；各章節名稱及內容大要如下：

- 第 2 章　安全與輻防：闡述整體規劃的必要性與重要性。
- 第 3 章　組織文化：說明由例行運轉過渡至除役階段之文化轉變，以及此轉變導致意外事件或事故的可能性及實例。
- 第 4 章　知識管理：強調文件、經驗、紀錄完整留存的重要性。

- 第 5 章　費用：探討除役費用估算上面臨的挑戰。
- 第 6 章　新的利害關係人：對 stakeholders 的定義應有新的思維。
- 第 7 章　從錯誤中學習：以英國及美國之出錯實例，探討除役工作如何防止錯誤發生。
- 第 8 章　最近發展應用中的新技術：探討可能運用於除役工作的工業界新技術。
- 第 9 章　發生意外事故之核電廠除役：簡介三哩島、車諾比爾、福島電廠之除役現況。
- 第 10 章　外釋作法：研析目前各國採行之外釋作法是否有最佳化的空間。
- 第 11 章　研究用反應器除役：以實例彙整相關資訊，以補足 2012 年專書在此議題略有不足之處。
- 第 12 章　多設施廠址之除役：探討整體考量與工作協調，以將相互的影響降至最低。
- 第 13 章　廠址復原：探討復原至無限制再利用（unrestricted reuse）與限制性再利用（restricted reuse）的優缺點。

本期末報告就本專書之規劃（即第 1 至 6 章）、執行與國際經驗（即第 7 至 13 章）的部分，將各章節之內容重點分節敘述，也將就各章中可考量納入我國除役法規或管制作為參考之相關議題進行說明。

## 5.1 第 1 章　簡介

2010 年起的核電廠除役潮，除政策性（如德國的非核政策）及技術性（如曾發生意外事故之核電機組）因素外，最常見的提早除役是經濟性因素（如美國面臨天然氣強大競爭；又如福島 311

事件後，老舊電廠所面臨之龐大改善費用)。由美國的除役經驗回饋，有一些現象值得注意，包括：1 ）除役之經費及時程大都較原規劃為多/長；2）廠內暫貯用過燃料一事，容易形成與利害關係人之緊張關係；3)除役時部分核電機組所有權轉移引起關注；4）先封存數十年再除役也引起廣泛關注。按 3）及 4）兩點應不適用我國現況，但 1）及 2）的普遍現象則值得進一步注意。

在本書第 2 章「安全與輻防」除談到經營者（licensee）應該有的相關作為外，也提及管制單位在除役活動的主要責任應為：1）明訂各方之責任範圍；2）執行管制任務（主要為安全與輻射防護)；3）確保財務方案可行。該章節也同時談到除役計畫與相關安全分析的建議作法與涵蓋範圍，並探討管制單位在審查除役計畫及相關安全分析之重點。

第 3 章的「組織文化」是屬於 2012 年專書出版後受到重視的議題之一，其主要論點是除役與例行運轉性質大為不同（如不同汙染程度的類似設備/房間，可能須發展不同程序書)，廠內人員由例行運轉過渡至除役的心態調整相當困難，而廠內人員與大量外來者（承包商）的互動將使這種調整困難度更為提高。經驗回饋顯示組織文化常是意外事件的主要肇因，但由於其無法實際量測，只能靠重複地訓練及監控觀察機制以持續掌握其演變趨勢。同屬最近才較受到重視的還有第 4 章探討的「知識管理」，此議題在除役活動中的優先程度一般來說較低，但其在防止意外事故發生的重要性應不容忽視。

第 5 章「除役費用」的重要性不言可喻，但在欠缺統一標準作法，以及幾乎無法取得被視為商業機密的實際除役費用項目情況下，此議題仍有大幅努力的空間。第 6 章的「利害關係人」也是持續受到關注的議題，利害關係人近年來已不在侷限於當地政

府或民眾，因此需要有新的思維與因應作法。

本書第 7 至 10 章歸類為執行部分。第 7 章以美國及英國核設施除役曾發生之意外事件，探討其肇因，初步結論是：幾乎所有意外事件都與管理層面疏失多少有關。第 8 章介紹一些最近發展成熟或發展中之新除役技術，包括遙控機具、雷射切割、廠房 3D 圖、無線通訊等。三哩島、車諾比爾、福島等曾發生事故核電廠之除役行動則於第 9 章進行討論，一般而言這些電廠通常都需要長達數十年之「事前處理」才可能開始例行的除役工作。第 10 章則是針對現行外釋標準的探討，也就是針對 greenfield（無限制性使用）與 brownfield（限制性使用）整體效益的衡量。

國際經驗回饋部分涵蓋第 11 至第 13 章。此部分均以國際間具代表性實例分別說明研究用反應器之除役（第 11 章）、多設施廠址之除役（第 12 章）以及廠區復原工作（第 13 章），其中第 12 章亦述及當同一設施內有機組運轉中，但有另部機組已停機待除役之注意事項，應適用於未來我國核二、三廠之狀況。而廠區復原議題與本計畫之子計畫四的規畫工作內容也互有關連。除此部分之國際經驗回饋案例外，本章 1.4 節也以美國、瑞典、義大利 3 國 5 個核設施之除役為例，說明不論因政策、預算或其他理由在核設施永久停機後未立即進行除役工作時，日後將會因專業人力/知識流失等因素，導致除役時程及費用增加。

本章最後就除役活動做出幾點總結：

- 每當有新的議題出現或有新的經驗回饋時，除役的策略可能就需要有所調整。
- 公開透明的與利害關係人溝通有助除役工作的推展，越早做越好。
- 除役承包商應盡早參與除役規劃工作。

- 應重視內部員工的心態、動機、團隊合作與承包商的互動情形，因為這很可能是意外事件的主要肇因。
- 廢料特性（characteristic）調查要盡早執行，並視需要於停機後進行再調查。
- 除役經驗回饋應如同運轉經驗回饋一樣地嚴謹執行。

就本章內容與我國現行除役法規初步比較，建議有下列 3 點可納入未來法規修正或管制作為精進之考量：

1. 除役隨工作進展（或延遲）將導致機組狀態有所變化，如何掌握最新機組狀態應是除役活動可順利安全執行的關鍵之一。

2. 由運轉過渡至除役階段之人員能力與心態之調整值得重視，這部分最好由再訓練內容著手。一般再訓練著重在技術能力的培養，但心態調整有關的訓練也值得重視。另廠內人員與承包商之互動依照不同發包模式（主承包商或多個分項承包商），應尋求最佳合作模式。

3. 核一、二廠於永久停機後，燃料將停留於反應器槽及燃料池一段目前無法確認的時間，應考慮建立適當的安全管控機制。

## 5.2 第 2 章　安全與輻防

2012 年的專書主要從管制的觀點說明放射性及有害工業廢棄物的安全考量，本章節則專注在除役規劃與安全分析之相互作用/影響，也同時納入 2012 年後相關的經驗回饋。

有關除役安全與輻射防護，大部分國家均參照 IAEA 的 *General Safety Requirements（GSR）*part 3（輻射防護）及 part 6（安全）的建議，本章相關敘述也以此 GSR 為基準。目前各國認可的

安全與輻射防護 3 大目標為：

1. 確保放射性物質不外洩；
2. 確保工作人員及民眾接受劑量低於法規限值，並依照 ALARA 原則盡可能抑低；
3. 若廠內仍有用過燃料，應確保其次臨界狀態並維持適當的移熱功能。

除役規劃理想的作法是在建廠設計階段即有初步想法，在運轉期間持續蒐集最新訊息以定期更新除役規劃，最後在永久停機前提出最終版本。但在實務上由於此種理想化作法提議的時間點遠較大部分核設施建立的時間為晚，因此目前大部分除役計畫都是在永久停機前方提出。一般的除役計畫應至少涵蓋：

- 明確定義策略（如立即拆除或安全貯存一段時間）以及最終狀態（end state, 如廠區無限制性或限制性使用）；
- 定義除役工作內容及執行方式(如反應器槽切割工法)，以及廢料處理方式（運出廠外或廠內暫貯）；
- 確立除役組織並備妥相關工作文件。

而管制單位審查除役計畫的重點則至少包括下列：

- 除役後的最終狀態（無限制性或限制性使用）；
- 證明無重大安全顧慮（重點在工作人員及民眾年劑量值）；
- 廢料處理規劃(含廠內外高低放暫貯或最終處置設施)；
- 放射性物質及一般有害廢棄物之估算，依據國際除役經驗，大多跟實際狀況不甚相符，應該在系統停機進行全面或部分除汙後，再進行量測確認；
- 確認建廠與運轉文件（尤其是設計變更）內容，符合除

役計畫書所述現況；

- 確認對安全評估結果有持續監控、修正、確認可接受之功能機制；
- 就審查角度而言，相關工作細節容許保留彈性（不確定性），此部分細節未來執行前應仍在管制審查範圍內。

至於除役計畫之安全評估作法，本書建議採 IAEA 在 2008 年的出版物 *Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities using Radioactive Material*（No. WS-G-5.2）之 8 個疊代（iterative）步驟進行（詳如附錄四）。

安全評估可確保除役工作的執行不會導致工作人員及民眾接受之劑量超過法規限值，這應是管制單位及除役執行單位共同重視的焦點。但為進一步確保除役工作可在規劃的時限及預算內完成，計畫風險評估（project risk assessment）也逐漸成為關注的焦點。相較於已有明確 IAEA 指引的安全評估，計畫風險評估目前仍在逐步發展共識中。IAEA 在 2011 年開始進行 DRiMa（Decommissioning Risk Management）計畫，至 2015 年已蒐集 30 個會員國、共 70 個專家的意見，預期在未來會比照安全評估發行計畫風險評估之指引建議。（編註：計畫風險評估為本子計畫 111 年度研讀資料重點）

就本章內容與我國現行除役法規初步比較，建議有下列四點可納入未來法規修正及管制作為精進之考量：

1. 放射性物質及一般有害廢棄物之估算，依據國際除役經驗，大多跟實際狀況不甚相符，可考慮在系統全面或部分除汙後，選擇適當時機進行再次量測確認。
2. 安全評估結果應有持續監控、修正、確認可接受之功能機制，這可藉由風險列冊控管（risk register）的措施來落實。

3. 部分目前無法在除役計畫中決定的重要細節（如反應器槽槽體切割工法等），可納入管制項目，於執行前進行審查。

4. IAEA WS-G-2.4 第 5.12 節建議除役計畫應涵蓋之 20 項內容，經查與原能會現行之《核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法》及《核子反應器除役計畫導則》所列內容大致相符。

## 5.3 第 3 章　組織文化

組織文化涵蓋人員及心態（mindset），也就是一般通稱的人為因素（human factor），這通常是造成意外事件或事故的主因。本章節敘述常見於除役工作中與文化相關的議題，以供讀者參考並採取適當防範措施。人為因素因為難以實際量測，也比較不容易落實到技術指引或執行程序書上，只能仰賴管理階層的持續關注，一旦發現徵兆，應立即採取相關行政措施以防止進一步惡化而導致不可控制的意外事件或事故。

依據行為學分析與國際除役經驗回饋，除役涵蓋的文化（人為）因素包括：

- 團隊合作：與例行運轉工作相較，除役之工作環境會持續變化（如某系統於某時段正拆除中或已拆除），因此更需要有良好的團隊合作以對工作環境有更好掌握。除役參與人員也經常需與不同團隊合作執行不同類別甚或新型態工作（如拆除），這使得團隊在長期默契的培養上有一定的難度。
- 團隊成員互信：除役活動通常有短期臨時編組以及非屬例行性工作等特性，也因此對工作團隊成員的專長能力、慣用工作方式、對工作執行的看法都處在一個不熟悉的情況，如何透過團隊成員選擇及訓練等方式於短期內建

立成員互信是一大挑戰。

- 對工作環境/本質的共同認知（shared situation awareness）：這是對工作執行方式做出正確決定並順利付諸施行的重要因素，有共同的認知才可能將該項工作的潛在風險納入決策階段與執行階段的考量，避免意外事件發生。
- 目標衝突：例如安全與效率的衝突與妥協。經驗回饋顯示，當目標衝突存在而未妥善處理時，很可能造成意外事件的發生。
- 「少說少錯」心態：若無法鼓勵團隊成員勇於指出可能出錯的地方，錯誤很可能就因此產生。
- 單位調動：除役工作的人員調動是不可避免的，調動前最好考量人員的意願及接受度。有一些人員的普遍心態值得注意，如與運轉工作相較，除役工作好像會感覺比較「低階」；又如執行除役工作好像在做「讓自己失去工作的工作（working oneself out of a job）」。
- 與利害關係人（stakeholders）互動：對除役工作人員來說，內部的利害關係人包括管理階層、管制單位、承包商，而外部的利害關係人則可能是任何一個人或團體（詳見本書第 6 章）。要讓任何一方取得完全地滿足是不可能的，成功的除役需要某種程度的和平共存（harmonization）。

由過去的除役實例觀察，例行運轉到除役階段之組織文化可能會有下列常見的改變：

- 綜合性改變：例行運轉時組織固定且任務變動很少，除役時常有臨時性或特定工作導向組織。其他常觀察到的變化包括所有利害關係人的關注頻率增加、包商來去頻繁且帶入新的工作文化、廠內員工需要接受新的訓練、

廠內員工對工作主導性不再是那樣高(如拆除),這些變化一時之間是「很難消化的(hard to digest)」。經驗回饋顯示,危機最可能存在舊文化崩解但新組織文化尚未完全建立的過渡階段。

- 員工動機:由於個人主要任務的改變(如由中子物理轉為除汙/拆除工作),加上除役期間必要的任務調整,員工工作動機降低是普遍現象。經驗回饋顯示,這會造成效率低落、意外事件發生頻率上升、需要更多監督(supervision)措施等負面效應。需要有一些如長程職務規劃、激勵制度以及時適當的再訓練等管理手段,以防止負面效應的擴大。
- 指令下達:由於除役屬非例行工作故熟悉度較低,所以指令應盡可能明確清楚並提供操作指引或程序書。
- 建立互信:這是團隊合作的重要因素,互信低會導致耗費過多時間相互澄清或質疑,互信過高則可能流於自滿而過於放鬆。適當的管理手段包括慎選團隊成員、充分的訓練及工作模擬、適度的關心觀察成員互動等。
- 目標衝突:較常見的是安全與效率之衝突,工作觀念未能適時調整也是其中的一個因素。
- 新程序書:由於對新的機組情況欠缺充分的認知與掌握,新編寫的程序書可能在執行上出現落差,可行的解決方案為讓執行者參與程序書的編寫作業,以及建立熱線電話以隨時解決技術議題。值得注意的是,一定要在訓練時強調執行程序書若遇困難且有安全虞慮時,應先停止工作,主動透過相關管道釐清後再繼續執行。
- 安全文化的建立:與例行運轉相比較,除役時不但要注意輻射危害,更要注意一般工安危害;經驗顯示有部分

原例行運轉人員誤認除役是小事一樁（trivial）；除役時多項工作同時執行，其在空間與安全上的相互影響也須注意；廠內員工與下包商在安全議題上認知的不同（廠內員工相對注重輻安，下包商相對注重工安），這需要管理階層密切關注並適時介入調和。除役工作大部分屬於非重複性，發生失誤機會本就較高，有驚無險（near miss）狀況若皆能詳實回報並分析肇因，應可將更嚴重事件或事故發生的機率降至最低。

- 文化差異與語言隔閡：在不同種族/國家團隊的差異最為顯著。

本章總結為避免組織文化朝不好的方向演進而形成對除役活動的阻礙，除役團隊應採行下列措施：

- 組織變化與任務調整訊息透明化；
- 採權威性（authoritative）而非獨裁性（authoritarian）領導；
- 所有目標具體明確；
- 與各利害關係人以可被接受之方式，持續溝通以爭取支持；
- 尋求所有參與除役工作團隊之歸屬感；
- 提出早期目標，以提升工作團隊成就感；
- 保持團隊機動性，以應對任何（可預期）變化的發生？
- 堅持應該要做的改變，持續到底。

就本章內容與我國現行除役法規初步比較，建議有下列四點可納入未來法規修正及管制作為精進之考量：

1. 再訓練之課程內容除技術性課程外，也可考量加入組織文

化相關內容。

2. 除役時應有常設組織/機制，可彈性應對較常發生的突發事件。

3. 對非重複性及非例行除役工作，考慮視需要建立嚴謹監督、讓執行者參與程序書編寫、以及程序書澄清熱線等機制，並強調「遇問題先安全停工，澄清後再動工」之標準作業方式。

4. 當發包機制（一個主承包商或多個分項承包商）確認後，應觀察並確認除役團隊與承包商間之運作順暢性。

### 5.4 第 4 章　知識管理

觀察國際除役經驗回饋顯示，除役階段的知識管理（knowledge management, KM），是沒有例行運轉階段來得制度化。除役知識可定義為人類對除役工作的想法、感覺、經驗、執行方法等，這些知識通常以明確的書面文件，或以較不明確的個人內心想法呈現，而知識管理則指系統化規劃、尋找、產出、發展、編輯、貯存、傳播知識的作法。成功的知識管理首先要有正確的輸入（inputs），這有賴參與除役工作者提供相關知識的意願，特別是所謂的不明確的知識（內心想法）。

當核電廠由例行運轉經永久停機過渡到除役階段時，電廠團隊對知識管理的認知也會產生變化，這些改變包括：

- 目標改變：由發電轉為拆除與廢料處理。
- 工作性質改變：需要由下包商引入大量的新知識，如拆除、切割、廢料處理等。
- 單位屬性改變：由賺錢的單位變成花錢的單位，這會影響員工的心態，也會影響其對知識管理盡一份心力的意

願。

- 個人心態：有些職務/專長不再被需要，因此其工作動機很可能降低，這也會影響其分享知識的意願。
- 外來知識的大量引進：在拆除(尤其是水下作業)、除汙、廢料處理等工作上，勢必要借助承包商的專業知識。
- 管制單位的改變：不論是管制對口的改變，或是對除役的不熟悉度，都可能導致在安全及輻防管制上偏向保守的作法。
- 其他改變：除役時機組狀態隨時在改變，這意味例行運轉時的知識管理系統需要進行修正以適用於除役階段。知識管理系統的修正顯然是有必要，但通常會遇到兩種阻力，一是管理階層投入預算的意願，另一則為員工須處理大量新文件的意願。

前述這些改變多少會讓知識管理的被重視程度，由例行運轉中的高度重視轉為除役階段的優先度下降。但國際經驗回饋顯示，知識管理在除役階段的重要性不容輕忽，當下的輕忽很可能導致未來付出更大的代價，如因知識不足導致某些除役活動時程延遲或費用增加，甚或導致意外事故。規劃建立一個知識管理系統大致要進行比對、分析、新增等 3 個步驟，各步驟之主要工作為：

- 比對：一般是沿用例行運轉階段的 KM，再系統性地檢視以確認需要保留、修正、新增、捨棄的部分。
- 分析：若達到除役最終狀態的路徑非常明確，分析的工作就相對單純。但幾乎所有除役工作都會面臨一些最終狀態的不確定性，明顯的例子就是最終處置場何時可接收廢料，其接收標準為何？當這些都尚未確定時，需要保留的知識就變多了，例如需要保留各類廢棄物的詳細成分以確認符合未來最終處置場之接收標準。當廢棄物

暫貯時間預計達數十年之久時，我們應合理假設在除役階段進行廢棄物暫貯的團隊，不可能是屆時將廢棄物運送至最終處置場的團隊，所以必須事先設想需要保留那些廢棄物知識給後續接手的團隊。

- 差距分析（gap analysis）：分析之後，需要採取必要的行動以補足目前尚未累積的知識。例如若確認廢棄物成分須留存在 KM，則在進行暫貯前要設法透過分析量測方法取得這些知識。

而在使用知識管理系統時的主要工作就是蒐集並分析經驗回饋（lesson learned），管理階層的明確承諾、明確的經驗回饋回報機制、稱職的經驗回饋工作負責人、管制單位的要求都是系統可運作良好的助力。相對地，員工普遍的「做的越好越快，就越快需要換工作」心態，則會降低他們透過經驗回饋以提升工作效率的意願。這點只有從管理階層能為他們的生涯規劃勾勒出明確的遠景，或是其他誘因，方能降低此障礙的影響。完善的經驗回饋機制對將接續執行的其他除役工作的助益不言可喻，對還在運轉中的電廠，也可在材料/設備老化、劣化、磨損、變質等議題上得到寶貴的資訊。

建立知識系統需要考量的介面有：

- 設計建造階段的知識：如材料/設備成分及重量等，是除役階段的活化分析的重要基本資訊。
- 最終處置階段的知識：如廢棄物的化學成分與活性分布，是最終處置場設計及訂定接收標準的重要資訊。
- 提供管制單位的 KM：越詳盡越好，因為大家對除役活動的了解都相當有限。
- 提供利害關係人的資訊：需要針對各利害關係人/團體需

求重行整合組織，以提升其可被接收度。

- KM 系統需求：方便使用性、靈活性、整合性、經濟性與其他軟體之相容性、永續性，最好使用開源軟體（open source，指開放其原始碼供所有使用者自由修改的軟體）。

就本章內容與我國現行除役法規初步比較，建議有下列 3 點可納入未來法規修正及管制作為精進之考量：

1. 觀察並確認知識管理系統的完整性與運作順暢性，特別注意當廠區最終狀態存在不確定性時，系統必須要留存的資訊。
2. 在對不熟悉議題提出解決方案時，常會因不熟悉而做出過於保守的決定。設法提升熟悉度是處理此問題的唯一的方式，這也是建立完整知識管理系統的一部分工作。
3. 觀察並確認經驗回饋（lesson learned）機制之運作順暢性，重點為人員回報的意願，以及機制回應（分析肇因並提改善方案）的效率。

## 5.5 第 5 章　除役費用

當討論核設施除役費用時，常見的是預估費用（decommissioning cost estimate, DCE）及實際費用（actual cost, AC）兩種。實際費用通常被視為商業機密，最好的情況下只能取得總費用，幾乎不可能看到分類整理後的細部費用，因此目前尚無法做到預估費用與實際費用的系統性比較。而在各核設施除役費用的預估值方面，也因各國各有其不同定義（如是否涵蓋後端處置費用），因此在比較上需要特別留意其差異性。目前堪稱接近標準化的費用估算作法有兩種：一是美國核管會於 1986 年發行之除役費用導則，另一則是 IAEA 跟經濟合作暨發展組織核能署（OECD/NEA）合作發展之「核設施除役費用國際架構

（*International Structure for Decommissioning Costing （ISDC） of Nuclear Installations*）」，目前廣為除美國外之其他 OECD 成員國所採用。一般而言，美國採用的費用導則是一個簡化的版本，主要用於確認除役基金足夠涵蓋所需費用；而 IDSC 建議的估算方式則較複雜，其運用類似工作分解結構（work breakdown structure, WBS）試圖進一步提升費用估算的精確度，但主要的障礙是難以取得實際費用資訊以供比對。不論採用何種估算方式，基於除役工作的高度不確定性，仍需要在執行除役工作時持續追蹤稽查費用使用情形，並適時更新費用估算，以提升估算值的可參考性。

以美國核管會於 1986 年發行之導則為例，核管會要求除役費用需另設獨立基金，基金現況需每兩年呈報核管會。獨立除役基金僅涵蓋輻射相關部分，非輻射相關部分（如一般建築物之拆除及工業有害廢棄物處理））因非屬其權責範圍，故不包括在內。另除役後之用過燃料乾式貯存設施之相關費用，也未納入此除役基金之估算。該導則僅規範此基金的最小涵蓋範圍，各核設施應就其特殊因素另行增列相關費用。計算方式則於兩本 NUREG 報告中規範，NUREG-1713 提供計算公式，壓水式反應器（PWR）計算式為（75+0.0088P）；沸水式（BWR）為（104+0.009P）；單位為百萬美金（1986/1 幣值）；P 為反應器熱功率（MW），在 1,200 到 3,400 時用實際值，低於 1,200 用 1,200，高於 3,400 用 3,400。另 NUREG-1307 則提供考量影響價格的因素（escalation factor, ESC），轉換至當年幣值的換算公式（編註：延伸閱讀）。ESC=0.65L + 0.13E +0.22B，其中 L 指勞力指數，E 為能源指數，B 指中低階廢料最終處置指數。以 BWR 為例，當年總費用就是（104+0.009P）*ESC。公式中的係數（0.65/0.13/0.22）是指該項目佔除役費用的比重，如勞力佔除役費用的 65%。

國際上在除役估算費用上一直朝向標準化努力，但離理想目

標仍有相當距離。目前美國還是一直沿用 NUREG-1713 之作法；而 IAEA 與 OECD/NEA 則合作致力於發展 ISDC，成果展現在 NEA-7201 報告中，初步的結論為現有的費用估算值未能反映除役實況、執行時未有整體的費用追蹤調整機制、費用跟工作時程的結合性有待強化等。ISDC 認為應採用工作分解結構（work breakdown structure, WBS）以有效控管費用，也就是應將工作項目、費用、時程進行整合，以有效管控整個除役計畫，這是 ISDC 努力的長程目標。本章也介紹如何執行以 WBS 為基礎之除役費用估算工作，詳如附錄四。

本章除役費用大致可概分成 4 大部份，包括基礎費用（base cost）、餘裕（allowance）、可預期會發生之偶發事件/費用（contingency）、發生機率很低的事件/費用（risk）。其中基礎費用就是依照過去一般經驗所估算的基本費用；餘裕為確認一定需要納入，但費用多少要等到真正發包才能掌握的特殊工作，如反應器槽的切割移除工作；而後兩種費用則很容易混淆誤用。可預期會發生之事件/費用（contingency）為參考過去經驗，幾乎確定一定會發生，但發生後衍生之費用目前無法估算。此部分過去一般的作法都是在基礎費用及餘裕上直接加計 15-25%，ISDC 則建議最好是分成 15 大類評估（本章表 5.2），大部分的值落在 10-25%，但除汙工作建議值為 50%，而反應器槽切割工作建議值為 75%，依照各大類佔總除役費用比例，加總會得到一個權重化之後的百分比。而發生機率很低的事件/費用（risk）跟 contingency 有些差別，contingency 指如設備交貨延遲、惡劣天氣、工安事件、設備損壞等幾乎一定會發生的事件；risk 則是指人員劑量新限值、廢料最終處置場接收標準改變、利害關係人介入造成之延遲等不一定會發生的事件。除役基金應至少涵蓋基礎費用、餘裕、contingency 三個部份的費用。

本章節取得美國 5 個已除役電廠的資訊，就其除役預估費用與實際費用進行初步比對，結果彙整如下：

- Maine Yankee: CE 920MWe PWR，1997 年停機時預估除役費用為 5.08 億美金，最後公布之實際除役費用為 4.95 億美金（扣除下包商利潤後），故實際除役費用應超出估算值。
- Yankee Rowe: 西屋 167MWe PWR，1990 年停機，1994 年及 1997 年之除役費用預估值分別是 3.7 及 4.07 億美金，最終實際費用為 6.36 或 7.5 億美金（不同資訊來源，前者為公司公布資訊，後者為 EPRI 資訊）。相關費用涵蓋用過燃料乾式貯存設施（1.29 億美金）。
- Connecticut Yankee: 西屋 582MWe PWR，1996 年停機，預估除役費用為 4.26 億美金，最終實際費用為 8.50 或 9.31 億美金（不同訊息來源），其中用過燃料乾式貯存佔了 3.18 億美金。
- Big Rock Point: GE 67MWe BWR，1997 年停機，除役費用估算值 4.39 億美金，實際費用 4.72 億美金（含用過燃料乾式貯存 0.73 億）。
- Rancho Seco: B&W 913MWe BWR，1989 年停機。1991 年除役費用預估值為 2.81 億美金，逐年修正至 2012 年的 5.17 億美金（實際除役費用）。

本章最後提出幾個初步結論：

1. 由於經驗的累積，除役費用的估算漸趨精確，但由於實際費用資訊取得困難，預估值與實際值的比較仍有諸多困難需要克服。
2. 現場執行除役工作時的費用追蹤機制有待建立。

3. 與工作分解結構（WBS）結合支由下而上的費用估算方法，可進一步提升費用估算的精準度，但缺乏實際費用詳細資訊的事實，將是推展此工作的最大障礙。

就本章內容與我國現行除役法規初步比較，建議有下列 3 點可納入未來法規修正及管制作為精進之考量：

1. 依據美國核管會之最低除役費用估算公式（NUREG-1713），我國核一、二、三廠每部機組之除役費用分別是 1.2/1.3/1.0 億美金（1986/1 幣值）。而 1986/1 到 2018 年第一季之通膨指數 L 為 2.58-2.89（因區域而異），E 為 2.34，B 為 7.18-28.31（4 座廢料處置場費用上漲程度不一）。計算結果 ESC 為 3.6-5.0（BWR）及 3.8-4.7（PWR），大致而言除役費用與 1986/1 相較，提升 4 到 5 倍 。上述數據可提供數量級參考，即以 2018 年第一季幣值為準，保守假設 ESC 為 5，核一、二、三每部機組最低除役費用應在 5-6 億美金左右。
2. NUREG-1713 “Standard Review Plan for Decommissioning Cost Estimates for Nuclear Power Reactors”（美國除役費用估算）及 NEA-7201 “Costs of Decommissioning Nuclear Power Plants”（ISDC 除役費用精算作法）皆為子計畫一 109 年規劃之研讀資料，研讀後將提供除役費用估算之進一步資訊。
3. 取得他國實際除役費用（細節）資訊有相當難度，配合知識管理系統之建立，可考量針對關鍵項目（如 RPV 拆解）自行比對預估與實際費用之差異，以為後續執行之核電廠除役費用預估之參考。

5.6 第 6 章　利害關係人

上本專書（2012 年）專注在一般認定的利害關係人（stakeholders），也就是當地民眾組織，2017 年版專書則擴大為新定義的利害關係人，也就是「當某個工業決定產生過程中，會受到影響或關心/質疑此決定的任何個人/組織（Individuals or organizations which may have interests or concerns in an industrial decision or are affected by that decision.）」。核電廠除役工作，早期侷限在經營者與核能管制單位的互動，慢慢的其他非核能管制單位也會介入（如環保署/局以及勞動部/局），再接下來地方民眾也會關注。較早與利害關係人的溝通大部分是單向的，但後來發現若不適時回應利害關係人的問題（雙向溝通），將不利於工作的推動。而各利害關係人不同（甚或衝突）的意見，使得溝通的和諧化變得十分困難。本章節列舉各種新型態的利害關係人，他們的重要性目前無法排序，但需要盡可能面面顧及，以確保不會妨礙除役工作的進行。本章 6.2 節關注在官方機構及當地民眾，6.3 節則擴大到更大的範圍。

官方機構及當地民眾團體大致可分成以下 6 類，各類利害關係人所關注的議題屬性大不相同：

- 新聞媒體：對民眾而言，新聞媒體的可信度較官方機構及除役團隊為高，所以需要與新聞媒體建立良好的關係並適時提供訊息。主動邀請媒體參訪現場可能是一個好的開始，但要注意當地媒體跟全國性媒體關注的焦點可能大不相同。
- 參訪者：設立參訪及展示中心可能值得考量，這將會為當地帶來更多的遊客，也對除役工作有正面的效應。
- 其他團體：通常會有民眾關心除役設施對景觀衝擊的議題，如建築物的外觀與高度，又如與周遭景觀的融入程度等。

- 附近相關業者：除役工作的推展很可能會影響到小型生意的發展，如便當飲食業等，也會影響到當地房產的長期發展，因此當地民眾趁早期參與除役規劃是必要的。
- 生態學者及動物保護團體：核電廠通常靠近海、大河邊且占地甚廣，因此很可能會有野生動物棲息，事前的調查是必要的，否則一旦碰上將可能造成工作延遲。英國 Bradwell 核電廠就曾因為發現遊隼在反應廠房外築巢，而被迫變更除役工序。
- 各管制單位利立場協調：除役時由於權責不同，環保及工安管制單位會在某些議題上與核能管制單位有不同觀點，這只能靠政府內部既有協調機制來解決。

除官方機構與當地民眾團體外，一些全國性甚或國己性的利害關係人，本章稱為較「遙遠」的利害關係人（distant interests），包括以下 11 類：

- 廣義的核能工作者：諸如中子與加馬輻射對材料傷害、老化分析、甚或新型反應器設計等研究工作者，都很可能對電廠除役工作展現興趣。
- 歷史學家與建築學家：歷史學家可能會提議在除役現地建立核能博物館，這已在法國、美國、澳洲、以及俄羅斯等國付諸實施。
- 特殊興趣團體：為配合部分業餘人士的興趣，美國能源部與佛羅里達國際大學合作建立 D&D KM-IT 網站，分享除役相關訊息。
- 科學研究者：除役雖是成熟技術，但仍有研究者投入研究相關議題（如特定型式研究設施之除役），如果核電廠擁有者或政府部門可投入資源支持這類研究，這些研究團隊很可能成為除役議題的正面支持者，因為他們在民

眾面前的可信度，應較電廠經營者及管制單位為高。

- 醫療保健學者：若能早期參與除役規劃，至少可對民眾所關心的輻射傷害議題提供正確的資訊。
- 跟經濟活動相關者：例如承保核電廠經營者或其下包商之保險業者，以及先前提到的房地產業者與當地之餐飲、醫療、商店、運輸業者，都會受到除役工作所造成的人口流動現象影響。
- 學校師生：在除役時如何維持原本跟大學相關密切的合作也是一個議題，許多例子說明開設除役專業課程或訓練班是一個可以採行的作法。
- 國際組織：已有多項例子說明國際組織會介入例行運轉中的核電議題，可以合理預期他們也會在除役階段出現。
- 下一代：除役時間甚長，廢料處置為期更久，明顯會影響下一代，因此應考慮納入其代表參與除役規劃。
- 非核能工業：除役時將需要許多非核能專業人力的投入，包括拆除及暫貯設施業者，還有金屬回收業者，後者需要有關單位的輔導以了解作業程序及注意事項。
- 公關業者。

本章最後綜整利害關係人之訊息，認為現在的利益相關團體溝通相當繁雜，當範圍擴大且各利害關係人關注議題相異時，極可能產生意見不同甚或衝突的情形，如何尋求最大公約數以求共存是一大挑戰。而核設施經營者為確保除役工作可如期如質完成，當盡最大努力以滿足各利害關係人的基本合理期望。

就本章內容與我國現行除役法規初步比較，建議有下列 3 點可納入未來法規修正及管制作為精進之考量：

1. 利害關係人的溝通雖然大部分是電廠經營者的責任，但核

能管制單位應持續關注其採行策略與執行效果，並適時參與相關活動；在與非核能管制單位的協調上，核能管制單位應特別注意有完善的溝通管道。

2. 在例行運轉階段持續資助的學術研究計畫，應將焦點轉為除役技術而持續進行。

3. 國際經驗顯示，在一般民眾認知中，大部分利害關係人的可信度均較官方或半官方單位來得高。如何善用這些利害關係人做為發聲管道，值得關注。

5.7 第 7 章　經驗回饋：哪裡出錯了？

不論事前有多詳盡完善的規劃，經驗回饋告訴我們錯誤就是會發生，所以要有健全的因應機制以降低意外事件的負面影響。每項意外事件的肇因與核電機組特性、運轉歷史、各國管制策略等相關，於參考引用時應納入考量。本章的經驗回饋例子大多來自英、美兩國，依照其肇因可分為 9 類，有些事件可能涵蓋兩類以上的肇因。本章建議各除役團隊應參考本章之分類精神，自行建立符合自身需求的經驗回饋資料庫。本章 7.2 節就 9 類肇因，分別以實際案例說明發生過程、肇因，以及汲取的教訓（lesson learned）：

- 第 1 類管理議題：

  ◆ 說明：其他 8 類意外事件，多少都與管理面相關。管理失效通常導因於缺乏整合方法（integrated approach），例如安全與輻射管制或廢料處理缺乏協調而各行其是，又如「安全第一」目標與「低價得標」策略的衝突。當意外事件發生後，還是需要管理面發揮功能以尋求真正的肇因。過去的相關經驗顯示，如果能夠蒐集大量的跡近錯誤（near miss）案例，經調

查分析並採取改善行動後，更嚴重的意外事件或事故發生的機率將可大幅降低。但如何鼓勵相關人員據實回報有時令人「難堪」的跡近錯誤事件，永遠是管理階層的一大挑戰。經驗回饋也顯示例行運轉的管理手段不一定適用於除役階段，因為例行運轉時是面對已有充分掌握的機組狀態，而除役時則面對較多的未知狀態（如輻射劑量與污染值）。

◆ 實例：本節沒有實例，因為其他 8 類的實例皆與管理面肇因相關。

- 第 2 類安全議題：

◆ 說明：除役時有些工作只執行一次，雖有程序書可依循但實際上是處於「邊做邊學」的情況，跟例行運轉狀況大不相同，倒是比較像機組試運轉的情況。這種情況在除役規劃階段要納入考量，在訓練階段要一再強調，在執行階段則視需要強化督導機制。

◆ 實例：英國 Windscale 鈽生產用反應器於 1957 年停止運轉，1990 年在拆除煙囪內超重金屬架時遇到困難，現場工作人員評估後決定偏離程序書指引，導致金屬架墜落時將工作人員所繫防護安全索切斷，人員被金屬架拉扯墜落身亡。管制單位調查後認定，若有落實現場督導機制，意外應該可以避免。調查時間延續長達 5 年，造成除役時程延遲、費用增加、除役團隊名譽受損。

◆ 汲取的教訓：於訓練時嚴格要求要依循程序書執行，遇有困難應停留在安全狀態後回報處理/澄清後再繼續執行；於執行有安全顧慮之工作時，應有人同行監

控督導;回報後應迅速做出停止工作或修正程序書的決定。

- 第 3 類組織文化議題：

  ◆ 說明：除役與例行運轉工作性質大不相同，心態的調整也需要時間；核設施通常地處偏僻，容易形成特有的團隊文化；核設施工作人員基本上不是很認同（提前）除役。

  ◆ 實例一：當保加利亞申請加入歐盟時，附帶條件是其國營 Kozloduy 核電廠 1 至 4 號機(俄國 VVER-440）要提前停機，理由是安全顧慮。由於擔心失業問題，所有員工（含管理階層）皆藉故拖延，雖然最後還是於 2007 年正式成為歐盟成員前停機，但已較承諾延遲數年。

  ◆ 實例一的教訓：若沒有做好員工生涯規劃，除役工作可能會遭受員工無形的抵制；抗拒（新的）除役工作是一種常見的心態，但為回應外界批評而力求表現可能是另一種極端的心態，這種極端可能造成負面效果（如實例二）。

  ◆ 實例二：2005 年英國 Dounreay 電廠除役時，在中低階液態廢料固化過程中，發生液態廢料未注入專用容器而傾洩於廠房地板之意外事件。肇因之一是先前為處理特殊狀況而允許液態廢料注入閥可被「撤銷（override）」，以避免被連鎖機制鎖定關閉，此項在特定狀況下才能使用的操作方式，被視為提升效率的「走捷徑」操作手段。肇因二是「不適當的動機」，工作團隊到事件發生前已順利完成大部分固化工作，

效率正逐步提升並接近完工，團隊有加速完成此任務的潛在意識。此事件導致整個固化作業停工達兩年。

- ◆ 實例二汲取的教訓：事件肇因包括作業團隊不十分了解「撤銷」的使用時機（訓練不足）；作業團隊不應偏好採「走捷徑」方式處理問題；採用類似工程手段應充分評估其副作用；以及不恰當的督導機制。

- 第 4 類輻射議題：

  - ◆ 說明：如果除役規劃階段的放射性物質特性調查分析完善，而且停機後的再次確認也有做好，過度暴露的意外事件應該很少發生。但意外總是會出現，依照過去實例分析發現，熱室、曾發生意外事件的環境、老化的設備/系統等，經常是「隱藏性」輻射物質藏身之處。

  - ◆ 實例：熱室的隱藏性射源通常是因為被其他更強射源所覆蓋而未被發現。美國愛達荷國家實驗室於 1983 年除役時曾發現非預期高空浮，經調查才確認該實驗室於 1961 年發生重大意外事故後，為降低背景輻射值，將地板加灌水泥且牆面重新塗上厚厚的油漆，拆除工作進行時的震動導致這些被埋藏的輻射源重行浮現。另英國 Dounreay 電廠因使用較早期之液態溴化鋅防輻射玻璃，故會有滲漏，於某次清理不當而造成放射性溴化鋅擴散。

  - ◆ 汲取的教訓：所有核設施曾發生過的輻射與非輻射災害事件，都應該要納入除役規劃考量；規劃階段的有害物質特性調查通常無法完整反映除役階段的實況，實際執行除役工作前的再量測是必要的；要注意老舊

設備的維護及可用性。

- 第 5 類環境議題：
  - ◆ 說明：輻射不幸外釋是重大議題，對除役工作的衝擊不容忽視。
  - ◆ 實例：英國 Sellafield 電廠於 2013 年不慎將 4 袋低階放射性廢棄物誤送到附近之一般工業廢棄物處理場，發現後立即回運。雖經評估對民眾健康無任何危害，但管制單位重罰該電廠約新台幣 2,800 萬。廠方認為過重而提起申訴，法院判決廠方敗訴，主要理由是法院採信管制單位論點：這類事件會發生，就意味更嚴重的事件也可能發生。
  - ◆ 汲取的教訓：就算對民眾健康實質影響不大，任何規模輻射外釋的後果遠比想像中來得大，此類事件對除役時程、費用、團隊名譽的影響也相當巨大。
- 第 6 類技術議題：
  - ◆ 說明：好的除役團隊應該隨時準備好去面對意外狀況，正確地做法是碰到非預期狀況時先停止工作，將系統置於安全狀態，然後尋求其他可行方法再繼續工作。除役團隊必須要具備足夠的技術與彈性應變能力，以機動應對可能發生的非預期狀況。
  - ◆ 實例：1998 年英國 Dounreay 電廠依規畫進行低階廢料掩埋壕溝擴建挖掘工程時，意外碰到一個水泥箱涵，當場決定改由箱涵下方挖掘。此箱涵內含高壓電線，受開挖振動影響，保護電驛自動斷電。該高壓迴路供電給燃料再處理廠房（fuel cycle area），廠房內有為數不少的輻射物質。斷電發生在夜間，當機電工程師

被召回時，誤判高壓迴路嚴重損壞無法修護。斷電導致再處理廠房喪失通風系統，由於先前也曾斷電過，所以當晚未進一步採取其他行動，再處理廠房狀況穩定。第二天早上管理團隊再評估發現只是保護電驛因震動跳脫，高壓迴路功能正常因而復電。事後管制單位下令除安全相關作業外，其他除役作業全部停工。在接續下來長達半年的事故調查中，管制單位認定這是嚴重的基本管理面缺失，進而提出 143 項改善要求，費時 3 年才全部完成改善。管制單位要求其他電廠也適用其中部分改善措施，影響層面出乎意料之外的大。

◆ 汲取的教訓：雖然此事件是因技術議題而引發，但追究其肇因則為管理的全面性缺失，而其中最大的關鍵就是管制單位所指出的：廠方團隊過於依賴下包商，因而喪失本身應有的專業技術與能力，也因而失去作為一個「聰明顧客（intelligent customer）」的立場，也就是要有足夠的能力以選擇正確的下包商並進行必要的管理與監控（management and monitor）。

- 第 7 類管制議題：

◆ 說明：管制單位要能掌握由運轉至除役的過渡階段，以及除役階段的各種活動，也需要學習新的知識。比較英美兩國的管制策略，可以發現美國比較傾向明文規定申照、分析、審查核可的程序，而英國管制策略則是偏向將責任歸諸經營者（licensee），例如只評估（assess）除役計畫而不給予核可（approve）。本書的觀點是與其事後補救，管制單位不如主動介入除役活動各種安全相關議題，以做好事先防範工作。

- 實例：英國 Dounreay 電廠高壓電纜事件（如第 6 類技術議題之實例）前一年，管制單位一位視察員曾明確指出該廠一些管理面的待改善議題。該報告在高壓電纜事件後一個月公布，其中一句話值得深思「管制單位並非完全不需承擔相關責任（This is not to say that regulator is wholly free of some of the burden of responsibility）」。
- 汲取的教訓：除役電廠通常在 40 年前設計建造，相對現代標準屬老舊系統。但更新並非全然可行，因此將出現有些除役活動會在不合現代要求的環境下將就進行，這對管制單位及除役執行團隊均是一大挑戰。正因如此，管制單位對除役活動的介入是越早越好。

- 第 8 類下包議題：
  - 說明：除役工作大致分兩種發包形式，一種是由電廠除役團隊全權掌控預算/進度/安全，僅將部分獨立工作交給下包商執行；第二種是將除役控制權交給一個主承包商，經營者則扮演監督的角色。
  - 實例：英國 Sellafield 電廠在 2015 年取消與主承包商之合約，並於 2016 年收回控制權。美國的 Maine Yankee 及 Yankee Connecticut 電廠也有類似的情況。
  - 汲取的教訓：當採取主承包商方式時，經營者需注意維持本身的控制權，因為經營者永遠須負起最後的相關責任，而經營者也需要在主承包商無法履行合約時收回控制權再發包或自行執行，所以經營者必須隨時維持控制與介入的能力，並載明於合約內容。

- 第 9 類廢料管理議題：

- 說明：廢料是一個敏感議題，只要出錯或讓民眾感覺有出錯，後果都非常嚴重。除避免出錯外，廢料減量永遠是首要的努力目標。
- 實例：英國 Dounreay 電廠於 1999 年的出於善意捐贈 4 個空貨櫃給當地政府當成聖誕小屋，供當地孩童入內玩耍。貨櫃運出廠前均經偵測確認符合法規限值，但當地媒體揭露該批貨櫃早期曾短暫用於貯放輻射工作區使用之防護衣。此消息後來變成全國性新聞，讓廠方十分尷尬，只好回收貨櫃。該廠由於有許多設施自 1940 年代即啟用，當時廢料處理並未列為第一優先議題，因此在部分廢料處理的作法不甚符合現今的標準，這也造成除役上的困難。
- 汲取的教訓：越早期的廢料越難處理，需要特別注意，也需要對早期廢料貯存設施是否有洩漏而污染土壤的可能性進行評估。

本章 7.3 節將 7.2 節之所有「汲取的教訓」依不同使用者彙整分類，包括政府部門、除役基金管理單位、除役設施擁有者（site owner）、除役設施經營者（site licensee）、管制單位及下包商等 6 類使用者。這樣的分類是給有意建立「汲取的教訓」資料庫之除役團隊提供一個示範，當然各電廠除役團隊之資料庫的使用者分類跟本節之分類顯然不會相同。（編註：我國之除役基金管理單位為政府部門之一，故併入政府部門；除役設施擁有者及經營者相同，所以併入除役設施經營者。按美國允許除役電廠將所有權轉移至另一公司，除役完成後再轉回）。以下分別敘述適用各部門之教訓：

- 適用政府部門的汲取教訓：

- 盡早釐清廢料特性數量與最終去處；
- 確認有足夠的除役經費來源；
- 建立國際合作管道；
- 確認除役所需技術可透過現有人員再訓練、新的訓練計畫、尋求國外資源等方式取得；
- 盡可能讓國內下包商參與除役工作，並推動參與國際除役工作；
- 同步發展除役相關研發工作；
- 確認管制單位有足夠的資源做好除役管制，也確認相關的法規有足夠的彈性讓管制單位可機動調整以面對除役多變的環境；
- 確認除役計畫是由具備除役經驗的組織所撰寫。

- 適用除役設施經營者的汲取教訓：
  - 明確定義各類除役工作是自行發展或尋求外援（make or buy）；例行運轉人員轉為除役工作者應給予包括組織文化的再訓練；與下包商的協調分工是重點工作；
  - 考慮引進具除役實務管理經驗的外部人員，經驗回饋顯示這是正面的作為；
  - 借助國外下包商時，要讓他們了解本國法規；不論下包商參與程度，經營者永遠要負起最終責任；
  - 運轉歷史（尤其是意外事件或事故）要確實掌握；
  - 盡早讓利害關係人參與除役規劃(特別是廢料處理議題)，盡可能對當地社會經濟做出實質貢獻，將衝擊降至最低；

- ◆ 要隨時為中止下包商合約及收回除役主控權，而做好準備；
- ◆ 工作執行者應參與除役工作方法的討論與決定；
- ◆ 對廢料特性數量要有精準掌控。

- 適用管制單位的汲取教訓：
  - ◆ 確認除役法規完整可用；
  - ◆ 管制人員須經再訓練以掌握不同於例行運轉的除役活動；
  - ◆ 由於除役活動有較多的未知與不確定性，管制人員最好在電廠準備階段即主動介入了解，這有助管制活動的推展；
  - ◆ 保持與他國管制單位的訊息交換管道。
- 適用下包商的汲取教訓：
  - ◆ 盡力去理解廠方要求的管理程序（如填寫各項表單）之考量緣由，並嚴格要求所屬人員依規定辦理；
  - ◆ 鼓勵所屬人員回報工作心得並提改善建議(特別是下包商要負責執行並未參與編寫之程序書時)；
  - ◆ 嚴格要求所屬人員依規定配戴劑量計及個人保護裝置；
  - ◆ 掌握核設施的一些特性（如輻射強度）會降低工作效率的事實，要預留足夠餘裕。

就本章內容與我國現行除役法規初步比較，建議有下列 6 點可納入未來法規修正及管制作為精進之考量：

1. 管理缺失幾乎是所有意外事件或事故的肇因之一，值得特

別關注。

2. 如何有效蒐集跡近錯誤（near miss）的訊息，經彙整分析其肇因並採取事先防範措施，已證明對降低意外事件/事故的發生機率有顯著的效用。例行運轉階段若已有類似機制，應擴大沿用，若無，應建立。

3. 除役工作的重複性較例行運轉為低，不熟悉度也因而增加，「遇困難先停止工作於安全狀態，澄清改善後再施工」的原則更須於訓練中一再強調。

4. 曾發生意外事件的環境與老化的設備/系統通常是發現非預期輻射劑量的主因，因此相關資訊應於除役規劃階段加以彙整分析。規劃階段的有害物質特性調查無法百分之百反映除役階段的實況，執行除役工作前的再量測是必要的。

5. 不論除役工作發包形式為單一主承包商或多個分包商，電廠經營者團隊必須要隨時有充分掌控權。

6. 與其出狀況再事後補救，管制單位不如主動介入除役活動各種安全相關議題，以做好事先防範工作。

5.8 第 8 章　新除役技術

相對其他科技，除役科技的發展算是緩慢的，但仍有一些新的技術已在試驗中或已被成功運用於除役工作上；另一些在其他工業已廣泛應用的新技術，應該也可以考量運用在除役工作上。

本章 8.2 節提到一些運用新技術的案例，包括運用時遭遇困難而不算成功的案例，以及一些成功案例：

- 不算成功的案例：美國電廠曾在反應器槽（RPV）及其內部組件（internal）之切割工作上採用等離子電弧（plasma arc）、磨料水射流（abrasive water jet）、機械切

割（mechanical cutting）等 3 種方法，但都遭遇到一些困難。Yankee Rowe 最先採用等離子電弧方法，但面臨大量空浮及池水混濁、能見度不佳的問題，因此需要經常更換空氣過濾器；採用此方法也會導致工作人員劑量較高的情形。接下來的 Maine Yankee、Connecticut Yankee、San Onofre 1 則改採磨料水射流方法，但此方法則有效率較低及二次廢料過多的問題。接下來的 Rancho Seco 及 Zion 1&2 電廠則採傳統的機械切割方式，但由於經中子活化後的鋼板特性與一般工業界常見鋼板不同，因此須重新測試發展合用之切割刀具，另二次廢料的收集及保持池水清澈也是一大挑戰。本章 8.5 節會介紹一些最近較成功運用的切割方法。

- 成功案例一：電腦資訊科技整合。這項普遍運用的科技在核電廠大修工作上已證明可整合相關資訊，並將大修時間由過去的數個月成功縮短到一個月以內。全球核能機組的容量因素由 1980 年代的 68%提升到目前的 85%，電腦資訊科技也扮演相當重要的角色。電腦資訊科技還可結合 3D 立體廠房模型圖，透過廠房內無線傳輸技術及掌上型電腦，成功地達到程序書無紙化的新階段。而在廢料數量特性盤點上，也可結合 RFID（電子標籤）等技術進行箱外掃描以得知箱內物料特性，這在廢料裝箱、堆積、貯存後的盤點上將節省可觀資源。
- 成功案例二：輻射偵檢新技術。以 3D 立體廠房模型圖為基礎，結合各種形式之遙控偵檢設備，可更精準掌握各區域/房間的輻射劑量與污染值。
- 成功案例三：遙控機器人或設備。福島電廠大量發展運用此項技術，除輻射偵測外，遙控設備也可用於執行高

輻射區域的拆除及清理工作。

本章 8.3 節介紹一些在其他工業界已成功運用之科技，這些科技或可直接或部分修正後運用於除役工作上，例如：

- 廠房內無線通信技術：廣泛運用於高科技業，但須考量與廠內儀控系統的共容性（不衝突性）；
- 電子標籤（radio frequency identification, RFID）：已廣泛運用於物流業；
- 3D 立體廠房模型圖：廣泛運用於工業界，若將時間參數納入而為 4D，則可追蹤掌控區域/房間的拆除進度；

第 8.4 節則針對廠區特性調查的新技術發展有一些說明。在執行廠區特性調查時，最困難的部分就是地底下有甚麼？除了要掌握地下管線的分布以外，最重要的就是精確掌握土壤污染的程度。土壤污染通常不是均勻分布的，所以需要透過鑽井的取樣數據，加上地質統計學（geostatics）的方法去模擬分析其分布狀況，再採取必要的挖掘回填工作以符合法規要求。在環境復原議題上，業界已有多年處理工業危害汙染的工作經驗，除役工作應可借鏡。而除役工作經常需要之水泥牆偵測技術，英國 Sellafield 電廠正發展測試中，期望設備裝在水泥牆壁上即可進行牆壁內污染程度量測，再佐以少量的鑽孔數據以驗證準確度，此項技術若能成功運用，將可降低目前須大量鑽孔取樣的需求。

一些拆解與拆除（dismantle & demolition）的新技術則在第 8.5 節中介紹，包括：

- 開放空間雷射切割（open air laser cutting）：美國曾用於切割已廢棄不用的放射性廢棄物容器，以達到減容目的，可切割金屬厚度達 4-10 公分。
- 水下雷射切割：目前發展測試中。

- 電弧鋸（electrical arc saw）：可用於導電金屬之切割。圓形鋸盤在不直接接觸被切割金屬情形下，產生電弧而在切割金屬上造成切口。早期曾用於切割用過燃料束的端配件/接頭（end fitting），日本 JPDR（Japan Power Demonstration Reactor）曾成功運用電弧鋸將 25 公分厚 RPV 拆解。
- 金剛石線切割（diamond wire cutting）：非新技術，早期曾成功運用於切割水泥塊、RPV 噴嘴（Connecticut Yankee）、蒸汽產生器的 U 型管（Rancho Seco、Zion、St. Lucie's）、大型管路等。
- 氧丙烷切割（oxy propane cutting）：Rancho Seco 電廠曾成功使用此方法於 2008 年將 RPV 拆解為 21 大塊（工期 7 個月）；Zion 電廠也用此法將 RPV 拆解為 17 大塊（工期 1 個月）。
- 遙控設備：核能界以福島使用最多，其他工業界則是採礦界最常使用，但運用於核電廠除役上仍有待推廣。

就本章內容與我國現行除役法規初步比較，建議有下列 3 點可納入未來法規修正及管制作為精進之考量：

1. 反應器槽（RPV）及其內部組件之拆解是關鍵工作，在選擇工法時，應多參考過去成功與不算成功的案例，電弧鋸與氧丙烷切割是美國最近曾成功運用的 RPV 拆解技術。
2. 電腦資訊科技可結合 3D 立體廠房模型圖、無線傳輸技術、掌上型電腦、RFID（電子標籤）、（遙控）輻射偵檢等新技術，達成程序書無紙化並在廢棄物特性數量盤點上有更好的掌握。
3. 對除役新技術之掌握，可考慮列為各廠除役計畫定期修正

內容。

## 5.9 第 9 章　重大意外事故後的核電廠除役

當核電廠發生重大意外事故後，會造成較大量的放射性物質外洩，以及部分設備損壞，因此較一般核電廠除役增加更多不確定性。要進到除役工作前，需先經過穩定（stabilization）及回復（recovery）階段。穩定階段的主要工作是將外洩先行穩定控制，避免再擴大；而回復則是將外洩情形進一步控制或降低。本章針對歷史上曾發生重大意外事故之核電廠，介紹其在前述三個階段的主要活動，主要涵蓋的電廠包括福島、車諾比爾、三哩島，以及斯洛伐克 A1 核電廠。

由於此章所述內容與一般電廠除役工作關聯性極低，故僅於此節略為摘述其重點，詳細內容請參考本報告之附錄四。

各電廠於意外事件後進行之主要活動彙整如下：

- 福島：
  - ◆ 初期的穩定化目標：燃料（熔渣）的冷卻、重行掌握溫度壓力等重要參數、防止再臨界、氫氣控制、（氫爆後）反應器廠房整體性維持、輻防控制、收集污染水源、收集放射性物質等。
  - ◆ 污染水源是一個大問題，2016 年以前每天要處理 800 立方米的污染水，其中 400 立方米為流入廠房之地下水，其餘為熔融燃料之冷卻用水。水源中較難處理的同位素是 Cs-137 及氚。目前已將地下水流入量由每天 400 降到 100 立方米，還在設法進一步降低中。
  - ◆ 燃料熔融後四處流竄，因無法接近量測，所以數量估算上仍難掌握。目前規劃在 2017 年底會有初步估算

結果，在 2021 年起開始處理這些熔融燃料。

- 車諾比爾：
  - ◆ 1986 年意外事故後 6 個月內建立一個鋼筋混凝土防護罩（Shelter Object, SO），罩住發生事故的 4 號機廠房。
  - ◆ 1 至 3 號機於 4 號機事故後分別在 1991-2000 年間停止運轉，整個核電廠將進入長程安全封存狀態。非核島（除核島區之外）相關系統將先進行除役，全部除役工作預計將於 2090 年完成。
  - ◆ 4 號機原防護罩於 2013 年發現有劣化跡象，已另外建造一個更大的鋼架構（New Safe Confinement, NSC），可完全罩住原防護罩。此鋼架構高 108 公尺、長 150 公尺、寬 257 公尺，已在 2016 年底完成安裝。原防護罩（SO）將於 2023 年拆除，再於 NSC 內進行燃料殘渣（Fuel Containing Material, FCM）移除工作。
- 斯洛伐克 A1 核電廠
  - ◆ 為前蘇聯設計之重水反應器，以二氧化碳為冷卻劑，額定功率為 150MWe；1972 年開始運轉，1977 年因意外事故而停機，部分燃料受損。
  - ◆ 當時因為欠缺相關除役法規、除役技術與預算、廢料處理/處置設施等因素，一直到 1999 年才進入實質除役階段。
  - ◆ 除役共分 5 個階段，2017 年執行到第 2 個階段。
- 三哩島：

- 1979 年 2 號機發生事故，1993 年已先將部分燃料熔渣移除，進入安全貯存（safe storage）階段，將待運轉中 1 號機組於 2034 年永久停機後一併進行除役工作。
- 預估仍未移除之燃料熔渣約為 1,125 公斤。
- 三哩島事件後，美國政府及國家實驗室動用人力及資源協助善後，管制單位（NRC）為提升善後程序處理效率，開首例於當地設立專用辦公室。

三哩島、車諾比爾、福島的相關機組目前均處於安全貯存（safe storage）狀態中，尚未進入實質除役階段。

觀察各電廠事故後處理狀況，綜合考量降低放射性強度、籌措除役經費、等待先進技術（如遙控設備）等因素，將發生意外事故的機組置於安全貯存（safe storage）狀態下應是唯一/最佳的選擇。而在處理過程中，特殊廢料（如燃料熔渣）的處理是最大的挑戰。

本章內容與一般電廠除役工作無關，對我國現行除役法規修正及管制作為精進無直接參考價值。

## 5.10 第 10 章 除役最終狀態：限制性與非限制性使用

除役工作應將永續發展性、安全、成本效益等因素皆納入整體考量，也因此數量龐大的低階廢料處理的最佳化是關鍵因素，其可否進行非限制性外釋（unrestricted release）又是關鍵中的關鍵。

根據 IAEA 發布之基本安全標準（Basic Safety Standard, BSS），除役工作計畫性暴露對一般民眾造成的劑量限值為 1.0 毫西弗/年，而放射性物質（非限制性）外釋標準則為 0.01 毫西弗/年。當完全

依照 BSS 的外釋標準時，是屬於所謂的非限制/無條件外釋（unrestricted/unconditional release），也就是說符合外釋標準的物質無論其在使用於何種用途，在所有狀況下其對一般民眾造成的年劑量不會超過 0.01 毫西弗。但若將廢料處理整體最佳化納入也考量時，現行標準是否合宜似仍有討論空間，國際間目前也在討論限制性/條件性外釋的可行性。

目前限制性外釋的國際經驗仍屬有限，但國際原子能總署（IAEA）已開始重視此項需求，並已就此議題召開多次國際會議。本章將針對此議題進行實際案例探討，試著為未來可能會出現的限制性外釋的優缺點做一整理。本章將針對物料、建築、核設施廠區分別進行討論。

對放射性物料（material）而言，非限制外釋的精神是物料可解除原有的管制，進行非限制的使用/再利用。而限制性外釋的新觀念則是在某些「控制（如限制用途）」下，物料外釋的標準可在對民眾安全無顧慮下進行些微的調整。限制性外釋應只適用於略高於非限制外釋標準的極低階廢料（very low level waste, VLLW）及低階廢料（low level waste, LLW）。這兩類占所有除役廢料數量的絕大部分，所以若將 VLLW 及 LLW 都進行最終處置，就永續發展及成本效益面而言，應不是最佳的選擇。依據本章收集的資料顯示，目前至少有德國、瑞典、法國採行物料可限制性外釋的觀念，但在實務上則是以個案核准，而非通案訂定可接受標準的方式來執行。本章建議應可考量同時採非限制性外釋及限制性外釋之觀念，而限制性外釋的作法可採漸進式方式為之，例如先將部分除役廢料再使用於核能或其他工業，另限制性外釋執行前，最好取得利害關係人（stakeholder）之共識。

在建築物外釋方面，建築物於除役時大致有 3 種處理方式，

分別是拆除、限制性再使用、非限制性再使用。一旦決定拆除，依照現行規定就要符合物料解除限制標準（對一般民眾影響小於0.01 毫西弗/年）方可進行非限制外釋。但若不拆除而保留於廠址內，依據 IAEA 之 BSS 則僅需符合整個廠址對民眾影響小於 0.3 毫西弗/年。廠方在做出決定前，應多方思考各項策略之可行性。目前僅有歐盟國家及美國訂定除役廠房再利用的標準，例如德國 Greifswald（PWR）的汽機廠房轉為工業廠房再利用；又如斯洛伐克的 A1 廠有些建築物再利用作為廢料處理廠房。

IAEA 建議的廠區外釋標準為對民眾影響小於 0.3 毫西弗/年，此值介於物料非限制性外釋標準（0.01 毫西弗/年）與廠區對民眾影響限值（1.0 毫西弗/年）之間。這樣設定的考量主要為：跟非限制性物料外釋比較，外釋之廠區仍受到一些制度化的控制（institutional control），所以限值較高。而就算現有的控制全部失效時，其對民眾之影響仍不會超過 1.0 毫西弗/年的限值。

在決定廠區外釋標準時，應徵詢利害關係人的意見，雖然大部分利害關係人希望是以非限制性外釋為最終目標。但過於嚴苛而無彈性的規定或要求會造成除役費用大幅上升以及需要最終處置的廢料數量大增，福島事件的超大量挖掘廢土就是一個明顯的例子。在做決定之前，應將眼光放遠，多方思考。

各國現行做法並不一致，德國 Hanau 燃料組裝廠被要求除污至非限制外釋；但 Greifswald 核電廠則進行限制性使用，有一部分設施/土地作為再生能源廠使用，另有一部分作為高低階廢料的處理及暫貯用。加拿大採個案核准方式，如低污染之實驗設施（Port Hope）被要求非限制外釋，其他除役設施則皆保留作為核能或一般工業再利用。美國多數除役之核電廠僅保留用過燃料乾式中期貯存場部分，其餘則規劃為非限制外釋，但確實用途仍未

決定。斯洛伐克法規要求所有除役設施皆須達非限制外釋，結果單單在處理輕微汙染之土壤時就已產生巨大的工程與費用。

本章最後做出下列結論：

- 各國非限制性外釋的規定值多為十年以前訂定，考量現況更新是必要的。
- 安全永遠是第一考量，但應將經濟及其他非技術因素納入考量，限制性外釋觀念有助於提升長遠的永續性及經濟性發展。
- 廢金屬熔融再利用是限制性外釋的良好範例。
- 要發展限制性外釋概念，需要先建立完整的安全/風險評估分析能力，也需要能評估其在經濟性及永續性上的效益，以證明採行的全面效益。

就本章內容與我國現行除役法規初步比較，建議有下列 4 點可納入未來法規修正及管制作為精進之考量：

1. 我國現行的放射性物料非限制性外釋標準如《一定比活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法》規範：對一般民眾之年劑量不得大於 0.01 毫西弗/年，與國際現行標準相同。至於限制性外釋，依照現行規範內容，似屬不允許，建議可持續關注國際間對此議題之發展，於適當時機考慮納入管制作為。
2. 我國對廠區內個別建築物於除役工作完成後之再使用並未直接規範，而是以整個廠區設施對民眾造成的劑量來規範。而為確保所有建築物/設施加總後之劑量不會超過整個廠區的規範，已建立或即將新建之廢棄物處理/暫貯設施，均須遵循《放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則》及其他規範，確保對該設施外一般人所造成之個人

有效劑量，不超過 0.25 毫西弗/年，並符合合理抑低原則（如核一廠經營者承諾一號低放射性廢棄物貯存庫對民眾影響劑量不會大於 0.05 毫西弗/年）。

3. 依照我國《核子反應器設施管制法施行細則》第 17 條之規定，設施除役後之廠址應符合下列外釋標準：1.限制性使用者：對一般人造成之年有效劑量不得超過 1 mSv；2.非限制性使用者：對一般人造成之年有效劑量不得超過 0.25 mSv。前述標準跟美國現行規範類似，也跟 IAEA 對廠區外釋的相關建議值訂定的精神大致符合。以核一廠為例，未來完成除役後之廠址輻射劑量，將符合非限制性使用標準（不含保留區域）。

4. 本章強調在決定廠區外釋標準時，應徵詢利害關係人的意見。故未來若考量參考國際發展趨勢訂定物料限制性外釋或保留區域可接受之標準時，應採適當措施以徵詢利害關係人的意見。

5.11 第 11 章 最近的研究用反應器除役國際經驗

2016/8 統計資料顯示，世界上共有 55 個國家的 244 座研究用反應器在運轉中；有 150 座已停機或正除役中；350 座已完成除役。研究用反應器功率分布在數瓦到一億瓦（100 MW）間，雖然跟商用反應器相較，其放射性廢棄物數量要少很多，但還是有除役風險存在。主要的風險是因為研究反應器大部分屬較早期設計，且設計時多未將除役的方便性與可行性納入考量。目前運轉中的研究用反應器主要有三類：阿岡諾（Argonaut, Argonne Nuclear Assembly for University Training）、TRIGA（Training, Research, Isotope, General Atomics）以及前蘇聯的 VVR。

本章整理目前除役中或剛完成除役之研究用反應器如下：

- 丹麥 DR2：
  - ◆ 1958-1975 年運轉，停機後燃料回送美國，系統封存。
  - ◆ 1997 年完成除役規劃，2004 年取得預算後開始除役，2008 年完成除役。
  - ◆ 由現職員工進行主要除役工作，部分工作下包。由於已停機達 30 年，輻射劑量較低，人員使用長柄工具進行除汙及拆除工作。
- 韓國 KRR-1 及 2：
  - ◆ TRIGA 型式，功率分別為 250 KW 及 2MW。
  - ◆ 運轉時間： KRR-1 為 1962-1995 年；KRR-2 為 1972-1995 年。
  - ◆ 停機後燃料回運美國；1997-2013 年完成第一階段除役工作，仍有部分工作未完成。
  - ◆ 使用遙控機具進行拆除工作。
- 日本 JRR-2：
  - ◆ 10 MW 水池式，1960-1996 年運轉，有硼中子捕獲治療（Boron Neutron Capture Therapy, BNCT）設施。
  - ◆ 停機後燃料回送美國，重水回送加拿大。
  - ◆ 1997 年開始除役工作，2004 年置於安全貯存（safe storage）狀態，等可用之低階廢料處置場啟用後才會拆除反應器本體及廠房。
- 羅馬尼亞 IFIN-HH：
  - ◆ 前蘇聯 VVR-S 水池式，功率 2 MW。
  - ◆ 1957-1997 運轉，停機後高濃縮鈾燃料於 2009 年以

空運回送俄羅斯（全球首例）。

- 2010 年開始除役，使用遙控機具。
- 建築物將保留作為其他核能用途。

- 美國航太總署（NASA）的 Plum Brook 研究反應器：
  - 60 MW 的 PWR。
  - 1962-1973 運轉，停機後洩水封存。
  - 2003 年開始除役，2012 年完成除役。雖除役前已封存 30 年，輻射強度仍較預期為高。

而規劃將除役之研究用反應器則有：

- 芬蘭 FiR-1：
  - TRIGA 型式，250 KW。
  - 1962-2015 運轉，其 BNCT 1990-2012 年運作；除役後燃料回運美國。
  - 2014 年完成除役之環境影響評估報告，規劃 2016-2018 年進行除役。
  - 芬蘭核電廠經營者有意承攬除役工作，以為未來核電廠除役打下基礎。
  - 低階及中階廢料廠內暫貯20年後，送至最終處置場。
- 希臘 GRR-1：
  - 水池式，功率 5 MW。
  - 2014 年確定除役，但尚不確定是否在原廠址建立新的研究用反應器。
  - 燃料回運美國。

- 英國 BEPO：
  - 功率 6 MW。
  - 1948-1968 年運轉，停機後燃料已移除。
  - 2013 年展開放射性物質特性調查，發現部分設施較原預期之輻射強度為高；規劃至 2040 年才開始實質除役工作。
- 英國 CONSORT：
  - 1965-2012 年運轉，停機後燃料已移除。
  - 2015 年取得除役許可，預計 2021 年完成除役。
- 烏克蘭基輔 VVR-M：
  - 前蘇聯設計，功率 10 MW。
  - 運轉執照有效期為 1960-2023 年。
  - 2009 年完成除役規畫。

綜整研究用反應器之除役經驗，發現有下列共通性議題：

- 研究用反應器通常為早期設計，一般都是在決定除役後才進行除役規畫。
- 雖然廠址採非限制性外釋較符合所有利害關係人的期望，但事實上限制性外釋反而是較可行之路，尤其是當部分材料除污/處理至解除管制將耗資過大時。
- 廠房限制性再利用是一條值得思考之路，如希臘 GRR-1 更新為新型研究用反應器，又如羅馬尼亞 IFIN-HH 將轉為電子加速器之用。否則一般均會被要求除污/處理至非限制使用的程度。
- 除技術因素而停機除役外，民眾對核能應用的普遍負面

態度，以及用過燃料可回運美國或俄羅斯的期限，是決定大部分研究用反應器何時停機除役的兩大政治因素。技術因素則涵蓋預算是否充裕，技術與人力是否充足。

- IAEA 建議停機後立即除役，但許多研究用反應器停機後置於安全暫貯（safe storage）的主因為未能找到適當核廢料的最終處理場。立即除役的最大好處為可充分運用仍然在職的專業人力。
- 各主要型式研究用反應器均設有使用者組織，此為訊息交換最佳管道。一般的訊息交換管道則有 International Decommissioning Network （IDN）及 Research Reactor Decommissioning Demonstration Project （R2D2P）。
- 拆除工法之選擇不外乎人工或使用遙控機具，此選擇需要在經濟性與人員總劑量間取得平衡。由於廢料處理/處置費用占總費用的大部分，故廢料減量是一定要盡全力達成的首要目標。

本章最後也對研究用反應器除役的一些主要困難提出說明，包括：

- 除役預算：由於不能像核電廠已在運轉期間持續籌措基金，故難度相對較高，但研究用反應器若屬公務單位所有，此方面難度應會降低。
- 早期研究用反應器設計大多未將除役的方便性/可行性納入考量，這將相對提升除役規畫的難度。
- 研究用反應器開始運轉時間通常較該國商用核電廠為早，但在文件保存上通常不如核電廠來得嚴謹，資料完整性較欠缺。

就本章內容與我國現行除役法規初步比較，建議有下列 3 點

可納入未來法規修正及管制作為精進之考量：

1. 我國現有運轉中研究用反應器為清華大學之 THOR，其為 TRIGA 型式，功率 2 MW（原 1 MW），有 BNCT 設施。未來執行除役時，韓國同型式功率之 KRR-2 除役經驗應值得參考。針對 BNCT 之設施除役，則可參考日本 JRR-2 及芬蘭 FiR-1 之類似經驗。
2. 針對研究用反應器，國際上現有的一般性資料有 IAEA 的 DeSa （Demonstration of Safety for Decommissioning）及 FaSa （ Follow-up Project on Application of Safety Assessment）計畫，也可參考歐盟的 IDN 及 R2D2P 相關資料。另 TRIGA 也有使用者組織可提供該類型反應器相關訊息。
3. 原始文件的完整性或許是一個議題，有可能影響除役規劃的順利進行。除役後廢料之去處也需要先行協調處理。

5.12 第 12 章 多機組核電廠之除役

多設施廠址（multi-facility site）定義為擁有兩個（含）以上機組之核電廠或綜合性核能研究中心，本章專注於多機組之核電廠廠址。過去經驗顯示，當某一機組永久停機後，若同廠址仍有其他機組繼續運轉中，已停機機組被關注的程度應會相對較低。從另一個角度來看，多機組電廠之除役工作若可同時進行，應可省時省錢，主要理由包括只需準備一套除役計畫、共用廢料暫貯設施、人力可充分運用靈活調度、可共用支援系統等。

本章分別就同一廠址已有一部機組除役，而另外至少有一部機組在除役/運轉/興建中的不同狀況，分別評估其面臨之挑戰與因應策略：

- 多部機組同時進行除役：美國 Hanford 在 1998-2005 年同時除役 4 部生產鈽同位素的反應器，採兩部機組同時進行實質除役的方式，以有效運用機具人力。當兩部機組進行實質除役工作時，另兩部機組則進行除役前準備工作。其優點與需克服困難為：
  - ◆ 優點 1：因人力機具充分運用，估計可節省 1/4 的總經費。
  - ◆ 優點 2：經驗可立即傳承並修正其他機組的除役策略。
  - ◆ 需克服困難 1：當某部機組碰到問題而工作受阻時，會影響到另一部機組的工作規畫，故管理單位要能主動介入處理並靈活應變。
  - ◆ 需克服困難 2：關聯性工作最好一起發包，以適度降低介面協調議題。如反應器臨時包封建築物的設計與建造應一起發包，否則管理團隊須花費大量時間介入處理設計與施工團隊的界面澄清。
- 一部機組停機，另一部機組運轉中：本章建議若是兩部機組停機時間差距不遠，最好同時進行實質除役工作；若是差距太久，則先停機之機組先進行次要拆除工作，再於另一機組停機後同時進行其他主要拆除工作；否則會面臨是否要分設除役及運轉團隊的兩難，也會面臨不同運作型態的機組相互干擾的問題。美國 San Onofre 1 號機於 1992 年永久停機後採行此策略，待 2013 年 2 及 3 號機組永久停機後才一起進行主要的除役工作。美國 Indian Point 1 號機在 1974 年永久停機，原本事先規畫安全貯存（safe storage）等 2 號機於 2012 年停機後一起進行除役工作；但後來 2 號機延役至 2033 年，故 1 號

機改為部分拆除後再於 2033 年一併進行主要除役工作。

- 一部機組停機，另一部新建中：因新的廠址很難找，所以英國 Bradwell 及 Hinkley Point 有此情形。俄羅斯則為維持「核能小鎮」的永續生機，也明訂此項策略。於此情況下，停機/除役中機組很可能與新建機組間會形成較嚴重的相互干擾。

當同廠址已有機組停機中，且長時間有機組運轉或新建中的狀況時，為降低不同狀態機組間的相互干擾程度，需要在各方面創造出最佳的「協同效應（synergy）」，包括計畫管理、風險管理、廢料管理、工安、輻安，以及與利害關係人之溝通等。不論廠址處於前述何種狀態，均須注意以下的相關議題：

- 管理層面：當廠址處於一部機組已停機，另一部機組運轉或新建中的狀態時，最好的策略是將已停機機組的活動降至最低，即僅維持安全之所需，以避免對運轉/新建機組之干擾。值得注意的是，停機機組仍有其風險，所以維持安全所需的措施不容忽視。不同機組狀態需有不同的人力配置與責任區分考量，且要明確可行，避免不同團隊有「爭奪資源」的情形發生。
- 交通動線：最好機組同時進行實質除役工作，否則設備及廢料的進出一定會造成相互干擾。
- 共用系統：若另一部機組仍在運轉中，一定要確認停機機組役狀態的改變不會影響與運轉中機組共用系統之可用性。共用系統包括高壓空氣，冷卻水，電力系統等。
- 地下管線：要注意地下管線的洩漏，當造成土壤汙染時，不但須整治，也可能干擾運轉/新建中機組。
- 管制觀點：一部機組停機，另部機組運轉的期間最好不要太長，經驗回饋顯示時間一長，維持停機機組安全所

需的工作很有可能被忽視。此過渡期間的管制重點應是資源配置的合理性，以及責任劃分的明確性。

- 除役經濟性：兩部機組同時進行實質除役應可省下可觀的費用；針對特殊工法（如 RPV 拆解），可採某機組先行的作法，以善用經驗回饋而節省人力物力，也可降低工作人員接受之總劑量。

就本章內容與我國現行除役法規初步比較，建議有下列 3 點可納入未來法規修正及管制作為精進之考量：

1. 我國核二廠兩部機組的規劃永久停機時間差異為 15 個月，核三廠則為 10 個月。於這段時間內將會出現一部機組已停機，另一部機組運轉中的情況，此階段經營者應有對應之管理機制。
2. 依據本章之建議，上述過渡期之管制重點建議包括明確之機組負責團隊的責任區分、停機機組最低的安全維持活動、避免機組相互干擾之監控作為與機制等。
3. 當兩部機組都停機後，再同時進行實質除工作應是最佳的作法，但應注意人力/機具靈活調度、特殊工法採一部機組先行作法、管理團隊主動介入解決突發狀況、共用系統/交通路線之適當管理等議題。

5.13 第 13 章 最近在環境復原的實例

核電廠廠區土壤或地下水污（汙）染可能是來自除役前的意外事件或除役中發生的事件，污染來源不外乎鑽井、建築物或貯存槽洩漏、危害物質運送事故等。污染可能是由放射性物質或一般工業有害物質所造成，而過去經驗顯示通常是兩者的混和。復原工作通常耗資耗時，所以最好事先評估找出各種可能方案，再考慮廠址最終狀態（限制性使用與否）、污染物的遷移特性、利害

關係人的期望（壓力）等因素，做出最佳選擇。

對核電廠而言，除非發生重大意外事故，否則環境復原通常都與除役一併執行，也就是說復原規劃通常也是除役計畫的一部分。就環境復原與除役計畫之間的關係與連動，本章做了下列闡述：

- 通常在除役前，應先對地面及地下污染有一定程度的掌握，這些資料也可用來確認在進行除役工作時沒有造成進一步的污染，因此需要在實質除役前建立土壤取樣監測系統。
- 除非有特殊的考量，否則復原工作都是等除役工作結束後再進行，以防範除役工作造成再次污染的情形。
- 復原的程度要考量污染程度以及廠址最終狀態，所以將所有污染源移除並非唯一選擇。復原程度的一個極端是將所有汙染源移除，此舉須考量所需時間及費用，也需考量廢棄物的暫貯或最終處置的去處。另一種極端是在制度化的管制下（institutional control），可以考慮讓污染源在持續監控下自然衰退。

本章也蒐集了一些環境復原實例，個案例重點彙整如下：

- 美國 Hanford 河岸復原：
  - 1943-1989 年生產軍事等級鈽同位素。
  - 復原範圍：靠哥倫比亞河（Columbia River）之河岸走廊，面積 570 平方公里。
  - 污染源：除放射性鍶-90 及鈾-235 外，還有非放射性的六價鉻（hexavalent chromium）。
  - 由於廠區內鄰近地區正進行除役工作，所以須有整體

規畫之隔離措施以避免相互干擾。

- 美國阿岡諾 330 實驗室：
  - ◆ 1950 年建立，內有 Chicago Pile 5 反應堆，提供中子及 gamma 源。
  - ◆ 1979 年永久停機，1992-2000 年進行除役，2009 年開始復原工作。
  - ◆ 由於復原之最終狀態事前未明確定訂定，因此快結束前發包方、下包商、管制單位曾花費相當長時間釐清是否已達到接受標準。
- 英國 Sellafield 的 Windscale trench（壕溝）：
  - ◆ 1950 年代生產軍事等級鈽同位素，後陸續增建用過燃料再處理及放射性廢棄物暫貯設施。約 20 年前陸續展開部分設施除役工作，但廠區仍有其他設施在運轉中。
  - ◆ 該壕溝自 1950 年代起做為低階固體廢棄物的最終處置場，評估發現壕溝貯存物造成廠外劑量累積的風險很低，但基於法律及道義責任，還是展開中期的復原工作，長期的復原工作則待 2120 年 Sellafield 整廠的最終狀態確立後，同時配合執行。
  - ◆ 中期復原：源壕溝內未重新包裝（re-profiled）之廢料，進行重裝；源壕溝上方部分區域未加鋪柏油碎石覆蓋層，也全部加鋪成為一個整體性封蓋，並增設排水設施。
- 英國 Dounreay 廠：
  - ◆ 1950 年代建立數個研究用反應器及廢料處置/暫貯設

施，自 2000 年起陸續進入除役階段。

- 最終狀態也如 Sellafield 一樣尚待決定，先復原至中期目標，未來再整廠復原至最終狀態。
- 本章編者認為雖然除役與環境復原看似有不同內容與目標，但關係十分密切。就結果而言，除役工作是否落實可目睹驗證（如建築物是否消失），復原工作的成果則通常藏於地下，需要有科學方法去驗證。

就本章內容與我國現行除役法規初步比較，建議有下列 2 點可納入未來法規修正及管制作為精進之考量：

1. 廠區復原工作之可接受標準與廠址最終狀態(非限制性或限制性使用）密切相關，國際經驗回饋建議應儘早明訂。以核一除役計畫為例，目前定義的「保留區域」似屬本章所敘述之「廠區中期狀態」，此狀態之可接受標準應與「廠區最終狀態」定義相關。
2. 國際上一般的做法都是等除役工作結束後再進行土地復原工作，以防範除役工作造成再次污染的情形。而若廠區之最終狀態因其他緣故(如最終處置場不確定何時可啟用等）而無法於近期內決定時，則可考慮採先行復原至中期狀態之作法，本章所述的英國 Sellafield 及 Dounreay 廠區即採此作法。

## 六、 我國現行管制法規/作為精進建議

本期末報告第二章至第五章，已分別針對 4 份專書/報告之內容重點、與我國現行法規初步比對、建議我國可考量採行之管制法規/作為精進等進行說明。有關的精進建議，均隨專書/報告各章節研讀重點而分別提出，但鑒於各章節間之相互關聯性以及讀者參考方便性之考量，我們特別於此章節將各專書/報告之管制法規精進建議依議題屬性分為法規類、技術類及非技術類等三大類彙整呈現，以方便讀者參考。另為使管制單位在落實各項建議時，能在執行優先順序訂定下有所參考，本章也對各項建議分別在建議敘述最後給予 A、B、C 三類優先度，其基本定義為：

- A 類：本類建議請管制單位優先考慮試行，並視執行效益再評估是否納入管制法規或例行管制作為。
- B 類：本類屬於核設施（電廠）經營者自行決策範圍（如細部除污或拆除工法），建議管制單位透過適當方法促請經營者試行。
- C 類：本類建議由於國際間尚未完全達成共識或未完全發展成熟，建議密切觀察其發展情況再考慮是否試行。

### 6.1 2012 年出版之 *Nuclear Decommissioning: Planning, Execution and International Experience* 專書之管制法規精進建議

本專書在除役管制法規方面較注重發展歷史、權責區分與原則性敘述，在除役規畫與執行方面也提出許多注意事項，並列舉許多除役案例所汲取的教訓，因此下列建議區分為法規類、技術類與非技術類等三類以方便讀者參閱。另為便於管制單位參考，每一建議事項都依照本章卷首說明標註 A、B 或 C 類。

<u>法規類</u>

1. 因為核一廠的核子燃料在除役過渡階段無法退出反應爐，所以台電公司已於 2017 年 12 月提出核一廠除役過渡階段安全分析報告及技術規範，以做為電廠安全基準文件，原能會亦於 2018 年 11 月完成審查。設施經營者是否遵照修訂後之規範執行工作應是日後管制的重點。（A 類）

2. 我國《游離輻射防護法》的要求應可涵蓋除役的輻射安全，工安部分與化學性危害的物質也有勞動部及環保署的相關法規加以管制。而在安全文化部分雖然有管制措施，但法規中尚無相關條文，故應是除役進展中須注意的管制重點。（A 類）

3. 在免除管制與回收再利用部分，我國有《一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法》可供遵循，惟仍需持續蒐集國際經驗以便檢視上述辦法有無可精進之處。（A 類）

4. 國際上強調新電廠在設計時就應對除役便利性有關的設計進行管制，我國的《核能電廠除役管理方針》中已有核能電廠設計階段應考慮除役便利性的條文。若將來真有新建核能電廠的需求，則將此項條文納入《核子反應器設施管制法》中會更有約束力。這種做法必須先有法規要求再加上有效的管制措施才能達到理想的目的，若未來有新建核能電廠的機會，則管制單位宜預先做好準備工作。（C 類）

<u>技術類</u>

5. 放射性特性調查是一項持續且不斷重複的流程，其過程可分為除役前調查、除役中調查與除役後調查 3 個階段。因此管制單位也宜參照此過程進行管制工作。另負責執行除役的單位須考量特性調查所需經費的問題，但管制單位也須注意審核放射性量測下限、針對特定的核種選擇適當的

計算、分析或量測技術等問題。(A 類)

6. 減少活化產物的新材料不但可用於未來的新建核能電廠,且可用於既有電廠的系統維修方案中,因此值得國內相關單位密切追蹤新材料的發展。另考慮到拆除便利性的管路系統設計不但可用於未來的新建核能電廠,且可用於既有電廠的系統維修方案中,因此值得國內相關單位密切追蹤新設計的發展。而在地下設備方面,既有電廠中舊有設備更新時也可考慮是否能改用易於檢修與拆裝的設備。(B 類)

7. 台電公司承諾對於核一廠未來實際採用之拆除方法及使用之設備,將於執行拆除作業前,參考當時國際上已除役電廠更新、更安全的經驗、技術及機具,進行細部規劃,於除役拆廠階段前 1 年(114 年 12 月)提報主管機關審核,經核准後據以執行。建議請台電公司進行上述細部規劃時考慮經費、時效、人力、集體劑量,以及放射性廢料的形式與數量等因素。而建議管制單位審查時注意相關的輻安與工安規劃與執行。(B 類)

8. 根據核一廠的除役計畫,反應爐槽將於廠內進行切割,故不須考慮廠外是否有處理或貯存設施。惟內部組件的切除是很困難的工作,須能選擇適當的工具,另須考慮切割技術可能失效的風險,也須考慮非核能的風險,如工安意外、火災與有毒氣體外釋等。因此反應爐槽與內部組件切割相關的輻安與工安將是管制的重點。(A 類)

9. 原能會審核一廠除役計畫時,對第八章除污流程與技術提出下列管制追蹤事項:

「核子反應器一次迴路之系統除污作業仍需視環境

與人員安全及現場系統狀況，經評估後再進行調整，台電公司規劃於執行系統除污作業前 1 年（108 年 1 月）提報主管機關審核，經核准後據以執行。」

建議審查前述追蹤事項時注意核一廠是否採用「回收與再利用（recycle and reuse）」除污方式或採用「處置與更換（disposal and replacement）」除污方式。並查證工作人員是否接受過適當訓練且具有除污相關專業知識。（A 類）

10. 目前我國除役相關管制法規未對遙控與機器人技術的使用訂定規範，核一廠的除役計畫中也很少討論這方面的規劃。台電公司對於未來實際採用之拆除方法及使用之設備，承諾於除役拆廠階段前 1 年（114 年 12 月）提報主管機關審核。建議考慮請台電公司在此案中提出可能使用遙控與機器人技術的規劃，並須特別注意經濟狀況、適用性、安全性、可靠度、工作環境與特殊需求、不易受輻射污染、易於安裝、維修、再取回及除污等因素。而管制重點則包含對安全性、工作時程與經費的影響。（B 類）

11. 關於「土壤復原及地下水處理」，核一廠規劃將於除役過渡階段及廠址最終狀態偵測階段針對受到污染之土地及地下水再進行更詳細的輻射偵測，若發現有受到放射性污染再進行處理。建議請核一廠在除役過渡階段的詳細輻射偵測中納入符合「可能有放射性污染問題的廠區型式」的項目包括：反應器廠區桶槽、管路與貯存設施之洩漏；暫時性廢料貯存方式不當；與核電廠事故造成的放射性污染區域等。（B 類）

12. 根據核一廠的除役計畫，若發現土地有受到放射性污染，

會將受污染之土壤移除，再以無污染之土壤回填，直至該區域輻射偵測值符合廠址使用劑量標準為止。而量測或評估劑量率高於法規標準之土壤，則視污染狀況考慮以（1）電動力學除污法；（2）清洗法；（3）高溫處理法等方式處理。建議請核一廠藉由風險評估的方法選出優先的補救技術，其考慮的風險包括補救技術之應用、所有廢料之管理，以及補救後殘餘污染等相關的風險等。（B 類）

13. 根據核一廠的除役計畫，若發現地下水有受到放射性污染，將以抽出法（pump and discharge）、抽出再處理法（pump and treat）、覆蓋封頂技術（capping technology）或工程包封法（engineered confinement）等方式進行處理。建議請核一廠藉由風險評估的方法選出優先的補救技術，其考慮的風險包括補救技術之應用、所有廢料之管理，以及補救後殘餘污染等相關的風險等。而補救技術可增加考慮水力障壁（hydraulic barriers）法、物理方式（如空氣清洗（air stripping）、碳吸附、沉澱、凝固（coagulation）與凝聚（flocculation）等）、化學處理法、生物處理法、受監視的自然衰減法等。（B 類）

14. 建議運轉中與除役中的電廠考慮使用下列減少環境污染的方法：（B 類）

    - 使用兩層容器包封放射性物質，且在兩層之間裝設監視系統。
    - 在任何放射性物質洩漏事件中，立即執行補救行動。
    - 建立放射性物質洩漏之早期偵測系統。
    - 使用植物性與電性以及自然衰減等具有永續性且合乎成本效益的補救措施，運轉中與除役中的電廠也可使用這些措施。

15. 在廠區清理方面，核一廠除役後期需執行「最終輻射偵測」，以確認廠址之輻射劑量是否符合法規之相關規定。且依照《核子反應器設施管制法》第 28 條規定，核子反應器設施除役計畫執行完成後 6 個月內，經營者應檢附除役後之廠址環境輻射偵測報告，報請主管機關審查。建議核一廠執行「最終輻射偵測」時考慮清理策略、歷史之研究與廠區之勘察、建立背景輻射強度、階段化之調查、異常事物之調查與清理等因素。（B 類）

16. 在切割方法的細部規劃方面，建議請核一廠考量國際上使用切割技術遭遇之問題，如高於 C 類放射性物質的處理，切割碎屑與磨料的清理，機械式切割速度慢、顫動、黏著與刀片損耗快的問題，切割工具的油壓系統漏油問題等。避免核一廠執行切割工作時發生類似之困擾。（B 類）

17. 在圍阻體拆除方面，建議請核一廠評估「調查牆面何處受到污染」或「先刮除受污染表層後再拆除」兩種方式的安全性與成本效益後再選取最佳執行方式。另對圍阻體、汽機底座、廠房地基、冷卻水入口結構與冷卻塔等之拆除也可評比「受控制的爆炸式拆除」與使用「裝設在挖土機上的液壓錘」等方法的優劣後，再決定適當的執行方式。（B 類）

18. 我國核一廠除役範圍中包含放射實驗室之處理，若須一併除役則可參考下列國際經驗進行除施規劃或管制作業：（B 類）

    - 因射源通常經過包裝後才加以冷凍，所以除役後期才發現冷凍機與冰箱受到輻射污染，最好初期就化驗解凍的冰水。

- 輻射偵檢器在廢棄處理前未拆除內建的標準射源。
- 特性調查範圍太小以致於未發現實驗室外的污染。
- 原實驗室改建為辦公室時才發現牆壁遭到氚或 C-14 污染。
- 使用複雜的化學品進行除污，以致於二次廢料不符合廢料接收標準。

19. 我國許多醫院設有核醫部門,相關核設施執行除役或更新時,可參考下列國際經驗進行除施規劃或管制作業:(B 類)
    - 最好由一位專案主持人同時負責舊設施除役與新設施興建。
    - 特性調查範圍應包含過去遺失之密封射源。
    - 要檢查是否使用耗乏鈾做屏蔽。
    - 特性調查要考慮液體排放路徑、因管路破裂而造成的土壤污染，以及屋頂排風口是否遭到污染等。
20. 我國有許多醫學、農業與工業用照射器（irradiators)，若須執行除役或更新時,可參考下列國際經驗進行除施規劃或管制作業：(B 類)
    - 數十年前購買的照射器在除役時未查閱最新的管制法規。
    - 未檢查是否使用耗乏鈾做屏蔽造成除役專案的延遲。
    - 設備停用後未及早除役以致射源腐蝕或移動機制損壞。
    - 使用者未徹底了解射源回送給供應商的協議。
    - 使用者應仔細了解除役包商的能力與設備。
    - 若租用照射器則須仔細了解租約內容與責任歸屬。

21. 我國有些醫院設有遠隔治療設備（teletherapy treatment machine），若須執行除役或更新時，可參考下列國際經驗進行除施規劃或管制作業：（B 類）

- 設備停用後最好立即除役，以免射源或移動機制損壞。
- 應明確訂定設備使用者在除役經費及工作的責任。
- 射源更換時應告知管制單位以免造成日後除役困擾。

22. 我國核能研究所尚有一座運轉中的迴旋加速器，過去建造迴旋加速器時多未考慮除役的經費與需求，且許多設計變更或運轉與使用紀錄都未善加保存。英國一家大學於 1950 年代受捐助而建立的迴旋加速器因未規劃除役經費而花費 50 年分 3 階段才完成除役，他們汲取之教訓包括：盡量使用原有人力與專業執行除役工作，以及須妥善規劃放射性廢料的產生、貯存與處置。建議核能研究所參考這些經驗預先規劃迴旋加速器除役事宜。（B 類）

23. 我國核能研究所尚有許多核設施，過去也有某些核設施除役的經驗，不過下列國際有關包含多種設施廠址除役經驗仍值得未來規劃核設施除役時參考：（B 類）

- 區域狀態或通路改變要及時通知所有相關人員。
- 若許多實驗室中只有一個進行除役且疏散路線改變時，要及時通知所有相關人員。
- 若許多實驗室共用通風系統，但只有一個實驗室進行除役時，須妥善規劃通風系統關閉或部分拆除的時間與方式。
- 若許多實驗室共用廢料排放管路，則某一個實驗室

除役時須注意管路調查與拆除之規劃。

- 要實際調查氣體管路的位置而不能只憑管路圖規劃除役。
- 須調查通風系統在屋頂的排風管是否有輻射污染，也須檢查系統內石綿的含量與位置。

24. 我國清華大學尚有一座運轉中的研究用反應器，若須執行除役或更新時，可參考下列國際經驗進行除施規劃或管制作業：（B 類）

- 運轉中定期審查安全狀況是否符合國家與國際除役法規對除役工作很有幫助。
- 請外界獨立專家審查除役的文件是很重要的做法。
- 除役要遵守的法規常散布於不同的文件，應做適當的歸納。
- 平時進行維修工作時就執行輻射特性調查並妥善保存調查數據，以便未來除役使用。

25. 下列英國 Dounreay 核能廠址在材料試驗反應器之燃料池，以及附屬之燃料再處理廠之燃料池除役的經驗可供我國核電廠燃料池除役時參考：（B 類）

- 兩大困難：池底堆積之淤泥（sludges），以及池壁金屬襯墊後方的鋼筋水泥結構的滲透污染。
- 淤泥清除：將池水連同淤泥一併汲取，通過過濾器吸附淤泥中顆粒，重複循環並逐度縮小過濾器孔徑（由開始的 50-100 微米到後期的 1-20 微米），池水則回排至池中，這個過程通常需要數個月之久。於過濾過程中，同時運用離子交換樹酯以吸附其中的銫及鍶。經驗回饋顯示池水過濾速度是影響效率的

關鍵，這通常需要反覆測試才能找到最佳過濾效率的流速。結果證明經反覆過濾後，可將池底淤泥活度降低一萬倍。

- 滲透污染：雖有金屬襯墊（liner）保護，放射性物質還是會滲透至襯墊後方的鋼筋混凝土結構中。在其中一個池子裡約 15 公分的混凝土壁面被刮除，但要注意若刮除部分是池底，不能刮太深以免地下水滲入造成污染擴散。

26. 下列英國 Dounreay 核能廠址在熱室的除役經驗可供我國核能研究所規劃熱室除役時參考：（B 類）

    - 首先移除熱室內廢棄物後，若污染/輻射強度達到人員著全罩式防護衣可進入程度（數個毫西弗/小時），則採近距離除污/拆解是最有效率的作法。若劑量過高，則先使用熱室既有的機械手，加上特殊設計遙控機具（含拋棄式攝影機）進行除污。
    - 經驗回饋顯示，電漿切割（plasma cutting）應是拆解熱室的最佳工具，此方法產生的二次廢料及粉塵最少，但還是須要有配套的通風系統加上高效率過濾器（HEPA）以避免污染擴散。

27. 在核能除役專案資訊方面，我國核能研究所已為除役發展了整合性除役資訊管理系統（IDIMS），這個系統在資訊管理方面可以確保技術品質與安全標準；提供詳細拆除紀錄、決策評估工具、資訊分發資料庫，以及管理與取用顯性知識。在知識管理方面可以提供分享、回饋與學習架構；人員快速訓練及最佳任用平台；面對面溝通管道、及友善的隱性知識分享平台等。建議管制單位與台電公司考慮此系統之適用性並善加利用之。（B 類）

非技術類

28. 管制單位了解除役產業過去與未來的規模,除可掌握除役的國際情勢外,也可對國外具有除役經驗的單位或專家建立諮詢對象的資料庫。(C 類)

29. 我國核一廠 1 號機已進入除役的過渡階段，除役團隊組成與心態的轉換(由運轉至除役之轉換)應是管制單位審查設施經營者除役組織的重點之一。另設施經營者應妥善處理「組織與文化變動對人員就業與士氣的影響」，管制單位也須注意處理的成效。(B 類)

30. 有關除役實際支出超過預估值的國際經驗,我國核能電廠除役經費的預算已加計 15%之準備金,我國《核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法》中第 12 條也要求設施經營者每年提報經費支用情形與次年預估之預算,若遇有經費超支過多的情形則須要求設施經營者盡速解決。(A 類)

31. 我國設施經營者與管制單位均持續與相關利害關係人進行過溝通,截至目前為止尚無修訂除役政策之需求,惟日後仍應注意執行階段之情況持續審視除役政策之合宜性。另從設施經營者的角度而言,利害關係人可分為法定與非法定利害關係人兩類。而對管制單位而言，重要的利害關係人包括參與管制的同仁、地方社區民眾、非政府組織(NGO)與民意代表等。英國 Dounreay 低放射性廢棄物處置設施成立內部利害關係人小組、年輕利害關係人小組與設施所在地利害關係人小組,並請他們共同參與各種選項的討論與決策,這種作法值得國內相關單位參考仿效。而用同理心傾聽各類利害關係人的顧慮是重要的溝通技

巧，另利用流行的社交媒體才能與年輕族群進行有效溝通，這是目前做好利害關係人溝通的重要認知。（B 類）

32. 我國雖非核能安全公約（Convention of Nuclear Safety）的簽約國，但過去仍透過美國協助定期提出國家報告邀請其他簽約國家之專家進行審查。未來之國家報告建議可考量反映核一廠除役現況。（A 類）

33. 核一廠除役工作中難免遭遇地下桶槽與管路的拆除，大型設備拆除空間受限的情形，以及難以分割的輻射污染物件等，仔細記錄這些資料並藉以思考改善方式，則對未來除役便利性的設計是很具體的參考資料。而除役的紀錄很珍貴也很重要，我國《核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法》中第 14 條要求設施經營者應妥善管理除役相關紀錄，管制單位應依照此法規嚴格監督相關作業。另雖然我國較少設計新核能電廠的機會，但培養對除役作業熟悉的專家可在設備更新或採購核能電廠設備時提供對除役便利性有助益的意見。（B 類）

34. 核一廠之除役計畫中說明為廢棄物之回收與再利用擬訂了「一定活度或比活度以下固體廢棄物外釋計畫」。其中訂定了外釋物質的種類、偵測方法與輻射強度限制。未來是否有廠商願意承接以及民眾的反應將是觀察的重點。而若外釋遭遇困難則須注意台電公司的因應措施。（B 類）

35. 根據核一廠提出之除役計畫，對除役後之廠房及土地已有再利用的規劃。建議可再從國家角度考慮廠區之長程使用/任務，並評估不同選項之利弊得失，選出最有利的再利用方式。另亦可多與廠內外利害關係團體溝通，集思廣益並取得共識，以利爾後再利用工作的推行。（B 類）

36. 建議運轉中的核二、三廠仍可提早考慮除役相關的廢料管理措施。另亦可早期規劃再發展事宜，以便提早防止有利用價值的未污染廠區受到污染，提早與有興趣合作的對象洽商，減少原有員工解雇的比例，減少除役延誤的機率，以及提早估計再發展的經費與收益，進而幫助除役的財務規劃等。（B 類）

37. 德國 Greifswald 電廠 5 座 WWER-440 除役對大量員工就業問題的處理方式包括先實施下列措施將原來 6,000 位員工減少至 1,400 位：（B 類）

- 一些較年長的員工提早退休。
- 盡可能將一些服務、基礎設施與技術部門轉換成私人公司。
- 為加入私人公司或願意參加除役工作的員工提供相關訓練。
- 資遣一些員工。
- 另在廠區建立一些中小型企業創造約 1,000 個就業機會，並興建兩座燃氣電廠提供約 400 個職位。
- 對我國而言，台電公司有許多火力發電廠與地區營業處可以輔助核電廠除役後的員工轉業，而上述案例中的提早退休、轉換至私人公司、興建燃氣電廠，以及為員工提供相關訓練等措施都可參考運用。

38. 下列美國的除役經驗可供國內除役執行單位參考：（B 類）

設立一個獨立的資訊管理中心，在除役專案執行時依照品保要求，由工作控制中心保存控制版文件，資訊管理中心則分發文件影本，並使用傳統或先進方式保存紀錄與文件。

## 6.2 OECD 出版之 *The Regulatory Challenges of Decommissioning Nuclear Reactors* 以及 *Regulating The Decommissioning of Nuclear Facilities: Relevant Issues and Emerging Practices* 報告之管制法規精進建議

本計畫原規畫僅對第一份報告進行研讀，但於期中報告審查時承諾增加第二份報告之（延伸）研讀。於本期末報告第三章中已針對此兩份專注於除役管制作為的報告，就其內容摘要敘述，並與我國現行管制法規/作為比較後，提出精進建議。以下將分別依照法規/技術類/非技術類等三大類分別彙整呈現，另對每項建議之試行優先順序則以 A/B/C 三類分別呈現於該建議敘述之結尾，以方便讀者參閱。

<u>法規類</u>

1. 管制單位應訂定相關管制指引，包括訂定除役允許最長時程、可被接受策略（立即除役或其他）、環境監測的範圍（由原例行運轉之範圍調整）、中期放射性物質暫貯設施設計標準、例行運轉與除役階段記錄文件保存期限、廠區解除管制的接受標準等。（A 類）
2. 「安全與保安挑戰」議題之建議管制作為：管制單位應考量跟除役管理階層討論如何留住需要的技能、進行有效的再訓練、雇用適當的人員或下包商，以及控管下包商等議題。另除役團隊跟管制單位要共同面對的挑戰是如何調整相關法規以有效因應由例行運轉到除役階段的重大變化，需要討論協商的議題包括運轉班人員組成、人員再訓練計畫內容、已停止運轉系統/設備之測試計畫內容、緊急應變計畫內容、保險、消防計畫、蒸汽產生器防腐蝕計畫、品保計畫、保安計畫等。（B 類）

3. 「執照終止」議題之建議管制作為：管制單位應訂定明確的無限制使用或限制使用的標準，此項標準最好採公開透明方式訂定，並盡早與所有利害關係人溝通。可被接受的最終狀態不一定要是無限制使用（greenfield），特別是在除役後廠區仍作為暫貯廠/場的情況下，管制單位需要與經營者討論在何種限制條件下，應達到何種程度的除污標準（brownfield）。（兼具 A 及 B 類）

技術類

4. 「停機與拆除前準備」議題之建議管制作為：管制單位應確認在執行特定除役活動前，相關準備工作皆已完成，包括與利害關係人的互動、新發展程序書的審閱、無限制外釋（解除管制）的明確定義、一般及放射性危害物質的處理程序、新建立系統之安全評估、管制人力派遣模式之調整等。（A 類）

5. 「廢料管理」議題之建議管制作為：廢料管理一向是重大議題，而當廢料都暫貯於廠區內時更是。明確的法規指引是必要的，包括放射性廢棄物的收集、量測、外釋或回填於廠區內或暫貯等。反應器槽（RPV）及其內部組件的拆解是個特別的挑戰，通常是採切割成較小塊後暫貯於廠內。（A 類）

6. 「輻射污染控制」議題之建議管制作為：電廠經營者在選擇主要拆除工法時，應該對所有影響因素進行整體評估，管制單位應投入資源審閱這些評估的合理性；當議題涉及非核能管制單位時，應盡可能避免下達不同或衝突之指示。（A 類）

非技術類

7. 除役絕非例行運轉的延伸，而是一種全然不同的狀態。因此，核電廠經營者及管制單位都需要在心態上（mindset）及技能上有所因應準備。（兼具 A 及 B 類）

8. 永久停機前的充分準備，有助經營者與管制單位在心態上與技能上做好調適工作，以面對全新的除役工作。這些準備工作包括除役計畫的儘早完成、除役計畫應涵蓋內容之完整性、機組狀態的掌握機制、執行程序書的備便、管制作為的調整等。（兼具 A 及 B 類）

9. 「組織文化」議題之建議管制作為：管制單位除了事前審閱除役計畫外，也應考慮到現場觀察組織文化的全面發展趨勢（包括員工心態調整及管理階層因應策略）、觀察電廠團隊與下包商之互動、參與細部施工計畫的討論，以及審閱形態與知識管理相關程序書之合宜性等。（A 類）

10. 建議管制單位應考量調整管制人員派遣方式，由例行運轉中人員輪流全天候駐廠，調整為針對特定議題派遣一組人員定期視察的方式。可能的特定議題包括 ALARA 的落實、廠區保安、下包商監管/合作、組織文化的發展現況等。而當有特殊活動（如 RPV 拆解）進行時，管制單位則可要求事先審閱工作程序書並派員至現場視察工作執行狀況。（A 類）

11. 管制單位應持續監控重要議題的發展，這可藉由與經營者舉行定期會議以了解/審閱主要活動規劃、預算管理、改善組織文化等重要議題的行動方案來落實，必要時也可考慮要求經營者針對特定議題定期提出進度報告。（兼具 A 及 B 類）

12. 利害關係人溝通雖主要是經營者的責任，但管制單位應鼓

勵經營者以公開透明方式與民眾定期溝通，讓民眾了解除役活動的近期進展與長期目標，管制單位也可以派員參加仔細聆聽並適時說明管制立場與作為。（兼具 A 及 B 類）

13. 經營者與管制單位均應蒐集/彙整/了解國際上除役活動的經驗回饋。（兼具 A 及 B 類）

14. 「風險告知管制」觀念值得參考，也就是將管制資源依照各項除役工作風險高低合理配置。典型的高風險工作包括除污、拆除、廢料處理、環保、工安、形態管理系統建立等，而控制室輪班人力配置、定期測試維護、核子事故緊急應變能力維持等則可視為具有相對較低風險者。NEA 6401 報告第二章對風險告知管制的具體作為有相當詳細闡述，值得電廠經營者及管制單位參考；而該報告第三及第四章則彙整 NEA 各會員國在除役管制作為上的經驗回饋，並依照議題屬性分別提出具體建議供讀者參考。（兼具 A 及 B 類）

15. 「員工/民眾安全與健康」議題之建議管制作為：在輻安議題上應採「風險告知」精神配置有限管制資源，也就是專注在較高風險除役活動上。而面對除役期間會較頻繁發生之傳統工安議題，若不能協調其他部會取得管制上的協助，核能管制單位需要透過管制人員再訓練以建立管制能量。（A 類）

16. 「設計變更核准程序」議題之建議管制作為：沿用例行運轉時期之核准程序，很可能會造成除役工作延遲並導致費用增加，也會增加管制單位不必要的負擔，授權電廠在事先設定的範圍內自行評估決策是較可行的做法。（A 類）

17. 「人為與組織因素」議題之建議管制作為：進入除役階段

後，原有的管制固定焦點與穩定度逐漸消失，隨之而來的是逐日改變的工作內容、大量新進/承包商人員參與、非例行除污及拆除工作大量產生等，管制單位要能快速引進或學習新的技能以有效執行其任務。經驗回饋顯示，除役時應採行管制大型工業計劃的模式來運作，也就是授權執行單位建立管理程序，而管制單位僅在「停留檢查點（hold point）」進行必要的檢視。如此運作下，管制者也可將有限的資源投入更值得關注的高風險議題。（A 類）

18. 「知識管理」議題之建議管制作為：在例行運轉階段，完善的知識管理及機組狀態掌控系統是很關鍵的，對除役階段而言，這些系統也同等重要。管制單位有必要配置適當管制資源以確認電廠經營者是否妥善建立並保持這些系統在除役期間的有效運作。（兼具 A 及 B 類）

19. 「除役基金/費用」議題之建議管制作為：大家關注的是已收到或將收到的基金是否足夠涵蓋所有除役費用？關鍵的議題為核廢料最終處置場的地點/接收時間/接收標準通常都未能在核電廠決定永久停機時確認，所以現階段估算的除役費用有其不確定性存在，這是所有管制單位未來需要投入研究的重要議題之一。（C 類）

6.3 WM2013 Conference 研討會論文集中 *The Regulatory Challenges of Decommissioning Nuclear Power Plants in Korea* 論文之管制法規精進建議

於本期末報告第四章中已針對此論文內容與我國現行管制法規/作為比較後，提出下列 2 項法規類精進建議：

1. 《核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法》第 12 條規範除役計畫應每年提出修正版，但未明訂修正版應涵

蓋之內容。建議未來若對此管理辦法進行修正時，可考慮納入國際除役經驗回饋之相關議題，如放射性廢棄物特性調查等。國際經驗顯示，停機前之初步特性調查數量通常較停機後之再調查結果為少，因此停機後的再調查應有其必要性。其他可考量納入之議題包括組織文化良性發展之落實、知識管理（包括經驗回饋）系統之有效運作、機組狀態之確實掌握、與利害關係人之良性互動等。於管理辦法修正前，相關之合理要求則可考慮透過會議紀錄等形式落實於除役管制上。（A 類）

2. 《核子反應器設施管制法施行細則》已訂有設施除役時廠區採非限制性使用或限制性使用之明確標準，但受到核廢料處理/處置時程不確定性的影響，目前除役後電廠將設有「保留區」，此保留區與廠區再利用現行標準的關聯性應值得進一步釐清。（A 類）

6.4 2017 年出版之 *Advances and Innovations in Nuclear Decommissioning* 專書之管制法規精進建議

針對本專書已研讀部分，在本期末報告第五章中共提出 41 項管制法規/作為精進建議。由於此 41 項精進建議因各章節內容部分重疊而有重複之現象，故於本節再行彙整為 23 項，以下將分別依照法規/技術類/非技術類等三大類分別彙整呈現，另對每項建議之試行優先順序則以 A/B/C 三類分別呈現於該建議敘述之結尾，以方便讀者參閱。

<u>法規類</u>

1. 我國現行的放射性物料非限制性外釋標準由《一定比活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法》所規範：對一般民眾之年劑量不得大於 0.01 毫西弗/年，與國際現行標準相

同。至於限制性外釋，依照現行規範內容，似屬不允許，建議可持續關注國際間對此議題之最新管制發展，於適當時機考慮納入管制作為。（C 類）

2. 我國對廠區內個別建築物於除役工作完成後之再使用並未直接規範，而是以整個廠區設施對民眾造成的劑量來規範。而為確保所有建築物/設施加總後之劑量不會超過整個廠區的規範，已建立或即將新建之廢棄物處理/暫貯設施，均須遵循《放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則》及其他規範，確保對該設施外一般人所造成之個人有效劑量，不超過 0.25 毫西弗/年，並符合合理抑低原則（如核一廠經營者承諾一號低放射性廢棄物貯存庫對民眾影響劑量不會大於 0.05 毫西弗/年）。（兼具 A 及 B 類）

3. 依照我國《核子反應器設施管制法施行細則》第 17 條之規定，設施除役後之廠址應符合下列外釋標準： 1.限制性使用者：對一般人造成之年有效劑量不得超過 1 mSv； 2.非限制性使用者：對一般人造成之年有效劑量不得超過 0.25 mSv。前述標準跟美國現行規範類似，也跟 IAEA 對廠區外釋的相關建議值訂定的精神大致符合。以核一廠為例，未來完成除役後之廠址輻射劑量，將符合非限制性使用標準（不含保留區域）。核一廠除役計畫內容之「保留區域」似符合本專書第 13 章所敘述之「廠區中期狀態」，此狀態之可接受標準應與「廠區最終狀態」之定義相關。（A 類）

4. 對除役新技術之掌握，可考慮列為各廠除役計畫定期修正之指定內容並為拆除工法提報之審查重點。（A 類）

<u>技術類</u>

5. 核一、二廠於永久停機後，燃料將停留於爐心及燃料池一段目前不可確認的時間；而核二、三廠於未來也將面臨一部機組停機，但另一部機組仍運轉中之狀態。於上述時段中，如何確實掌握機組狀態將是確保除役安全的關鍵措施之一。（A 類）

6. 放射性物質之估算，依據國際除役經驗，大多跟實際狀況不甚相符，可考慮在系統全面或部分除污後，選擇適當時機再次進行量測確認。經驗回饋顯示，曾發生意外事件的環境與老化的設備/系統通常是發現非預期輻射劑量的主因，因此相關資訊應於除役規劃階段盡可能彙整分析，並在執行實質除役工作前進行再量測確認。（兼具 A 及 B 類）

7. 反應器槽（RPV）及其內部組件之拆解是關鍵工作，在選擇工法時，應多參考過去成功與不算成功的案例（2017 出版之專書第 8 章），電弧鋸與氧丙烷切割是美國最近曾成功運用的 RPV 拆解技術。（B 類）

8. 電腦資訊科技可結合 3D 立體廠房模型圖，無線傳輸技術、掌上型電腦、RFID（電子標籤）、（遙控）輻射偵檢等新技術，達成程序書無紙化並在廢棄物特性數量盤點上有更好的掌握。（B 類）

非技術類

9. 由運轉過渡至除役階段之組織文化（人員心態）的變化值得重視，這部分最好由再訓練內容著手落實。一般再訓練著重在技術能力的培養，但心態調整有關的訓練也值得重視。除役期間大量承包商人力/技術之引進也會影響組織文化的發展，觀察的重點為廠內除役團隊與承（分）包商的互動，主要的關注為：不論除役工作發包形式為單一主

承包商或多個分包商，電廠經營者團隊必須要隨時有充分掌控權。（兼具 A 及 B 類）

10. 安全評估結果應有持續監控、修正、確認可接受之功能機制，這可藉由風險列冊控管（risk register）等措施來落實。（B 類）

11. 除役時經營者最好有常設組織/機制，以彈性/機動應對較常發生的突發事件。（B 類）

12. 對非重複性及非例行除役工作，經營者應考慮視需要建立嚴謹監督、讓執行者參與程序書編寫，以及程序書澄清熱線等機制，並強調「遇問題先安全停工，澄清後再動工」之標準作業方式。（B 類）

13. 經營者及管制者應觀察並確認知識管理系統的完整性與運作順暢性，特別注意當廠區最終狀態存在不確定性時，知識管理系統必須要留存的資訊。經驗回饋（lesson learned）機制為知識管理系統之一部份，也應確認其運作順暢性，重點為人員回報的意願，以及機制回應（分析肇因並提改善方案）的效率。如何有效蒐集跡近錯誤（near miss）的訊息，經彙整分析其肇因並採取事先防範措施，已證明對降低意外事件/事故的發生機率有顯著的效用。（兼具 A 及 B 類）

14. 依據美國核管會之最低除役費用估算公式（NUREG-1713），可估算我國核一、二、三廠每部機組之除役費用分別是 1.2/1.3/1.0 億美金（1986/1 幣值）。而 1986/1 到 2018 年第一季之影響價格因子（ESC）為 3.6-5.0（BWR）及 3.8-4.7（PWR），即當今除役費用與 1986/1 幣值相較，約提升 4 到 5 倍 。上述數據可提供數量級參考，即以 2018

年第一季幣值為準，保守假設影響價格因子（ESC）為 5，核一、二、三每部機組最低除役費用應在 5-6 億美金左右。按除役費用評估為為子計畫一 109 年度規劃之研讀主題。（C 類）

15. 利害關係人的溝通雖然大部分是電廠經營者的責任，但核能管制單位應持續關注其採行策略與執行效果，並適時參與相關活動；在與非核能管制單位的協調上，核能管制單位也應特別注意是否有完善的溝通管道。國際經驗顯示，在一般民眾認知中，大部分利害關係人的可信度均較官方或半官方單位來得高。如何善用這些利害關係人做為發聲管道，值得關注，例如在例行運轉階段持續資助的學術研究計畫，可將焦點轉至除役技術而持續進行。（兼具 A 及 B 類）

16. 根據國際除役經驗回饋，管理缺失幾乎是所有意外事件或事故的肇因之一，值得特別關注。（B 類）

17. 與其出狀況再事後補救，管制單位不如主動介入除役活動各種安全相關議題，以做好事先防範工作。（兼具 A 及 B 類）

18. 本專書強調在決定廠區外釋標準時，應徵詢利害關係人的意見。故未來若考量參考國際發展趨勢訂定物料限制性外釋或保留區域可接受之標準時，應採適當措施以徵詢利害關係人的意見。（兼具 A 及 B 類）

19. 我國現有運轉中研究用反應器為清華大學之 THOR，其為 TRIGA 型式，功率 2 MW（原 1 MW），有 BNCT 設施。未來執行除役時，韓國同型式功率之 KRR-2 除役經驗應值得參考。針對 BNCT 之設施除役，則可參考日本 JRR-

2 及芬蘭 FiR-1 之類似經驗。針對研究用反應器，國際上現有的一般性資料有 IAEA 的 DeSa（Demonstration of Safety for decommissioning）及 FaSa（Follow-up project on application of Safety assessment）計畫，也可參考歐盟的 IDN（International Decommissioning Network）及 R2D2P（Research Reactor Decommissioning Demonstration Project）的相關資料。另 TRIGA 也有使用者組織可提供該類型反應器相關訊息。（C 類）

20. 原始文件的完整性對研究用反應器的除役是一個共通性議題，可能會影響除役規劃的順利進行。另由於可支用經費受限，除役後廢料之去處也需要先行協調處理。（C 類）

21. 我國核二廠兩部機組的規劃永久停機時間差異為 15 個月，核三廠則為 10 個月。於這段時間內將會出現一部機組已停機，另一部機組運轉中的情況，此階段經營者應有對應之管理機制。本專書建議上述過渡期之管制重點包括明確之機組負責團隊的責任區分、停機機組最低的安全維持活動、避免機組相互干擾之監控作為與機制等。（A 類）

22. 當兩部機組都停機後，再同時進行實質除工作應是最佳的作法，但應注意人力/機具之靈活調度、特殊工法採一部機組先行作法、管理團隊主動介入解決突發狀況、共用系統/交通路線之適當管理等議題。（B 類）

23. 國際上一般的做法都是等除役工作結束後再進行土地復原工作，以防範除役工作造成再次污染的情形。而若廠區之最終狀態因其他緣故（如最終處置場不確定何時可啟用等）而無法於近期內決定時，則可考慮採先行復原至中期狀態之作法，英國 Sellafield 及 Dounreay 廠區即採此作法。

（兼具 A 及 B 類）

# 七、 結論

本期末報告彙整子計畫一「國際除役案例蒐集及相關風險洞悉管制」於 108 年度的工作成果。本（108）年度主要工作內容為研讀 4 份國際報告並並撰寫內容摘要，同時比對我國核電廠除役工作現況，並考慮我國之適用性，提出可供管制精進參考的建議。上述國際報告研讀的摘要、心得與管制精進建議的呈現方式摘述如下。

## 7.1 2012 年出版之 *Nuclear Decommissioning: Planning, Execution and International Experience* 專書內容重點與我國管制作業之比較

本專書共有 26 章，各章的詳細內容摘要及心得與建議請參見本報告之附錄一，而本報告第二章再將附錄一中重要的內容整理提出各章的重點，並參考我國除役相關管制作業，提出可供參考的建議事項。另為使讀者能夠快速掌握本書的精華，最終則於本報告第六章 6.1 節分就法規類、技術類與非技術類等三種類別為我國除役執行單位與管制單位提出 38 項可供參用的建議。以下再整理說明本書第 1 章前言之外各章的重點，以便讀者回顧或查閱相關議題。

<u>規劃部份</u>

- 第 2 章：「核能除役原理與方式概述」概述除役的發展、技術、權責等；
- 第 3 章：「核能除役政策、基礎設施、策略與專案規劃」介紹本章標題所示各面向的重點；
- 第 4 章：「核能除役之財務與經濟」介紹除役相關經費估計方式與面臨的挑戰；

- 第 5 章:「核設施放射性物質的特性鑑識」探討放射性物質特性調查的方法與經費；
- 第 6 章:「核設施運轉至除役過渡期之管理」說明過渡期管理的目的、策略與經驗；
- 第 7 章:「核能除役專案組織管理與人力資源」說明組織權責、品質、訓練與變更管理等；
- 第 8 章:「核能除役專案之公眾參與及利害關係人諮詢」說明利害關係人之確認與管理；
- 第 9 章:「核設施除役之輻射防護」說明人員與環境之保護以及國家與國際相關導則；
- 第 10 章:「有助於除役之核設施設計與運轉」說明與除役相關之設計與運轉因素，列舉相關經驗之應用。

執行部份

- 第 11 章:「核能除役專案中安全封存與固封除役之策略」以實例探討安全封存與固封除役(entombment)之原因與做法；
- 第 12 章:「核能除役專案的拆除流程與技術」說明切割技術與應用經驗；
- 第 13 章:「核能除役專案的除污流程與技術」說明除污技術與應用經驗；
- 第 14 章:「核能除役專案的遙控與機器人技術」說明遙控與機器人技術的定義與發展；
- 第 15 章:「核能除役專案的放射性廢料管理」說明放射性廢料管理的策略與經驗；
- 第 16 章:「核能除役專案的環境補救與復原技術」說明廠區內外之環境補救與復原技術；
- 第 17 章:「核能除役專案的廠區清理與執照終止」說明廠區

清理與執照終止相關的法規與流程；

- 第 18 章：「核設施廠區除役後之再使用與再發展」說明廠區再使用與再發展之策略、做法與經驗。

國際經驗部份

- 第 19 章：「西方輕水式反應器（LWR）之除役」介紹 LWR 除役之策略、技術與經驗；
- 第 20 章：「俄羅斯水冷卻與水緩和反應器（WWER）之除役」介紹 WWER 除役之策略、技術與經驗；
- 第 21 章：「氣冷式反應器（GCR）之除役」介紹 GCR 除役之策略、技術與經驗；
- 第 22 章：「核燃料循環設施之除役」介紹核燃料循環設施除役之策略、技術與經驗；
- 第 23 章：「小型、醫用、工業用與研究用反應器之除役」介紹此類核設施之種類及相關除役之策略、技術與經驗；
- 第 24 章：「英國核廢料場 Dounreay 之除役」介紹 Dounreay 除役之經驗；
- 第 25 章：「美國 Idaho 國家實驗室核廢料場之除役」介紹 Idaho 核廢料場除役之經驗；
- 第 26 章「核能除役專案的資訊管理」介紹除役專案的重要資訊與其管理做法。

7.2 *The Regulatory Challenges of Decommissioning Nuclear Reactors* 及 *Regulating the Decommissioning of Nuclear Facilities: Relevant Issues and Emerging Practices* 報告內容重點與我國管制法規之比較

本子計畫原僅規畫對 OECD 2003 年發行之 *The Regulatory Challenges of Decommissioning Nuclear Reactors* 報告進行研讀，

但於期中報告審查過程中，承諾對 OECD 2008 年發行之 *Regulating The Decommissioning of Nuclear Facilities: Relevant Issues and Emerging Practice* 報告進行延伸閱讀。

第一份報告由 OECD/NEA 之核能管制委員會（Committee on Nuclear Regulatory Activities, CNRA）於 2003 年發行，聚焦在各 NEA 會員國在除役期間之管制作為，主要內容涵蓋由例行運轉到停機除役的重大改變、除役活動對管制單位的挑戰、NEA 會員國的除役管制作為經驗回饋等議題。第二份報告則是由 OECD/NEA 的核廢料管理委員會（Radioactive Waste Management Committee, RWMC）下設之除役暨拆除工作小組（Working Party on Decommissioning & Dismantling, WPDD）彙整 2005-2008 年召開之相關小組會議的討論內容，焦點為各會員國在核電廠除役管制作為的共同策略：風險告知（risk-informed）管制，也就是依照各項除役工作風險之高低，合理配置適當管制資源。

相較於本計畫研讀之其他專書/論文，此兩篇報告更加聚焦於除役管制作為上，也因此對管制單位而言更具參考價值。此兩份報告的詳細內容摘要及心得與建議請參見本期末報告之附錄二，而本期末報告第三章也再將附錄二中重要的內容整理提出 NEA 各會員國除役管制作為重點，並比對我國除役相關管制作業，提出可供參考的建議事項。另為使讀者能夠快速掌握本書的精華，最終則於本報告第六章 6.2 節分就法規類、技術類與非技術類等三種類別為我國管制單位提出 19 項可供參用的建議。

### 7.3 *The Regulatory Challenges of Decommissioning Nuclear Power Plants in Korea* 會議論文內容重點與我國管制法規之比較

本論文說明 IAEA 對南韓除役管制法規的修正建議，重點包括永久停機後的安全管制程序、除役計畫的接受（審查）標準、

除役計畫應涵蓋之內容與除役廠區再利用的輻射標準等。另南韓除接納前述建議外，亦加入新機組應在設計階段納入除役考量、公眾參與以及資訊公開等相關法規的修訂。而根據本會議論文所描述的經驗，本期末報告除於附錄三提出詳細的內容摘要及建議可考量採行之國際經驗回饋外，特別建議針對除役計畫的年度定期更新，可考慮明文規範應納入之修正內容，例如放射性廢棄物特性再調查、組織文化良性發展之落實、知識/型態管理系統之有效運作等；另亦建議針對除役後電廠設有之「保留區」，應進一步釐清此保留區與廠區再利用現行標準的關聯性。前述相關內容摘要及管制建議也同時彙整於本期末報告第四章以及第六章 6.3 節，以利讀者參閱。

### 7.4 2017 年出版之 *Advances and Innovations in Nuclear Decommissioning* 專書內容重點與我國管制作業之比較

本專書共有 13 章，各章的詳細內容摘要及心得與建議請參見本報告之附錄四，而本報告第五章再將附錄四中重要的內容整理提出各章的重點，並比對我國除役相關管制作業，提出可供參考的建議事項。另為使讀者能夠快速掌握本書的精華，最終則於本報告第六章 6.4 節分就法規類、技術類與非技術類等三種類別為我國除役執行單位與管制單位提出 23 項可供參用的建議。以下再整理說明本書第 1 章前言之外各章的重點，以便讀者回顧或查閱相關議題。

<u>規劃部份</u>

- 第 2 章：「安全與輻防」闡述整體規劃的必要性；
- 第 3 章：「組織文化」說明由例行運轉過渡至除役階段之文化轉變，此轉變曾導致意外事件發生；
- 第 4 章：「知識管理」強調文件、經驗、紀錄完整留存的重要

性；

- 第 5 章：「費用」探討除役費用估算面臨的挑戰；
- 第 6 章：「新的利害關係人」對 stakeholders 有新的定義。

執行部份

- 第 7 章：「從錯誤中學習」是以英國及美國之實例，探討如何防止錯誤發生；
- 第 8 章：「最近發展應用的新技術」則探討可能運用於除役工作的工業界新技術；
- 第 9 章：「發生意外事故之核電廠除役」簡介三哩島、車諾比爾、福島電廠之除役現況；
- 第 10 章：「外釋作法」研析目前各國採行之外釋作法是否有最佳化的空間。

國際經驗部份

- 第 11 章：「研究用反應器除役」以實例彙整相關資訊，以補足 2012 年專書在此議題略有不足之處；
- 第 12 章：「多設施廠址之除役」探討整體考量與工作協調，以將相互影響降至最低；
- 第 13 章：「廠址復原」探討復原至無限制之再利用（unrestricted reuse）與有限制之再利用（restricted reuse）的優缺點。

本子計畫於 109 年度將繼續探討比對 *Costs of Decommissioning Nuclear Power Plants (NEA No. 7201)* 與 *Financial aspects of decommissioning (IAEA-TECDOC-1476)* 兩份報告，並研析 *Standard Format And Content of Decommissioning Cost Estimates For Nuclear Power Reactors (NRC RG1. 202)* 及 *Standard Review Plan for Decommissioning Cost Estimates for Nuclear Power*

*Reactors (NUREG-1713)* 兩份美國核管會法規後，彙整所有報告重點，針對除役費用相關的議題撰寫內容摘要，並就相對應的管制作業提出精進建議。

## 八、 附錄

附錄一、*Nuclear Decommissioning: Planning, Execution and International Experience (2012)* 研讀摘要與擬提管制建議表

| 前言 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
|---|---|---|
| | 4. 核能業界一般都同意「除役」一詞代表核設施從可用運轉壽命退休後，在注重公眾與工作人員的健康與安全的前提下所採取的處理行動。這種行動較小規模的範圍包括移除最少量的輻射物質、持續監測並限制原設施的用途，而較大規模的範圍則包括移除大量毒性與輻射物質使原廠址可以無限制地使用。<br>5. 歷經 30 年以上的經驗，相關專家們都同意核能與輻射設施可以安全地除役，不會對人員與環境造成意外的影響。這 30 年來完成除役的設施包括研究用反應器、小型核設施、較大的先導型反應器與核燃料設施，以及 1990 年代完成除役的商用核電廠與大型再處理廠。<br>6. 本書包含三大部份，第一部份是在電廠壽命初期須進行的規劃與須建立的方法與規則，第二部份是所有與安全地、有效果地、有效率地執行除役工作相關的事宜，第三部份則是全球在除役工作方面所汲取的經驗與教訓。不過因除役工作包含多項專長與訓練，因此上述三部份並無明顯的界線，書內各章節也會有重複與重疊之處。 | 除役之意義中特別強調注重公眾與工作人員的健康與安全的前提，這也是安全管制的重點。<br>本書分規劃、執行與國際經驗三大部分，對管制者可提供除役工作的整體概念。 |
| | 第一部份：規劃，展開除役流程的基礎面向<br>1. 第 1 章為簡介。 | 第一部份共分 10 章，此處說明各章重點可供讀者快速掌握各章內容綱 |

| 前言 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 2. 第 2 章說明除役技術的概論，強調最終停機與展開除役的理由、主要參與的單位、一般的目標、以及除役相關面向的歷史進程與其隨時間變化的情形。<br>3. 第 3 章說明除役的政策與策略、以及除役計畫的格式。<br>4. 第 4 章說明除役政策與策略中最重要的元素，就是判定如期如質完成除役工作所需的財務資源。內容包括除役經費的項目、除役基金的收取與管理、除役經費支出的時機、與精選的經驗等等。<br>5. 第 5 章說明除役規劃工作需面對的問題。內容包括展開除役前須要了解的實體與輻射特性。對毒性與輻射物質的數量是否有良好估計，可影響整個除役的流程，包括工作時機、除污需求、屏蔽與遙控設備、廢棄物管理與處置、以及工作人員可能接受的輻射劑量等。<br>6. 第 6 章摘述從運轉轉換至除役之過渡期可能面臨的問題，包括技術面與組織面因應不同要求與目的所需的調整。另亦提供減少延誤、妥善分配資源與展開適當除役活動等之導則。<br>7. 第 7 章說明除役專案相關的人力資源管理。內容包括人員配置、管理小組的組成、工作人力的專業需求、變更的管理、所需的訓練、以及內部與外包資源的規劃等。<br>8. 第 8 章說明除役相關的利害關係人管理，特別是地方社群與公眾關係， | 要。 |

| 前言 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 以及可能引起爭議的領域之管理方式。<br>9. 第 9 章說明除役相關的安全面向，包括政府、管制單位、電廠營運組織等之角色與責任，以及除役相關的法規與執照申請流程等。<br>10. 第 10 章專注於電廠壽命早期(設計與建造階段)與運轉期間對於除役相關事務的規畫，其目的是希望在除役期間減少工作人員的劑量，減少廢料產量、簡化拆除過程、以及減少所需經費等。 | |
| | 第二部份：執行，核能除役流程與技術、放射性廢棄物管理、廠區清理與再利用<br>1. 第 11 章說明與評估拆除前安全封存的策略與要求。<br>2. 第 12 章說明最新的分解與拆除技術與方法，包括核能設施中常用的分割、切割與拆除工具，以及選擇工具的流程等。<br>3. 第 13 章說明除役相關現場除污技術的發展現況，包括現有技術優缺點與限制條件的比較。<br>4. 第 14 章為可用於除役工作的遙控設備與機器人提供概論式說明，並為這些技術的發展方式提供指引。<br>5. 第 15 章專注於除役產生的放射性廢棄物。內容包括除役方法對廢料產量、回收、與最終處置等之影響。<br>6. 第 16 章說明除役與廠區重整的整合方式，包括廠區重整的技術。 | 第二部份共分 8 章，此處說明各章重點可供讀者快速掌握各章內容綱要。 |

| 前言 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 7. 第 17 章說明中止核能執照與釋出廠區的流程，包括最後的檢查、撰寫除役報告草案、以及除役專案之結案等。<br>8. 第 18 章評估廠區及時與有效再利用的促成因素、可能參與的業主、以及社會與經濟方面可獲得的利益。。 | |
| | 第三部份：國際經驗，核能除役之應用與案例<br>1. 第 19 章提供西方輕水式反應器(LWR)的除役經驗，以美國的除役經驗為主。<br>2. 第 20 章提供俄羅斯型式 PWR(通常稱為 WWER) 的除役經驗，以德國 Greifswald 核電廠 1 至 5 號機的除役經驗為主。<br>3. 第 21 章提供氣冷式反應器(GCR)的除役經驗。<br>4. 第 22 章提供核燃料循環相關設施的除役經驗，從前端的鈾礦到後端的再處理廠都包含在內。<br>5. 第 23 章提供醫、工與研究用小型核設施，包含研究用反應器的除役經驗。<br>6. 第 24 章提供英國最大核能廠區之一，Dounreay 中心除役方案的概論。<br>7. 第 25 章提供美國 Idaho 國家實驗室除役方案的概論。<br>8. 第 26 章強調建立除役資料庫(包括汲取之教訓)的要求與益處。 | 第三部份共分 8 章，此處說明各章重點可供讀者快速掌握各章內容綱要。 |
| | 本書適用的對象是對核能發電有基礎知識但對除役事務不熟悉的工作人員 | 初次接觸除役業務的管制人員參考 |

| 前言 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 與研究人員，新核能電廠的設計者也可參考本書，在設計時加強未來除役相關的考量。 | 本書可對除役工作有整體之概念。 |

第一部份：規劃，展開除役流程的基礎面向

| 第 1 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
|---|---|---|
| | 核能除役簡介: 定義與歷史<br>本章從語義學及歷史的觀點介紹核能業界的除役活動，說明時下對核能除役的共同誤解，提供定義以便為後續各章建立基準，同時針對除役的規劃、執行、與國際經驗提供一般性的描述。 | 我國《核子反應器設施管制法》第 2 條對「除役」的定義強調「為使設施及其土地資源能再度供開發利用，所採取之各項措施」；第 23 條也規定要保護環境以及公眾與工作人員的健康與安全。 |
| | 1.1 節 語義學<br>1. 因為除役包含了多重面向與多項專業，所以從只從語義方面很難了解除役的真正意涵。許多國家對除役的翻譯多不能完整表達其意義，包括德、法、西班牙、俄羅斯等翻譯都只能表達除役部分的工作。甚至英語中的 D&D（Dismantling and Decommissioning 或 Decontamination and Decommissioning）不但不能完整描述除役，反而可能引起誤解。<br>2. 「Decommissioning」一詞使用的重要歷史包括：1965 年 ORNL 第一次使用，1974 年第一次出現在美國管制文件中（R.G. 1.86, USAEC），以及 IAEA 從 1975 年開始使用該名詞等。<br>3. 「Decommissioning」一詞於 1925-1930 年期間被用於船隻與航空器相關的事務。而其先導字「commission」有授權執行某種職責的意思，所以 | 我國《核子反應器設施管制法》第 2 條對「除役」的定義強調「為使設施及其土地資源能再度供開發利用，所採取之各項措施」；第 23 條也規定要保護環境以及公眾與工作人員的健康與安全。<br>原子能委員會所屬之核能研究所有許多小型放射性實驗室除役的經驗，若有需要可請該所分享所汲取之心得。 |

| 第 1 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 「Decommissioning」與「commissioning」都有法定權責的意義。這也是初次研讀除役資料會感到困擾的原因之一。<br>4. 核能設施的「Decommissioning」不但包含最終的停機與拆解的意思，也包含了設施法定狀態的改變。<br>5. 某些小實驗室的除役也許只需移除輻射源或待其衰變至背景輻射，不須進行拆解與除污，而這種除役也是用「Decommissioning」來形容其過程。 | |
| | 1.2 節 定義<br>1. IAEA 於 2007 年對「Decommissioning」的定義為：從一個設施移除一些或所有管制物質所採取的管理與技術行動。<br>2. 雖然電廠在除役期間已沒有發電的利潤，但應將除役的花費視為發電營運所無法避免的副產品。<br>3. 近來對除役的看法已從結束設施營運推展到廠址的重新利用，因此核設施利用的過程已從線性型態轉換成循環型態（如原文圖 1.1 所示）。而對「Decommissioning」較完整的定義應是：從一個設施移除一些或所有管制物質，且恢復設施場址以供新用途所採取的管理與技術行動。<br>4. 另亦須說明新用途可以是新的核能設施，也可以是非核能設施。本書第 18 章列舉許多相關的策略與案例。 | 我國核電廠已從發電收入中抽取後端營運基金供除役使用。而核能研究所與清華大學小型反應器之除役則編列公務預算支應。 |
| | 1.3 節 出版本書的理由 | 本書出版的理由強調除役工作的安 |

| 第 1 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 1. 本書編寫前正值核能復興（Nuclear Renaissance）時期，許多國家與公司考慮邁入新的核能世代，以便協助人類減輕氣候變遷的影響，並用更有效率的方式生產能源。但若不能使用安全、及時與符合成本效益的方式執行舊電廠的除役工作，則不足以向外行人證明核能業界有能力拆除過去建立與使用的設施，且隨時能掌控核燃料循環的過程。<br>2. 另若在新電廠設計、興建與 60 年或更長的運轉期間認真考慮除役的便利性，則對除役工作一定大有助益。本書第 10 章在此方面有深入的探討。<br>3. 本書主要的目的是說明用安全、及時與符合成本效益的方式執行除役工作所需考慮的原則與因素，包括除役的規劃、管理與執行，且盡可能列舉過去的案例以便確保未來的除役工作更能符合預定的目標。 | 全、及時與符合成本效益，這也是規劃與執行除役工作的理想目標。另有我國的《核能電廠除役管理方針》中已有核能電廠設計階段應考慮除役便利性的條文。若將來真有新建核能電廠的需求，則將此項條文納入《核子反應器設施管制法》中會更有約束力。 |
| | 1.4 節 除役之規劃<br>1. 過去大部分業都著重設計、建造與運轉而較不重視除役的規劃，近來較多國家與業者開始注意除役相關事務，但仍有一些國家為了其他事物而不太關心除役。<br>2. 為了達成一個成功的除役專案，第一個步驟是研擬一個管制者可以接受，且在實務與財務方面可達成的早期策略，接著要利用適當的調查與準備確認這些策略。然後，應用已知的知識與技術選出最有成本效益的 | 除役工作之規劃大部分是電力公司的責任，但其中管制相關的法規與技術能力則是管制單位的責任。我國核一廠 1 號機已於 2015 年 11 月提出除役許可之申請，也已於 2017 年 6 月獲得管制單位的核准。因此在除役相關規劃與執行工作已有實 |

| 第 1 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 實施步驟。而為了克服無法預期的意外情況，則須廣為蒐集過去相關的經驗。<br>3. 要明確訂定初始狀況、執行順序與預期成果，如果預定目標改變則須重新評估實施策略。<br>4. 公眾、工作人員與環境的保護必須是除役專案組織與管理方面主要考量的因素。安全文件必須重新檢視與精進，以便正確地反映除役專案的實際狀態，並證明遵守適當的法規。本書第 9 章針對此議題有深入的探討。<br>5. 過去許多國家缺乏除役相關的法規，近來已有許多國家針對除役訂定專屬的法規。<br>6. 要妥善預測及準備除役所需的經費，也要為各種不確定情形預留準備金。近來 IAEA 與歐盟等國際組織都發展出預估除役經費的標準模式，也有商業顧問可以協助預估經費及擬定財務策略。<br>7. 本書第 4 章針對財務預估技術與策略有更詳細的探討。 | 務經驗，參考本節內容可收截長補短之效果。 |
| | 1.5 節 執行<br>1. 除役技術至今堪稱是一種成熟的技術，大型除役相關的研發計畫大多於 1990 年代後期結束，其後隨著時間的進展會有漸進式的精進，但較不會有突破性的發展。<br>2. 執行組織是成功除役專案的關鍵因素，根據經驗顯示，電廠原有運轉團 | 我國核一廠 1 號機已進入除役過渡階段，本節說明之除役團隊組合與心態的轉換，可供管制人員審查電力公司除役組織時做為參考。 |

| 第 1 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 隊加上數位除役專家是最有效的組合。其中電廠原有運轉團隊要從運轉為主的心態轉換成注重除役的心態，所有不重要的設備與系統要盡快拆除，以便減少營運維護的費用。<br>3. 除役組織與管理相關的技術與智能較難從工業化國家轉移給開發中國家。 | |
| | 1.6 節 國際經驗<br>國際上成功除役的電廠包括 Elk River Reactor Power Station（美國），Niederaichbach（德國），JPDR（日本），WAGR（英國），及 Eurochemic（比利時）等。他們的經驗包括遙控設備、拆解技術、水底火炬切割技術，與高放射性組件運送等均可供其他除役專案參考應用。 | 本書第三部分列舉許多詳細的國際經驗可供管制人員參考。 |
| | 1.7 節 結論<br>1. 技術方面的專家一般都同意反應器設施可以用安全與具成本效益的方法進行除役，且對人員與環境不會造成不良的影響。<br>2. 經驗的累積可以降低風險與經費，包括明確的策略、良好的規劃與準備、權責適當的組織、合適的專家與技術等。而政府方面則應擬定專屬的管制法規。 | 我國在除役方面主要之管制法令包括《核子反應器設施管制法》、《游離輻射防護法》、《放射性物料管理法》、及《環境保護法》等。另管制單位與執行單位也已透過台美、台日的交流，以及參加 OECD/NEA 的核設施除役與拆除工作小組（WPDD）等方式，吸收許多國際相 |

| 第 1 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | | 關經驗。 |
| | 1.8 節 本節列出本章引述之參考資料 | |

| 第 2 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 核能除役原理與方法概論<br>本章的目的是強調核能設施安全且井然有序地除役所須考慮的原理與邊界條件。內容包括相關的經驗與教訓、最終停機的理由、所有除役相關的活動、策略的趨勢與參考資訊等。 | 管制人員了解除役的產業、技術性考量、非技術性考量與歷史演進等背景資料，可增強相關管制的深度。 |
| | 2.1 節 除役產業的規模<br>1. 根據 IAEA 於 2010 年的統計，當時有 124 座發電反應器機組停機，其中 15 座完全拆除，52 座拆除中或規劃於短期內拆除，48 座保持安全封存模式，3 座美國老反應器採固封除役（entombed），另有 6 座尚未決定除役策略。<br>2. 全球有數百座研究用反應器，數百座核燃料循環設施，數十萬座較小的醫用、工業用與研究用核設施，另有數目不詳但龐大的軍用核設施，這些反應器有的已除役，有的正在進行除役，也有的停機但未除役。IAEA 在 2004 年的一份文件顯示，從 2000 年到 2050 年間全球除役的經費約需一兆美元。<br>3. 大型核設施除役工作已有約 50 年以上的經驗，這 50 年來累積了許多安全地處理放射性物質與結構的經驗，許多國家也建立了相關的技術基準，這些均可協助未來的核設施除役工作。 | 管制人員了解過去與未來除役產業的規模，除可掌握除役的國際情勢外，也可對國外具有除役經驗的單位或專家建立諮詢對象的資料庫。 |
| | 2.2 節 何謂除役？ | 我國《核能電廠除役管理方針》與 |

| 第 2 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 1. 除役有兩個目標，第一是逐漸移除放射性與其他有害物質，第二是使設施與廠址恢復原狀並可供新的且有生產力的設施使用。<br>2. 除役的技術面工作包括：用過核燃料的處理與移除，放射性與物理特性的調查，表面、系統與零組件的除污，分割與切割，結構的拆除，遙控設備與機器人，放射性與其他有害廢棄物的管理，污染泥土的清除，工作人員、民眾與環境的輻射防護等。<br>3. 除役的非技術面工作包括：初步與詳細計畫之擬訂，組織與管理，訓練，人員配置，品質管理，安全維護，紀錄管理，支出與資金管理，應變方案，安全與環境影響評估，法規與執照管理等。 | 《核子反應器設施管制法》中相關條文已涵蓋本節所述的除役目標，而本節說明之除役技術面與非技術面的工作項目，也是訂定管制方向重點。 |
| | 2.3 節 永久停機之理由<br>1. 核能設施永久停用的理由通常包括：<br>● 不符合經濟效益<br>● 技術已遭淘汰（通常因有其他較先進的設施）<br>● 研究計畫結案<br>● 安全考量<br>● 政府政策改變<br>● 其他因素（發生事故而造成大規模污染）<br>2. 大部份發電用核能設施都是因不符合經濟效益而永久停用，已停用機 | 我國核電廠永久停機之理由均為達到運轉執照有效期限且不再申請延役。 |

| 第 2 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 組的原因可分為下列三類：<br>● 實驗型或早期商用型因不符合經濟效益而永久停用。屬於這類的 95 座機組大部份在 1980 年前開始運轉，其中至少有 35 座完成整個設計壽命（當年為 25 至 30 年）的運轉。<br>● 7 座機組因發生事故而停用（有些不是反應器本身的事故，但因修理費用太高而停機）。<br>● 25 座機組因政策或法規的阻礙而過早停用，其中有 17 座為俄羅斯早期設計的機組。<br>3. 下列核能設施停用的實際案例可供參考：<br>● 澳洲的 HIFAR 研究用反應器因新反應器（OPAL）的啟用而停用。<br>● 東、西德於 1990 年重新合併時，Greifswald 電廠有 8 座俄羅斯型的壓水式反應器，雖經評估可於改善後使用，但因反核意見與缺乏安全的財務基礎而停用。<br>● 在莫斯科市區位於 Kurchatov 研究所與莫斯科工程與物理研究所（MEPhI）內的 9 座研究用反應器因市民的壓力而停用。 | |
| | 2.4 節 不作為（no-action）的基準<br>1. 許多小的核能設施（多為研究用反應器）永久停機後都採取「不作為」的方式處理且最後多以棄置做收。 | 我國核一、二廠均已依《核子反應器設施管制法》於預定永久停機之 3 年前提出除役計畫向管制機關申請除 |

| 第 2 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 2. 「不作為」的風險包括：<br>● 熟悉設施的團隊流散，設施的建造與運轉資料流失，這些都會增加除役的困難度與經費。<br>● 系統與零組件因缺乏維護而可能損壞或增加輻射污染，而污染物則可能因雨水或地下水流過而擴散到設施外。<br>● 放射性物質可能會失竊而造成社會問題。<br>3. 核設施永久停機後，「不作為」的時間要盡量縮短，並盡快進行除役的規劃與執行工作。 | 役許可，且已展開除役相關準備工作。另核能研究所與清華大學所有永久停用的核能設施也都遵照管制要求執行除役工作。 |
| | 2.5 節 歷史與演進<br>● IAEA 在 1975 年發布第一份除役相關報告，內容雖然說明除役方面沒有無法克服的技術問題，但在政策、規劃、時機、經費、廢棄物處置、安全準則與法規方面則需進一步努力。至今經過數十年的經驗，除役已是成熟的產業，不過隨著時代的進步仍需與時俱進，不斷精進各種技能。<br>● 許多大型核設施、商用核電廠、核燃料再處理廠等成功除役的經驗，已造就了除役的市場，包括相關專家、供應商、服務商與顧問等形成的網絡。 | 管制人員了解除役的歷史演進與國際經驗，除可掌握除役的國際情勢外，也可對國外具有除役經驗的單位或專家建立諮詢對象的資料庫。 |
| | 2.6 節 除役相關單位的責任與利益 | 我國目前由核設施的持照單位（營 |

| 第 2 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | ● 核設施的持照單位（營運單位）通常須負起安全除役的所有責任，不過也有些國家將除役工作轉移給特定的負責單位，如西班牙的 ENRESA。此外，許多國家也為核廢料處理與處置特別成立專責機構。管制單位負責審核營運單位提出的除役文件，並負責監督除役工作的執行過程。國家的行政單位負責制定與精進除役相關的法規，特別是除役經費的收取與管理。此外國家行政單位也要負起保護民眾與環境的最終責任。本書第 9 章針對各單位的權責有更詳細的說明。<br>● 核廢料處理與處置包含了技術、道德、社會、政治與經濟等方面的議題，決策過程非常複雜。<br>● 核設施附近常會形成小型社區，設施除役對這種社區的福祉也會有負面影響。且除役還會影響許多其他團體。本書第 8 章針對除役相關的利害關係人有更詳細的說明。 | 運單位）負起安全除役的責任，管制單位負起監管的責任。除役相關法規，以及除役經費的收取與管理機制也已備妥。不過核廢料的貯存與處置方面遭遇許多困難，仍有待政府與核設施持照單位共同努力解決。 |
| | 2.7 節 除役相關技術與非技術面向概論<br>2.7.1 一般的管理<br>在永久停機前要提早成立除役專案團隊，其中要包含熟悉設施的人員與了解除役技術的專家。另須讓管制單位與其他利害關係人在除役前與整個除役過程獲得應有的資訊。還有不能把安全的責任轉嫁給外包單位。 | 我國《核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法》中第 3 條已要求除役計畫中必須說明「組織及人員訓練」，管制單位可依該辦法審核除役組織是否恰當，並於除役執行期間追蹤其運作情形。 |

| 第 2 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 2.7.2 規劃<br>在永久停機的數年前就應展開全面的除役規畫。(理想中應在新機組設計建造階段就開始規劃，且須於營運過程持續做必要的調整。）而永久停機後盡速展開除役準備工作或實際除役作業如移除用過核燃料等，不但可以激勵工作人員的士氣，且對如期如質完成除役工作有助益。<br>2.7.3 廢料與燃料<br>要清楚地了解地方政府與中央政府對放射性廢棄物的要求與法規。及早移除用過燃料與運轉產生的廢料可以減少輻射的危害與保防的需求，也可停用一些輔助系統。另也要考慮除役工作產生的廢料，如石綿與石墨等。<br>2.7.4 技術<br>雖然目前已有許多技術與專家可以執行大部分的除役工作，但某些特殊情形，如因事故而嚴重污染的設施，仍需進行研發工作。在這些設施中選擇除役工具或流程時，須考慮二次廢料的產生、維護的難易度、工作的可靠度與除污的難易度等因素。<br>2.7.5 溝通<br>規劃除役工作時要考慮其他除役專案所汲取的經驗，許多國家與國際組織在這方面舉辦過多次研討會，如 IAEA 舉辦的國際除役研討會紀 | 我國《核子反應器設施管制法》第 23 條規定核子反應器設施經營者應於預定永久停止運轉之 3 年前提出除役計畫（因故不繼續運轉則須於永久停止運轉後 3 年內提出)。也要求於除役計畫中說明廢料與燃料處理方式、除役技術與工具、財務規劃、安全分析與意外應變方案等。另管制單位與營運單位也參與多項國際除役會議與工作小組，吸取許多國際經驗。管制人員宜將吸取之經驗內化成本身的知識，並嚴格應用於相關文件的審核或作業的管制。 |

| 第 2 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 錄等均值得研讀參考。 | |
| | 2.7.6 經費與資金<br>除役專案常常遭遇經費增加與超支的問題，最新的專案管理技術可用來協助處理這類問題。及早參考其他除役專案的支出規畫所需經費，並隨著營運情形做適當調整可以減少經費相關的困擾。<br>2.7.6 安全<br>除役工作進行中與完成後都要用最佳的方式減少輻射危害，保障人員與環境的安全。 | 同前項說明。 |
| | 2.8 節 未來趨勢<br>1. 目前國際上對核設施的除役採取固封除役（entombment）的設施很少，主要是立即拆除與安全封存後延遲拆除兩種類型。<br>2. 一般而言有核廢料最終處置設施且經費充裕的國家多採立即拆除的方式（如法國、西班牙、英國與美國），反之沒有最終處置設施或經費不足的國家多採延遲拆除方式（如瑞典）。不過也有國家對不同核設施採用不同的除役方式（如德國）。<br>3. 有一種循序漸進（incremental or sequential）的立即拆除方式，主要是根據每年可獲得的經費進行拆除工作，這種方式可能使拆除期程拉長，且很難做事先的規劃。 | 我國《核子反應器設施管制法》第 21 條規定核子反應器設施之除役應採拆除方式，而該法施行細則第 16 條規定除役工作須於 25 年內完成。不過實務作業上在除役工作初期約有 8 年的過渡階段，因此也有一些延遲拆除的結構與系統。 |

| 第 2 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 4. 美國 Zion 核電廠有兩座 PWR 於 1973 年開始商轉，且分別於 1996 與 1997 永久停止運轉。該電廠準備了約 1 兆美元的除役資金並預定於 2032 年開始進行拆除工作。不過在發現每年維持安全封存的經費（約 1 千萬美金）太高後決定提前從 2017 年展開拆除工作。這個案例使 IAEA 確認鼓勵採用立即拆除的方式。不過全球立即拆除專案的數目尚未顯著增加。<br>5. 過去大家期望核設施除役後能恢復綠地（greenfield）狀態而沒有使用上的限制，但因經濟效益的考量及一些老舊核設施實際上無法恢復成綠地，所以有一種新的趨勢是進行核設施除役時就考慮場址的再發展與再利用（redevelopment and reuse，簡稱 R/R），而這種除役的最終狀態可稱為棕色園地（brownfield）。 | 我國《核子反應器設施管制法》第 2 條對除役之定義已說明除役的目的是「使設施及其土地資源能再度供開發利用」，而該法施行細則第 17 條也對限制性與非限制性利用規定相關輻射劑量限制。在設施經營者現行的規劃中，原廠址內仍保留部分地區做為放射性廢棄物或用過核燃料的貯存區，因此須注意是否符合相關法規的要求。 |
| | 2.9 節 更多資訊與建議之來源<br>本節列出歐盟、OECD/NEA、英國、義大利等提供之除役參考資料。 | |
| | 2.10 節 參考資料<br>本節列出本章所引述之參考資料。 | |

| 第 3 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 核能除役之政策、基礎設施、策略與專案規劃<br>本章討論核能除役之政策、基礎設施、策略與專案規劃，其中包含支持適當與有效除役策略的政策與基礎設施，以及達成安全與合乎成本效益之除役所需最佳策略的信心。 | 我國於 1991 年已定出《核能電廠除役管理方針》，核一廠 1 號機也於 2018 年 12 月開始進入除役階段，本章的政策、基礎設施、策略與專案規劃可供國內相關單位比對我國相關做法是否有不足之處。 |
| | 3.1 節 簡介<br>因越來越多核設施接近或達到營運壽命的終點，所以訂定除役政策、策略與計畫的需求也越來越殷切。已有許多國際性組織協助許多國家進行除役的準備工作。本章內容包含許多除役準備工作的實務面向。 | 我國透過台美、台日與 OECD/NEA 等國家或國際性組織的合作已吸收許多除役相關的經驗。 |
| | 3.2 節 除役政策<br>除役專案的執行通常需要非常長的時程，且與安全及保安有密切關係，所以各國政府都會訂定特別的法規加以管制。<br>3.2.1 國家與國際背景<br>核設施除役對地方、國家與國際關係都有一定程度的影響。過去各國對核設施的營運訂定了許多法規，現在對除役也應訂出有一致性的法規，另亦須遵守相關的國際協定。 | 我國於 1991 年已定出《核能電廠除役管理方針》，在除役方面主要之管制法令包括《核子反應器設施管制法》、《游離輻射防護法》、《放射性物料管理法》、及《環境保護法》等。相關政策與法規大致備妥，且會遵守相關的國際協定。 |
| | 3.2.2 除役政策的範圍 | 我國的《核能電廠除役管理方針》中 |

| 第 3 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | ● 除役政策的範圍通常包含權責、健康、安全、保安、環保、財務規劃、除役目標、基礎設施規劃與除役策略指引等。另亦須與輻防及放射性廢棄物管理等密切配合。<br>● 中央政府通常須負起訂定除役政策的責任，但也可以委託給地方政府或特定的權責單位代為擬訂。<br>● 管制單位要負責監視核設施持照者除役的績效。<br>● 除役政策中須明訂除役基金收取的辦法，核電廠可從營收中扣取，但非營利的研究用設施則須從規劃或興建時期就備妥除役所需的基金。<br>● 除役的優先目標、放射性廢棄物最終處置場所的可用性、及其他相關基礎建設的良窳對除役策略都有重大的影響。<br>● 另除役政策不宜時常更動，所以政策內容須有前瞻性，須考慮重要因素改變時的因應策略。 | 對權責、健康、安全、保安、環保、財務規劃、除役目標、基礎設施規劃與除役策略等均有指引。除役基金的收取也已行之有年。惟目前放射性廢棄物最終處置場所尚未決定，用過核燃料中期貯存設施的啟用也遭遇困難。這些仍有待政府相關單位與設施經營者努力解決。 |
| | 3.2.3 除役政策之執行<br>除役政策通常會引起公眾與特定團體的關注，因此訂定政策時宜諮詢專家並與利害關係人溝通。而政策執行時也要持續審核修訂以便符合時宜。不過修訂頻率過於頻繁也有負面影響，因此要審慎為之。 | 我國核一廠 1 號機已於 2018 年 12 月開始進入除役階段，除役開始前設施經營者與管制單位均與相關利害關係人進行過溝通，截至目前為止尚無修訂除役政策之需求。惟日後仍應注 |

| 第 3 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | | 意執行階段之情況持續審視除役政策之合宜性。 |
| | 3.3 節 影響除役策略的因素<br>除役策略中明訂如何達成除役政策要求的方法，訂定策略的層級包含國家、公司、電廠與設施。各個設施的最佳策略均不相同，下列個小節討論影響策略的因素，包括安全、財務、技術與人員。有些因素的決定很直接，但有些因素可能須要藉由多變數分析的方法才能找出最佳組合。<br>3.3.1 安全因素<br>本因素包含設施除役可能對人員健康、設施安全與保安、及環境安全等造成的傷害。設施營運時在這些方面的管制法規也應適用於除役期間。不過有些管制是採用合理抑低（ALARA）的原則，所以選擇最佳除役方式時仍可在適當程度內選擇合理管制方式。<br>3.3.2 財務因素<br>● 除役雖然有節省設施維護與保防費用、回收某些設備與物料、及廠址再利用等財務方面的好處，但很少被視為一種投資，反而應當做設施興建與營運的後期資本。<br>● 除役基金的籌措最好在設施開始營運前就加以規劃並在營運中 | 我國在除役方面的安全因素主要依據《核子反應器設施管制法》、《游離輻射防護法》、《放射性物料管理法》、《環境保護法》及其他如工安等法規進行管制。<br>在財務因素方面，我國的《核能電廠除役管理方針》中已明定核能電廠除役所需費用由「核能電廠發電後端營運費用基金」支應。另核能研究所與清華大學之研究用反應器之除役則編列公務預算支應。而《核子反應器設施管制法》中也要求設施經營者的財務基礎須足以勝任除役之需求。 |

| 第 3 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 收取。有些老的核設施沒有適當地籌措除役基金，須由政府單位或其他機構提供。而在這種情形下，常因基金數量不足使得除役期程拉長或須持續以小規模執行除役工作。 | |
| | 3.3.2 財務因素（續）<br>● 設計階段若採用比較不會產生放射性廢棄物的材料，或採用比較容易拆除的結構，則可節省除役的支出。<br>● 除役時延遲某些時程，待放射強度降低後再進行某些拆除工作也可降低除役費用。但這種作法會延後廠址的再利用，所以須衡量利弊得失後再做選擇。<br>3.3.3 技術因素<br>● 影響除役策略的技術因素包括：設施本身與營運歷程的資訊與紀錄、設施目前的實體與輻射狀態、因輻射衰變而可能造成的改變、除役相關技術、地方與國家支援除役的基礎建設等。此外，若同一廠區有數個設施時，則須考慮資源與人力的分配。<br>● 較老舊的核設施可能缺乏完整的設計資料，設施發生事件的後果若無完整紀錄則除役時可能會遭遇意外的狀態，另除役工作若延後太久也會使電廠相關資訊流失更多。<br>● 設施永久停止運轉後，越早移除高放射性（如用過核燃料）或高 | 在技術因素方面，我國《核子反應器設施管制法》中要求設施經營者的技術與管理能力須足以勝任除役之需求。而經營者提出之除役計畫中也須定出除役目標、時程、使用之設備、方法及安全作業程序等。本節所列之技術因素可供國內相關單位參考檢視相關做法是否有改進之處。 |

| 第 3 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 毒性物質對除役越有利，此即營運後清理（Post Operational Clean Out 簡稱 POCO）流程。<br>● 盡量採用一般工業界常用的設備與流程會使除役工作得到較多成果。<br>● 除役過程會產生許多廢棄物，要預先準備處理、清運與貯存的方法與場所，國家也要有相關的基礎建設與法規。 | |
| | 3.3.4 人員因素<br>● 設施的除役會對所在地的民眾帶來社會與經濟方面的影響，若為某地單獨的設施，則及早進行除役工作或可協助地方民眾增加就業機會。而若某地有數個設施陸續除役，則可請當地民眾組成除役專業團隊陸續協助除役。這個團隊甚至可以協助其他地區的設施除役工作。<br>● 設施除役的政策要徵詢利害關係人的意見，越早進行徵詢對除役的接受度越有幫助。不過不同的利害關係人意見相左時，仍須由設施經營者做最後的決策。 | 我國核一廠 1 號機已於 2018 年 12 月開始進入除役階段，除役開始前設施經營者與管制單位均與相關利害關係人進行過溝通，除了放射性廢棄物最終處置場與用過核燃料中期貯存設施的利害關係人外，結果尚稱良好。另電廠員工與所在地社區居民的福祉則須由設施經營者妥善處理。 |
| | 3.4 節 除役方式<br>IAEA 於 2006 年訂定了三種標準除役策略，包括立即拆除（immediate dismantling）、延遲拆除（deferred dismantling）與固封除役 | 我國《核子反應器設施管制法》第 21 條規定核子反應器設施之除役應採拆除方式，而該法施行細則第十六條 |

| 第 3 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | （entombment）。在實務上可能會選擇介於任兩種標準之間的方式。<br>3.4.1 立即拆除<br>此種方式可於設施永久停機後採取營運後清理（POCO）流程，盡快移除用過核燃料與高放射性物質，如此可以減少監控與維護的費用，也可盡快釋出廠區供做其他用途。但為支援此種方式，必須有適當的放射性廢棄物中期貯存或處置設施。<br>3.4.2 延遲拆除<br>此種方式可能於設施永久停機後長期（可能達 100 年）對設施進行安全監控與維護。其優點是降低高放射性物質的數量，減少除役工作人員接受的劑量，等待可用的放射性廢棄物最終處置場，等待充裕的除役經費等。但缺點則包括增加監控與維護費用，增加設施相關資料流失的風險，延後廠址的再利用，以及使利害關係人有放棄設施的疑慮等。<br>● 有些放射化學實驗室使用短半衰期的放射性同位素，所以延遲拆除得不到太多利益。而有些燃料循環製造廠則可能在延遲期間產生更多具有放射性的子核，所以更不適合延遲拆除。 | 規定除役工作須於 25 年內完成。不過實務作業上在除役工作初期約有 8 年的過渡階段，因此也有一些延遲拆除的結構與系統。 |
| | 3.4.3 固封除役<br>此種方式可能於設施永久停機後，採取營運後清理（POCO）流程移 | 同前項說明。 |

| 第 3 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 除一些用過核燃料與高放射性物質，然後將原廠址當作該設施的最終處置場。如此可以減少高放射性物質外送的數量，也可降低除役專案的工作負荷與經費，但也會使設施的利害關係人對處置場的長期監控產生疑慮。<br>3.4.4 優先策略之決定<br>適當的除役策略應考慮所有相關的因素、各因素之間的相互的影響、國家除役政策的要求、以及因應未來環境變化的彈性等。多變數分析與靈敏度分析可協助決定最佳的策略。 | |
| | 3.5 節 除役計畫的規劃流程<br>由一個優良的專案團隊擬訂除役計畫是很重要的事，且最好能從設施設計或建造時就進行規劃，並隨著設施的營運不斷吸收其他設施除役的經驗，檢討修訂計畫內容。各專案的除役計畫不盡相同，但至少應包含下列項目：<br>● 設施本身與其營運歷程之描述；<br>● 除役策略、專案範圍與最終目標；<br>● 危害鑑識；<br>● 安全與環境評估；<br>法規與許可之內容； | 我國《核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法》第 3 條要求除役計畫應載明的 17 件事項已涵括本節所列的除役計畫項目。 |

| 第 3 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 3.5 節 除役計畫的規劃流程（續）<br>● 工作劃分結構；<br>● 工作時程與里程碑；<br>● 預算劃分結構與應變方案；<br>● 人員、技巧與技術要求；<br>● 專案品質管理方案，專案使用之物料與衍生之廢料；及<br>● 專案利害關係人管理方案。<br>3.5.1 初步計畫<br>設計時就考慮除役的需求可以增加拆除的效率及減少工作人員的劑量，也可以及早對除役所需的財務進行規劃。但設計時的初步除役計畫有許多不確定之處，所以財務方面須有較高額度的應變資金。<br>3.5.2 持續之規劃<br>須要定期審核修訂初步除役計畫的理由包括：除役政策或其他相關政策可能會改變，設施修改或事件可能影響除役所需資金，科技與商業的進展可能影響除役工作等。<br>3.5.3 最終之計畫<br>● 設施永久停止營運前須備妥詳細的除役計畫，以便執行停止營運後的立即性工作，包括燃料移除、危害鑑識與營運後清理（POCO） | 依照我國《核子反應器設施管制法》要求於核設施永久停止運轉前 3 年提出之除役計畫應屬本節所謂的初步計畫，而在約 8 年的過渡階段則應依據當時的實際狀況持續對除役計畫做必要之修訂，在進入拆廠階段前應完成本節所謂的最終計畫。管制單位應追蹤監督相關時程與修訂內容的妥適性。 |

| 第 3 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 等。若未備妥該計畫則可能延遲減少危害的措施。 | |
| | 3.5.3 最終之計畫（續）<br>釐清設施與危害特性後應納入最終計畫中，且須向管制單位提出清楚的除役計畫。另須說明達成除役目標所採用的步驟與方法。<br>若採延遲拆除方式，則須向管制單位展示延遲期間保障設施安全的方法，以及確保除役基金充足的方式。 | 我國核電廠除役在實務作業上約有 8 年的過渡階段，因此也有一些延遲拆除的結構與系統。管制單位應注意監督延遲期間保障設施安全的做法與成效。 |
| | 3.6 節 挑戰與汲取之教訓<br>● 許多早期軍用核能設施放射性物質的規模龐大且污染情形嚴重，致使除役工作延遲。<br>● 反核團體常批評核設施除役所需資金龐大且充滿不確定性，致使全球核能界努力發展除役政策、策略、基礎設施等。<br>● 諸多經驗顯示每一個核設施都須成立個別的除役專案。<br>● 美國 Cintichem 研究用反應器除役經費從 2 千 5 百萬美金追加至 1 億美金，主要原因是低估反應器下方泥土污染的範圍。<br>● 除役專案不成功的原因包括財務規劃不足、人員與組織不恰當、以及不符合管制要求等。<br>所有經驗都顯示在設施設計與興建階段就認真考慮除役的需求是非常重要的事。 | 我國核一廠 1 號機已於 2018 年 12 月開始進入除役階段，管制單位也持續進行監督。另除役經費的估計也加計 15%之準備金。惟執行過程可參照本節所提之經驗，特別注意人員與組織的恰當性，以及管制要求的符合性。 |

| 第 3 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 3.7 節 未來趨勢<br>● 許多新建的核設施都把除役的需求納入考量。<br>● 許多國家採取回收再利用的方式減少除役產生之廢料，特別是針對水泥、鋼鐵與泥土等物料。<br>● 有些尚無放射性廢棄物最終處置場的國家採取化學或其他技術減少廢料數量，或興建中期貯存場以便除役之進行。<br>● 有些除役資金不足的國家可能須透過國際合作尋求解方。<br>● 污染嚴重的軍用核能設施可能無法一次執行完整的除役，而須分階段先移除危害較高的物質。 | 我國的《核能電廠除役管理方針》中已有核能電廠設計階段應考慮除役便利性的條文。若將來真有新建核能電廠的需求，則將此項條文納入《核子反應器設施管制法》中會更有約束力。<br>另我國尚無放射性廢棄物最終處置場，管制單位與設施經營者也已規劃中期貯存場相關事宜，惟未來執行面尚有許多困難有待克服。 |
| | 3.8 節 更多資訊與建議之來源<br>● 美國能源部、英國除役署（Decommissioning Authority）、IAEA、OECD 的核能署（Nuclear Energy Agency）、核能產業協會（Nuclear Industry Association）等都有許多除役相關的資料。 | |
| | 3.9 節 本節列出本章引述之參考資料 | |

| 第 4 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 核能設施除役之財務規劃與經濟狀況<br>本章討論除役相關財務方面的議題。核能業界過去比較關注設施的設計與興建，近來才發現除役所需的經費高於預期，各國政府也紛紛要求核能業界建立除役基金的籌措機制。而在核能業界集體的努力下，目前基金籌措的原則、做法與流程均較為穩健。本章對這些過程與結果進行描述。 | 在除役的財務方面，我國的《核能電廠除役管理方針》中已明定核能電廠除役所需費用由「核能電廠發電後端營運費用基金」支應。本章經驗則可參考監督除役經費支用情形。 |
| | 4.1 節 簡介<br>冷戰結束後許多先進國家開始發展核能發電技術，早期建造的核子反應器有許多缺點，致使這些反應器提早停機除役。不過這些失敗的經驗也促成後續建造的反應器的進步。核能業界過去比較關注設施的設計與興建，近來才發現除役所需的經費高於預期，各國政府也紛紛要求核能業界建立除役基金的籌措機制。而在核能業界集體的努力下，目前基金籌措的原則、做法與流程均較為穩健。<br>4.1.1 核能電廠的發展<br>冷戰結束後許多先進國家開始發展核能發電技術，1950 年代興建的反應器多以小型展示用為主，這些反應器有許多缺點而須提早停機除役。到了 1960 與 1970 年代，反應器之設計與興建有許多改進，此時美國興建的反應器以壓水式反應器（PWR）與沸水式反應器（BWR）為主，英國以石墨做緩和劑的氣冷式反應器為主，加拿大 | 我國於 1970 年代引進核能發電，核一廠也於 2018 年展開除役工作，核二、三廠未來數年也將進行除役。除役基金的籌措也已實行數十年。 |

| 第 4 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 以重水做緩和劑天然鈾做燃料的 CANDU 型反應器為主，而前蘇聯則以石墨做緩和劑的沸水式反應器（RBMK）為主。1970 年代的石油禁運事件使得許多國家的政府與產業界更熱衷於核能發電。 | |
| | 4.1 節 簡介（續）<br>4.1.2 除役需龐大經費之體認<br>核能業界早期認為除役經費應只佔興建所需經費的一小部分。核燃料循環後端的處理費用使業界開始受到經費的衝擊，接著若干反應器除役的經驗也使政府與業界體會除役需要龐大的經費。<br>假設核能電廠的使用壽命為 25 年，則至 2010 年約有 300 座核設施須進行除役，這使核能業界警覺到除役工作的重要性，也使除役所需經費在核能電廠買賣時成為主要的考量。<br>4.1.3 核能法規的發展<br>美國率先於 1974 年訂立核能電廠永久停止運轉相關的法規。接著在 1975 年政府的核能單位因球員兼裁判的質疑而將核能管制與發展分屬核能管制委員會（NRC）、原子能委員會（AEC）與能源部（DOE）等三個單位。隨後 NRC 陸續訂立了耐震與共因失效（common mode failure）等相關的法規。<br>1979 年三哩島核電廠事故發生後，NRC 訂立了嚴重事故相關的法規， | 在除役的財務方面，我國的《核能電廠除役管理方針》中已明定核能電廠除役所需費用由「核能電廠發電後端營運費用基金」支應。另核能研究所與清華大學之研究用反應器之除役則編列公務預算支應。而《核子反應器設施管制法》中也要求設施經營者的財務基礎須足以勝任除役之需求。不過本章有關除役實際支出超過預估預算的經驗，管制單位宜參照注意我國核電廠除役經費運用的情形，若有超過預算的情形，則應督促設施經營者盡速尋求解決方案。 |

| 第 4 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 另也提出固封除役（entombment）、安全封存與完全拆除等除役的概念。而 1988 年則提出除役相關的財務準則。另美國的電力研究協會（EPRI）與美洲核能協會（ANS）等業界組織也發布了許多除役相關的資料。<br>加拿大核能安全委員會（CNSC）則於 2000 年要求核能業者提供除役相關的財務保證。 | |
| | 4.1 節 簡介（續）<br>4.1.4 除役經驗的發展<br>美國早期停止運轉的展示用反應器提供許多除役的經驗，Hallam、Piqua 與 BONUS 三座反應器分別於 1967 至 1969 年間進行固封除役。Indian Point 一號機於 1996 年獲得 NRC 核准進行安全封存（SAFSTOR）。Elk River 反應器於 1973 年完全拆除，而第一座商用核電廠，Shippingpot Atomic Power Station，也於 1982 年完全拆除。加拿大的 Gentilly、Douglas Point 與 NRX 分別於 1977、1984 與 1992 停止運轉並展開除役工作。另德國於 2007 年向歐盟提出除役狀態報告，強調立即拆除比延遲拆除有利的趨勢。 | 我國核一廠 1 號機已於 2018 年 12 月開始進入除役階段，管制單位也持續進行監督。惟執行過程可參照國際相關經驗，持續精進執行成效與管制作為。 |
| | 4.2 節 核能除役經費的估計與財務規劃<br>早期興建業者採用的除役經費估計工具沒有適當地考量放射性設施除 | 我國核能電廠除役所需費用由「核能電廠發電後端營運費用基金」支應， |

| 第 4 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 污、移除與最終處置等所需的經費，因此核能工程業界後來付出許多努力去估計除役所需的經費。<br>4.2.1 早期核能除役經費的估計經驗與計畫<br>沒有任何一種工業曾經為設施的除役考量過長期的基金與環境的影響。早期核能設施的除役基金參考礦工的黑色肺部基金（black lung fund）而訂定，但這種基金的財務回饋太低，因此需要有考慮保險、通貨膨脹、公司獲利與政府稅收等因素的基金。 | 該基金設立管理委員會監督基金收取與運用情形，而設施經營單位每 5 年須對基金數額進行檢討，檢討結果則須送交管理委員會審核。本節之經驗可供基金審核之參考。 |
| | 4.2.1 早期核能除役經費的估計經驗與計畫（續）<br>有些國家收取除役基金後卻用於發展新設施或設施營運，甚至被當做行賄基金（slush fund）。美國 NRC 於 1980 年代中期要求核電廠持照者至少須為除役準備 1 億美金（1984 年幣值），但被許多人批評過於低估除役所需經費。另許多私人公司所估計的除役經費也有很大的差異。這些都使許多業者對相關法規失去信心。<br>4.2.2 電力公司破產與無基金可用的顧慮<br>許多早期興建的核電廠因無法改善以便因應新的安全法規，致使營運電廠的公司考慮除役，甚至有些公司考慮宣布破產以減少損失。三哩島核電廠事故發生後，更多公司面臨上述的窘境。<br>美國放射性廢棄物的處置費用從每立方米 26 元美金增加至 2,600 元 | 原子能委員會 2019 年 5 月網站上資料說明：「根據台電公司核能後端營運總費用估算及每度核能發電分攤率計算報告，我國 6 部機組除役經費總計新台幣 586 億 6,800 萬元。此外，因應工程的不確定性，加計提列準備金 15%後，6 部機組除役經費總計新台幣 675 億（97 年幣值，不含拆廠廢棄物最終處置及相關回饋金）。此筆費用將隨物價指數調整而增加，在正常經濟發展狀況下（即利率大於物價 |

| 第 4 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 美金，興建核電廠的費用也增加了 10 倍。另銀行對核電廠投資者也減縮貸款。這些都增加了核電廠營運的困難。<br>在美國 New Hampshire 州的 Seabrook 電廠因興建工程延遲 8 年，致使其營運公司 Public Service Company for New Hampshire 宣告破產，這是美國第一個宣告破產的電力公司，也震驚了核能業界。 | 指數），所提存核能後端營運基金之孳息收入能涵蓋物價指數調整之影響。」本節所提經驗可供除役財務監督方面參考。 |
| | 4.2.3 利用公式建立最低基金數量之嘗試<br>美國 NRC 於 1980 年代中期要求核電廠持照者至少須為除役準備 1 億美金（1984 年幣值），但被許多人批評過於低估除役所需經費。各州政府也希望在電力公司宣告破產後，不要由政府負擔除役的經費。因此 NRC 又訂立了考慮反應器型式、功率與升值因素等參數的計算公式如下：<br>MFA=（75+0.0088P）xESC　（PWR）<br>MFA=（104+0.009P）xESC　（BWR）<br>ESC=（0.65L+0.13E+0.22B）<br>其中各參數意義如下：<br>MFA（Minimum Funding Amount）最低基金數額，以百萬美金為單位<br>ESC（Escalation Factor）升值因素<br>L（勞力的 ESC，由勞動部提供） | 核能業界大多認為本節所提公式無法反映個別廠區的特性，故僅供參考。 |

| 第 4 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | E（能源的 ESC，由勞動部提供）<br>B（核廢料處理的 ESC，由 NRC 提供）<br>P（反應器功率，以 MWt 為單位，但不小於 1200 且不大於 3400）<br>但核能業界認為上述公式無法反映個別廠區的特性，所以各電力公司與各州政府較信賴個廠專屬的經費估計。 | |
| | 4.2.4 個廠專屬經費估計（site-specific cost estimates）的出現<br>在廠區專屬的估計中，對反應器狀況、廠區狀況與確切的最終環境復原目標等有更詳細的鑑別與確認，另也須對設施中的設備與結構有更詳細的描述，以便建立除污與拆除的先後程序。而這些活動相關經費的估計非常複雜，須由先進的個人電腦科技協助完成。<br>美國核能協會（Nuclear Energy Institute）的前身，原子產業論壇（Atomic Industrial Forum）建立一套估計除役經費的導則，該導則包含活動相關經費（除役、移除、包裝、運輸、掩埋等），期程相關經費（專案執行期間公司與包商的管理經費），間接費用（工程、設備採購、申請執照、保險、稅金等），以及應變準備金等。<br>德國針對一座 100 MWe 的重水緩和氣冷式反應器估計詳細的除役經費，其他電廠則參考此項估計並考慮個別廠內差異後估計自己的除役經費。 | 我國核能電廠除役所需費用由「核能電廠發電後端營運費用基金」支應，該基金設立管理委員會監督基金收取與運用情形，而設施經營單位每五年須對基金數額進行檢討，檢討結果則須送交管理委員會審核。本節之經驗可供基金審核之參考。 |

| 第 4 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 法國與西班牙則使用每個廠房與零組件分類後的數據資料估計除役經費，這些數據必須在運轉階段就進行蒐集與記錄。西班牙另增加廠區歷史評估（Historical Site Assessment）以便鑑定放射性的特性。 | |
| | 4.2.5 經費估計方法之差異<br>● 常用之估計技術包括：由下向上法、特定類比法、參數法、經費審閱與修訂法、專家意見法等。<br>● 國際經費工程精進協會（Association for the Advancement of Cost Engineering International, AACEI）建立經費估計法精確度導則以供參考，共分五等級，第一等最準確，第五等最不準確。<br>4.2.6 確保基金收取之關鍵經費估計因素包括：<br>● 設施與廠區特性調查<br>● 建立估計基準（Basis of Estimate, BoE），此基準之重要元素包括：假設與排除條件、邊界條件、數據來源、使用之方法、時程、風險分析等。<br>● 確認工作範圍與目標<br>● 資源投入程度與單位經費因子估計（Level-of-effort versus unit cost factor estimates）<br>4.2.7 社會與經濟影響 | 我國核能電廠除役所需費用由「核能電廠發電後端營運費用基金」支應，該基金設立管理委員會監督基金收取與運用情形，而設施經營單位每五年須對基金數額進行檢討，檢討結果則須送交管理委員會審核。本節之經驗可供基金審核之參考。 |

| 第 4 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 直接的影響包括來自除役設施周圍社區工作人員的去留與士氣，間接的影響因個案的條件不同而有差異，通常包括工作機會減少，地方稅收減少，失業人員因新工作地點不同之移居等。設施經營者可與地方政府合作吸引其他工業進駐，以便減少這方面的影響。 | |
| | 4.2.8 除役之成本與營運經費<br>除役經費非常龐大，但若與電廠建造經費相比或以每度電分攤的金額來計算則可能有不同的看法。不過電廠建造與除役相隔 40 到 60 年，兩者經費相比須考慮通貨膨脹、幣值變化等許多複雜的因素。而計算每度電分攤的除役經費也有容量因數不同等不準度，所以這兩種估計方式較難取信於人。<br>除役營運經費也包含許多工作與行政所需的費用，一般可由設施所在地的相關單位取得估計經費的數據。 | 我國核能電廠除役所需費用由「核能電廠發電後端營運費用基金」支應，該基金設立管理委員會監督基金收取與運用情形，而設施經營單位每 5 年須對基金數額進行檢討，檢討結果則須送交管理委員會審核。本節之經驗可供基金審核之參考。 |
| | 4.3 節 近來除役之經驗<br>美國 NRC 網站有該國核設施除役之資料，世界核能協會（World Nuclear Association） 網站則有其他國家核設施除役之資料。不過通常不包含財務資料。<br>4.3.1 近來除役專案之經費<br>本節提供美國 Maine Yankee 與 Big Rock Point 兩座電廠除役估計之 | 我國核能電廠除役所需費用由「核能電廠發電後端營運費用基金」支應，該基金設立管理委員會監督基金收取與運用情形，而設施經營單位每 5 年須對基金數額進行檢討，檢討結果則須送交管理委員會審核。本節之經 |

| 第 4 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 經費與實際支出的比較。<br>4.3.2 主要經費支出項目與外部因素之影響<br>主要經費支出項目包括人力、設備與物料等，放射性廢棄物的處理尤其重要，而外部因素則包括通貨膨脹與幣值升貶等。另亦須考慮採購策略、專案管理、新建或修改設施、零組件與結構之處理、干預技術（如遙控設備）之獲益與廢棄物處理或回收等項目。 | 驗可供基金審核之參考。 |
| | 4.3.3 經費之定期更新與基金收取之調整<br>須定期更新與調整的因素包括：範圍之變更、經費提報年度、通貨膨脹率、應變準備金額、風險容許額度與估計方法之變動等。 | 我國「核能電廠發電後端營運費用基金」每 5 年檢討一次。 |
| | 4.4 節 除役基金收取方式<br>各國對除役基金的收取與管理採用不同的方式，另計算基金數額的方式也不同，常見的方法有現值（current value）法與淨現值（net present value）法。<br>4.4.1 擬訂確定的基金收取方案<br>● 內部基金（Internal Funds）：設施持照者自行收取與保管基金，並須負責確保基金數額足以支付除役所需。這種方式的缺點是持照者破產或將基金移做他用時，就會影響除役的財務。美國早期有些電力公司採行內部基金的做法，但後來 NRC 要求須將基金信 | 我國核能電廠除役所需費用由「核能電廠發電後端營運費用基金」支應，該基金設立管理委員會監督基金收取與運用情形，而設施經營單位每 5 年須對基金數額進行檢討，檢討結果則須送交管理委員會審核。本節之經驗可供基金審核之參考。 |

| 第 4 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 託給金融機構以杜絕前述缺點。<br>● 外部基金（External Funds）：由基金信託機構或其他獨立機構收取與保管基金，而為確保基金的價值可做一些低風險的投資，不過所有過程均須由管制單位進行監督。這種方式較為可靠，也是大多數國家採行的方式。 | |
| | 4.4.2 管制單位對除役基金之監督<br>在美國，申請核設施運轉執照時須對除役基金提出合理的保證，設施營運期間每兩年要提報基金收取與管理狀況，而在永久停止運轉的 5 年前須提供除役所需經費的初步估計。前述每兩年提報的資料中必須包含下列項目：<br>● 除役所需經費的估計值<br>● 除役基金累積的金額<br>● 未來收取基金的時程<br>● 通貨膨脹率及其他影響基金價值因素的假設條件<br>● 基金有關合約與協議的修訂狀況<br>● 對基金計算方式的修訂狀況<br>另 OECD/NEA、IAEA、EC（歐盟執委會）於 2010 年發布一份各國對除役基金管理之要求，也值得參考。 | 我國核能電廠除役所需費用由「核能電廠發電後端營運費用基金」支應，該基金設立管理委員會監督基金收取與運用情形，而設施經營單位每 5 年須對基金數額進行檢討，檢討結果則須送交管理委員會審核。本節之經驗可供基金審核之參考。 |

| 第 4 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 4.5 節 挑戰與汲取之教訓<br>早期火力電廠與小型核反應器的除役經驗不足以做核電廠估計除役經費之參考，隨著一些大型核電廠執行除役工作後，除役經費之估計已有大幅進步。OECD/NEA、IAEA、EC（歐盟執委會）於 1999 年發布一份除役經費的標準清單很有參考價值，美國 DOE 也以該文件為基礎於 2011 年發布一份「除役經費估計的國際架構（International Structure for Decommissioning Costing）」可供參考。 | 本節之經驗可供「核能電廠發電後端營運費用基金」審核之參考。 |
| | 4.6 節 未來趨勢<br>● 各個有除役經驗的國家均樂於分享相關的經驗。<br>● 國際上多認為由外部單位管理除役基金較佳。<br>● 國際上多認為立即拆除的除役方式較佳。<br>● 新建電廠要考慮對除役有利的設計，也要考慮除役基金的保證。<br>● 國際上多考慮在既有電廠除役後的廠區興建新的電廠。 | 我國「核能電廠發電後端營運費用基金」已設立獨立之管理委員會進行監督，除役方面也採立即拆除的方式。本節有關新建電廠部分則可供未來有需求時參考。 |
| | 4.7 節 更多資訊與建議之來源<br>本節列出美、英、俄、歐盟、加拿大、IAEA、OECD/NEA 等國家或機構有關除役資料的參考文件或網站。 | |
| | 4.8 節 參考資料<br>本節列出本章引述之參考資料。 | |

| 第 5 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 多重核設施的放射性物質特性調查（characterization）：除役計畫之關鍵議題<br>放射性物質特性之調查可協助統計放射性廢棄物的數量與種類，本章描述多重核設施中放射性物質的來源，特性調查的步驟、相關之經濟考量與國際經驗等。 | 我國《核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法》中第 3 條已要求除役計畫中必須說明「設施系統、設備、組件與材料之放射性活度調查方法及初步評估結果。」本章內容可供管制單位審核該項要求時做為參考資料。 |
| | 5.1 節 簡介<br>特性調查包含放射性物質、有毒化學物質及設施實體狀況等之調查，本章內容以討論放射性物質之特性調查為主，而此項工作可協助決定下列事項：<br>● 放射性物質之數量、化學與物理狀態及分類。<br>● 輻防相關之分析。<br>● 廢料之決定、貯存與處置等之要求。<br>● 廢料運輸之要求。<br>放射性物質特性調查是一種持續且不斷重複的流程，其過程可分為除役前調查、除役中調查與除役後調查三階段。 | 本節內容可供管制單位審核放射性特性調查方法及評估結果時做為參考資料。而本節強調特性調查是一種持續且不斷重複的流程，其過程可分為除役前調查、除役中調查與除役後調查三階段。因此也應隨此過程進行管制工作。 |

| 第 5 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 5.2 節 特性調查之目的<br>特性調查包含兩項主要目的，第一項是為規劃除役活動而了解輻射與污染程度，其可獲得的成效包括（1）適當的活動評估方法；(2）為保護工作人員而訂的除污與拆除策略；以及（3）除役活動的最佳排序。第二項目的是建立放射性廢棄物的量化資料庫，包括數量、化學與物理狀態以及廢料產生的時間等。 | 本節所列之兩項目的也是管制單位審核放射性特性調查方法及評估結果時應注意的重點。 |
| | 5.3 節 放射性核種的存量<br>5.3.1 放射性的來源<br>其來源包括宇宙射線、地球上存在之天然放射性物質，以及人造放射性物質（包括核武、核子事故、醫農工用輻射物質等)。<br>5.3.2 活化與污染<br>某些物質與中子作用後會被活化而帶有放射性，如鈷-59 被活化成鈷-60。而被活化的物質若留在材料內或變成碎屑附著在物體表面，則這些材料或物體就受到放射性的污染。<br>5.3.3 除役中重要的放射性核種<br>英國核能除役署（Nuclear Decommissioning Authority）最早研究除役中重要的放射性核種，該署 2004 年的研究提出 112 種相關的放射性核種。另 IAEA 也於 1998 年提出數量較少的重要放射性核種。本 | 本節所提出之「除役中重要的放射性核種」可供管制單位審核放射性特性調查方法及評估結果時做為參考資料。 |

| 第 5 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 節提供這些核種的清單。<br>5.3.4 進一步考慮的事項<br>● 除役的時機與微量元素的影響:鈷-60 是反應器永久停機後前 50 年的主要加馬輻射來源，若採立即拆除策略則須處理較強的輻射物質。另微量元素如鋰被活化後會產生具有放射性的氚，這會增加放射性廢棄物的輻射強度。<br>● 電廠的型式：不同型式的電廠中可能包含不同的核種。<br>● 意外事件：這種事件可能使某些廠區受到輻射污染。 | |
| | 5.4 節 特性調查流程的階段<br>5.4.1 除役前<br>除役前可使用活性計算、現場測量及取樣與分析等三種方法進行放射性特性的確認，其中活性計算最具成本效益，但有時須搭配另兩種方法方能獲得較佳的結果。<br>5.4.1 除役中<br>除役中進行特性調查的目的是驗證除役前確認的結果並做必要的調整。另也進行放射性廢棄物包裝與運輸所需的特性調查。<br>5.4.3 除役後<br>除役後進行特性調查的目的是檢驗留存的建物與土地是否仍有殘餘 | 本節強調特性調查過程的除役前調查、除役中調查與除役後調查三階段的重點，可供管制單位審核放射性特性調查方法及評估結果時做為參考資料。 |

| 第 5 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 的放射性，若有則須執行必要的處理。 | |
| | 5.5 節 特性調查的方法<br>5.5.1 活性計算<br>活性計算分三個步驟進行，第一是計算中子源的數量，第二是計算物質被活化的數量，第三是算出每公克被活化物質的放射性活度。本節列舉核能業界可供利用的電腦程式。而計算方法、模擬假設、幾何形狀簡化、中子源、反應截面、物質之組成等方面的不準度均可能造成計算的誤差。 | 本節所提活性計算、現場測量與取樣分析三種特性調查方法的重點，可供管制單位審核放射性特性調查方法及評估結果時做為參考資料。 |
| | 5.5.2 現場測量<br>現場測量是用來輔助活性計算的方法，此種方法須考慮的事項包括輻射源的種類、強度與特性以及測量儀器的種類與要求等。一般而言，污染強度量測的準確度比放射性廢棄物量測的準確度低。<br>5.5.3 取樣與分析<br>上述兩種方法得不到準確的結果時可採用取樣與分析法，而此種方法須考慮取樣的方法以及分析實驗室的儀器配備。 | 本節所提活性計算、現場測量與取樣分析三種特性調查方法的重點，可供管制單位審核放射性特性調查方法及評估結果時做為參考資料。 |
| | 5.6 節 放射性廢棄物特性調查的量測設備與技術<br>5.6.1 廢料特性調查適當量測技術之選用<br>● 利用加馬射線量測的放射性核種：這是最常用的方式，本節列出 | 本節所提之放射性廢棄物特性調查的量測設備與技術的重點，可供管制單位審核放射性特性調查方法及評 |

| 第 5 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 可用此法量測的核種。<br>● 利用加馬射線量測後推算的放射性核種：先取樣並利用加馬射線量測計算輻射強度，再利用此結果推算其他部分之輻射強度。本節列出可用此法量測的核種。<br>● 利用被動式中子量測的放射性核種：此法通常用於燃料循環廠鋦系元素的量測，物質中發射的中子是量測的標的。<br>● 利用主動式中子量測的放射性核種：此法也適用於燃料循環廠鋦系元素的量測，量測方法是用中子源激發分裂反應，然後再測量其產生的中子。<br>● 難以量測的放射性核種：這些核種通常發射低能量貝他射線或 X 射線，須採化學分離等方法進行量測。本節也列出須用此法量測的核種。 | 估結果時做為參考資料。 |
| | 5.6.2 放射性廢棄物特性調查的量測設備<br>本節說明劑量計、加馬能譜儀、被動式中子重合（coincidence）計數器、主動式中子觸發偵檢器等量測設備的特性。 | 本節所提之放射性廢棄物特性調查的量測設備與技術的重點，可供管制單位審核放射性特性調查方法及評估結果時做為參考資料。 |
| | 5.7 節 有害物質<br>本節列出除役工作中可能出現的鉛、水銀等非放射性的有害物質。 | 本節所提之非放射性的有害物質，可供管制單位審核相關方法及評估結 |

| 第 5 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | | 果時做為參考資料。 |
| | 5.8 節 實體特性調查<br>除役時可能有缺乏設施竣工後圖文資料，或有水泥、金屬及其他材料的劣化的情形，因此須要執行設施實體的特性調查。 | 本節所提之實體特性調查重點，可供管制單位審核相關方法及評估結果時做為參考資料。 |
| | 5.9 節 經濟議題<br>5.9.1 特性調查工作的經費<br>本節舉例說明特性調查工作中人力物力所需的經費，並說明建立自行量測能力等節省經費的方法。<br>5.9.2 「取樣分析法」與「非侵入法」之優缺點比較<br>「非侵入法」即利用加馬射線量測放射性核種的方法，通常較便宜也較正確，而「取樣分析法」常因取樣的代表性不足而較不準確，且也比較昂貴。因此規劃特性調查工作時最好能仔細分辨兩種方法的對象，以便找出最佳的搭配組合。 | 特性調查經費移由負責執行除役的單位考量，但選擇的方法與調查結果必須由管制單位審核。 |
| | 5.10 節 挑戰與汲取之教訓<br>5.10.1 特性調查所面臨的挑戰<br>美國核能不景氣使支援檢測之設施減少或能力下降，歐盟法規改變使一些放射性量測下限難以達成，以及 Cf-252 與 H-3 供應量減少使中子量測更昂貴等都是特性調查所面臨的挑戰。 | 負責執行除役的單位須考量特性調查所需經費的問題，但管制單位也須注意審核放射性量測下限、針對特定的核種選擇適當的計算、分析或量測技術等問題。 |

| 第 5 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 5.10.2 汲取之教訓<br>規劃除役工作時，提早與全面的放射性物質特性調查工作是一項最重要的技術性步驟。電廠運轉或進行除役時要做好記錄資料的工作。另在進行特性調查工作要針對特定的核種選擇適當的計算、分析或量測技術。 | |
| | 5.11 節 未來趨勢<br>放射線量測技術、定位技術、遙控技術等都有持續性的進展，這些對放射線特性調查都有幫助，但許多新技術都非常昂貴，待其價錢較合理時可考慮應用於特性調查工作。 | 負責執行除役的單位可考量新技術與所需經費的問題，但相關調查方法與結果則須由管制單位審核。 |
| | 5.12 節 進一步資訊與建議之來源<br>本節列出美國 NRC 與能源部以及歐盟出版的相關參考資料。 | |
| | 5.13 節 參考資料<br>本節列出本章引述之參考資料。 | |

| 第 6 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 核設施運轉到除役之過渡期的管理<br>本章說明過渡期專案的規劃與執行，特別是達成該專案目標所需技術與管理的細節。 | 我國核一廠 1 號機已於 2018 年 12 月邁入除役階段，目前正進行過渡階段相關工作，本章內容可供相關人員參考。 |
| | 6.1 節 簡介<br>過渡期有三項主要工作，第一是移除一些核物料使設施不能有臨界情形；第二是使有放射性與化學危害性的物質穩定化；第三是執行必要活動以便達成過渡期的最終狀態（end state）。<br>一般而言，核電廠運轉約 30 至 60 年，過渡期約 1 至 5 年，立即拆除的除役約 5 至 50 年。過渡期的主要活動包括：放射性物質與廢料的特性鑑定、運轉產生廢料的處理、停用一些不必要的設備、移除一些設備與零組件，以及在廠區中建立適當的工作邊界等。<br>另運轉期間是任務導向而除役期間是專案導向，所以從運轉狀態轉換到除役狀態時，組織與文化都會有重大改變，這種改變必須在過渡期善加處理，才能使後續的除役工作順利進行。本節的表 6.1 列舉一些運轉狀態與除役狀態在技術與文化方面的差異。 | 根據原子能委員會網站 2019 年 5 月的「核能一廠進入除役期間之安全管制」資料顯示，「除役過渡階段，主要工作為反應爐和用過燃料池內核子燃料之暫存與移出、廠址環境輻射特性調查、停用系統設備之隔離，以及後續各階段除役工程作業與期程之詳細規劃等。」其內容與本節描述大致相同。不過本節提及之技術、組織與文化方面的差異比較可供管制單位參考擬訂管制重點。 |
| | 6.2 節 過渡期的目標<br>過渡期的目標包括：擬訂過渡期與除役期的計畫、消除或減輕危害、進 | 本節提及之過渡期目標可供管制單位參考擬訂管制重點。 |

| 第 6 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 行放射性物質與廢料的特性鑑定、執行必要活動以便達成過渡期的最終狀態、確認放射性廢棄物處理、貯存與處置的要求、建立除役所需的預算與利害關係團體建立良好關係、減輕組織與文化改變的影響等。 | |
| | 6.3 節 策略面向<br>本節舉例說明過渡期中需要擬訂策略的項目。<br>6.3.1 設施的型式<br>本章描述的原理與方法可應用於發電用反應器、加速器、研究用反應器、燃料製造與再處理廠等設施。<br>6.3.2 過渡期的階段<br>● 移除爐心與燃料池的核燃料，使設施不會再有臨界狀態，減少維護與法規的要求。<br>● 使有放射性與化學危害性的物質穩定化，減少設施相關風險。<br>● 停用不必要的系統與流程。<br>● 根據再利用、促進未來除役工作等原則移除相關設備。<br>● 持續進行放射性物質與設施實體的特性調查工作。<br>● 針對適當的區域、系統或設備進行除污工作。<br>6.3.3 人員之過渡<br>妥善處理過渡期組織與文化變動對人員就業與士氣的影響。為原有 | 本節提及之過渡期階段與前兩節內容相似，不過「組織與文化變動對人員就業與士氣的影響」也應是管制單位注意的重點。 |

| 第 6 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 員工提供除役工作相關訓練，並善加利用他們對原設施的知識，應是一種雙贏的做法。<br>6.3.4 專案規劃與工程特性<br>過渡期以營運與服務工作為主，較少設計、製造或興建工作，對新設備的需求也較少。 | |
| | 6.3.5 專案複雜性之考量<br>● 長前置期的決策：如遙控設備的決定、設計、採購或製造等。<br>● 牽涉全廠的介面：如水、電、空氣系統之調整。<br>● 技術之發展：如切割、除污等是否須發展新技術。<br>● 能否取得適當的資料以便執行放射性物質與設施實體的特性調查工作。<br>6.3.6 廢料管理<br>廢料管理須考慮的議題包括：過渡期產生的廢料、中期貯存的廢料、有長期貯存需求的廢料、可回收利用的廢料、最終處置的可行性、減少廢料的方案，以及廢料特性之鑑別等。 | 本節提及之專案複雜的面向也應是管制單位注意的重點。另目前核一廠在放射性廢棄物最終處置與用過核燃料中期貯存方面都遭遇一些困難，如何在這種情形下妥善處理與貯存放射性廢棄物與用過核燃料也是管制單位要注意的事項。 |
| | 6.4 節 管理與行政面向<br>6.4.1 最終狀態（End State）之觀點<br>及早訂定過渡期的最終狀態可協規劃相關工作順利進行，本章 6.5.3 | 研究用反應器的最終狀態資料可供未來清華大學進行反應器除役時參用。而在過渡期的執照申請方面，因 |

| 第 6 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 節對最終狀態有更詳細的說明，本節列出小型研究用反應器的最終狀態資料以供參考。<br>6.4.2 過渡期執照之申請<br>過渡期可減少或免除一些設施運轉期間的管制要求，但須送請管制單位核准。另針對一些未執行過或很少執行的工作，須要訂定新的程序書或檢視既有程序書，以便確保執行過程的安全性。 | 為核一廠的核子燃料在除役過渡階段無法退出反應爐，所以台電公司已於 2017 年 12 月提出核一廠除役過渡階段安全分析報告及技術規範，以做為電廠安全基準文件，原能會亦於 2018 年 11 月完成審查。 |
| | 6.5 節 執行面向<br>6.5.1 規劃<br>本小節列出過渡期規劃相關的技術項目、工程與設計文件，以及工程與設計活動的範例，如系統除污、新系統之安全分析等。<br>6.5.2 過渡期之運轉<br>本小節列出過渡期運轉活動的範例，如移除用過燃料、清理不再使用的系統等。<br>6.5.3 最終狀態（End State）之訂定方法<br>最終狀態之訂定分為兩個步驟，第一個是訂定一組專案完成的準則，本小節的表 6.3 列舉一些完成準則的範例。第二個是將設施的結構、系統、設備與區域分類並應用這些準則，本小節列出一些分類與應用的範例，如須繼續使用的系統、停用的系統、須封存的系統等。 | 根據原子能委員會網站 2019 年 5 月的「核能一廠進入除役期間之安全管制」資料顯示，「除役過渡階段，主要工作為反應爐和用過燃料池內核子燃料之暫存與移出、廠址環境輻射特性調查、停用系統設備之隔離，以及後續各階段除役工程作業與期程之詳細規劃等。」而核一廠擬訂的除役計畫中也有除役時程的規劃。本節所提之最終狀態可供參考檢視核一廠原定除役時程中相關里程碑的內容是否妥適。 |

| 第 6 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 6.5.4 最終之驗證<br>可利用相關文件之審查或現場巡察等方式驗證是否達成最終狀態，本小節列舉一些驗證方式的範例。<br>6.5.5 管理之完成<br>為完成管理程序須提供（1）完成實體過渡之紀錄；（2）其他最終狀態的管理文件。本小節列舉一些完成管理程序的報告範例，如安全停機與穩定化報告、修訂後之緊急應變計畫等。 | |
| | 6.6 節 挑戰與汲取之教訓<br>6.6.1 專案管理計畫與組織<br>過渡期專案管理計畫應包含活動範圍、時程、預算、管控基準、報告結構與管理等。管理組織則應保持彈性，隨時尋求能夠協助專案加速進行的機會。<br>6.6.2 與除役決策切割（或不切割）<br>過渡期與展開除役的時間相隔甚久，要專注於過渡期的工作而不要太顧慮除役時的情形。不過仍可考慮依些在過渡期可以促進除役進行的事項。<br>6.6.3 時程之訂定<br>時程之訂定要考慮最終狀態之準則、可用資源之整合、因應意外變化 | 本節針對除役過渡階段的 11 個面向提供相關的挑戰與經驗，其內容可供參考檢視我國核一廠目前除役過渡階段工作的妥適性，也可供未來核二、三廠擬訂除役計畫時做為參考資料。 |

| 第 6 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 之彈性等，且使用之軟體須有整合能力並有應變之彈性。<br>6.6.4 獨立審查者之應用<br>優良的獨立審查者可從不同的角度為工作人員提供健康且有用的建議。不過專案管理人員也要有能力排除不恰當的審查意見。<br>6.6.5 特性調查<br>過渡期展開時應盡快進行放射性物質、有化學危害之物質，以及設施實體的特性調查工作，此項工作的結果須能符合專案與管制單位的要求。本小節列舉一些執行特性調查方法的範例。 | |
| | 6.6.6 相片、影片與電腦程式對規劃工作的價值<br>相片、影片與電腦程式可針對無法進入的區域或為無法到現場的規劃人員提供真實與動態資料，對規劃工作大有助益。<br>6.6.7 鄰近設施的影響<br>任務不同的設施最好能做實體的隔離，共同的服務設施如空調或防火系統則須做適當的修改。<br>6.6.8 為許多設施提供服務之公用系統的考量<br>這些系統包括電力、通訊、氣體、供水、污水處理、壓縮空氣、液態廢料處理等，其管線通常遍布許多廠房，若許多設施中有一個要除役時，則須仔細研究這些管線並做適當的修改。 | 同前項說明。 |

| 第 6 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 6.6.9 安全文件<br>要仔細參照設施運轉時的安全文件去擬訂過渡期使用的安全文件，並須請相關工作人員參與，為特定的過渡期任務量身打造適當的安全分析。<br>6.6.10 與管制者之互動<br>所有人員都要遵照法規執行工作，遇有獨特或首次執行的任務，宜提早且開誠布公地與管制單位溝通，以便找出符合法規要求的解決方案。另也須適當地處理環境影響評估的要求。 | |
| | 6.6.11 與利害關係人的互動<br>要提早展開與利害關係人的互動，互動的對象包括設施內的員工、外部審查單位、對設施有興趣的團體、一般大眾等。製作淺顯易懂且內容生動的書面與影視資料、安排設施的參訪、進行雙向溝通等都是值得善加利用的互動方式。 | 同前項說明。 |
| | 6.7 節 進一步資訊之來源<br>IAEA 與美國 DOE 都有相關報告可供參考。 | |
| | 6.8 節 參考資料<br>本節列出本章引述之參考資料。 | |

| 第 7 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 核能除役專案之組織、管理與人力資源<br>本章討論專案組織相關的議題，包括人員配置、管理小組的組織、參與人力的技術要求、變更的管理、內部與外包資源的運用等。 | 核能設施經營者應負起除役專案組織、管理與人力資源之責任，而管制單位則依核定之除役計畫與相關法規進行監督。 |
| | 7.1 節 簡介<br>本章的目的是討論專案組織相關的人員配置、管理小組的組織、參與人力的技術要求、變更的管理、內部與外包資源的運用等。 | 同前項說明。 |
| | 7.2 節 負責除役的組織<br>除役專案之組織要考慮除役設施所在地、規模與相關利害關係團體等因素後，以量身打造的方式組成。本節的圖 7.1、7.2 與 7.3 分別列舉發電用反應器除役組織、除役相關輻防與環境服務組織、以及研究用反應器除役組織的範例以供參考。<br>除役專案工作有時須全部或部分外包，在此情形下，必須有適當的協議與控管機制以便釐清相關單位的權責，不過設施持照者仍應負起符合法規的最終責任。<br>專案主持人是整個專案成敗的關鍵人物，最好能具備優良的管理、技術與溝通能力，且須有全面的管理權力。另除役專案中常有程序或技術等之變更，因此嚴格的變更控管機制也是專案能如期、如質且在核定預算內完成 | 我國的《核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法》中第 3 條要求的除役計畫須包含組織及人員訓練，第 7 條對操作核子反應器者訂定特別要求，第 12 條要求每年提報執行狀況、除役計畫修正版與經費支用及預估等事項。這些內容大致符合本節之提示，不對過外包工作部分沒有提出特別要求，管制單位可參考本節說明擬訂相關管制重點。 |

| 第 7 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 的重要因素。 | |
| | 7.3 節 責任、資格鑑定與訓練<br>本節討論關鍵職位的責任、資格鑑定與訓練。<br>7.3.1 專案主持人（Project Manager）<br>專案主持人必須負責整體專案的管理、預算、工作分配結構（WBS）、時程、規劃、績效指標之監視、法規之遵守與結案等。<br>7.3.2 專案指導員（Project Director）<br>專案指導員負責專案與設施所屬公司之間高層的互動，並須確保專案之執行符合公司的政策與指引。<br>7.3.3 拆除經理（Dismantlement superintendent）<br>拆除經理必須由具備優良建造背景與放射性設施拆除經驗的人員擔任，他負責監督現場拆除工作之執行，並須與廢料管理部門協調相關介面工作。<br>7.3.4 品保經理（Quality Insurance Manager）<br>品保經理負責確保專案工作與採購等符合品保要求，並須直接向專案主持人提報品保相關事宜。<br>7.3.5 安全經理（Safety Manager）<br>安全經理負責監督專案的核安、輻安與工安相關工作，並須負責為專案 | 除役組織中關鍵職位的責任指派、資格鑑定與訓練應由設施經營者負責，而管制單位若發現有違規事宜時，則可由關鍵職位的責任了解負責的人員並做適當的處理。 |

| 第 7 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 工作人員提供安全方面的訓練。<br>7.3.6 工程經理（Engineering manager）<br>工程經理負責確保修改案或成套工作的設計符合相關導則，並須為特定的工作擬訂細部程序書，為特定的設備或工具擬訂規範，以及為包商擬訂工作範圍。 | |
| | 7.3.7 專責工程師（Responsible Engineers）<br>在工程經理或其他經理之下設置專責工程師（RE），並由其領導重大技術任務之執行，對工作之品質與時程控管非常有幫助。<br>7.3.8 廢料管理經理（Waste Management Operations Manager）<br>廢料管理經理在輻防技師的協助下負責監督廢料之處理、貯存與運送等工作。<br>7.3.9 法規事務經理（Regulatory Affairs Manager）<br>法規事務經理負責與管制單位溝通並須處理管制要求相關事務，另亦須負責專案計畫書、安全文件與緊急計畫導則等修訂工作。<br>7.3.10 公關經理（Public Relations Manager）<br>公關經理負責公眾團體及設施所在地行政單位等之溝通與聯繫。<br>7.3.11 專案之控管與時程（Project Controls and Project Schedule）<br>專案時程控管人員由主持人指派，負責擬訂與維護時程資料，確保所有 | 同前項說明。 |

| 第 7 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 專案資料庫的正確性，以及協助主持人監視專案執行績效。本小節並列舉時程控管方法的範例以供參考。<br>7.3.12保安組長（Security Head）<br>除役專案工作場所仍有用過核燃料等放射性物質，所以必須設置保安組長負責確保門禁管制等保安工作符合相關法規之要求。 | |
| | 7.3.13訓練（Training）<br>設施內的工作人員必須接受適職（fitness for duty）要求、核安、輻安、工安與管制要求等相關訓練。包商人員也要接受設施管制要求與工作程序等相關訓練。另包含專案主持人等管理人員也可能要接受管制介面、公眾互動、領導技巧、問題追蹤與解決、肇因分析、風險減輕與改正行動等方面的訓練。 | 我國的《核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法》中第 3 條要求的除役計畫須包含組織及人員訓練，但對過外包工作部分沒有提出特別要求，管制單位可參考本節說明擬訂相關管制重點。 |
| | 7.4 節 設施營運員工與包商之運用（Contractors Versus Operational Staff）<br>小型設施之除役可能只將部分工作外包給有經驗的包商，但大部分大型核電廠將整個除役工作委託給除役營運包商（decommissioning operations contractor, DOC），如此可以將除役專案的風險轉移給包商。不過核電廠的業主仍須承擔管制法規方面的責任。另選擇包商時要特別注重包商在技術與財務方面的能力。 | 我國的《核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法》中第 3 條要求的除役計畫須包含組織及人員訓練，但對過外包工作部分沒有提出特別要求，管制單位可參考本節說明擬訂相關管制重點。 |
| | 7.5 節 變更之管理 | 設施經營者應負責處理除役對員工 |

| 第 7 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 本節較專注於說明人員配置與組織的變更，設施由運轉狀態轉換至除役狀態會導致一些原有員工失業，也可能影響設施所在地的社會與經濟狀態。妥善協助失業員工轉業以及與地方單位溝通並共同解決相關問題等做法均有助於除役專案之執行。 | 就業與設施所在地社區經濟方面的影響。 |
| | 7.6 節 挑戰與汲取之教訓<br>除役專案團隊可能面臨的挑戰包括：除役專案執行的期間很長（可能 10 年以上），估計的經費經常小於實際的支出，許多特殊設備的採購前置期很長，放射性廢棄物處置場之可用性，設施歷史資料保存可能不足，長期核安、輻安與工安的維持，與管制單位長期的互動，人員受到輻射污染等意外之處理等。<br>7.6.1 汲取之教訓<br>從過往經驗汲取之教訓包括：規劃對專案的成功很重要，組織架構必須符合專案的特性，必須慎選除污與除役的技術，必須善加控管變更流程，執行特定工作前要舉行工具箱會議，必須做好核安、輻安與工安的控管，實際支出經常超過估計預算，合約或協議必須有充分詳細的內容。而未做好上述事項即是常見的缺點。 | 我國的《核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法》中第 3 條要求的除役計畫，第 7 條對操作核子反應器者訂定特別要求，第 12 條要求每年提報執行狀況、除役計畫修正版與經費支用及預估等事項。這些內容大致涵蓋本節提示之經驗。不過放射性廢棄物處置場遭遇的困難仍待解決。 |
| | 7.7 節 未來趨勢<br>7.7.1 預算估計之標準化 | 我國核能電廠除役所需費用由「核能電廠發電後端營運費用基金」支應， |

| 第 7 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 雖然許多經費需求因不同除役專案的需求不同而有差異，但也有一些相似的技術如除污、切割、包裝、運送等，歐盟、NEA 與 IAEA 等機構都為一些除役的共同項目訂定了標準的預算可供參用，另核能業界也有一些估計經費的軟體可供利用。<br>7.7.2 除役營運包商（Decommissioning operations contractor, DOC）<br>美國的核能業者較喜歡將整個除役工作委由 DOC 辦理，該國 Zion 電廠的業主甚至把所有權與除役基金都轉移給專業包商，待除役完成後再收回所有權。 | 該基金設立管理委員會監督基金收取與運用情形，而設施經營單位每 5 年須對基金數額進行檢討，檢討結果則須送交管理委員會審核。本節之資訊可供基金估算與審核之參考。 |
| | 7.7.3 易於除役之設計<br>目前新電廠的設計多會考慮易於除役之設計，如美國的 AP1000 型反應器大量減少鋼筋、水泥、電纜、管路、閥門與泵浦之使用，因此可以大量減少未來除役的工作量與廢料。另新電廠興建時用了許多模組化的工法，這在未來也可簡化拆除與除役的工作。 | 我國的《核能電廠除役管理方針》中已有核能電廠設計階段應考慮除役便利性的條文。若將來真有新建核能電廠的需求，則將此項條文納入《核子反應器設施管制法》中會更有約束力。 |
| | 7.8 節 進一步資料之來源<br>本節列出世界核能協會（WNA）、OECD/NEA、IAEA、歐盟、美國能源部與美國機械工程協會（ASME）等機構相關參考資料的網站或文件。 | |
| | 7.9 節 參考資料 | |

| 第 7 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 本節列出本章引述之參考資料。 | |

| 第 8 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 核能除役專案的公眾參與及利害關係人諮詢<br>本章討論利害關係人相關議題並提供英國與歐洲的研究結果以供參考。 | 我國政府亦要求各單位施政時須落實資訊公開並促進公眾參與。 |
| | 8.1 節 簡介<br>早期核能業界較不注重公眾的參與，近來在 OECD/NEA、IAEA、英國等機構或國家的帶動下，公眾參與已成為經營核能產業的一項重要工作。英國 Dounreay 核電發展廠於 2000 年宣布除役時進行許多公眾溝通工作，該工作重要的建議包括：保持管制與規劃單位的獨立性，盡量減少資源需求，盡量減少除役專案期長，與利害關係人代表評估討論各種選項，公開各種相關文件等。而英國也因這些建議而於 2005 年設置了核能除役署（Nuclear Decommissioning Authority）。 | 目前我國管制單位已在所屬網站中設置「核能電廠除役」專區，公告各項除役管制相關事宜。另亦舉辦地方說明會，邀請民眾代表參加查訪活動。而設施經營者也有類似做法。本章的公眾參與及利害關係人相關經驗與提示均可供國內單位檢視此方面的工作是否尚有改善空間。 |
| | 8.2 節 利害關係人的定義<br>利害關係人分為兩類，第一類是法定利害關係人，包括除役管制單位、核能管制單位、環保管制單位、文化遺產保護單位、地方政府等；第二類則是非法定利害關係人，包括設施雇用之員工、包商、地方社區、非政府組織（NGO）、地方民意代表等。另也有以「有興趣的程度」及「影響力的大小」兩項指標對利害關係人進行分類。 | 本節是從設施經營者的角度討論利害關係人的定義與分類。對管制單位而言，重要的利害關係人包括參與管制的同仁、地方社區民眾、非政府組織（NGO）與民意代表等。 |
| | 8.3 節 除役流程相關的利害關係人<br>IAEA 於 2007 年發布一項文件，其中包含為利害關係人分類的問卷，利用 | 此項文件可供管制單位與設施經營者參考擬訂利害關係人的溝通策略。 |

| 第 8 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 該問卷可以將除役流程相關的利害關係人分成適當的類別，並針對不同類別擬訂不同的溝通策略，因此可提升利害關係人管理的成效。 | |
| | 8.4 節 發掘利害關係人<br>IAEA 發布的 NW-T-2.5 報告中針對利害關係人加以分類，且對每一類別列出可能的對象。除役專案可參考此份文件發掘潛在的利害關係人。另英國 Dounreay 核電發展廠利用公眾媒體刊登廣告，歡迎有興趣的國人參與該廠除役的決策，結果利害關係人的數目從 250 增加到 1,400。不過將利害關係人不同的意見整合納入專案工作管理的決策中，是一項困難且需要智慧的工作。 | 英國 Dounreay 核電發展廠的作法可供管制單位與設施經營者參考擬訂利害關係人的溝通策略。 |
| | 8.5 節 Dounreay 低放射性廢棄物處置設施<br>此一設施的公眾參與及利害關係人溝通的經驗非常值得參考，其重要做法包括決策過程成立了內部利害關係人小組、年輕利害關係人小組與設施所在地利害關係人小組，請他們共同參與各種選項的討論與決策。另亦利用網路或信函徵求全國民眾的意見，並認真處理所有的回饋建議。 | 成立內部利害關係人小組、年輕利害關係人小組與設施所在地利害關係人小組的作法非常特別也很值得參考。不同的族群有不同的訴求，也應有不同的溝通方式。 |
| | 8.6 節 除役工作中可能影響利害關係人參與的因素<br>這些因素包括：設施所在地社區的利益，廢料運輸路徑經過地區的安全，潛在的社會與經濟影響，決策的時機與溝通的方式等。本節也列舉英國 Dounreay 低放射性廢棄物處置設施處理這些因素的歷程。 | 本節提供之因素可供管制單位與設施經營者參考擬訂利害關係人的溝通策略。 |

| 第 8 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 8.7 節 如何對待利害關係人<br>對待利害關係人的基本原則是「待人如己」，要用同理心傾聽各類利害關係人的顧慮，要在整個專案的執行期間與利害關係人保持密切的聯繫。英國 Dounreay 核電發展廠有一個案例是某些利害關係人希望保留該廠中快孳生反應器的圍阻體做為紀念，但從技術面來看留下該圍阻體有放射性外釋的風險，最後經過討論以其他保留遺產的方式解決歧見。此案例即為良性溝通尋求雙贏的範例。 | 用同理心傾聽各類利害關係人的顧慮是重要的溝通技巧，本節提供之資料可供管制單位與設施經營者參考擬訂利害關係人的溝通方法。 |
| | 8.8 節 挑戰與汲取之教訓<br>本節列出一些過去諮詢利害關係人所獲得之教訓，如組織領導階層要全力支持諮詢利害關係人的事務，也要保持開放與誠實的態度才能贏得信任；要及早開始諮詢利害關係人，也要從開始就訂定諮詢的目的；資訊的傳送要及時且有效；諮詢利害關係人的流程要保持彈性，也要持續不斷地執行等可供參考。 | 本節列出之教訓與經驗均是做好利害關係人溝通工作值得仿效的做法。管制單位與設施經營者可參考擬訂利害關係人的溝通方法。 |
| | 8.9 節 未來趨勢<br>在此資訊科技發達的時代，做好利害關係人溝通諮詢的工作是除役專案成功的必要條件，而針對年輕族群更須善用時下流行的社交媒體進行溝通。另溝通時不能只注重形式，要提供有效的資訊，也要針對不同類別的利害關係人提供適當的資訊。 | 利用流行的社交媒體才能與年輕族群進行有效溝通，這是目前做好利害關係人溝通的重要認知。 |

| 第 8 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 8.10 節 進一步資料之來源<br>本節提供美、英、IAEA 等國家或機構相關資料之網站或文件。 | |
| | 8.11 節 參考資料<br>本節提供本章引述之參考資料。 | |

| 第 9 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 核設施除役之輻射防護：安全、法規與執照之申請<br>本章針對核設施除役討論輻射防護相關的法規與實務經驗。 | 我國已針對核設施除役訂定相關法規，本章內容可參考檢視法規內容是否有可改進之處。 |
| | 9.1 節 簡介<br>核電廠除役時將燃料從爐心轉移到貯存場所，此時輻射相關風險並未消除。另除役中有許多拆除與切割作業，可能使系統或結構中的放射性物質產生空浮，對工作人員與環境造成危害。因此必須有良好的管制法規且須嚴格地施行，才能確保安全無虞。 | 我國在除役方面已設立《核子反應器設施管制法》、《游離輻射防護法》、《放射性物料管理法》、及《環境保護法》等主要管制法令，除役時須由管制單位嚴格地施行，才能確保安全無虞。 |
| | 9.2 節 人員健康與安全議題（ALARA）<br>核設施的持照者必須為除役工作執行詳細的安全評估，且須採取必要的防護措施。安全評估的深度必須符合設施的規模與特性。若委託外包商執行除役工作，則需清楚地訂定業主與包商之間的責任，不過持照者仍須負起最終的安全責任。<br>9.2.1 作業的正當性（Justification of Practices）<br>本小節說明除役作業符合利大於弊的正當性。<br>9.2.2 劑量限制<br>工作人員在除役工作接受的輻射劑量必須符合法規要求。 | 我國的《游離輻射防護法》可涵蓋本節大部分的內容，惟管制單位宜特別注意外包商的輻射防護與安全管制。 |

| 第 9 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 9.2.3 防護與安全之最佳化<br>要利用越來越多除役經驗求得最佳化的輻射防護與安全，以便達成 ALARA 的目的。 | |
| | 9.2.4 安全文化<br>核設施的持照在整個除役過程中應在組織內建立一種安全文化，高階領導人應以身作則設定、達成並維持高標準的安全績效，也要讓工作人員積極參與安全事務，以增進他們對安全的興趣與使命感。<br>9.2.5 輻射安全<br>防護除役工作人員的基本方法包括：鑑識輻射風險的特性與規模，將工作區域依輻射強度進行分類，以及將工作人員依從事工作接受的輻射劑量進行分類等。歐盟的基本安全標準將工作人員分成 A、B 兩類，A 類每年接受的劑量大於 6 mSv，B 類則大於 1 mSv。針對不同的輻射區要裝置偵檢器監測輻射強度，若有空浮則須為工作人員準備防護面具。<br>9.2.6 傳統之安全<br>非輻射性的安全也須注意，除役工作中有許多吊掛、切割或吊運作業，也有含化學性危害的物質，要做適當的防護以便保障工作人員的安全。 | 我國《游離輻射防護法》的要求應可涵蓋本節輻射安全部分的除役工作人員防護方法，工安部分與化學性危害的物質也有勞動部及環保署的相關法規加以管制。另管制單位雖對安全文化部分也有管制措施，但法規中尚無相關條文，故應是除役進展中須注意的重點。 |
| | 9.3 節 環境保護<br>9.3.1 環境評估 | 我國規定核能電廠除役須經環保署審核通過環境影響說明書，此項要求 |

| 第 9 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 歐盟的法規要求核設施興建前與除役時都要做環境影響評估，且須請公眾參與相關決策。另除役過程中所有環境監測的資料都要記載於最終的除役報告中，並送請管制單位審核。<br>9.3.2 免除管制<br>IAEA 與歐盟都訂定了放射性物質免除管制的準則，另有許多國家（美、英、德）也各自訂定類似的準則。一般都將除役設施移出的物質分為四類，包括可無限制使用或處置的物質、可在核設施內使用的物質、可外釋但須指定用途（如飛機跑道基底）的物質，以及須存放在輻射控制區的物質等。<br>9.3.3 回收與再利用<br>除役產生物質的回收與再利用可大量減少除役產生的廢料，其中以鋼筋與水泥等為主。IAEA 與歐盟都已出版一些文件討論這種回收與再利用的流程與方法，但目前仍須與終端使用者加強溝通。 | 可涵蓋本節環境評估的內容。惟目前核一廠的環境影響說明書尚未通過審核。<br>在免除管制與回收再利用部分，我國有《一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法》可供遵循。本節提供之資料可供管制單位參考檢視上述辦法有無可修訂之處。 |
| | 9.4 節　風險預防與除役的準備<br>9.4.1 安全項目（Safety Case）<br>IAEA 2008 年發布的核燃料循環設施之安全要求文件中討論的除役安全項目包括設施狀態改變、輻射特性鑑定、大量放射性物質之管理、拆除相關輻射與傳統安全及非尋常之工作環境等。 | 我國《核子反應器設施管制法》第 23 條規定設施除役須提出除役計畫，且其中須說明除役之安全分析與意外應變方案。本節之安全項目資料可供參考檢視上述安全分析之完整性。 |

| 第 9 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 9. 4.1 安全項目（續）<br>該文件亦列舉除役相關輻射危害包括:大量切割放射性活化與污染物質、進入電廠中正常狀況下禁止進入的區域、大量放射性物質的除污，及拆除時散布放射性污染物質等。除役相關非輻射性危害包括：吊舉重大物件、使用有害物質進行除污、除污與拆除結構的穩定性等。持照者對這些項目均須詳細調查、記錄及監測。<br>9.4.2 廢料管理<br>核設施除役時會產生許多具有放射性或化學毒性的廢料，而且大部分廢料中的放射性分布並不均勻，因此增加處理與統計的困難度。廢料管理的原則包括減少產量與擴散，增加回收與再利用等。有些核設施除役的經驗顯示金屬與水泥等經過除污後約有 80%的數量可以無限制地外釋。另核設施持照者必須記錄與保持廢料的數量、特性與處理結果，且這項紀錄必須長久保存以供追查。<br>9.4.3 定期安全審查<br>若採取延遲拆除的除役策略，則設施持照者必須定期對設施進行安全審查，其目的是確保修改後的系統、結構與組件（SSC）不會導致不良的安全影響。本小節列舉一些安全審查的項目，如評估監測數據、更新放射性物質數量、更新安全評估、老化與劣化安全評估、管制條件變更等。 | 我國《核子反應器設施管制法》第 23 條規定設施除役須提出除役計畫，且其中須說明放射性廢棄物與核燃料處理方式。本節之安全項目資料可供參考檢視上述處理方式之妥適性。<br>我國《核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法》中第 12 條要求每年提報執行狀況、除役計畫修正版與經費支用及預估等事項。本節之定期安全審查資料可供參考檢視上述條文內容之完整性。 |

| 第 9 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 9. 4.4 保安（Security）議題<br>IAEA 於 1979 年發布的核物料實體防護（Physical Protection of Nuclear Material）文件與其 2006 年的增補資料是 IAEA 會員國在保安方面須遵守的公約。該文件對除役之核設施沒有特別的要求，因假設核設施中的核燃料與放射性廢棄物均已被移走，故較無保安方面的顧慮。 | 我國《核子反應器設施管制法》第 23 條規定設施除役須提出除役計畫，且其中須說明保安措施。本節保安方面的資料可供參考檢視上述保安措施之妥適性。 |
| | 9.5 節 國家與國際指引<br>9.5.1 國際法規與指引<br>1994 年生效的核能安全公約（Convention of Nuclear Safety）與 1997 年生效的聯合公約（Joint Convention）是首先對核設施除役提出指引的國際公約，該兩項公約都要求簽約國針對國內核設施除役工作提出報告並送請其他簽約國審查。而 IAEA 也從 2002 年至 2008 年間發布許多除役相關的指引文件。另歐盟則於 2000 年針對除役發布兩項建物清理相關的指引。<br>OECD/NEA 也成立一個除役與拆除的工作小組（Working Party on Decommissioning and Dismantling, WPDD），協助參加的國家交換資訊，分析除役政策、策略與法規等。 | 我國雖非核能安全公約的簽約國，但仍透過美國協助定期提出國家報告請其他簽約國家之專家審查。未來之國家報告建議可考量反映核一廠除役現況。另我國過去也參與 WPDD，未來也應積極參與並分享我國除役之經驗。 |
| | 9.6 節 除役的執照管制（Licensing）流程<br>目前幾乎所有國際核能管制文件都要求核設施申請興建執照時必須提出初 | 我國核一廠 1 號機已於 2015 年 11 月提出除役許可之申請，也已於 2017 年 |

| 第 9 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 步的除役計畫，其中應包含預定採取的除役方式，除役基金的籌措方式，核廢料貯存或處置的可行性等資料。而在核設施運轉中則須定期更新除役計畫，重點包括重大修改狀況、管制變更狀況與重大污染狀況等。在設施永久停機前則須提出最終除役計畫向管制單位申請除役許可。除役工作展開後，管制要求應隨設施的狀態改變而調整，若為延遲除役情形，則須注意安全封存期間的管制。若完成除役工作則須向管制單位提送最終除役報告。 | 6 月獲得管制單位的核准，因此除役的執照管制方面已有實務經驗。本節提供的資料可供參考檢視我國管制流程是否有改善之處。 |
| | 9.7 節 挑戰與汲取之教訓<br>雖已有許多經驗顯示可以安全地完成核設施除役工作，但仍應尋求除役相關工作的改善。<br>9.7.1 國際合作<br>IAEA、OECD/NEA 與歐盟等已在除役方面展開合作，但多限於技術與財務資訊的交換。歐盟曾試圖建立統一的法規，不過目前尚未獲得共識。<br>9.7.2 經驗與教訓之回饋<br>若干先進國家在除役方面有許多經驗交流，但為了讓新興國家也能分享相關經驗，國際上在 2007 年成立了國際除役網路（International Decommissioning Network, IDN），其主要目標包括：促進除役資訊之直接交流，鼓勵典範作業之應用，以及對有需求的國家增進回應的時機與 | 我國在除役方面已與美國、日本、歐盟等有交流管道，本節提供之國際除役網路（IDN）也可多加利用。 |

| 第 9 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 品質等。 | |
| | 9.7.3 物料之免除管制（Clearance of Material）<br>IAEA 為了鼓勵除役產生物質的回收與再利用，曾於 2004 年出版一份排除、免除與清除概念之應用（Application of the concepts of exclusion, exemption and clearance）的報告，不過這些年來國際上對免除管制的標準、物質中輻射量的偵測方法等仍有疑慮，且仍須加強與終端使用者（如鋼鐵業）的溝通。 | 在免除管制與回收再利用部分，我國有《一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法》可供遵循。本節提供之資料可供管制單位參考檢視上述辦法有無可修訂之處。 |
| | 9.8 節 未來趨勢<br>歐盟持續努力為核能產業的安全設立審查機制，其中也包含除役工作的審查。西歐核能管制者協會（Western European Nuclear Regulator’s Association, WENAR）也嘗試為核設施除役訂定基本要求。另許多國家也致力於核設施除役相關法規的訂定工作。 | 我國在除役方面已與美國、日本、歐盟等有交流管道，本節提供之國際除役相關資料也可多加蒐集並藉以增進我國在除役方面的知識。 |
| | 9.9 節 參考資料<br>本節列出本章引述之參考資料。 | |

| 第 10 章 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 促進除役便利性之核設施設計與運轉：汲取之教訓<br>本章討論對核設施除役便利性有幫助的實體設計與運轉方法。 | |
| | 10.1 節 簡介<br>10.1.1 背景<br>隨著核設施除役經驗的增加，核能業界越來越瞭解新設施設計與運轉時就考慮設施除役的便利性是很重要的事。這種做法的好處包括：增進除役的安全、減少除役的經費與時間、改善公眾接受的程度等。美國 NRC 與 IAEA 等機構都在這些方面發布過相關的研究報告與指引。<br>10.1.2 方法與範圍<br>本章先討論對核設施除役工作有幫助的實體設計與運轉方法，再舉實例說明相關的應用情形，最後討論這方面發展的趨勢。本章討論的範圍包括各種用途的大小型反應器與核燃料循環設施，而討論的期間包括選址、設計、興建、運轉、執照終止與廠址再利用等。但核廢料最終處置場與發生嚴重核事故之設施則不在討論範圍內。 | 我國的《核能電廠除役管理方針》中已有核能電廠設計階段應考慮除役便利性的條文。若將來真有新建核能電廠的需求，則將此項條文納入《核子反應器設施管制法》中會更有約束力。不過目前在執行核一廠除役工作時亦可根據所遭遇之困難，蒐集新廠設計階段可增加除役便利性的措施。 |
| | 10.2 節 對除役有幫助的設計相關專案因素<br>10.2.1 政策與策略<br>本小節的表 10.1 列出政策與策略、執照管理與安全、專案管理、及 | 本節資料可供未來新電廠設計時參考。 |

| | | |
|---|---|---|
| | 廢料管理與污染控管等四方面有關除役便利性應考慮的因素。 | |
| | 10.2.1 政策與策略（續）<br>及早決定除役的方式（立即或延遲拆除）對拆除的方法有直接的影響，例如立即拆除可能須考慮使用機器人，延遲拆除則須考慮安封存期間的維護與監測費用。而核設施設計階段採用對除役有幫助的軟硬體，不但將來對設施延役（Life Extension）可能有幫助，也可減少除役經費估計的布準確度。許多營利的核設施如核電廠已訂定籌措除役基金的方法，但仍有許多核設施或國家尚未準備充分的資金，這些都是未來須繼續改進的面向。<br>10.2.2 執照管理與管制監督<br>● 初步廠址選擇與特性調查：選擇廠址時有關除役的考量包括廠內用過核燃料中期貯存的場地，除役廢料貯存的場地，若有延役的規劃則須考慮額外的用過核燃料與廢料貯存的場地，若有增加機組的規劃則須考慮不要影響除役所需的場地，除役對周圍社區與環境的影響等。<br>● 執照終止與廠區再利用：有些廠區有很大的再利用價值，新廠設計階段若能善加考慮除役需求，則可促進再利用的機會。本書第18章對廠區再利用有更詳細的討論。<br>● 管制單位監督的角色：減少人員的輻射曝露與除役的時間都是 | 目前我國法規已採立即拆除，有關機器人的使用仍可加入考量。另廠區再利用方面也值得多方考慮各種方式的利弊得失後再做決定。<br>本節之管制強調新廠設計時就對除役便利性有關的設計進行管制，這種做法必須先有法規要求再加上有效的管制措施才能達到理想的目的。若未來有新建核能電廠的機會，則管制單位可參考本節資料預做準備。 |

| | | |
|---|---|---|
| | 管制的重點，除役工作延遲所造成的管制經費須由設施持照者承擔。而管制要求與除役時程、經費等抵觸時仍須由設施持照者負責解決。 | |
| | 10.2.3 專案設計與管理<br>新電廠設計方面的挑戰與優先考慮可能減少管理階層為幫助除役而投資的意願，第一次考慮興建核設施或仰賴國外技術的國家可能沒有能力考慮可以幫助除役的設計，而國際上激烈的商業競爭環境也不利於幫助除役的投資，這些情形均有賴國際合作與新電廠投資者的努力才能加以克服。 | 若未來有新建核能電廠的機會，則在編列預算時就應納入除役便利性相關的經費。而我國應以向國外採購核能電廠設備為主要方式，所以招標作業中就須強調除役便利性的要求。 |
| | 10.3 節 幫助除役的實際特色與做法<br>本節的表 10.2 針對設施設計、廢料管理與污染控管之優化設計、設計與除役規劃之介面、設計與輻防之介面、設計與專案管理之介面、設計與執照管理及安全之介面，以及設計與文件記錄之介面等方面列舉能幫助除役的實際特色與做法。<br>10.3.1 活化產物數量之減少<br>高強度抗腐蝕鋼鐵是反應器所需的材料，但其中含有的鈷卻是活化產物的主要來源，在維持鋼鐵優良性質與減少活化的鈷 60 產量之間取得平衡是一項研究議題。另減少反應器中含有之氯、鈮（niobium）、釤（samarium）、鎝（technetium）、硒（selenium）等可 | 減少活化產物的新材料不但可用於未來的新建核能電廠，且可用於既有電廠的系統維修方案中，因此值得國內相關單位密切追蹤新材料的發展。 |

| | | |
|---|---|---|
| | 能產生長半衰期活化產物的元素也是減少放射性廢棄物方面研究的對象。 | |
| | 10.3.2 污染控管與除污設施之準備<br>缺乏除污設施、缺乏放射性物質紀錄、缺乏洩漏偵測之地下桶槽等均可能是輻射污染的來源。放射性相關實驗室是最可能發生輻射污染的設施。設施運轉前就能訓練運轉人員有效地控管污染是非常重要的工作。<br>10.3.3 為拆除放射性物件準備容易進入且足夠大的空間<br>大型設備若受到輻射污染或損壞而須要拆解移走時，進入設備裝置空間與工作空間非常重要，若能在設計階段就有周詳考慮，對維修、延役與除役都有幫助。若進入不易或空間不足，則須在除役計畫中規劃因應的做法。<br>10.3.4 為方便移除的模組化設計<br>模組化設計可以增進移除的便利性，但可能增加經費並降低可靠度或完整性，因此須考慮利弊得失後做出最佳決定。事實上許多運送到電廠的設備已是組裝完整的模組，如熱交換器、冷卻泵與馬達等。設計時也須考慮設備運送的路徑如氣鎖門等有足夠的空間允許大型設備通過。<br>10.3.5 污染物件之分離 | 目前執行的核一廠除役工作中難免遭遇地下桶槽與管路的拆除，拆除空間受限的情形，以及難以分割的輻射污染物件等，仔細記錄這些資料並藉以思考改善方式，則對未來除役便利性的設計是很具體的參考資料。 |

| | | |
|---|---|---|
| | 針對除役時可能造成切割困擾的物件，如電線、絕緣物質、潤滑油等，在新設施設計時可考慮利用殼架（housing）、分離之潤滑模組，或特殊的軸封等方式減少未來除役的困擾。 | |
| | 10.3.6 協助設施內的分離<br>除役計畫中應能鑑別出設施內須要進行設備拆除的區域，並須提出拆除方式。須要在設施內進行切割分離的工作時，要考慮輻射與空浮對工作人員的影響。德國的 Gundremingen 沸水式反應器有許多值得參考的除役經驗，其中一項是把熱交換器中的水冷凍以便增加管路的硬度，而可在設施內進行切割工作。<br>10.3.7 管路系統之設計<br>管路系統中之低流量區、彎管區、管路直徑變化區及管路接合區等都可能累積侵腐蝕且有放射性的碎屑，若長期停止運轉則累積的情形會更嚴重。另鈍化或除污添加物也可能形成難以溶解的化學合成物或不能滲透的層膜。而這些情形若發生在牆壁的穿越管路中時，則會造成更多拆除的困難與工作人員劑量。<br>設計時採用同心管路、套管、穿透管模組、洩漏監視設備等可改進上述缺點，另考慮容易拆裝的管路安排也對除役有幫助。<br>10.3.8 限制地下設備之使用<br>目前許多核設施中受輻射污染的液體大多經由地板下的管路流入裝 | 考慮拆除便利性的管路系統設計不但可用於未來的新建核能電廠，且可用於既有電廠的系統維修方案中，因此值得國內相關單位密切追蹤新設計的發展。而在地下設備方面，既有電廠中舊有設備更新時也可考慮是否能改用易於檢修與拆裝的設備。 |

| | | |
|---|---|---|
| | 設在地底下的收集槽中，這些設備在除役時會增加困難與工作人員劑量，設計時要考慮能使這些設備易於檢修與拆裝。使用雙層管壁的管路把輻射污染的液體送到可移動的收集槽，或利用泵把污染的液體送到地面上的收集槽都可能可以改進上述缺點。 | |
| | 10.3.9 徹底營運後清理（Post Operational Clean Out, POCO）之設計<br>除役計畫中要有 POCO 的程序書，最好能在設施永久停機後立即展開 POCO，以便利用原有工作人員的經驗。液體管路要使用化學清潔劑沖洗後，洩光殘餘液體並烘乾。氣體管路有時污染嚴重無法立即切割，所以設計時要儘量安排能做整段拆除的管路，且須考慮使用厚度足以承受長期腐蝕的材料。研究用反應器中特別會有熱室（Hot Cell）與樣品穿越管等易受輻射污染的設備，設計時應加強考慮污染監測與易於除污的方法。<br>10.3.10 減少運轉與除役廢料之設計<br>核廢料處理費用增加以及最終處置場所不易決定等因素使核能業界採用長期之中期貯存暫時解決核廢料存放問題，但中期貯存不但增加經費，還會使公眾有無法找到最終處置場的疑慮。因此 IAEA 與美國 NRC 在 2007 年都對新設施設計時減少運轉與除役廢料提出建議措施。<br>10.3.11 準備充分的核廢料與用過核燃料貯存設施 | 我國核電廠在放射性廢棄物減量方面成效良好，但用過核燃料中期貯存與放射性廢棄物最終處置方面遭遇困難。若未來有新建核能電廠的機會，則應先考慮解決此方面的需求。 |

| | | |
|---|---|---|
| | 目前許多核設施都有核廢料與用過核燃料貯存空間不足的困擾，且許多核設施除役後，核廢料與用過核燃料還須存放在原廠址。因此新的核設施設計時必須考慮設置廢料預處理（conditioning）設施以及設施內的中期處存場所。 | |
| | 10.3.12 除役紀錄之管理<br>許多核設施除役時因權責不清或對需求不了解而未善加記錄除役過程的重要資料。IAEA 在 2002 年發布一份報告，對除役紀錄之管理提出具體建議，其中尚包括設施運轉時就應蒐集記錄的除役相關數據與資料。 | 我國《核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法》中第 14 條要求設施經營者應妥善管理除役相關紀錄。管制單位應依照此法規嚴格監督相關作業。 |
| | 10.4 節 學得教訓之應用：實務的指引<br>歐盟、美國、加拿大等許多新提出的核電廠設計（如 AP1000 與 EPR）中都包含幫助除役的設施，包括簡單化的廠內布置、模組化的結構與設備、減少物料與零組件的數量、增加輻射工作區的空間等。本章的表 10.1 與表 10.2 中提供從這些經驗中整理出來的建議。 | 我國若未來有新建核能電廠的機會，應以向國外採購核能電廠設備為主要方式，本節提供之資料可供招標作業參考。 |
| | 10.5 節 挑戰與未來趨勢<br>10.5.1 最重大的挑戰<br>在設計新核設施時需考慮到對除役有幫助的設計所面臨最重大的挑戰包括：除役工作包含許多技術與非技術的面向，不易組成一個有完整經驗的團隊；另新核設施之設計也包含許多技術與非技術的面 | 雖然我國較少設計新核能電廠的機會，但培養對除役作業熟悉的專家可在設備更新或採購核能電廠設備時提供對除役便利性有助益的意見。 |

| | | |
|---|---|---|
| | 向且延續時間很長，因此全面考慮除役相關設計也很困難。這些問題對於第一次興建核設施的國家而言更是困難。為新核設施的設計團隊提供適當的除役相關訓練或許會有幫助。 | |
| | 10.5.2 未來趨勢<br>在設計新核設施時提出初步除役計畫、規劃除役基金收取方式、考慮對除役有幫助的設計等都是未來的趨勢。而為了協助除役之進行，核廢料處理方面也須加速免除管制標準的確認，以及準備處置大型污染物件等事務。 | 我國核一廠目前執行除役工作，免除管制標準的確認以及大型污染物件的處置也很重要。此方面之國際經驗對執行單位與管制單位都有參考價值。 |
| | 10.6 節 進一步資料之來源<br>本節列出美國 NRC、IAEA 與歐盟等相關資料的網站與文件。 | |
| | 10.7 節 致謝<br>本節感謝對本章有貢獻的人員。 | |
| | 10.8 節 參考資料<br>本節列出本章引述之參考資料。 | |

第二部份: 執行，核能除役流程與技術、放射性廢棄物管理、廠區清理與再利用

| 第 11 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
|---|---|---|
| | 核能除役專案中「安全封存(safe enclosure)」與「固封除役(entombment)」之策略<br>本章說明「安全封存」與「固封除役」之案例，內容包含選擇這種策略的理由、面臨的挑戰、與汲取之經驗等。 | 我國不採取「安全封存」與「固封除役」策略，本章僅供參閱。 |
| | 11.1 節 簡介<br>核能設施除役有兩種獨特的性質，一是放射性的衰變，另一個是持續進步的拆除技術。這兩種特性也是選擇「安全封存」與「固封除役」的原因。若採取「安全封存」策略則最終還是要進行拆除，而若採取「固封除役」策略則等於把原廠址做為最終處置場所。這些策略各有優缺點，不過國際上許多國家目前都比較傾向於採取立即拆除的策略。 | |
| | 11.2 節 「安全封存」與「固封除役」之定義<br>根據 IAEA 為「安全封存」提出的定義，「安全封存」也可稱為延遲拆除，其內容包括初步的拆除與除污，然後將剩餘的設施保持數十年的安全貯存狀態，最後再執行除役工作。這種策略又可分為「主動式」與「被動式」兩類，前者是在安全貯存期間有專人每天執行監測與維護，後者則只在檢查與維護時才派人執行工作。<br>「固封除役」則是將原廠址做為整個設施的最終處置場所，這種作法有把燃料與廢料送至其他處置場的情形，也有仍留在原廠址的情形，依照各設施與 | |

| 第 11 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 國家政策而定。 | |
| | 11.3 節 採用延遲拆除(安全封存)的案例<br>11.3.1 荷蘭的 Dodewaard 核電廠<br>● 這是一個主動式安全封存的案例。<br>● 此電廠有一座 58 MWe 的 BWR，1969 年開始商轉，1977 年永久停止運轉。<br>● 該反應器於 2005 年開始安全封存，預計封存 40 年。採用封存的理由包括經費比直接拆除少 30%，工作人員集體劑量可從 6.6 (人-Sv)減少為 4.6 (人-Sv)。<br>● 封存前拆除未受污染的建物，保留受污染的建物。封存期間繼續運轉的系統包括電力、通風、過濾、排放監視與劑量率監視系統等。<br>11.3.2 西班牙的 Vandellos-1 核電廠<br>● 這是一個被動式安全封存的案例。<br>● 此電廠有一座 500MWe 的石墨氣冷式反應器，於 1968 至 1972 年間建造。於 1990 年因為前一年發生汽機廠房火災事故而永久停止運轉。<br>● 該反應器於 2003 年完成初步拆除工作後開始安全封存，預計封存 25 年。採用封存的理由包括圍阻體為 5 米厚的預力鋼筋混凝土，適於封存。另一個理由是該國的廢料處置場沒有接收 C-14 放射性廢棄物的能 | |

| 第 11 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 力。 | |
| | 11.3.3 保加利亞的 Kozloduz 核電廠<br>● 這是一個同一電廠有多座反應器的案例。<br>● 該電廠有 6 座 WWER 型之 PWR，1 至 4 號機之功率為 440MWe，5 與 6 號機之功率為 1000MWe。<br>● 1、2 號機於 1974 及 1975 開始運轉，於 2002 年永久停止運轉，3、4 號機於 1980 及 1982 開始運轉，於 2006 年永久停止運轉。<br>● 原規劃為安全封存 70 年，後改為 35 年，最後採取立即拆除的方式進行除役。理由為國際上比較喜好立即拆除、減少社會影響、擔心失去電廠原有知識，以及不必建造封存用的建物等。<br>11.3.3德國的 Lingen 核電廠<br>● 該電廠有 1 座 240 MWe 的 BWR，於 1968 年開始運轉，1977 年因蒸氣對蒸汽之熱交換器問題而永久停止運轉。<br>● 該電廠於 1988 年開始安全封存，預計封存 25 年。<br>● 2004 年曾規劃將封存期限延長至 2040 年，後因擔心失去電廠原有知識而作罷。<br>11.3.4 英國的 Berkeley 核電廠<br>● 該電廠有 1 座 276 MWe 的 Magnox 反應器，運轉期間為 1962 至 1989 | |

| 第 11 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 年。<br>● 該反應器於移除燃料，拆除氣體迴路、冷卻水系統等，並將廠房高度減少 17 米後，於 2010 年開始安全封存，預計封存 60 年。目前且規劃於 2074 年開始拆除，並於 2083 年恢復綠地標準。 | |
| | 11.4 節 固封除役之案例<br>11.4.1 固封除役之一般性考量<br>● IAEA 於 1998 年出版之「廠內處置之除役策略」報告中列舉許多選擇固封除役的重要考慮因素，也列舉擬訂固封除役策略的步驟以供參用。<br>● 在經費方面可節省拆除、切割、除污等費用，但須負擔長期監測的費用。<br>● 若大部分設備一起處置則人員劑量與放射性廢棄物量均可減少，但若只有少部分設備進行處置則此方面獲益較少。<br>● 固封除役所需送出之放射性廢棄物量較少，故較不受廠外處置設施之可用性與收費之影響。<br>● 固封除役須執行適當之環評，以便證明原廠址做為最終處置場的適當性。另監測時間的長短也是公眾顧慮的重點之一。<br>● 固封除役可能影響國家集中處置放射性廢棄物的策略，另對安全與環境的影響均是管制單位與民眾關注的焦點，若加上政治因素的干擾則更為複雜。 | |

| 第 11 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 11.4.2 固封除役之方式與經驗<br>● 美國從 1960 年代即有固封除役之經驗，英國也曾提出相關構想。<br>● 美國 DOE 經篩選後發現有數十座反應器符合固封除役之條件，這些條件包括設施規模龐大、廠房不會因移除污染物而轉為非放射性建物、廠址再利用的價值不大，以及設施之設計與建造沒有違背固封除役之目標等。<br>11.4.3 Hanford 廠區: U 峽谷(canyons)<br>U 峽谷因 250 米長的廠房像峽谷而得名，該反應器是 1944 至 1945 年間為生產二次世界大戰所用的鈽而建造的。後來該廠房以加蓋工程障壁(engineered cover system)方式進行固封除役。<br>11.4.4 Idaho 國家實驗室:廢料鍛燒(calcination)設施<br>Idaho 核能技術與工程中心(INTEC)有兩座含有燃料再處理設施的化學處理廠(CPP-601 與 CPP-604)，該兩座工廠建於 1953 年，並於 1992 年中止再處理任務。目前已規劃進行固封除役，相關危害評估已完成並證明固封除役後的風險低於美國環保署設定的標準。<br>11.4.5 Savannah River 廠區: P 反應器<br>P 反應器是 Savannah River 廠區中 5 個反應器之一，從 1954 年臨界後運轉至 1988 年為止，主要用來生產國防用的鈽與氚。該反應器於 2008 年決定 | |

| 第 11 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 固封除役後，至今已完成部分拆除工作以及固封的結構。 | |
| | 11.5 節 選擇延遲拆除的理由<br>11.5.1 因放射性的理由而選擇延遲拆除<br>核能電廠永久停機後若從放射性活度(Activity)的角度觀察，則 Ni-63 的佔比較高；而若從劑量率的角度觀察則 Co-60 變成主要的放射性核種。<br>減少人員劑量的方法除了等待核衰變外還可利用主要環路的除污、使用機器人或遙控設備、使用屏蔽設備，以及不切割大型組件直接運走等方式。<br>不過許多完成除役案例的經驗顯示，立即拆除方式中人員所接受的劑量與延遲拆除所接受的劑量相似。<br>11.5.2 因其他理由而選擇延遲拆除<br>這些理由包括缺乏足夠的資金、缺乏適當的核廢料貯存或處置場所、等待同一廠區中其他設施停止運轉，以及等待更新的拆除技術等。 | |
| | 11.6 節 準備工作<br>核能電廠永久停機後的初期 Co-60 的放射性強度足以利用總加馬計數方式進行特性調查，但若安全封存 35 至 45 年後，則 Co-60 的放射性強度已大為降低。因此採取安全封存策略須在適當的時間做好放射性調查的工作。另電廠的知識、歷程與污染狀況等資料也須保存數十年。下列幾個小節列舉一些安全封存與固封除役所需要的準備工作。 | |

| 第 11 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 11.6.1 過渡期<br>除了燃料與廢料的移除外，延遲拆除與固封除役的過渡期工作與立即拆除的做法類似。<br>11.6.2 安全評估<br>延遲拆除的安全評估須證明封存期的輻射安全，而固封除役的安全評估則與核廢料最終處置場類似。<br>11.6.3 執照變更程序<br>立即拆除、延遲拆除與固封除役三者之執照變更程序均不相同。<br>11.6.4 資金<br>固封除役在專案初期需要較多資金,延遲拆除則可利用封存期間籌措資金。<br>11.6.5 延遲拆除之規劃<br>要考慮原廠址基礎設施與工具在封存期間老化的因素。<br>11.6.6 固封除役之規劃<br>要考慮數個世紀都能保持安全。 | |
| | 11.7 節 安全封存/固封除役期間的管理<br>這些期間在管理方面的重點包括人員配置與訓練、組織與行政的控管、輻射防護、廢料管理以及實體保安與保防等。 | |
| | 11.8 節 各國做法與國際指引 | |

| 第 11 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 本節主要介紹 Thierfeldt 等人於 2007 年研究歐盟會員國除役策略的結果。重要的結論為歐洲西部國家如德、英、法等國較喜好立即拆除，而歐洲中部與東部國家如保加利亞與斯洛伐克等則較喜好延遲拆除，不過也有縮短封存期的傾向。另影響除役策略的因素則包含社會因素(工作機會)、原設施知識之保存、經濟因素(除役資金)、最終處置場之可用性、與向公眾展示除役之可行性等。 | |
| **第 11 章**<br>**11.9 節** | 11.9 節 挑戰與汲取之教訓<br>11.9.1 安全封存準備期間之挑戰<br>這個期間的挑戰包括公眾溝通與接受、資金的長期安全性，與足以供數十年後拆除工作使用的技術與放射性紀錄等。<br>11.9.2 安全封存期間之挑戰<br>這個期間的挑戰主要是設施休眠期間建物與系統的維護，特別是空調與通風系統必須能維持適當的溼度以免建物與系統受損。<br>11.9.3 安全封存之除役方式中汲取之教訓<br>Thierfeldt 等人於 2007 年的研究中列舉許多安全封存所汲取之教訓，重點包括:<br>● 安全封存期間的大修或數十年後拆除前基礎設施的更換可能需要大筆經費。 | |

| 第 11 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | ● 安全封存期間法規如環評要求或清除規定等可能改變。<br>● 安全封存期間的資金價值可能因通膨、投資策略或國家財政等而貶值。<br>● 數十年後拆除工作人員的技術能力可能不如預期。<br>● 電廠知識與歷史紀錄如輻射外釋事件等不易保存數十年。<br>● 安全封存可能使原來之員工失業，也可能造成後代的負擔。 | |
| | 11.10 節 未來趨勢<br>● 是否採用安全封存策略取決於立即拆除的資金是否足夠。<br>● 單純安全封存策略的接受度越來越低。<br>● 德國 Greifswald 電廠將污染最嚴重的部分移出貯存，再將其他部分拆除，這種介於安全封存與立即拆除之間的做法可以獲得兩種策略的優點。<br>● 美國將大型污染組件移送至最終處置場的做法也可減少立即拆除策略的缺點。 | |
| | 11.11 節 進一步資料之來源<br>本節列出 OECD、IAEA 與歐盟等相關資料的網站與文件。 | |
| | 11.12 節 參考資料<br>本節列出本章引述之參考資料。 | |

| 第 12 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 核能除役專案之拆解與拆除的流程與技術<br>本章說明經過驗證的商業級拆除技術，包括移除放射性物質的切割技術，也包括影響切割技術篩選的因素。 | 我國《核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法》中第三條已要求除役計畫中必須說明「除役目標、時程、使用之設備、方法及安全作業程序」，管制單位可依該辦法審核除役所使用之切割技術、工具及安全作業程序是否恰當，並於除役執行期間追蹤其運作情形。<br>原能會已審核通過核一除役計畫，其中對第 6 章拆除技術相關說明提出下列管制追蹤事項，未來可持續追蹤其具體作法是否合宜。 |
| | 12.1 節 簡介<br>從一個核設施移除放射性物質的工作必須考慮經費、時效、人力、集體劑量、以及放射性廢棄物的形式與數量。而執行移除工作時，所有受污染的系統與組件都將開放，且受污染的物質將被移動，因此人員的輻射防護非常重要。另在設施中待拆除的物件有各種材質、形狀、大小、厚度及塗裝，且受污染的程度也有很大差異，因此需要多樣的切割技術與工具，包括熱切割(火焰切割、電漿切割、雷射切割)與機械切割(鋸子、圓形車刀、剪床、研磨刀、鑽石索鋸、高壓水刀)兩種技術。本章描述一些成功應用於輕水式反應器拆除工作的重要且已商業化的技術與工具。 | |
| | 12.2 節 熱切割技術<br>熱切割技術主要用於金屬物之切割。熱切割工具不必接觸被切割物，因此對工具沒有反作用力，可以切割大型厚重物件，也很容易使用遙控技術。不過切割過程會產生空浮微粒、灰塵與煙霧，因此須配備有高效率過濾功能的吸 | 「台電公司對於未來實際採用之拆除方法及使用之設備，將於執行拆除作業前，參考當時國際上已除役電廠更新、更安 |

| 第 12 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 附裝置，以便保護工作人員並避免污染之擴散。若在水中使用熱切割技術則空浮微粒可減少千倍以上，但仍須使用過濾裝置以收集切割產物並維持水中之透明度。<br>12.2.1 火焰切割(Flame cutting)<br>火焰切割技術是利用火炬(torch)射出乙炔、丙烷、或液態燃料並與氧噴射流作用後產生火焰對金屬物件進行切割。這種技術只適合低碳鋼的切割，對鉻含量高的高碳鋼(不鏽鋼)則不適用。還好核電廠中使用最多的是低碳鋼，而這種技術大都被用來切割的厚度約為 100 mm，最厚可達 500 mm。若持續使用機械引導式火炬則可大幅增加切割速度。核電廠中使用這種切割技術的對象包括管路、鋼樑、汽機與廠房等，也有一些除役專案用來切割反應爐槽。<br>12.2.2 注入粉末之火焰切割<br>在氧噴射流中加入鐵與鋁的混合粉末可大幅提高火焰切割的能量，因此可以切割各種鋼材，特別是高碳鋼(可切至 300 mm 厚度)與鑄鐵(cast iorn)，甚至可用來切割鋼筋混凝土(可切至 1,500 mm 厚度)。不過一般核電廠的除役較少使用這種切割技術，因為須花很多功夫使用通風與過濾系統去控制切割過程射出的小型微粒與有毒氣體。 | 全的經驗、技術及機具，進行細部規劃，於除役拆廠階段前 1 年(114 年 12 月)提報主管機關審核，經核准後據以執行。」 |
| | 12.2.3 熱噴槍(thermic lance) | |

| 第 12 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 熱噴槍或稱氧噴槍，是由一根不鏽鋼管與插入其內的不鏽鋼絲組成，氧氣可經由不鏽鋼管流出，利用外部火焰加熱其開放端至不鏽鋼的燃燒溫度，則在氧氣流中燃燒的不鏽鋼溫度可達攝氏 2500 度，因此可用來切割所有建物所使用的金屬與混凝土。若在氧氣流中加入鐵與鋁的混和粉末，可使切割溫度提高至攝氏 4000 度。這種切割工具通常用於未受輻射污染的結構，或用於其他切割工具無法成功切割的物件。<br>12.2.4 電漿弧切割<br>這種技術是將氬氣、氮氣、氫氣或空氣射入火炬內的電弧中，使其轉變成溫度高於攝氏 10,000 度的電漿後再由噴嘴射出，與被切割物形成電弧而達到切割的目的。這種技術只能用於金屬之切割，手持式火炬通常用來切割金屬製的管線與配件，切割厚度可達 40 mm。電漿弧也可用於水下切割，但其性能隨水深度加大而遞減，若干除役專案曾用電漿弧在水中切割反應爐內部組件。國際上已有商業化的電漿弧水中切割工具可供採購。 | |
| | 12.2.5 放電加工(electric discharge machining)<br>放電加工是利用在液態介電質中產生電火花的方式進行加工，通常在高精度製造程序如鍛造與沖壓過程中使用。其切割速度很慢，介電質的性質及電極與被切割物件之間間隙的控制精準度對切割效果有很大的影響。這種工具通常用來移除零組件中的焊接物質或螺絲，也有用於螺栓之切割。 | |

| 第 12 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 12.2.6 接觸弧金屬切割(contact arc metal cutting, CAMC)<br>接觸弧是利用電極與被切割物件接觸時產生的不規則電弧進行切割，其工作電壓很低(小於 60 伏特)但電流很高(500 到 2000 安培)。這種工具可熔化所有金屬物質，並利用輔助水流帶走熔融的金屬，不但可用來切割體量大的物件，也可用來切割管束及厚度有變化、形狀複雜、且含不同材質的物件。國際上曾有除役專案用這種技術在水下切割反應爐內部組件。<br>12.2.7 雷射切割<br>雷射切割是利用很窄的雷射光束在被切割物表面產生高熱而進行切割，通常須有輔助氣流吹走熔融的物質。這種工具可用來切割金屬、塑膠與陶瓷等多種材質，最常被用於汽車製造業，最近則發展出可在光纖中傳送的雷射波，如此可使雷射產生裝置與切割工具分離，增加使用的便利性。 | |
| | 12.3 節 機械式切割技術<br>機械式切割工具須直接接觸被切割物件，切割的方式包含剪開(shearing)、鋸開(sawing)與磨碎(grinding)。原則上利用的碳化鋼或碳化鎢特別製作的切割工具可用來切割大部分的金屬與塑膠，而鑲有鑽石的工具可用來切割混凝土。<br>機械式切割工具可分為兩類，第一類是切割角度定義良好的工具，如鋸子、剪刀與沖子(nibbler)，在切割時會產生切屑與碎片。第二類是切割角度隨機變 | |

| 第 12 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 化的工具，如磨刀、鑽石索鋸與水刀等，切割時會產生 0.1 到 0.8 mm 的微粒並飄散到空氣中，故須考慮使用吸附與過濾設備。<br>機械式切割工具通常須有強力堅固的支撐，以便控制反作用力並避免振動。若與遙控設備結合則可用於水下切割，不過須特別考慮刀鋸損壞時更換的方法。<br>12.3.1 鋸切與剪切工具<br>鋸子與剪子在除役專案中用的非常廣泛，鋸子的種類包括帶鋸(band saw)、弓鋸(hack saw)、往復鋸(reciprocating saw)等，其中帶鋸與弓鋸可切割非常厚的物件，如 4 m 厚的低壓汽機軸。使用這種鋸子時要適當地固定被切割物，以免傷及工作人員。另手持式水壓或油壓驅動的剪子可用來切割小型管路、電纜與其支持結構等。<br>沖子(nibbler)是利用一個衝頭(punch)往復衝撞一個固定的沖模(die)以進行切割動作，通常用來切割薄金屬片，如通風管、板或槽等。這種工具很輕，可以用手操作。 | |
| | 12.3.2 磨碎(grinding)工具<br>圓盤型或有角度的磨刀用來切割輻射污染物件時要注意收集切割時產生的熱微粒。鑲有鑽石的鋸子與鑽心(core-drilling)工具是用來切割鋼筋混凝土的工具。使用鑽石線鋸時要配備線鋸冷卻裝置以及碎屑移除與收集設備。 | |

| 第 12 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 若干除役專案曾使用鑽石線鋸拆除核電廠中的生物屏蔽牆。<br>12.3.3 加入磨料之水刀切割(Water-jet cutting with abrasives)<br>將大小經過篩選且有尖角的沙粒(磨料)加入高壓水刀中曾被用來切割反應爐與其內部組件，用過的磨料具有放射性故須妥為收集，而這種技術多用於水中切割以減少用過磨料與水珠之擴散。 | |
| | 12.4 節 影響切割流程與技術篩選之因素<br>● 法規要求，如輻射物質排放規定、放射性廢棄物管理要求等。<br>● 工作人員、民眾、與環境之安全，須善用合理抑低(ALARA)原則，並須考慮切割時間、運送過程、除污方式等因素。<br>● 將待切割物件從高輻射區迅速移送到低幅射區再進行切割；妥善規劃拆除順序；慎選切割技術等都是減少集體劑量可用的方法。<br>● 篩選與比較切割技術時要考慮待切割物件的材質、型式與厚度，工作環境，手持或遙控等因素，表 12.1 提供一份依過去經驗整理出來的比較表。<br>● 另須考慮切割技術可能失效的風險，也須考慮非核能的風險，如工安意外、火災與有毒氣體外釋等。 | |
| | 12.5 節 大型組件切割與整件處理(intact handling)之對比<br>12.5.1 大型組件之直接處置(direct disposal)<br>大型組件如反應爐槽、蒸汽產生器、與調壓槽(pressurizer)等若採直接處置 | 根據核一廠的除役計畫，反應爐槽將於廠內進行切割，故不須考慮廠外是否有處理或貯存 |

| 第 12 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 方式，則可減少許多拆除所需的工作與經費。但這種方式須考慮運送路徑、處置場所等之可用性。美國在 2006 年的 Big Rock Point 除役專案是採用這種方式的一個案例。<br>12.5.2 大型組件之中期貯存<br>大型組件若採中期貯存方式則至少須貯存 30 年以上，貯存期間的安全與排放物的標準等是須注意的重點。貯存後的拆解可使用較簡單的工具，較少的輻防要求等。<br>12.5.3 大型組件之外送處理(external treatment)<br>瑞典的 Stade 電廠於 2008 年將三個蒸汽產生器外送至 Studsvik 設施處理。這種方式可減少電廠中的工作並有較多時間處理其他結構。理想中的外送地點最好與最終處置場在一起。<br>12.5.4 在電廠內切割大型組件<br>在電廠內切割大型組件須先切除相連的系統或組件，以反應爐槽為例，內部組件的切除是最困難的工作，不過這種方式可以不考慮廠外是否有處理或貯存設施。 | 設施。惟內部組件的切除是很困難的工作，須能選擇適當的工具，另須考慮切割技術可能失效的風險，也須考慮非核能的風險，如工安意外、火災與有毒氣體外釋等。因此反應爐槽與內部組件切割相關的輻安與工安將是管制的重點。 |
| | 12.6 節 廠房之拆除<br>廠房之拆除是除役工作最後的步驟之一，通常須先移除廠房被輻射污染的部分，另亦須注意地板與牆壁塗裝中的多氯聯苯(PCB)與多環芳香烴(PAH)，以 | |

| 第 12 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 及牆壁間或屋頂的石綿。還有如銫-137 等水溶性核種會滲入混凝土的鋼筋中，在拆除時要特別注意。若得知混凝土具有放射性，則拆除前須妥善規劃並謹慎執行拆除以免污染擴散。另切割過程也要避免輻射物質的擴散。一旦核設施中殘餘的放射性強度低於法規現值，則剩下建物的拆除就不必考慮輻射因素。 | |
| | 12.7 節 特定切割技術之應用:優缺點<br>機械式切割技術的優點包括:有許多成熟的工具，產生的空浮微粒與其他切割廢料較少等；缺點則包括:笨重堅硬以便控制反作用力，運送與安裝須較大空間，維修與損耗組件之更換需時較長等。<br>熱切割技術的優點包括:體積較小，切割速度較快，沒有反作用力；缺點則包括:產生的微粒與廢氣較多，安裝等前置工作較多等。若切割技術選擇不當則會使除役工作增加時間與經費。 | |
| | 12.8 節 挑戰與汲取之教訓<br>對核能設施的拆除而言，切割技術的選擇須依個案的需求而定，通常考慮的因素包括: 安裝與維修所需的時間，工作人員與被切割物的距離，設備失效之因應方法，遙控方式，設備或物件突然掉落之因應方法，及控制射出微粒以避免污染擴散等。對較困難的切割工作要先用實體模型訓練工作人員。而工作區域須備有適當的空間以供切割設備之運送、安裝與操作。另亦須備有 | |

| 第 12 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 放置或貯存廢料的空間與設備。 | |
| | 12.9 節 新興技術與未來趨勢<br>新興技術考慮的因素包括: 增加安全性、績效、可靠性、使用時間，以及減少廢料與經費等。最近有一種發展中的技術稱為熱線電漿弧切割(hot-wire plasma-arc cutting)，這種技術的切割對象不必侷限於電導體，因此可以用比鑽石索鋸更快的速度切割鋼筋混凝土。另一種發展中的技術是把鑽石索鋸的冷卻媒體從水改為壓縮空氣，如此可增加線鋸的壽命並對切割時射出的微粒有更好的控制。 | |
| | 12.10 節 進一步資料之來源<br>本節列出 OECD、IAEA 與歐盟等相關資料的網站與文件。 | |
| | 12.11 節 參考資料<br>本節列出本章引述之參考資料。 | |

| 第 13 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 核能除役專案之除污流程與技術<br>本章概述核能除役專案通用之除污流程，包括金屬組件與設備、切割後之金屬物件、建物表面等之除污。另亦討論選擇適當除污技術要考慮的因素，以及比利時 BR3 反應器除污的經驗。 | 我國《核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法》中第 3 條已要求除役計畫中必須說明「除役目標、時程、使用之設備、方法及安全作業程序」，管制單位可依該辦法審核除役所使用之除污流程與技術是否恰當，並於除役執行期間追蹤其運作情形。 |
| | 13.1 節 簡介<br>除污的定義是利用機械、化學或其他方法去除或減少設備表面或結構中殘餘的放射性污染物。除污的結果可以降低工作區的輻射強度，減少工作人員的輻射劑量，以及降低輻射物質外釋的機率。除污的技術包括清洗、機械式清除、化學處理、電化學處理、熱處理與其他技術。除污之決策須考慮經費與劑量之因素，也須注重因除污所產生二次廢料之管理。 | |
| 第 13 章 | 13.2 節 為何與何時要除污<br>13.2.1 除污的目標<br>除污的結果除了可以降低工作區的輻射強度，減少工作人員的輻射劑量，以及降低輻射物質外釋的機率外，也可以簡化拆除流程與工具。除污產生的金屬碎屑與建物碎石最好以「回收與再利用(recycle and reuse)」方式處理，而「處置與更換(disposal and replacement)」方式則應只在須要減少劑量時使用。 | 原能會已審核通過核一除役計畫，其中對第 8 章除污流程與技術相關說明提出下列管制追蹤事項，未來可持續追蹤其具體作法是否合宜。<br>1. 「核子反應器一次迴路之系統除污作業仍需視環境與人員安全及現場系統狀況，經評估後再進行調整，台電公司 |

| 第 13 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 13.2.2 決策考慮之因子<br>決策的主要目的是考慮要不要執行一次迴路的除污(Full System Decontaamination, FSD)以及採用「回收與再利用」除污方式或採用「處置與更換」除污方式。決策考慮之因子如下。<br>● 法規要求: 如工作人員劑量、公眾劑量、清除標準等。<br>● 公眾接受度: 如工業界對回收物質之接受度。「處置與更換」除污方式會增加廢料產量、運輸量、貯存或處置量，公眾是否可接受這種方式?<br>● 技術可行性: 須針對待除污對象之材質、型式、污染種類與程度、尺寸、除污媒介之適當性、及除污施工之難易等因素考慮技術之可行性。<br>● 安全風險與危害: 如放射性與有毒化學物質對工作人員的危害，廠外處置相關風險等。<br>● 經濟可行性: 須考慮如移除、切割、分類、特性調查、除污、包裝、運送、二次廢料處理、申請執照、稅金、保險、意外準備金等經費，另須考慮回收物質/設備之殘餘價值。<br>13.2.3 除役許可申請文件中須說明之議題<br>申請文件中須說明是否採用一次迴路的除污(FSD)以及採用「回收 | 規劃於執行系統除污作業前 1 年(108 年 1 月)提報主管機關審核，經核准後據以執行。」<br>2. 「台電公司規劃於除役拆廠階段後期，將除役保留區所產生之廢液集中至新設放射性廢液處理系統進行處理，有關該處理系統之廢液輸送、處理及排放，於機組廢液處理系統拆除前 3 年(122 年 12 月)提報主管機關審核，經核准後據以執行。」 |

| 第 13 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 與再利用」除污方式或採用「處置與更換」除污方式。並須證明具有除污相關專業知識，且為工作人員提供適當訓練。 | |
| 第 13 章 | 13.3 節 金屬之除污<br>此節資訊摘錄自 BR3 反應器與 EUNDETRAF 訓練中心之經驗資料。<br>13.3.1 化學程序<br>化學除污使用濃縮或稀釋的溶劑，以溶解污染層或部分基底金屬的方式，去除黏著在管路、組件與設備表面的污染物質。這種方法可用於無法接觸之表面的除污，但對多孔性表面則較無效果。其除污效果取決於接觸時間、濃度、溫度等因素。<br>多步驟除污程序: 這種程序用於非常難溶解且含有大量氧化鉻之腐蝕產物所形成的污染層，其過程包含氧化、溶解與錯合等步驟。這種程序又可分成兩大類，第一類是使用稀釋化學溶劑的「軟程序」，這類較常用的程序包括「加拿大除污與補救程序(CANDEREM) 」、「低氧化態金屬離子(LOMI)」、「化學氧化還原除污(CORD)」與「除役之除污(DFD)」等。第二類則是使用高濃度化學溶劑的「硬程序」，此類常用的程序包括「TURCO」、「MOPAC」與「CITROX」等。<br>單步驟除污程序: 這種程序使用 $Ce^{4+}$、$HNO_3$/HF 或 $HBF_4$ 等化學 | |

| 第 13 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 物質，利用 $Ce^{4+}$所發展的程序包括瑞典的 SODP、日本的 REDOX 與比利時的 MEDOC 等程序。其中 MEDOC 程序有除污因子(DF)大於 10000 的使用經驗。<br>使用 $HNO_3$/HF 的程序是利用氧化還原與溶解金屬的方式去除不鏽鋼表面的氧化層。其效率與速度隨著溫度、HF 濃度與反應時間之增加而增加。<br>前蘇聯車諾比電廠事故後的除污曾使用一種稱為 DECOHA 的程序，這種程序是利用 $HBF_4$ 化學物質使陽離子在陰極還原成金屬並沉澱，而在陽極則重新生成 $HBF_4$。如此放射性的鈷-60 會隨著金屬沉澱在陰極。這種程序可用於不鏽鋼、碳鋼與鋁等金屬表面的除污。不過其過程產生的氫氣需有適當的稀釋與通風，以免氫氣濃度過高而產生燃燒或爆炸。<br>13.3.2 電化學程序<br>電解拋光(electrolytic polishing)是一種陽極溶解技術，待除污的物質做為陽極，而陰極則是不鏽鋼或銅電極。這種程序常用於一次迴路系統或厚殼組件的除污。而根據電解質與操作狀態之不同可分為磷酸程序、硝酸程序、硫酸程序與硫酸鈉程序等數種程序。 | |
| | 13.3.3 機械式程序 | |

| 第 13 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 物理式/機械式程序包含簡單的清洗或刷除，通常加入清潔劑以清除附著不強的污染物質。其二次污染物也比較少。<br>超音波槽中之清洗: 這種方式通常加入清潔劑用於附著不強或不穩定污染物質的清除，其除污因子小於 2，大多與化學除污程序一起使用。<br>乾冰顆粒之投射: 利用壓力為 1.8 MPa 的壓縮空氣將乾冰顆粒投射到污染表面，使污染物質脫離物體表面並被空氣帶走。乾冰蒸發後由通風系統處理。使用這種方式時要防止二氧化碳之累積，工作人員要穿防護衣，且噪音可大 75 至 125 dB。<br>冰顆粒之投射: 這種方式的原理與乾冰顆粒之投射類似，冰顆粒利用壓縮空氣投射至污染表面後，污染物質會被冰融解後的水帶走，因此要裝設水的處理系統。<br>加壓水刀: 低壓(5 到 15MPa)水刀常用於高污染表面的初步清洗，中壓(15 到 70MPa)水刀則用以降低劑量率，高壓(大於 70MPa)水刀就能用來切割金屬物質。若加入磨料(abrasives)則可增加除污效率。不過這種技術的缺點是用水量大、磨料消耗量大、且會產生許多液態污染微粒。<br>利用磨料除污: 這種技術利用高壓水柱或壓縮空氣將磨料 | |

| 第 13 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | (abrasives) 加速後撞擊待除污的表面，對於大型物件的除污效果良好。使用的磨料包括礦物質(如磁鐵礦或砂)、鋼顆粒、玻璃塊、塑膠顆粒、米殼或磨碎的堅果殼等。磨料的回收與再利用是這種技術必須注重的問題。<br>刷除、拋光與研磨除污法: 這些技術有許多成熟的工具可供採購，工作人員使用時要穿防護衣，也要搭配過濾與通風系統。<br>13.3.4 其他除污技術<br>泡沫(foam)除污: 利用泡沫本身或加入其他除污劑都可用於放射性物質之除污。這種方法便宜、簡單、且可手持或遙控操作，適用於大型或形狀複雜的物件，但 DF 值小且不適用於有較大孔洞或較深裂縫的物件。<br>化學凝膠(gel): 化學凝膠是做為化學除污劑的載體，噴灑或塗刷到污染表面，再經過一段作用時間後利用擦洗、沖洗或剝除等方式除去凝膠即可達到除污效果。這種方法的 DF 可達 100，且可用於 β 與 γ 核種污染物之除污。<br>化學漿糊(pastes): 多用於金屬表面除污，通常加入酸性化合物或磨料以提高效率。<br>13.3.5 熔解(melting) | |

| 第 13 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 在金屬熔解過程中，有些揮發性核種如銫-137 可用廢棄過濾系統收集，有留在殘渣中的放射性核種可以分開處理，而熔解後再凝結的鑄錠因放射性降低固可回收做為屏蔽材料。英、法、美、德與瑞典等國都為除役設置了大型的金屬熔解設施。 | |
| | 13.4 節 建物表面之除污<br>建物表面須要移除的厚度可能從數毫米至數公尺，除污的方式也可能包含簡單的清洗到強力的鑽磨。<br>13.4.1 鑽碎(scabbling)<br>利用電動或氣動鑽頭敲碎水泥混凝土的表面，並配置過濾裝置收集處理混凝土碎渣。這種方式適於移除混凝土薄層(15 到 25 毫米)<br>13.4.2 磨除/刮除(milling/shaving)<br>利用鑽石磨盤磨碎水泥混凝土的表面，並配置過濾裝置收集處理混凝土碎渣。這種方式可手動或遙控磨除大面積的污染牆面，但磨除的厚度只有 1 到 15 毫米。<br>13.4.3 水力/氣動敲打(hammering)<br>若牆面污染厚度較大則須使用碎石機(rock breaker)或電鑽(jackhammer)進行除污，而若須切割混凝土結構則須使用水力或氣動鑽頭。 | |

| 第 13 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 13.5 節 影響除污程序與技術篩選之因素<br>建議藉由回答下列三個問題的方式找出最適合的除污程序與技術:<br>● 待除污組件的特性為何? (包括型式、材質、運轉歷史等)<br>● 除污的目標為何? (減低劑量或無條件釋出)<br>● 何種程序或技術適合且可用來為待除污組件進行除污? (要考慮安全性、可用性、工作人員劑量等因素) | |
| | 13.6 節 特定除污技術之應用: 優缺點<br>本節從比利時 BR3 反應器除污的經驗中介紹使用 MEDOC 程序的優缺點，優點包括節省經費、降低工作人員劑量，與減少二次廢料量等。而缺點則須防止除污過程中產生之氫氣發生燃燒。 | |
| | 13.7 節 挑戰與汲取之教訓<br>除污技術之安全性與除污後物質外釋標準必須獲得管制單位核准，最簡單的技術是最優先的選項，另須考慮除污結果不如預期的因應之道。 | |
| | 13.8 節 新興技術與未來趨勢<br>值得注意的新興除污技術包含處理建物表面的熱處理技術，以及加入電化學離子交換腔的 DFD 技術。 | |
| | 13.9 節 進一步資料之來源 | |

| 第 13 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 本節列出 OECD、IAEA 與歐盟等相關資料的網站與文件。 | |
| | 13.10 節 參考資料<br>本節列出本章引述之參考資料。 | |

| 第 14 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 核能除役專案之遙控與機器人技術<br>本章說明輻射特性調查、再取回、拆除、除污及其他除役相關活動所採用之遙控與機器人技術與應用情形。 | 目前我國除役相關管制法規未對遙控與機器人技術的使用訂定規範，核一廠的除役計畫中也很少討論這方面的規劃。原能會已審核通過核一除役計畫，其中對第6章拆除技術相關說明提出下列管制追蹤事項: 「台電公司對於未來實際採用之拆除方法及使用之設備，將於執行拆除作業前，參考當時國際上已除役電廠更新、更安全的經驗、技術及機具，進行細部規劃，於除役拆廠階段前1年(114年12月)提報主管機關審核，經核准後據以執行。」建議考慮請台電公司在此案中提出可能使用遙控與機器人技術的規劃，並須特別注意對安全性、工作時程與經費的影響分析。未來亦可持續追蹤其具體作法是否合宜。 |
| | 14.1 節 簡介<br>遙控與機器人技術從 20 世紀後半期開始蓬勃發展，其應用於核電廠除役相關活動的項目包括特性調查、放射性物質再取回、設備與建物之拆除與除污、及設備與建物之切割等。近來加入虛擬實境等先進技術後，遙控與機器人在除役工作中的應用更為廣泛。 | |
| | 14.2 節 遙控與機器人: 定義與原理<br>14.2.1 基本技術名詞<br>本節說明遙控、機器人、儀控、自由度、人機介面、載具、遠端監視與偵測系統等名詞之意義。<br>14.2.2 任務之定義<br>除役任務必須有精確的目標與內容才能協助選擇適當的遙控與機器人技術。<br>14.2.3 手動、半遙控與遙控<br>這三種方式之選擇須考慮技術、經濟、安全與優缺點等因素。遙控的優點包括: 增進安全性、可於惡劣環境作業、增加生產力、可能 | |

| 第 14 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 會減少經費、可重複使用及可用於不同專案等。缺點則可能有製造經費昂貴、意外狀況之反應較慢、操作人員要特別訓練、複雜度越高則失效機率越高等。<br>14.2.4 設計原理<br>除役工作所用遙控與機器人之設計須考慮經濟狀況、適用性、安全性、可靠度、工作環境與特殊需求、不易受輻射污染、易於安裝、維修、再取回及除污等因素。且人機介面要具有彈性，以利於正常或意外狀況之操作。 | |
| 第 14 章 | 14.3 節 遙控與機器人技術在除役方面之發展與應用<br>14.3.1 除役之實體與輻射特性調查<br>應用於實體與輻射特性調查的遙控工具或機器人必須具備體積小、彈性大、可移動等特性，移動的方式必須包含水平、垂直、與斜面等，而其載具要能承載數位相機、輻射偵檢器、紅外線相機、取樣探頭、及測量有害物質的工具等。本節列舉車諾比事故後與福島事故後，在輻射特性調查方面所使用機器人的構造與應用情形。另亦提及美、英、法、德、比利時與加拿大等國應用的案例以供參考。<br>14.3.2 取回遺留之放射性廢棄物 | |

| 第 14 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 應用於取回遺留放射性廢棄物的遙控工具或機器人必須考慮廢料的重量、尺寸、型式與工作環境等因素，對於特殊狀況如取回地下桶槽中的液態放射性廢棄物時，要設計具備長手臂的特殊遙控工具。本節列舉英國在 Sellafield、Windscale、與 Dounreay 核設施，以及美國在 Oak Ridge 與 Idaho 國家實驗室應用遙控工具或機器人取回遺留放射性廢棄物的案例。另亦提及西班牙、斯洛伐克、俄羅斯、德、法與比利時都有類似的應用案例。<br>14.3.3 除污<br>鑽碎(scabbling)、刮除、噴砂(abrasive blasting)、真空吸除、蒸氣清洗、電拋光(electropolishing)與除污藥劑噴灑等除污方法比較適合採用遙控設備。本節列舉一些美、英、日、斯洛伐克、與俄羅斯等國應用遙控工具或機器人執行放射性除污的案例。<br>14.3.4 拆除<br>在應用於核設施拆除的遙控工具或機器人方面，目前已有許多可供採購的機械式切割、熱切割與電化切割的工具。採購時須考慮切割能力、安裝難易、二次廢料量、可操作環境(空氣中或水中)與經費等因素。本節列舉一些美、英、日、德、比利時、義大利、與俄羅斯等國應用遙控工具或機器人執行核設施拆除的案例。 | |

| 第 14 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 14.4 節 挑戰與汲取之教訓<br>雖然已有許多遙控工具或機器人可供使用，但其靈活性、可靠性、人機介面、與操作參數最佳化等方面都有改善空間。另目前已汲取之教訓包括: 使用可供採購的設備，對新發展的技術要謹慎，設計遙控工具或機器人要注意簡單、易於使用、多用模組化組件等原則，要定期維護並準備重要組件的備份，以及多用實體模型進行操作訓練等。 | |
| | 14.5 節 未來趨勢<br>未來遙控工具或機器人發展的趨勢包括: 研發更像人類的機器人，使用各種可用的偵測工具，使用虛擬實境技術，發展模組化組件，進一步使用 2D 與 3D 圖像技術，發展標準化作用器(effector)，以及發展智慧型機器人等。 | |
| | 14.6 節 進一步資料之來源<br>本節列出美、法、俄羅斯、OECD、IAEA 與歐盟等相關資料的網站與文件。 | |
| | 14.7 節 參考資料<br>本節列出本章引述之參考資料。 | |

| 第 15 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 除役專案之放射性廢棄物管理<br>本章說明除役專案中放射性廢棄物管理的重要面向，包括廢料之減量、貯存、處理、特性調查與處置等。 | 我國核一廠除役計畫第9章說明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。其各類放射性廢棄物產量係參考美國核管會技術報告以及西屋公司之除役經驗進行盤點。另亦針對除役期間各類放射性廢棄物減量措施(包含除污作業、拆除減量及廢棄物外釋處理等)、貯存、運送，以及處置等做整體規劃。未來是否能如上述規畫確實執行將是管制之重點。 |
| | 15.1 節 簡介<br>妥善規劃並正確地執行廢料管理流程是除役專案成功的重要工作，其內容包括為電廠原有及因除役而產生的廢料備妥貯存或處置空間，分隔不同類型的廢料，妥善規劃與執行廢料之運送，評估廢料之類型與數量等，而評估廢料數量時要考慮設施型式、運轉歷史、與可行的廢料處置方式等因素。通常有處置場所且價錢合理的國家都優先把大量廢料送廠最終處置場，因為除污與清洗的價錢比最終處置的經費高很多。 | |
| | 15.2 節 將用過燃料之移除做為除役之先備要求<br>在缺少用過燃料最終處置場的情形下，設置用過燃料中期貯存設施已成為除役過程必要的工作，目前世界上只有瑞典與荷蘭有集中式中期貯存設施，其他國家多於原廠址設置中期貯存設施。而最常用的貯存方式為乾式貯存(dry storage)，本節列舉一些獲得美國管制單位核准的乾式貯存結構與使用經驗。 | 核一廠第二期用過核子燃料乾式貯存設施，將採具社會共識之室內乾式貯存型式，以增進民眾接受度。管制機關已要求於 115 年底完工啟用。另除役期間新建放射性廢棄物處理與貯存設施之完工啟用時程亦已列入管制追蹤事項。建議特別注意這些設施向地方政府申請建築執照與 |

| 第 15 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | | 使用執照的情形，若有延誤則須審視台電公司的因應措施。 |
| | 15.3 節 除役產生之空浮微粒、水浮微粒與固態廢料: 數量與特性<br>15.3.1 空浮微粒<br>切割與拆除工作會產生許多空浮微粒，要用過濾系統或移動式過濾裝置處理。在除役過程中，過濾系統濾網更換的頻率通常比正常運轉時高。<br>15.3.2 水浮微粒(waterborne)<br>除役過程中的除污、建物清洗、防護衣清洗等工作會使用大量的水，必須妥善處理用過的水以防止輻射擴散，並節省水資源。<br>15.3.3 固態廢料<br>固態廢料的來源包括: 停用的組件、拆除設備、輻射污染的金屬、水泥與混凝土、拆除產生的二次廢料、拆除未污染建物產生的廢料等。本節的表 15.1 中列舉德國 Nideraichbach 核電廠拆除時各種廢料的數量以供參考，這些廢料的體積均再被縮小以利包裝與運輸。此外，廢料送至貯存或處置場前均須量測輻射強度與核種，以便判斷是否符合貯存或處置之要求。而如鐵-55 與鎳-63 等難偵測的核種，須用放射化學分析法加以鑑定。 | |

| 第 15 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 15.4 節 空浮廢料之通風與過濾要求<br>在除役過程中產生的空浮微粒比正常運轉時多很多，所以要特別注意過濾系統功能的檢查，必要時須使用移動式過濾裝置加以輔助。 | |
| | 15.5 節 含污染溶液之液態廢料的管理<br>無機的中低放射性液態廢料，如化學排放物、除污溶液與廢水等一般都用蒸發的方式處理，蒸發後的蒸餾液經過輻射偵測合於法規標準後即可排放，而殘留的濃縮物可用水泥固化或烘乾兩種方式處理。水泥固化是一種簡單而安全的方式，固化後的產品適於最終處置，但其缺點是增加了廢料的體積與重量。另烘乾方式產生的廢氣要有適當的過濾處理，而烘乾後的產物也要注意有無滴水的狀況，若有則須重複烘乾的程序，這種方式的缺點是需時甚久。 | |
| | 15.6 節 固態廢料特性調查與隔離以便後續之處理<br>廢料在處理前要利用直接量測或取樣分析等方式做特性調查，調查內容包括: 廢料的歷史、材質型式、來源、使用過程、污染過程等。一旦完成特性調查，就可以進行除污、壓縮或焚化等後續處理流程。一般除污的方式包括: 機械式(如高壓水刀或鐵砂噴砂等方式)；化學式(利用表面活化劑或腐蝕劑做成溶液或糊狀液進行除污)；與物理化學式(利用酸槽或電解方式進行除污，多用於形狀複雜的組件)等。 | |

| 第 15 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 而減少固態廢料體積的方式包括壓縮與焚化兩種方式，壓縮後的廢料體積約可減少 4 到 8 倍。可燃性的低放射性固態廢料可用焚化方式處理，焚化後的放射性物質多殘留於過濾系統，因此需妥善處理該系統更換的零組件，而焚化後的底灰再加壓縮後，體積約可減至原來的百分之一。 | |
| | 15.7 節 回收/再利用與清除程序<br>定義外釋標準是達成回收/再利用目標的重要步驟，IAEA 與歐盟都為核設施相關物質建立了外釋標準，西班牙與德國都根據這些標準建立了核設施物質外釋的程序與標準，下列小節列舉德國法規所訂的外釋類別與準則。<br>15.7.1 無限制之外釋<br>不須指定未來之用途。<br>15.7.2 送交處置(Release for disposal)<br>需有被核准的處置場、都市垃圾場、或焚化廠，且不得於這些場所外使用。<br>15.7.3 建物之外釋<br>外釋前須測量輻射強度。因核設施中使用大量水泥混凝土，所以建物之除污與廢料管理策略都非常重要。 | 核一廠之除役計畫中說明為廢棄物之回收與再利用擬訂了「一定活度或比活度以下固體廢棄物外釋計畫」。其中訂定了外釋物質的種類、偵測方法與輻射強度限制。未來是否有廠商願意承接以及民眾的反應將是觀察的重點。而若外釋遭遇困難則須注意台電公司的因應措施。 |

| 第 15 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 15.7.4 核能產業內之設備再利用<br>可供再利用的設備包括切割工具、運輸工具，與移動式過濾系統。<br>15.7.5 熔解<br>核設施中之金屬熔解後的鑄錠若低於外釋標準則可自由外釋，若高於外釋標準則用來做成放射性廢棄物最終處置容器，或做為屏蔽設備的材料。正確的金屬輻射特性調查對熔解程序的成功是非常重要的因素。<br>15.7.6 清除程序與外釋標準<br>本節摘錄德國的清除程序與外釋標準以供參考。 | |
| | 15.8 節 除役專案之廢料管理與處置<br>除役過程中產生的廢料要依照廢料處理設施的規定進行分類、包裝與運送，以避免處理過程發生意外(如熔解時突然放衝輻射氣體)。建物拆除後之橡膠與混凝土碎塊等要儘量回收，並考慮做為建物或路基的填充物料。若放射性廢棄物可送至最終處置場，則應依照處置要求進行特性調查、分類、包裝與運送。若沒有最終處置場而須興建中期貯存設施，則應考慮貯存的分類與包裝等因素。此外，特殊的廢料如電池、油料、有機溶液、電子產品、與含水銀之容器等須分開處理與貯存。 | |

| 第 15 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 15.9 節 挑戰與汲取之教訓<br>除役專案的數目逐年增加，因此廢料外釋的數量也隨之增加，若輻射物質外釋的程序不夠嚴謹，則外釋的風險就無法避免。為了降低這種風險，訂定並實施適當的 QA 方案也是重要的方式。另須長期貯存放射性廢棄物時，貯存容器可能因腐蝕或其他物理化學作用而損壞，因此須實施定期的監視，並在必要時更換貯存容器。 | |
| | 15.10 節 未來趨勢<br>美國在新反應器設計時都從易於除役的角度考慮設置移動式廢料處理設施，並採用適合貯存或處置的廢料容器，這些做法對未來的除役工作都很有幫助。另核廢料的中期貯存可以避免廢料的長程運輸，也有助於核電未來的使用與除役。 | 我國目前雖無新建核電廠之規劃，但運轉中的核二與核三廠仍可開始考慮除役相關的廢料管理措施。 |
| | 15.11 節 進一步資料之來源<br>本節列出美國、OECD、IAEA 與歐盟等相關資料的網站與文件。 | |
| | 15.12 節 參考資料<br>本節列出本章引述之參考資料。 | |

| 第 16 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 除役專案之環境補救與復原技術<br>本章說明廠外補救與廠內處理、地下水污染之處理、以及深層或大面積污染之處理等相關技術。 | 關於「土壤復原及地下水處理」，核一廠規劃將於除役過渡階段及廠址最終狀態偵測階段針對受到污染之土地及地下水再進行更詳細的輻射偵測，若發現有受到放射性污染再進行處理。建議在除役過渡階段的詳細輻射偵測中納入符合「可能有放射性污染問題的廠區型式」的項目包括:反應器廠區桶槽、管路與貯存設施之洩漏；暫時性廢料貯存方式不當；與核電廠事故造成的放射性污染區域等。 |
| | 16.1 節 簡介<br>16.1.1 除役廠區輻射污染之程度<br>造成污染的過程、污染物的性質、廠區的特性等因素都會影響核設施廠區輻射污染的問題，有些案例同時有輻射污染與化學污染的問題，這些問題都是環境補救要解決的對象。一般而言，核燃料再處理廠與發展核武的舊廠區有最嚴重的污染問題，核電廠的輻射污染問題較輕微。<br>16.1.2 可能有放射性污染問題的廠區型式<br>● 核燃料再處理或反應器廠區桶槽、管路與貯存設施之洩漏<br>● 使用暫時性廢料貯存方式不當<br>● 許多早期研究放射性之實驗室與研究機構<br>● 為製造核燃料而生產鈾與釷的化學工廠<br>● 含有天然放射性元素(如釷 210 與鉛 210)之金屬的熔煉廠<br>● 使用鐳 226 或氚作為夜間照明裝置的工廠<br>● 核電廠事故造成的放射性污染區域 | |

| 第 16 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 16.2 節 環境復原程序<br>一般而言，放射性污染廠區的復原包括下列步驟:<br>● 審閱廠區有關放射性污染方面的歷史資料<br>● 藉由調查決定廠區污染的性質與程度<br>● 擬定廠區污染分布的概念模型<br>● 篩選補救或復原的方式<br>● 對可能的復原方式進行風險評估與成本效益分析<br>● 與管制單位進行良性互動<br>● 選定優先的管理與清除方式<br>● 實施優先的管理與清除方式<br>● 監視與驗證清除的成效<br>● 結案並解散專案組織<br>16.2.1 最佳作業方式<br>不同的除役專案或國家使用上述步驟的方式不盡相同,IAEA 為了在核能界提倡一致的做法，發布許多相關的報告主題包括: 選擇污染廠區補救技術的考慮因素，地下水污染的補救技術，天然放射性核種污染問題，放射性污染與其他危害並存的問題等。另美國與英國也曾發布相關的指引。 | 根據核一廠的除役計畫，若發現土地有受到放射性污染，會將受污染之土壤移除，再以無污染之土壤回填，直至該區域輻射偵測值符合廠址使用劑量標準為止。而量測或評估劑量率高於法規標準之土壤，則視污染狀況考慮以 (1)電動力學除污法 (2)清洗法 (3)高溫處理法等方式處理。<br>建議藉由風險評估的方法選出優先的補救技術，其考慮的風險包括補救技術之應用、所有廢料之管理、及補救後殘餘污染等相關的風險等。 |

| 第 16 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 16.3 節 廠區補救技術的型式與適用於核能除役的技術<br>藉由風險評估的方法可選出優先的補救技術，其考慮的風險包括補救技術之應用、所有廢料之管理、及補救後殘餘污染等相關的風險。本節列舉一些篩選時考慮的因素。一般而言，可用的方式分為下列三類:<br>● 將污染物移送到較適當的貯存或處置場所<br>● 在廠區對污染物進行包封或安定化處理<br>● 稀釋污染源 | |
| | 16.4 節 廠外補救技術<br>16.4.1 挖掘與處置<br>最常用的廠外補救技術為挖掘與處置，挖掘的工具包括: 推土機、反鏟式挖土機、挖掘機、前置式裝載斗與刮鏟等。挖掘區域要有適當管控，要抑制塵土之飛揚，工作人員要穿防護衣戴防護面具。若使用傳送帶則須安裝適當的輻射監測裝置。所有作業都要考慮安全性、環保、永續、技術與經費之可行性等因素。挖掘出來的物質通常區分為可再利用、可回收供核設施使用、及移送最終處置等三類。若採廠內處置則須確認處置場所的適當性與安全性，若採廠外處置則須注意運送的安全性與處置場所的合法性。挖掘與 | 我國核電廠運轉中均定期實施環境偵測，截至本報告提出時為止尚無廠外輻射污染情事發生。本章廠外補救技術僅供參閱。 |

| 第 16 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 處置的優點是一次移除所有污染源並消除相關環境風險，但須能完整且正確地鑑別出所有污染區域的範圍。<br>16.4.2 廠內外固定化(immobilisation)或安定化(stabilisation)<br>廠內外的輻射污染物均可用水泥或樹脂水泥混凝土(polymer cement)固化的方式達到安定化的目的。其缺點為廢料體積增加，且若廢料中含有機務質則水泥會容易劣化。<br>16.4.3 表面安定化<br>輻射污染物的表面可利用化學藥劑加以安定化，但其長期效果有限且可能造成植物性毒害，因此須對土壤進行消毒。<br>16.4.4 應用礦業之分離程序<br>輻射污染物質的顆粒尺寸通常比周圍的泥土顆粒小，因此可仿照礦業之分離程序利用顆粒大小、沉降速度、顆粒密度、表面化學性質、與感磁性等參數將污染物質從泥土中分離出來。這種技術已應用於美國的 Atoll 核設施與澳洲的 Maralinga 測試場，且很多化學、冶金、鋼鐵與煉油廠的除役工作也使用這種技術。<br>16.4.5 廠外利用泥土清洗分離顆粒<br>泥土清洗法可將受輻射污染的顆粒從泥土中分離出來，不但減少泥土中的污染量且可減少廢料的體積。這種方法可以分離有機物、 | |

| 第 16 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 無機物與受污染物的混和物質，但對泥灰與砂礫的分離較為困難。 | |
| | 16.4 節 廠外補救技術(續)<br>16.4.6 廠外化學處理<br>廠外化學處理技術包括: 物理化學清洗法、溶液萃取法、化學去鹵法(dehalogenation)等。若污染濃度過高則這種方法的效果有限，且其處理後的產物可能有植物性毒素，會使土地荒廢。<br>16.4.7 磁性分離<br>鈾與鈰的化合物帶有輕微磁性，可利用磁場將其從泥土中分離出來。美國 DOE 所屬廠區已對這種技術進行實驗室規模的測試。 | |
| | 16.5 節 廠內處理技術<br>16.5.1 受監視的自然衰減法<br>輻射物質在泥土中自然衰減的機制包括: 離子交換、吸附與沉澱等，若為有機物質則有揮發、化學反應與生物劣化等機制。對於污染風險小、距離民眾遠及污染途徑不太會改變的廠區可利用自然衰減法降低輻射強度，但須監視廠區輻射並證實的確有降低的情形。這種方式的優點是投入的經費很低。<br>16.5.2 電性補救法<br>電動補救法是使輻射污染物質從泥土中遷移至一個電極上並收集 | |

| 第 16 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 至其周圍的溶液中，這些溶液再利用離子交換、沉澱、過濾等方法萃取出污染物質。這種方法尚未被證明可用於大規模的補救工作。<br>16.5.3 植物性補救法<br>利用會累積輻射污染物質的植物進行環境補救，不同的污染物質要利用不同的植物進行補救。這種方式花費較少但目前只有成功的先導測試，尚無大規模成功的案例。<br>16.5.4 廠內生物補救法<br>這種方式利用細菌、菌類或較高等植物的新陳代謝作用去消除有機的輻射污染物質，通常對水溶性的污染物質有較好的效果。若土壤表面有污染則直接將生物加入土壤中，而若深層土壤受到污染則須利用水灌溉的方式將生物滲入土壤中。其優點為便宜、有成熟的商品、且已成功地應用於許多廠址。缺點則包括對較大分子之化合物如多氯聯苯(PCB)與多環芳香烴(PAH)比較無效，處理過程的中間產物有毒性等。<br>16.5.5 以化學過濾法進行土壤清洗(廠內土壤清洗)<br>這種方式在土壤中加入特定化學物質使輻射污染物質變成液態，再利用萃取等方式從溶液中處理污染物質。其缺點包括加入的化 | |

| 第 16 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 學物質可能很貴且有危害，處理的環境必須沒有地下水，有混合污染物存在時則處理效果不好，處理過的產物可能有植物毒性等。不過若在有利的條件下，這種方式也是一種成本效益很好的補救程序。<br>16.5.6 廠內物理處理法: 土壤氣泡/自由相抽出<br>土壤氣泡抽出(soil vapour extraction, SVE)是一種處理污染物中揮發性或半揮發性有機物質的程序，其原理是利用真空井(vaccum well)把空氣慢慢抽出土壤以便從廢料中分離出揮發性污染物，然後再處理這些被分離出來的污染物。雙相抽取方式則同時抽取液體與水氣。另若利用預熱的空氣與蒸氣或微波等方式射入熱量，則可增加抽出之效果。這種方法的優點包括: 能夠處理混合性有機污染物，對多孔性土壤或地質特別有效。缺點則有: 抽出之廢料須另加處理，對淤泥式廢料較無效等。而這種方法的經費取決於鑽孔的數量與深度。<br>16.5.7 玻璃固化(vitrification)<br>這種方式是利用高溫熔解污染的土壤後再冷卻形成玻璃固化產物。執行的方法是在土壤中插入許多電極並用大型 DC 電源加熱，使土壤變成熔融狀態後再冷卻，過程中釋出的揮發性、半揮發性、 | |

| 第 16 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 或有機污染物質則利用伴隨的廢氣處理系統收集處理。而若土壤中矽元素不足時須另加入礦砂以便玻璃固化。這種方法可以處理許多混合性污染物質，但不適合處理深度超過 10 米的土壤，處理過程緩慢且需大量能量，所以比較適合處理量少但難以處理的污染土壤。<br>16.5.8 覆蓋封頂法(capping)<br>使用一層或多層惰性物質將輻射污染物質包封起來，使人類、動物、植物不會直接接觸，也使雨水無法滲透。這種方法非常簡單、成熟、堅固，廣為工業界所用，可處理大量的污染物且不會擾動污染物。但其長期效果尚待證實，故需長期的監視，污染土地的利用也受到限制。<br>16.5.9 土地中垂直與水平障壁<br>垂直障壁是用來防止輻射污染物質向側面遷移，其材質包括板樁(sheet piling)、水泥牆、及化學或噴射灌漿牆。而水平障壁是用來防止輻射污染物質下遷移，大多由低滲透率材質構成。<br>另有一種主動式包封法(active containment)利用離子交換物質或催化劑當做障壁，當輻射污染物質隨著水通過障壁時就與其作用並留下污染物質，這種方法可做為上述障壁的輔助設施。 | |

| 第 16 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 這些方法的優點是可處理大量的污染物且不會擾動污染物。但其長期效果尚待證實，故需長期的監視，另污染土地的利用也受到限制。經費方面，板樁與水泥牆較便宜，化學或噴射灌漿牆較貴。<br>16.5.10 冷凍障壁<br>利用冷凍障壁減少輻射污染物質與地下水的移動，這種方式須要詳細分析地下水文與地質特性，而建立與持續保持冷凍障壁都需很精確的技術，因此多被用為臨時性障壁。 | |
| | 16.6 節 受污染地下水的補救<br>地下水污染的嚴重性取決於污染物的特性、洩漏的媒介(如溶液)、土壤與地質特性、與地下水位等。若污染物已深及地下水位，則地下水流速與流經岩石的特性會影響污染物的遷移速率。下列小節說明一些延緩污染物遷移或從地下水中移除污染物的技術。<br>16.6.1 水力障壁(hydraulic barriers)<br>利用抽取受污染的地下水並加以處理或處置的方式移除污染物。使用這種方式要詳細調查廠區的地質水文特性，若有非水相液體或低活動力之污染物如 PCB 或 PAH 存在，則這種方式的效果就大幅降低。<br>16.6.2 以物理方式處理受污染的地下水 | |

| 第 16 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 物理的處理方式包括: 空氣清洗(air stripping)、碳吸附、沉澱、凝固(coagulation)與凝聚(flocculation)等。空氣清洗法主要用於移除受污染地下水中的揮發性有機物質。另有一種類似的空氣噴洗法(air sparging)是將空氣注入受污染的地下水中，再利用氣泡帶走揮發性的污染物。碳吸附法是利用活性碳吸附受污染地下水中的有機物質。這種方法可以從液相或氣相移除大範圍的有機化合物。凝固與凝聚法是在其他處理方式之後用來減少無機污染物的數量。凝固法是利用促凝劑改變顆粒的電量，凝聚法則是凝聚重力無法安置的小顆粒。這些方法都是廣經使用的成熟商業技術。<br>16.6.3 地下水之化學處理法<br>化學的處理方式包括: 離子交換、化學沉澱、氧化、還原與中和等。這些方法都是廣經使用的成熟商業技術，且可獲得很高的除污效果，但所加入的化學劑可能很貴且可能有害。另對混合式污染物的除污效果也不好。<br>16.6.4 地下水之生物處理法<br>生物處理法是在一個生物反應器中提供微生物生長區，並使其與待處理的地下水接觸，以便用厭氧或好氧的方式吸收污染物。這種方法可以用較便宜的價格處理大量的地下水，可用於脂肪類、 | |

| 第 16 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 芳香烴與簡單的多環芳香烴化合物，但對複雜的多環芳香烴化合物則除污效果不好。<br>16.6.5 受監視的地下水污染自然衰減法<br>這種方法包括: 有機化合物如石油烴類的生物降解現象，重金屬附著於土壤顆粒的吸附現象，將未污染的水加入受污染地下水的稀釋現象，以及氯化溶液的揮發現象等。這種方法的處理價格很低，也沒有直接擾動污染源，但必須在風險尚可接受的環境下才能使用這種方法。且環境調持與處理過程的監視可能經費較高。 | |
| | 16.7 節 補救程序所產生放射性廢棄物之處置<br>補救程序所產生放射性廢棄物大多為低放射性廢棄物(Low-Level Waste, LLW)，國際上目前已有許多合法的最終處置場，另在原廠址內進行處置可避免廢料之運送，但須獲得管制單位的核准。廢料處置所需的費用在廠址復原經費中佔比很高，因此仔細分類以便減少高放射性廢棄物的數量是很多除役專案努力的事項。 | |
| | 16.8 節 挑戰<br>16.8.1 深層分散污染<br>放射性污染物在土壤表層有滲透性或降雨量大的地區可能被水帶到深層的土壤中，若加上地下水豐富與破碎或多孔性岩層的地質， | |

| 第 16 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 則污染物在土壤深層擴散的面積與數量都很可觀。目前尚無有效的方法可以補救這種狀況，因此需要研發有效的補救技術。<br>16.8.2 保留土壤的生物活性<br>在乾燥地區或土壤表層很淺的地區，保留土壤的生物活性是很重要的。某些輻射污染補救方法會對土壤進行消毒與滅菌，這種做法會降低表土的穩定性，並會因塵土飛揚而助長污染物的擴散，因此必須謹慎執行補救措施，以便確保土壤保有肥沃土層，可供植物生長。<br>16.8.3 大面積之污染<br>植物性補救方法可能可以處理均勻型之大面積污染，但尚無方法可以處理微粒型之大面積污染。<br>16.8.4 長半衰期核種之存在<br>廢料中含有長半衰期核種對淺層處置設施是很頭痛的問題。<br>16.8.5 大量廢料之管理<br>環境復原所產生的大量廢料對低放射性處置設施造成容量方面的壓力，短半衰期的廢料或可用短期的貯存設施解決，但對長半衰期的廢料而言，深層處置不是尚無廠址就是非常昂貴，因此須研擬較具成本效益且可行的方案。 | |

| 第 16 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 16.8.6 認清新興技術之益處<br>有許多研發中的環境補救與復原技術，這些研發應著重於實際問題的解決方法。 | |
| | 16.9 節 汲取之教訓<br>● 事前仔細的規劃非常重要，規劃內容要包含特性調查數據，適當的應變方案，以及有彈性的補救程序等。另亦須定期檢視補救工作的成效並做適當的修訂。<br>● 污染區域的特性調查總是不夠完整，應將持續調查的結果整合納入補救計畫並做適當的修訂。<br>● 補救計畫的重要基本項目之一是務實但不過於保守的風險評估。若補救後仍有重大的殘餘風險，則應待有更先進的補救技術可用時再進行補救工作。<br>● 要與關鍵性利害關係團體做好溝通工作。<br>● 補救計畫的擬定要根據基本環保原理與一般的風險準則，不要為了符合某項法規限值而免強修改部分計畫。<br>● 新電廠設計時應考慮減少環境污染的方法。 | |
| | 16.10 節 未來趨勢<br>新電廠設計中已注意減少環境污染的方法，例如: | |

| 第 16 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | ● 使用兩層容器包封放射性物質，且在兩層之間裝設監視系統。<br>● 在任何放射性物質洩漏事件中，立即執行補救行動。<br>● 建立放射性物質洩漏之早期偵測系統。<br>● 使用植物性與電性以及自然衰減等具有永續性且合乎成本效益的補救措施，運轉中與除役中的電廠也可使用這些措施。 | |
| | 16.11 節 結論<br>放射性污染廠址的復原工作有逐漸增加的趨勢，起初多為小規模之復原，而後大規模之復原漸漸變多，雖已有許多可用的復原技術，但仍有許多無法處理的污染狀況有待新技術之開發。 | |
| | 16.12 節 進一步資料之來源<br>本節列出美國、英與歐盟等相關資料的網站與文件。 | |
| | 16.13 節 參考資料<br>本節列出本章引述之參考資料。 | |

| 第 17 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 核能除役專案的廠區清理與執照終止<br>本章說明除役專案最後階段與核設施壽命週期末的管制方式。 | 根據我國核子反應器設施管制法第6條規定，核子反應器運轉執照之有效期間最長為四十年，期滿須繼續運轉者，經營者應於主管機關規定之期限內申請換發執照。未依規定換發執照者，不得繼續運轉。以目前核一廠的狀態而言，因未申請換發執照，故運轉執照已失效。<br><br>另核一廠除役後之保留區內主要的設施包括原有 345 kV 開關場、69 kV 開關場、一號與二號低放射性廢棄物貯存庫、第一期用過核子燃料乾式貯存設施、茂林二次變電所、放射試驗室(視需要保留或遷移)；以及未來規劃興建的低放射性廢棄物貯存庫、第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施、用過核子燃料再取出設施等。其中用過核子燃料與放射性廢棄物貯存設施均應依《放射性物料管理法》繼續管制。 |
| | 17.1 節 簡介<br>本章針對核設施最終之廠區清理與執照終止討論國際適用的方式。想要進行廠區清理與執照終止的理由包括: 廠區土地或建物在執照終止後可以其他有經濟效益的方式再加利用；可不再支付核設施因法規要求而需要的經費；廠區土地或建物在清理與執照終止後對環境與周圍民眾已不再有風險；以及清理與外釋的紀錄可爲土地未來的使用者提供長期的管理紀錄。 | |
| | 17.2 節 廠區清理與執照終止的管制方式<br>17.2.1 IAEA 有關廠區外釋的安全標準<br>IAEA 在 2006 年發布了核設施廠區解除管制的安全標準(IAEA Safety Standard Series,WS-G-5)，另其在同一年發布的除役安全標準(WS-R-5)中也說明了完成除役的基本原則。IAEA 安全標準中的劑量準則是評估所有曝露途徑可能發生的輻射意外事故後果後所訂定出來的，該標準建議外釋廠區的劑量每年須小於 300 μSv，而當劑量小於每年 10 μSv 時則不可能再降低，故廠區殘餘劑量在此兩者之間時則考慮用最佳化的方式決定限制或無限制使用。另 | |

| 第 17 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | IAEA 的安全標準中也說明了政府、管制單位與營運者在廠區清理與執照終止方面應扮演的角色。<br>17.2.2 英國免除執照(delicensing)的管制方式<br>英國將核設施之執照終止稱為「免除執照」，主要的管制單位為健康與安全局(Health and Safety Executive，HSE)。該局規定核設施廠區清理後可再利用的條件為: 在可預見的未來時段，每年產生比背景輻射高出 10 μSv 的機率必須小於百萬分之一。另經營者亦須證明已採用合理可行之抑低(as low as reasonably practicable, ALARP)方法降低輻射劑量。此外也須遵守 IAEA 於 2004 年發布有關風險準則的指引。(Safety Guide No RS-G-1.7)<br>本節引述英國 UKAEA Harwell 核能研究廠區免除執照的經驗。該廠區於 1946 年啟用，部分廠區要進行除役，而當地政府、管制單位與利害關係團體皆主張該廠區的土地最後要達到無限制使用的標準。因此 Harwell 選擇部分廠區做為免除執照的先導廠區，並依照英國管制標準與 IAEA 2004 年的安全標準(RG-G-1.7) 進行廠區清理工作。該先導廠區已於 2006 年免除執照。<br>17.2.3 美國執照終止的方式<br>美國核能管制委員會(NRC)於 2003 年建立了執照終止的法規，其 | 在廠區清理方面，核一廠除役後期需執行「最終輻射偵測」，以確認廠址之輻射劑量是否符合法規之相關規定。且依照《核子反應器設施管制法》第 28 條規定，核子反應器設施除役計畫執行完成後六個月內，經營者應檢附除役後之廠址環境輻射偵測報告，報請主管機關審查。執行「最終輻射偵測」時可參考本章提出之廠區清理與執照終止的九個步驟精進相關作法。 |

| 第 17 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 中要求核電廠廠區無限制釋出的劑量每年不得超過 0.25 mSv，而有限制使用的劑量為每年不超過 1 mSv。執照終止的管制項目包括: 廠區特性調查、廠區補救作為、廠區最終調查、最終使用目的、任何預期的限制，與資金的可用度。另對廠區限制使用也規定了六項管制項目包括: 可實施且有制度的管制、工程設計的屏障、監視與維護做法、獨立第三方之監督、充分之資金，與管制失敗時最大的劑量限值。此外也允許無限制使用的廠區保留部分有限制使用的土地。<br>本節也引述加州 Rancho Seco 電廠執照終止的經驗。該電廠有一座 2771 MWt 的 PWR，運轉期間為 1975 年至 1989 年。該電廠執照終止後，約有 32 英畝的土地可供無限制使用，而有 2.5 英畝的土地則保留為放射性廢棄物的貯存區。<br>17.2.4 有關管制方式的討論<br>管制單位針對無限制使用大多採用比較保守的法規，有些使用歷史複雜的廠區實不易達成此種準則。另要達成綠地(green field)的標準前，應先衡量土地或建物再利用的價值。此外與利害關係團體的溝通要逐案評估適當的做法。 | |
| | 17.3 節 廠區清理與執照終止的流程 | |

| 第 17 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 此流程分為九個步驟分述如下。<br>17.3.1 建立清理與終止策略<br>決定廠區清理與執照終止策略時要考慮: 廠區外釋範圍、外釋之限制性、剩餘系統之存放地點、與管理系統等。而此項策略之基本依據為實體特性調查(physical characterization)與廠區調查(site investigation)。達成廠區調查之目標所需之資訊包括: 外釋準則、符合外釋準則所需資料、管制單位與利害關係團體之要求等。而廠區調查須考慮的因素則包括: 使用之技術、取樣點與數目、須執行之分析、預算與時程、風險等。<br>國際上尚缺乏有共識的廠區調查方法，本節介紹美國環保署使用之數據品質目標(Data Quality Objective, DQO)流程與英國的SAFEGROUNDS 指引。其中 DQO 採用統計方法，含有七個步驟，可鑑別潛在錯誤的來源，適用於土壤表面性質較均勻的廠區。使用 DQO 時可參考多重單位輻射調查與廠區調查手冊(Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Mannual, MARSSIM)。另 SAFEGROUNDS 則包含機率性取樣與專家判斷取樣兩種方式，可適用於土壤性質不均勻的廠區。這兩種方法所得到的結果都會有模式、取樣或數據相關的布準確度，使用時宜 | |

| 第 17 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 謹慎判斷。<br>17.3.2 歷史之研究與廠區之勘察<br>廠區調查的初步工作包括: 審閱歷史紀錄、訪談相關人員、了解廠區現況、審閱其他來源之紀錄，以及廠區勘察等。而其結果通常包含: 初步廠區概念模型、廠區調查前已有資訊之了解、規劃廠區調查所需資訊、初步風險(放射物來源、傳播路線、可能受影響之對象)評估之資料等。<br>17.3.3 建立背景輻射強度<br>廠區外釋準則通常使用年度風險與關鍵群體之有效劑量作為衡量指標。而有效劑量則以高於背景輻射的劑量做為指標，因此必須有準確的背景輻射資料。若在建廠前就進行測量，則很容易取得此項資料，若沒有則可針對廠區附近環境相似但未受輻射污染的地區進行測量以便取得背景輻射資料。<br>17.3.4 階段化之調查<br>廠區調查的設計與執行可分階段執行，分階段的依據包含不同的區域、不同的環境媒介、或不同的探討範圍等。調查的深度取決於信心度的要求、既有的資訊數量，與廠區的特性等。另也須考慮調查工作的安全性，如挖掘工作避免挖到地下管線，人員進入 | |

| 第 17 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 停用建築前之安全檢查，意外事件之應變方案等。調查結束則應撰寫工作報告以供終止執照使用。廠區調查可分侵入式(intrusive)與非侵入式兩種，分述如下。<br>侵入式廠區特性調查方法<br>侵入式調查方法包括: 表面取樣、探坑(trial pit)、鑽孔、撞擊管(driven tube)取樣、手持螺鑽機(auger)、電動螺鑽機、圓錐穿刺、撞針式(spike type)探頭、混凝土鑽心與超音波鑽孔等。選擇調查方法所考慮的因素則包括: 樣品位置、廠區限制、公用設施管線之影響、環保要求、土質/材料型式、污染擴散之避免等。<br>取樣<br>取樣時考慮的因素包括: 廠區之分區方式；取樣點之位置、數量、深度與型式；分析與測量之需求；取樣之安全考量；地下水取樣方法；與取樣之記錄方法等。而取樣又可分為「標靶式(targeted)或判斷式取樣」以及「非標靶式(nontargeted)或機率式取樣」兩種方式。標靶式取樣是由專家根據歷史資料判斷取樣之位置與方式，非標靶式取樣則通常將取樣對象分為許多格點後分別取樣。不管哪一種方式都可使用輻射偵檢輔助決定取樣位置。此外也須針對表面水體與地下水取樣，地下水之取樣可借助於水文地質模型， | |

| 第 17 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 另亦須考慮季節對地下水的影響。<br>監測地下水中之輻射時須取溶液樣品，若監測地下水中其他污染物如化學品時則須取非液相樣品。另有時須採取土壤中的氣體(如氡氣)樣品。取回之樣品要用加馬能譜儀或放射化學分析儀等適當的儀器加以分析。此外，整體過程的品管與品保是確保取樣與分析獲得正確結果的重要措施。<br>非侵入式廠區特性調查方法<br>非侵入式主要利用地球物理(geophysical)技術如磁力剖面(magnetic profiling)、透地雷達、電抗性、電磁導性(electromagnetic conductivity)等方法進行廠區調查。輻射偵測法也是一種直接偵測α、β與γ輻射的非侵入式方法，進行偵測時可用手持式偵檢器，也可用車載式偵檢器，同時也可搭配數據紀錄系統或全球定位系統等一起使用。<br>偵測儀器的最低可測強度、表面土壤對輻射物質的遮蔽效應、天然輻射與人造污染輻射的區別等都是非侵入式調查方法中須注意的事項。<br>英國 UKAEA Harwell 核能研究廠區調查除了以除役過程的調查資料為基礎外，為了執照終止還完成下列廠區調查工作: | |

| 第 17 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | ● 以電磁與電抗法執行地球物理調查。<br>● 對留置廠內且深埋於地下之結構執行混凝土鑽心取樣。<br>● 對有建物足跡地區執行 10 米網格(其他地區為 23 米)之取樣。<br>● 根據歷史紀錄對特定地點執行標靶式取樣。<br>● 以探坑(trial pit)方式對全區至少 3 米深的土壤執行取樣。<br>● 對 7 英畝區域取得之 500 個樣品執行 γ 能譜與 α、β 計數分析。<br>● 對選定之樣品或區域執行同位素分析或 γ 或 β 掃描。<br>● 對所有留下之建物執行全面清理調查。<br>● 對所有留下之排水口行全面偵測。<br>● 對所有廠區執行劑量率測量。<br>17.3.5 異常事物之調查與清理<br>對異常事物有三種處理方式:<br>● 透過調查證明異常事物對執照終止沒有影響。<br>● 移除異常事物以符合廠區外釋標準。<br>● 利用風險評估或合理抑低(ALARA)方式證明異常事物留在廠區之風險尚可接受。<br>17.3.6 廠區清理與執照終止所需資料之準備<br>一般須準備的資料如下: | |

| 第 17 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | ● 廠區位置、環境、背景、系統、建物與設施等之說明。<br>● 管理系統、品保方式、外釋範圍、保留區管制方式等之說明。<br>● 廠區外釋準則、背景輻射、廠區調查策略與概念模型之說明。<br>● 符合廠區外釋準則或合理抑低(ALARA)精神之證明。<br>● 任何例外、異常事物、或特殊案例之說明。<br>● 廠區保留系統、建物等對安全之影響。<br>● 限制外釋區之管制方式、環境監測替代方案、緊急應變方案等之說明。<br>● 參考資料之說明。<br>17.3.7 管制單位審查與驗證<br>管制單位除了審查相關申請文件外，有時須採取直接測量、獨立分析、或重複採樣等方式，對申請單位提出之數據執行驗證。<br>17.3.8 執照終止<br>管制單位對限制性外釋廠區除了須注意限制的型式、範圍與期限外，尚須注意相關的管制方式。對無限制性外釋廠區則依法終止原有執照之效力即可。<br>17.3.9 紀錄之管理<br>除役工作通常延續數十年，有效的紀錄管理非常重要，廠區的後 | |

| 第 17 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 續經營者需要完整的紀錄做為新設施的申請文件。若在廠區外釋後執行新的調查與測量，則也須有完整的紀錄。 | |
| | 17.4 節 挑戰與汲取之教訓<br>根據現有之經驗，有助於廠區清理與執照終止的項目包括: 早期規劃、建立廠區概念模型、減少廢料之產生、有效之資訊管理、利害關係團體之參與、建立工作團隊之信心、廠區再發展之規劃、以及最終狀態之證明等。 | |
| | 17.5 節 未來趨勢<br>因為新廠區面臨經費、環保與安全法規等多方面的挑戰，所以除役後廠區有限制外釋或再做為核電廠廠區的案例逐漸增加。建立國際間有共識的廠區清理與執照終止準則，對未來廠區的外釋或再利用都有幫助。 | |
| | 17.6 節 進一步資料之來源<br>本節列出 OECD 相關資料的網站與文件。 | |
| | 17.7 節 參考資料<br>本節列出本章引述之參考資料。 | |

| 第 18 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 核設施廠區除役後之再利用與再發展<br>本章概述核設施廠區除役後再利用的策略與汲取之教訓。 | 根據核一廠提出之除役計畫，「核一廠除役後之廠房及土地再利用規劃為：乾華區發電區內345 kV開關場以南至廠區西南側用地區域，以及茂林二次變電所為除役保留區域，小坑區之放射試驗室未來將視需要納入除役保留區或遷移，其餘區域將朝電力事業用途來做規劃，模擬操作中心區域則規劃改建成小型紀念公園。」建議未來規畫時從國家角度考慮廠區之長程使用/任務，並評估不同選項之利弊得失，選出最有利的再利用方式。 |
| | 18.1 節 簡介<br>從永續發展的角度而言，核設施廠區除役後有非常高的再利用價值，這種觀念使得核能業界與更多對原廠區有興趣的對象接洽，也提早在新電廠設計階段或除役規劃階段納入廠區再利用的考量。本章說明再利用觀念對除役規劃與執行的影響，但因核設施種類繁多，故無法提出適用於所有核設施的論述，不過所列舉的原則與案例仍可供相關人員參考。IAEA 在 2006 與 2011 年分別出版兩份與廠區除役後再利用相關的報告[1][2]，本章也摘錄其中許多重點。 | |
| | 18.2 節 廠區再發展為設施整體壽命週期的一部分<br>若把廠區再發展視為設施整體壽命週期的一部分，則從除役規劃階段，或甚至從新電廠設計階段就會考慮再發展或再利用相關事宜。如此做法的優點包括: 減少拆除工作、較易吸引工作人力、與增加公眾的接受度等。此外，對於恢復綠地(greenfield)有困難的廠區，也可 | |

[1] Internatioal Atomic Energy Agency (IAEA)(2006) Redevelopment of nuclear facilities after decommission, Technical Report series No 444, IAEA, Vienna.
[2] Internatioal Atomic Energy Agency (IAEA)(2011) Redevelopment and reuse of nuclear facilities and sites: case histories and lessons learned, Nuclear Energy Series No NTW-T-2.2, IAEA, Vienna.

| 第 18 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 考慮容許輻射量較高的利用方式，將廠區清理至棕色地區的程度(brownfield)即可。本節從財務、實體狀態、核能法規、風險、社區影響、除役規劃、責任管理、資源利用、長期管理等方面比較「除役後拆除」與「除役後再發展」兩種方式的差異。 | |
| | 18.3 節 再發展之早期規劃<br>早期規劃再發展事宜的優點包括: 提早防止有利用價值的未污染廠區受到污染，提早與有興趣合作的對象洽商，減少原有員工解雇的比例，減少除役延誤的機率，以及提早估計再發展的經費與收益，進而幫助除役的財務規劃等。 | |
| | 18.4 節 再發展規劃之政策議題<br>18.4.1 廠區之長程使用/任務<br>核設施長程使用目標可能因政策因素而突然或逐漸改變，在這種情形下須要配合新目標進行變更。如美國的 Pathfinder 與 Fort St Vrain 廠區因政策選擇而從核設施改為使用石化燃料的電廠。<br>18.4.2 與廠外利害關係團體的關係<br>核設施規劃再發展時，除了原有之利害關係團體外，可能須與有興趣的買主洽商再發展方向，與法務團體洽商稅務問題，與地方社區洽商地區基礎建設、人員雇用、及殘留風險等。因此聘請知 | 核一廠對除役後之廠房及土地已有再利用的規劃，建議多與廠內外利害關係團體溝通，集思廣益並取得共識，以利爾後再利用工作的推行。 |

| 第 18 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 識豐富的開發機構協助處理相關事務會有助益。此外，證明核設施廠區除役後有良好的再利用價值，也有助於未來核電的發展。<br>18.4.3 廠區再發展之評估<br>廠區所在位置與聯外交通對再發展的價值有很大的影響，如丹麥的 DR-2 反應器除役後，因聯外交通方便而改為放射性廢棄物的處理設施。位處偏遠且交通不便的核設施，或可與地方政府合作增進交通基礎設施，或將原廠區改為歷史或科學博物館。<br>18.4.4 再供核能用途(Nuclear Reuse)<br>核設施廠區除役後再供新的核能設施使用有許多好處，如廠區特性、原有人員僱用、公眾之接受度等。日本與英國有一些核電廠除役後再興建新核電廠的案例。另也有轉為放射性廢棄物貯存設施的案例，如義大利 Garigliano 核電廠的 ECCS 與緊急發電機廠房改為放射性廢棄物貯存廠房。美國在高放射性廢棄物最終處置場尚無著落前也可將除役後的廠區做為高放射性廢棄物的貯存場。此外，美、法、德、俄羅斯等國都有核設施廠區除役後改為核能博物館的案例。 | |
| | 18.5 節 管理議題<br>選擇與保留適當的人員以及保持良好的士氣都是管理方面重要的 | |

| 第 18 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 挑戰。核設施廠區除役後若有再利用的規劃且與當地社區的密切合作，則可幫助處理這些挑戰。另位處偏遠的核設施特別難以處理這種挑戰，德國的 Greifswald 電廠除役後以改建為工業港的方式幫助原有人員就業並提振士氣。 | |
| | 18.6 節 技術議題<br>核設施廠區除役後若選擇再利用，則負責再利用的單位會在除役最後階段建立再利用所需的基礎建設，這可幫助除役完成收尾的工作，可確保廠區的維安，也可減少建物的拆除或廠區的清理工作。<br>18.6.1 輻射防護與執照議題<br>國際上對核設施廠區外釋輻射強度要求有日趨降低的趨勢，這使得若干廠區失去再利用的機會。若在原廠區興建新的核電廠則可省區許多調查與法定程序，但若有輻射污染較嚴重之區域則應適當地清理或加以隔離，以便其他區域之再利用。<br>18.6.2 關鍵資產<br>關鍵資產的鑑別對廠區再發展很有幫助，核設施中關鍵資產的例子包括: 電力系統、聯外交通設施、工作人力、辦公建築、支援設施、非放射性工廠、大而平坦的區塊、自然景物如樹林與湖泊 (可 | |

| 第 18 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 發展成休憩區) 等。<br>18.6.3 結構之年齡與狀況<br>核設施除役時許多建物結構的年齡都超過 20 年，須考慮是否符合較新的建築法規，且拆除工作也可能減弱結構強度，因此結構之再利用須考慮使用狀況並做成本效益評估。<br>18.6.4 表土下之特性<br>地下設施如窖、槽、坑、水供應系統、消防系統、污水系統等多已老舊，再利用時須評估其狀況做必要之整修或移除。 | |
| | 18.7 節 社會議題<br>核設施除役後再利用的社會議題包括: 土地或建物再利用的方式、資產的價值、人員就業問題、殘留放射性物質的看法、或稅收之損失等。有些議題可能影響廠區再利用的方式。 | |
| | 18.8 節 除役廠區再利用之營運經驗<br>18.8.1 美國經驗<br>美國在此方面的經驗包括: 喬治亞州 Luminous 放射性同位素處理廠改為快餐餐廳；德州使用過放射性物質的 Bergstorm 空軍基地改為機場；加州 Santa Susana Field 實驗室改為科學研究設備貯存區、雷射研發設施、與 NASA 太空梭引擎零件製造廠；Argonne 國 | |

| 第 18 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 家實驗室的實驗用沸水式反應器(EBWR)除役後改為廢料貯存設施，CP-5 反應器除役後改為道路用鹽貯存設施，以及 9 個實驗室的 60 個手套箱除役後釋出 700 m2 的土地供 DOE 使用。<br>美國 DOE 的 Oak Ridge 保留區除役後改為工業園區；Fort St Vrain 核電廠除役後改為天然氣電廠；Maine Yankee 核電廠除役後改為濕地、節能與環境教育用地、與經濟發展用地；San Onofre 核電廠除役後改為用過燃料貯存場；Columbia River 的 B 反應器除役後改為博物館。<br>18.8.2 英國經驗<br>英國在此方面的經驗包括: UKAEA 的 Winfrith 核設施除役後改為科技事業園區；UKAEA 的 Harwell 核設施分為數個區域進行除役，其中一個在 2020 年將改為放射性廢棄物貯存區；在 Greenwich Royal Naval College 的 JASON 低能量訓練反應器除役後改為文化劇場；曼徹斯特的大學研究用反應器(Universities Research Reactor)除役後改為辦公建築，在此案例中約 60%的除役經費由出售土地所得負擔。<br>18.8.3 其他國家之經驗<br>前東德 8 座俄製 WWER-440 反應器除役後，原廠區改為工業園區 | |

| 第 18 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 與天然氣發電廠；德國 Kalkar 核電廠建成後沒有發電就因民眾反對而改為遊樂區；義大利 Montecuccolino 研究中心的 RB1 反應器除役後將反應器槽用水泥漿填滿後改做非核能應用區，該中心另一座 RB2 反應器除役後改為機械測試工廠。 | |
| | 18.9 節 非核能領域之經驗<br>非核能領域有許多設施除役後改為其他用途的案例，如法國巴黎舊火車站改為舉世聞名的奧賽美術館，奧地利維也納的高射炮塔改為水族館與現代藝術中心等。這些案例可以激勵核設施除役後再利用的動機，也可提供再利用的靈感。 | |
| | 18.10 節 未來趨勢<br>近來工業用土地需求增加，除役後再利用可增加收入，也可減少拆除所需經費與所產生之廢料等因素，使核能業界逐漸重視核設施除役後再利用的規劃，甚至可在新電廠設計時就考慮相關事宜。 | |
| | 18.11 節 進一步資訊與建議之來源<br>本節列出美、英、奧地利、與希臘等國相關資料的網站與文件。 | |
| | 18.12 節 參考資料<br>本節列出本章引述之參考資料。 | |

| 第 19 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 西方輕水式核子反應器(LWR)之除役<br>本章摘述美國除役的歷史，輕水式核子反應器壓力槽、反應器內部組件、重要零組件、與廠房等所使用的拆除技術，以及污染補救技術與廠區再利用經驗等。 | |
| | 19.1 節 簡介<br>二次世界大戰結束後，美國在艾森豪總統「將刀劍轉換為犁頭(to turn swords into plowshares)」的口號下大力發展核電工業，其他國家如英、法、德、加拿大與前蘇聯也在同時各自發展不同型式的核能發電用反應器。<br>19.1.1 輕水式核子反應器(LWR)除役經驗之簡史<br>核電工業發展初期有許多小型的展示用反應器，這些反應器常因技術問題運轉數個月或數年就永久停止運轉。而這些反應器的除役工作也促成一些新除役技術的發展，如高放射性物件的水底切割技術等。此外，美國早期的小型反應器有些執行徹底的除役，有些則採取安全封存的處理方式，這也為後期的除役工作提供了多種選擇。國際上有類似經驗的國家包括英、法、德、加拿大、前蘇聯、義大利、西班牙與比利時等。 | |

| 第 19 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 19.1.2 LWR 核電廠設計與複雜性之擴展<br>美國早期氣冷式的 Peach Bottom 1 號機與高溫氣冷式的 Fort St. Vrain 反應器運轉都發生技術方面的問題，因而促成輕水式核子反應器(LWR)的大幅發展。從 1960 至 1970 年代這種反應器的功率逐漸被提升，而運轉複雜度也逐漸增加。至 1979 年三哩島核電廠事故發生後，核能界引進了深度防禦(defense-in-depth)的理念，使得核電廠興建成本增加，也使既有電廠因須加裝安全系統而增加營運成本與複雜性。這些電廠後來的除役工作也因此增加了困難度與經費。<br>19.1.3 除役法規與指引之發展<br>在核電廠除役經費方面，美國 NRC 早期提出至少須準備 1 億美金的主張被證明不足以支付除役所需，因此 NRC 在 1990 年發布了 R.G.1.159，其內容說明除役基金的要求以及財務保證的機制，另亦要求核電廠持照者每兩年提報一次除役的經費與基金數量。而在廠區外釋的輻射劑量方面，NRC 與環保署(EPA)協議不得大於 0.25 mSv/年。美國 DOE 則被要求負責全國核武製造設施的除役工作，而 DOE 也因此發展出許多核設施除役的技術，這些技術也多可應用於核電廠。此外環保與反核團體常會要求更嚴格的劑量標 | |

| 第 19 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 準，除役經費也常隨之增加。 | |
| | 19.2 節 材料型式與除役議題<br>早期小型反應器除役所使用的水底切割技術只能切割 3 英吋厚度，後來大型核電廠所使用的切割厚度可達 12 英吋。本書第 12 與 14 章說明了一些新的切割技術，本章則討論美國應用這些技術切割反應器槽、反應器內部組件與蒸汽產生器等之經驗。<br>19.2.1 反應器槽與反應器內部組件<br>BWR 反應器槽壁厚約 8 英吋，PWR 則為 12 英吋，其材質多為碳鋼，但在內壁多襯有 1/4 到 1/2 英吋的不鏽鋼以減少腐蝕。另在碳鋼與不鏽鋼焊接時通常會加入鈮(niobium)以增進強度。經過長期的中子照射後，這些材料會產生半衰期為 5.2 年的鈷-60 與半衰期為 20,300 年的鈮-54。<br>反應器內部組件則全部由不鏽鋼(304 型或 316 型)製成，經中子照射後會產生鈷-60、鐵-55 與鈮-94 等放射性同位素。因此在美國將這些組件切割後的廢料歸類為強度大於 C 類(greater than class C, 簡稱 GTCC)的廢料，必須與用過核燃料一起處置。<br>19.2.2 分割或整體處理<br>在美國，反應器槽或反應器內部組件均有分割或整體處理的案例， | |

| 第 19 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 本章會在後續的小節中詳細說明相關經驗。 | |
| | 19.3 節 輕水式反應器(LWR)主要組件之除役技術<br>本書第 12 與 14 章說明了一些新的切割技術，本節則討論美國應用這些技術的經驗。<br>19.3.1 水底分割技術之應用<br>美國明尼蘇達州的 Elk River 反應器(ERR)在 1971 年使用 Oak Ridge 國家實驗室研發的遙控式電漿電弧火炬(plasma arc torch)系統在水下切割反應器內部組件。加州的 Santa Suana 鈉反應器實驗(SER)設施也使用同一套系統進行水下切割工作。麻州的 Yankee Rowe 電廠也使用電漿電弧火炬技術，但在切割碎屑的控制方面遭遇許多問題。<br>Maine Yankee、Connecticut Yankee 與 San Onofre 1 號機等均有成功地使用高壓磨料水刀(high pressure abrasive water jet)的經驗。而 Yankee Rowe 電廠也利用金屬分解切削技術(metal disintegration machining, MDM)切割部分的反應器內部組件。另 Big Rock Point、Rancho Seco 與 Millstone 1 號機則有使用銑刀(milling cetter)與鑽石索鋸(diamond wire saw)的經驗。<br>19.3.2 乾式分割技術之應用 | 核一廠對對反應器槽與其內部組件的切割方式已於除役計畫中提出說明，且承諾「未來實際採用之拆除方法及使用之設備，將於執行拆除作業前，參考當時國際上已除役電廠更新、更安全的經驗、技術及機具，<br>進行細部規劃，於除役拆廠階段前 1 年(114 年 12 月)提報主管機關審核，經核准後據以執行。」建議進行細部規劃時考量國際上使用切割技術遭遇之問題，如高於 C 類放射性物質的處理，切割碎屑與磨料的清理，機械式切割速度慢、顫動、黏著、與刀片損耗快的問題，切割工具的油壓系統漏油問題等。避免核一廠執行切割工作時發生類似之困擾。 |

| 第 19 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | Rancho Seco 電廠有使用鑽石索鋸在空氣中分割反應器槽組件的經驗。這種技術也曾被用來切割 PWR 的蒸汽產生器。另高壓磨料水刀也曾被用來切割反應器槽的殼。 | |
| | 19.4 節 美國特定 LWR 反應器槽(RV)內部組件之分割經驗<br>核電廠除役中最困難也是最具挑戰性的工作就是反應器槽內部組件之處理，因為這些組件含放射性物質的數量最多，輻射強度也很強，須以遙控方式進行切割或拆解。<br>19.4.1 緬因州的 Maine Yankee 核電廠<br>此電廠選擇壓力高達 3,900 kg/cm$^2$ 的高壓磨料水刀進行反應器槽內部組件之切割。用這種方法切割高於 C 類放射性物質(GTCC)時，切割所用的磨料也要當作 GTCC 處理。不過因使用大型的燃料乾式貯存容器，使得切割次數減少，所有 GTCC 廢料最終共使用了四個乾式貯存容器。<br>切割完成後，重達 165,000 kg 的內部組件中有 70%裝入反應器槽內，20%另外裝箱運送到最終處置場，還有 10%的 GTCC 廢料則留在廠內的乾式貯存場，未來將與用過核燃料一起處理。<br>若以輻射量進行統計則總活度為 7.267E16 Bq，其中 2%裝入反應器槽內，15%裝入箱內，83%則為 GTCC 廢料留在廠內。另整個切 | |

| 第 19 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 割工作原來預估會造成 0.57 人西弗的集體劑量，但工作完成後只造成 0.29 人西弗的集體劑量。<br>遭遇之問題: 初期切割碎屑與磨料的清理不理想而須重新設計過濾系統。另因一次系統除污不徹底，使留存於餘熱處理系統的碎屑流入反應器爐穴，須進行額外之清理工作。<br>19.4.2 麻州的 Yankee Rowe 電廠<br>Yankee Rowe 反應器槽內部組件的總活度約為 3.7E10 Bq，其中爐心上部與下部支撐組件被移至反應器設備池(service pool)中進行切割，熱屏蔽則用金屬分解切削(MDM)技術移除螺栓後再移至反應器設備池進行切割。其他內部組件則均使用電漿電弧火炬技術進行切割。<br>遭遇之問題: 切割碎屑會被電漿造成之熱水流帶至池水表層，因此須定期停止切割以待碎屑沉澱。另常無法一次切穿組件而須進行再切割。還有切割碎屑造成切割池受到嚴重的污染，故切割後還須用真空吸附的方式清理切割池。<br>19.4.3 康乃狄克州的 Connecticut Yankee 電廠<br>此電廠選用超高壓(3,500 kg/cm$^2$)磨料水刀進行切割，總活度約為 3.14E16 Bq 的 GTCC 廢料切割後裝入大小為 64 束燃料的容器中 | |

| 第 19 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 並存於用過燃料池中，其他廢料則送至低放射性廢棄物最終處置場。<br>遭遇之問題: 二次廢料之產生、反應器爐穴水之過濾、人員技量方面都有顯著的問題。高壓水造成之熱水流將切割碎屑帶至池水表層，使工作人員接受了較高的輻射劑量。而切割碎屑也使切割池受到嚴重的污染，故切割後還須清理切割池。<br>19.4.4 加州的 San Onofre 電廠 1 號機<br>此機組使用磨料水刀與金屬分解切削(MDM)技術進行切割，切割後之 GTCC 廢料裝入 14 個 40cm×40cm×210cm 的容器後送至乾式貯存場。另切割時利用水底過濾系統及二次廢料處理系統抓取活性微粒以便維持池水的清晰度。整個切割過程造成 0.225 人西弗的集體劑量，遠低於其他類似專案。<br>遭遇之問題: 此機組因切割碎屑產生的問題比 Yankee Rowe 與 Connecticut Yankee 少，但有一次因泵封失效而須由潛水夫進水池修理後，就把所有水下更換作業改為遙控方式。<br>19.4.5 加州的 Rancho Seco 電廠<br>此電廠使用的切割工具包括螺栓銑切工具(bolt milling tool, BMT)、螺栓剪切工具(bolt shearing tool, BeaST)、往復工具機(reciprocating | |

| 第 19 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | machine tool, RMT)、鑽石索鋸與手持電漿電弧切割工具等。另亦使用全尺寸模型進行切割前之模擬與訓練。切割後之 GTCC 廢料也是裝入容器後送至乾式貯存場。<br>遭遇之問題: 機械式切割速度很慢，RMT 有顫動與黏著問題，且刀片損耗很快，因此須在蒸汽產生器空腔(cavity)使用鑽石索鋸與手持電漿電弧執行一些切割工作，使工作人員接受較高之劑量。還有 BMT 也有震動問題，必須用高扭力板手輔助取下螺栓。<br>初期切割造成水的清晰度下降，後來使用氫氧化銨提高 pH 值，再加上三核心(trinuclear)過濾系統才改善此問題。還有全尺寸模型不夠高也無法模擬振動狀況。此外，有一次切割工具的油壓系統漏油污染整個切割池，須花費許多功夫進行清理。 | |
| | 19.5 節 美國特定 LWR 反應器槽(RV)之處理經驗<br>19.5.1 緬因州的 Maine Yankee 核電廠<br>此電廠的反應器槽直徑 4.8 m 高度 10.4 m，頂蓋被切割成五塊後裝箱運至處置場。去除頂蓋的反應器槽裝入切割後的內部組件(活度約 1.295E15 Bq)，再灌入低密度的多孔性混凝土加以固定，然後再裝入特製的容器後利用 Savannah 河運至南卡洛萊納州的 Barnwell 處置場。反應器槽與運送容器之間灌入普通混凝土以防 | |

| 第 19 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 止晃動，而其總重量約為 900 公噸。Maine Yankee 到 Barnwell 距離約 2000 公里，運送過程共花了 14 天。<br>遭遇之問題: 只因 Savannah 河水位過低而延誤運送時間。<br>19.5.2 Connecticut Yankee 電廠與 Yankee Rowe 電廠<br>此兩電廠反應器槽的處理方式與 Maine Yankee 電廠類似。 | |
| | 19.5.3 加州的 San Onofre 電廠 1 號機<br>此機組先在球型圍阻體與其外的包封廠房上端切出一個開口後，將反應器槽吊出並裝入特製的容器後，灌入水泥漿以防止晃動。運送容器灌水泥漿後的總重量約為 700 公噸，原打算經巴拿馬運河運至南卡洛萊納州，但因運河管理單位不同意，所以目前暫存於廠內待未來另兩部機組除役時一起處理。<br>19.5.4 加州的 Rancho Seco 電廠<br>此電廠的反應器槽使用高壓磨料水刀在空氣中切割成六塊後，裝箱以鐵路運至猶他州處置。<br>遭遇之問題: 磨料收集系統之功能不如預期，須從反應器槽下方鏟除許多切割時掉落的磨料。<br>19.5.6 奧勒岡州的 Trojan 電廠<br>此電廠保留所有反應器內部組件，並在灌入低密度多孔性水泥後， | |

| 第 19 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 以原反應器槽做為運送容器。灌水泥後反應器槽總重量約為 1000 公噸。該電廠用重量平均法證明整個反應器槽的活度符合 C 類廢料的要求，再用分析方法證明反應器槽可以做為運送容器。該反應器槽最後以河運與路運送至華盛頓州的處置場。<br>遭遇之問題: 反應器內部組件的γ射線使溫度高達 175℃，這種溫度會使低密度多孔性水泥沸騰，電廠設計了反應器槽冷卻系統，將溫度降至 70℃後再灌水泥。 | |
| | 19.6 節 主要零組件之拆除<br>19.6.1 緬因州的 Maine Yankee 核電廠<br>此電廠兩個蒸汽產生器底部用不鏽鋼板包封焊接以符合運送劑量要求後，以河運送至南卡洛萊納州處置。該廠的調壓槽與反應器冷卻泵也用類似方法處理。<br>19.6.2 其他核電廠<br>Trojan 電廠將水泥漿灌入蒸汽產生器內以減少劑量後，運送至華盛頓州處置。Yankee Rowe 電廠也用類似的方法運送至南卡洛萊納州處置。Connecticut Yankee 電廠與 San Onofre 電廠 1 號機的蒸汽產生器都用分析證明不須灌水泥漿後分別送至南卡洛萊納州與猶他州處置。Rancho Seco 電廠的蒸汽產生器使用氧乙炔火炬與鑽 | |

| 第 19 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 石索鋸切割成兩塊後送至猶他州處置。 | |
| | 19.7 節 LWR 廠房與結構除役技術<br>19.7.1 混凝土鑽鑿(scarification)<br>核電廠內某些混凝土牆的表面常因輻射污染液體的洩漏或潑灑而受到污染，污染通常的深度通常為 1 至 2 cm。若有裂縫則可能深入約 2 英吋(5cm)的鋼筋，再沿著鋼筋擴散到更多地方。<br>拆除這些牆面時，若只有表層污染則可用電動鑿子加過濾系統刮除約 1 cm 的表層並收集碎屑。若污染深度超過 2 cm 則使用裝設在挖土機上的液壓錘(hydraulic ram)敲擊較符合成本效益。<br>美國 shippingport 電廠曾利用混凝土鑽鑿的方法刮除燃料池表層深度約 0.25 英吋(1.25cm)以及面積約 2415 $m^2$ 的混凝土。進行刮除作業時用塑膠布蓋住池面並用 HEPA 真空系統抽除碎屑與微粒。刮除後的水池就與廠房一起用傳統的方式拆除。<br>Trojan 電廠的圍阻體內牆因污染深度約為 2 英吋(5cm)，故使用裝設在挖土機上的液壓錘敲除污染的混凝土。這種做法的優點是不必費力去偵測牆面污染的地方，但缺點為廢料量很大。<br>若污染深度小於 1 cm 則還可使用轉動鑽頭(roto peen)、混凝土刮除器(shaver)與嵌鑽滾輪(diamond imoregnated circular wheel)等工 | 核一廠的除役計畫中對混凝土之拆除未詳細說明使用的方式與技術，而在拆除的順序及時程等細部規劃方面，承諾將參考當時國際上更多已除役電廠的經驗、技術及機具，於拆除作業執行前 1 年提報主管機關。建議擬訂細部規劃時評估各種混凝土拆除技術之優缺點，以便選出最恰當的方式。 |

| 第 19 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 具進行刮除工作。<br>19.7.2 裝設在挖土機上的液壓錘(hydraulic ram)<br>Maine Yankee 電廠的圍阻體先用裝設在挖土機上的液壓錘去除受污染的混凝土後，再用爆炸的方式拆除。Connecticut Yankee 電廠的圍阻體則是用裝設在挖土機上的液壓錘拆除整個結構。<br>19.7.3 爆炸式拆除<br>Maine Yankee 電廠的圍阻體先去除受污染的混凝土後，再用爆炸的方式拆除整個結構。<br>19.7.4 鑽石索鋸(diamond wire saw)<br>Fort St. Vrain 電廠曾使用鑽石索鋸切割其預力鋼筋混凝土建造的反應器槽，Rancho Seco 電廠則用這種技術切割其蒸汽產生器。<br>19.7.5 裝設在挖土機上的液壓剪(hydraulic shear)<br>這種工具可以切開 40 英吋(100cm)厚的工字鋼梁與混凝土，有些電廠曾用這種工具拆除汽機、輔助、緊急柴油機、倉庫與辦公等廠房。 | |
| | 19.8 節 美國廠區之補救與再利用<br>19.8.1 廠區補救之最終狀態<br>核能業界對綠色園地(greenfield)與棕色園地(brownfield)的定義很 | |

| 第 19 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 模糊，一般認為恢復至綠色園地就是要恢復至未蓋核電廠前的狀態，但核電廠興建後實際上因水道更清潔，道路狀況更好與更多植物之種植等而改善整個地區的生態與景觀，因此恢復至未蓋核電廠前的狀態不會使廠區更好。至於棕色園地則是將廠區改為核能之外的工業用地，如此可利用因核電廠而改善的人力資源與基礎建設，並可減少除役的經費，因此較有吸引力。<br>19.8.2 美國廠區之再利用<br>更換為其他電廠: Fort St. Vrain 電廠拆除核島區後，其他系統(BOP)廠區改為天然氣電廠。<br>非核能應用: Trojan 電廠新建行政廠房改為其他公司的辦公廠房。Big Rock Point 電廠因靠近密西根湖，所以清理成綠色園地後改為高價值的房地產區。Maine Yankee 電廠清理成綠色園地後改為休憩園區。 | |
| | 19.9 節 挑戰與汲取之教訓<br>19.9.1 反應器槽與內部組件之切割<br>電漿電弧火炬切割的厚度不能超過 3 英吋(7.5 cm)，且切屑之控制也不盡理想。高壓磨料水刀所使用的磨料會變成二次放射性廢棄物。機械式銑刀速度慢且須時常更換刀片，切割效率不好。 | |

| 第 19 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 19.9.2 大型組件之移除<br>根據美國的經驗顯示，蒸汽產生器移除時內部不須灌注水泥漿，而調壓槽與反應器冷卻水泵也很容易移除。<br>19.9.3 混凝土鑽鑿<br>混凝土塊築成的牆不宜用鑽鑿方式拆除，只要整塊移除即可。而鑽鑿法會產生很多難以處理的碎屑與灰塵。另調查整個牆面何處受到污染會耗費很多資源與時間，先刮除受污染表層後再拆除可能較符合成本效益。還有美國低放射性廢棄物處置費用低廉，所以可以將整個建物結構移送處置，但在其他許多國家則不可行。<br>19.9.4 爆炸式拆除<br>受控制的爆炸式拆除: 這種方法除了可用來拆除圍阻體外，還可用來拆除汽機底座、廠房地基、冷卻水入口結構、與冷卻塔等。<br>裝設在挖土機上的液壓錘: 這種工具可以切開 40 英吋(100cm)厚的工字鋼梁，Connecticut Yankee 電廠的圍阻體就是用這種工具拆除整個結構。因此可不用爆炸式拆除法。 | |
| | 19.10 節 未來趨勢<br>19.10.1 執照轉移與統包專案<br>Zion 核電廠 1 與 2 號機的業主 Exelon Nuclear 將電廠執照與除役 | |

| 第 19 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 基金轉移給 Zion Solution 公司，並以 10 億美金把除役工作統包給該公司。除役完成後 Exelon Nuclear 再取回廠區土地所有權，並負責監管廠區內的乾式貯存設施。這在當時是一種創新的做法，可供後人參考利用。<br>19.10.2 執照終止後拆除廠房<br>Torjan 與 Rancho Seco 兩個電廠都是移除放射性物質並終止執照後再慢慢拆除其他建物，不過廠區內用過核燃料與低放廢料貯存區仍須接受 NRC 的管制。 | |
| | 19.11 節 更多資訊與建議之來源<br>19.11.1 除役手冊<br>美國的 ASME、DOE 與 ANS 等單位都出版過除役手冊。<br>19.11.2 EPRI 報告<br>EPRI 出版許多電廠除役過程報告，EPRI 的會員可取得該些報告。<br>19.11.3 美國 NRC 年度報告<br>NRC 出版的 NUREG-1814 Rev.2 報告描述美國除役專案的狀態。<br>19.11.4 國際研討會<br>美國的 ASME、NRC 與 ANS 等單位都舉辦過除役相關的研討會。 | |

| 第 19 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 19.12 節 參考資料<br>本節列舉本章引述之參考資料。 | |

| 第 20 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 俄羅斯水冷與水緩型核子反應器(WWER)之除役<br>本章說明 WWER 除役規劃與執行引起的議題，影響除役的建造與運轉特性，以及相關的除役技術。德國 Greifswald 除役專案所獲得的經驗是本章主要的參考資料。 | 有些 WWER-440 的反應器廠房與一般工業廠房類似，沒有氣密式的圍阻體。而同一廠址所有反應器共用的設備包括: 汽機廠房、通風系統、緊急柴油發電機、冷卻水進出口、壓縮空氣系統、除礦水系統、用過燃料貯存池等。<br>所有 WWER 在永久停機前都沒有為除役工作預做準備，因此須為除役相關的組織、規劃、執行與廠址再利用等做一些關鍵性決策。<br>德國、芬蘭、保加利亞、與斯洛伐克等國都選擇立即除役，理由包括: 節省經費、利用原廠人力與經驗，與沒有圍阻體不適合延遲拆除等。 |
| | 20.1 節 簡介<br>1963 年在前蘇聯 Novovoronezh 開始運轉的 WWER 210 是第一部商轉的 WWER。至本書編輯時共有 72 座 WWER，其中從 1985 年以後加入商轉的 WWER-440/W-213 系列與 WWER-1000/W-320 系列有圍阻體與噴灑型蒸氣抑制系統。而早期的 WWER 有 13 座停止運轉，其中 5 座進行除役。本章說明的內容主要參考德國 Greifswald 除役專案(KGR)所得到的經驗。 | |
| | 20.2 節 WWER 與除役相關的特性<br>20.2.1 特殊廠房設計<br>有些 WWER-440 的反應器廠房與一般工業廠房類似，沒有氣密式的圍阻體。而同一廠址中只有一個所有反應器共用的汽機廠房， | 汲取之教訓包括: 與所有利害關係團體密切合作，做好特性調查工作，考慮社會與心理影響，及早建立專案組織，及早引進除役管理軟體，以及使用簡單的工具/ |

| 第 20 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 如 KGR 就是 8 座反應器機組共用一個汽機廠房。<br>20.2.2 雙機組設計<br>所有 WWER-440 反應器都是兩個機組共用一個反應器廠房。<br>20.2.3 多個機組共用相同的輔助系統<br>多個機組共用的輔助系統包括: 通風系統、緊急柴油發電機、冷卻水進出口、壓縮空氣系統、除礦水系統、用過燃料貯存池等。 | 設備等。 |
| | 20.2.4 WWER 的足跡(footprint)<br>WWER 廠址通常有很大的面積(約 1,000 $m^2$)，這對除役設施的安排非常有利。<br>20.2.5 WWER 除役相關的特殊重要議題<br>前蘇聯解體後，WWER 就面臨許多社會與經濟壓力，如前東德、保加利亞與斯洛伐克等都有 WWER 除役的壓力。另人力的變化也造成困擾，如 KGR 原有 13,600 位員工，蘇聯解體後降至 1,200 位，加上市場經濟與新管制法規的引入，使除役工作更加困難。 | |
| | 20.3 節 WWER 除役的規劃與執行<br>20.3.1 WWER 除役策略的選擇<br>德國、芬蘭、保加利亞與斯洛伐克等國都選擇立即除役，理由包括: 節省經費、利用原廠人力與經驗、與沒有圍阻體不適合延遲拆 | |

| 第 20 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 除等。 | |
| | 20.3.2 WWER 除役的規劃、管理與組織<br>所有 WWER 在永久停機前都沒有為除役工作預做準備,因此須為除役相關的組織、規劃、執行與廠址再利用等做一些關鍵性決策，且須將決策轉化為下列概念(concept)以供後續工作遵循。<br>技術概念(Technical Concept, TC)<br>技術概念中須說明除役組織、拆除策略、廢料管理策略與廠址再利用策略等，並做為細部除役計畫的基準。<br>人力概念(Personnel Concept)<br>人力概念中須說明人員量與質的要求、人力減少的因應措施、與訓練的規劃與執行等。<br>組織概念(Organization Concept)<br>組織概念中須說明除役組織的結構與配合工作的方式。<br>拆除概念(Dismantling Concept)<br>拆除概念中須說明特性調查、物質分類、與待拆除系統分類等準備工作，以及拆除之原則與工作執行方式。<br>廢料管理概念(Waste management Concept, WMC)<br>廢料管理概念中須說明廢料處理流程與設施、外釋標準與測量方 | |

| 第 20 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 式、與廢料追蹤方法等。<br>廠址再利用概念(Site Reuse Concept)<br>廠址再利用概念中須說明再利用的方式與原廠址的補救措施。 | |
| | 20.4 節 WWER 被活化組件(RPV 與其內部組件)之除役技術<br>20.4.1 WWER 被活化組件(RPV 與其內部組件)之除役技術選擇<br>KGR 原規劃三個遙控拆解場所，乾式切割場所用來切割 RPV 與低度活化的內部組件，溼式切割場所用來切割高度活化的內部組件，以及反應器爐穴用來切割生物屏蔽。但後來對輕度活化的 5 號機組 RPV 則規劃整個運至北方中期貯存場(Interim Storage North, ISN)貯存，其內部組件也用屏蔽與運送設施(Shielding and Transport Device, STD)一起送到 ISN 暫存。<br>20.4.2 WWER 被活化組件新拆除方式與技術變更<br>KGR 後來根據 5 號機的經驗決定繼續切割 1 號與 2 號機的內部組件，而 1 至 4 號機的 RPV 與 3、4 號機的內部組件則仿照 5 號機的處理方式辦理。而生物屏蔽仍在反應器爐穴中切割。<br>20.4.3 WWER 被活化組件新拆除技術變更後之比較<br>KGR 採用新拆除方式後，中期貯存空間需求減少三分之二，人員集體劑量減少 20%，經費需求減少 50%以上。 | |

| 第 20 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 20.5 節 WWER 廠房結構除役技術<br>20.5.1 反應器廠房除役產生廢料之估計<br>針對 KGR 用過燃料溼式貯存設施估計的結果為: 總重量 45,400 公噸，污染廢料重量 105 公噸，拆除增加之污染廢料重量 53 公噸。此項經驗可做為後續工作之參考。<br>20.5.2 適於 WWER 混凝土結構之除役技術<br>KGR 使用的技術包括: 鋸子、圓形車刀、剪床、研磨刀、鑽石索鋸、高壓水刀等。<br>20.5.3 使用自然衰減法進行廠房結構之除役<br>WWER 廠房之除污會花費很多經費與時間,因此德國採用監管 50 年等待放射性自然衰減的方式執行反應器廠房的除役。<br>20.5.4 廠房再利用的特殊考量<br>KGR 原有之一次迴路組件維護廠房改為除污中心，而原有之備品倉庫則改為自由外釋中心(free release center)。 | |
| | 20.6 節 除役廢料之管理<br>20.6.1 執行基礎<br>廢料管理可分為準備與執行兩項任務，準備任務中最重要的是特性調查，執行任務則包含建立廢料處理設施，建立自由外釋程序， | |

| 第 20 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 與建立廢料追蹤系統等工作。<br>20.6.2 KGR 廢料管理之執行實務<br>KGR 廢料管理重點工作包括: 建立餘留物料手冊(Residual Material Manual，包含所有廢料管理相關法規與程序)，建立廢料處理設施與後勤支援，以及建立廢料追蹤系統。 | |
| | 20.7 節 挑戰與汲取之教訓<br>汲取之教訓包括: 與所有利害關係團體密切合作，做好特性調查工作，考慮社會與心理影響，及早建立專案組織，及早引進除役管理軟體，以及使用簡單的工具/設備等。 | |
| | 20.8 節 參考資料<br>本節列舉本章引述之參考資料。 | |
| | 20.9 節 附錄<br>KGR 之餘留物料手冊(Residual Material Manual) | |

| 第 21 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 氣冷式核子反應器之除役<br>本章說明氣冷式核子反應器(Gas Cooled Reactor, 簡稱 GCR)除役之特殊性質與考慮事項。 | 氣冷式反應器(GCR)功率密度低，採用大體積設計以便提升發電量；另還使用了大量的石墨，所以除役時會產生很多廢料。此外運轉中更換燃料的裝置，用過燃料送去再處理的容器，大量的用過燃料等多項特性，使 GCR 的除役費用提高很多。<br>使用球床式(pebble-bed)燃料的 HTGR 有自然安全(inherent safe)與價錢合理的優點，但亦有用過燃料難以再處理的缺點，因此適合小型開發中國家使用。<br>我國無此類型之反應器，本章內容僅供參閱。 |
| | 21.1 節 簡介<br>氣冷式核子反應器包含兩種型式，一種是 $CO_2$ 冷卻石墨緩和式，另一種是高溫 $H_e$ 冷卻式(HTGR)。大部分的 GCR 是在 1950/1960 年代建成，包含英、法、西班牙、義大利、日本、德國與美國等共有 56 座 GCR 進行商轉。至本書出版時已有 38 座永久停止運轉並展開除役工作。<br>英國早期的 GCR 使用天然鈾做燃料並用鎂合金做護套，故稱為 Magnox；後來改用低度(2%至 3%)濃縮鈾做燃料並用不鏽鋼做護套，稱之為 ACR。而 HTGR 除了使用球床式(pebble-bed)燃料外，其他特性與 GCR 類似。<br>氣冷式反應器功率密度低，採用大體積設計以便提升發電量；另還使用了大量的石墨，所以除役時會產生很多廢料。此外運轉中更換燃料的裝置，用過燃料送去再處理的容器，大量的用過燃料等多項特性，使 GCR 的除役費用提高很多。若以同樣功率計算，則 GCR 的除役費用約為 PWR 的三倍。上述的因素也使 GCR 的除役工作比 | |

| 第 21 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | PWR 的除役花費更長的時間。 | |
| | 21.2 節 物料的型式與除役的考量<br>氣冷式反應器使用了大量的石墨，典型的Magnox反應器中約有3000公噸的石墨。而石墨經中子照射後會貯存大量的能量，若運轉溫度小於石墨回火(annealing)溫度就可能發生瞬間爆燃的意外(如英國的Windscale Pile 事故)，故所有商用氣冷式反應器的運轉溫度都大於石墨的回火溫度。另石墨經中子照射後在英國被歸類為中強度放射性廢棄物，須與用過燃料一起處置。 | |
| | 21.3 節 GCR 的除役策略<br>早期英國 GCR 的除役策略是先安全貯存(約 135 年)再進行除役，近來國際趨勢傾向於及早除役。如法國 Bugey 的 GCR 在 2007 已完成拆除，使用的總經費約為 34 億歐元。英、美、德與西班牙等國也紛紛決定要提早進行 GCR 的除役工作。而在拆除的策略方面則多採用先移除反應器內之燃料與組件後，再安全貯存反應器槽的方式。 | |
| | 21.4 節 GCR 圍阻體組件之除役技術<br>早期 GCR 的設計是使用混凝土生物屏蔽包封不鏽鋼的壓力槽，後來將兩者結合成預力鋼筋混凝土壓力槽(prestressed concrete pressure vessel)。很多 GCR 將爐心與內部組件移除後，再以安全封存的方式 | |

| 第 21 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 處理生物屏蔽與壓力槽。美國 Fort St Vrain 的 HTGR 曾用鑽石索鋸成功地切除生物屏蔽中受輻射污染的部分，此項經驗可供其他 GCR 進行圍阻體組件除役時參考。 | |
| | 21.5 節 GCR 除役專案中特殊技術之應用<br>典型的 Magnox 反應器中約有 3,010 公噸的石墨，11,000 公噸的碳鋼，38,000 公噸的混凝土，與 1,000 公噸的運轉中燃料裝填設備，如此大量的物質及其中包含的放射性廢棄物都須設計特殊的處理與貯存方式。另大型的蒸汽產生器與大量放射性廢樹脂也須有特殊的處理與貯存技術。 | |
| | 21.6 節 挑戰與汲取之教訓<br>GCR 除役所面臨的挑戰包括: 大量放射性廢廢料的處理、貯存與處置；生物屏蔽與壓力槽長期封存所遭遇的政治、經濟、管制與社會問題；以及冗長除役期間的經驗與紀錄保存問題等。 | |
| | 21.7 節 未來趨勢<br>使用球床式(pebble-bed)燃料的 HTGR 有自然安全(inherent safe)與價錢合理的優點，但亦有用過燃料難以再處理的缺點，因此適合小型開發中國家使用。而 GCR 除役產生的大量放射性廢廢料會對最終處置造成時程方面的壓力。 | |

| 第 21 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 21.8 節 進一步資訊與建議之來源<br>本節列出美、英、日本與美國等相關資料的網站與文件。 | |
| | 21.9 節 參考資料<br>本節列出本章引述之參考資料。 | |

| 第 22 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 核燃料循環設施之除役<br>本章說明核燃料循環(Nuclear Fuel Cycle, 簡稱 NFC)設施除役相關的技術、輻射危害管理、以及策略與計畫。 | 核燃料循環設施除役工作中比較困難的是液體廢料、下腳料、化學清洗液、與管路中低度濃縮鈾等之處理。另除役之規劃、執行、與技術等方面與核電廠除役大致類似。我國目前無此種設施，本章內容僅供參閱。 |
| | 22.1 節 簡介<br>本章說明核燃料循環(Nuclear Fuel Cycle, 簡稱 NFC)設施除役相關的技術、輻射危害管理、以及策略與計畫。 | |
| | 22.2 節 核燃料循環設施概論<br>根據 IAEA 於 2004 年出版的報告[3]，核燃料循環設施的類型與除役所需時間如下:<br>● 鈾採礦與研磨(Uranium mining and milling)設施: 運轉 25 年，除役約需 1 年。<br>● 鈾轉換(Conversion)設施: 運轉 30 年，除役約需 3 至 5 年。<br>● 鈾濃縮(Enrichment)設施: 運轉 30 年，除役約需 10 年。<br>● 燃料製造廠: 運轉 25 年，除役約需 2 年。<br>● 燃料再處理廠: 運轉 25 年，除役約需 15 年。 | |
| | 22.4 節 除役的階段<br>22.4.1 第一階段: 除役之準備工作 | |

[3] IAEA (2004) Status of Decommissioning of nuclear facilities around the world, Vienna.

| 第 22 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 本階段重要的工作包括: 擬訂除役策略與計畫，執行設施內輻射與化學特性調查，以及初步除污與清理等。核燃料循環設施中有許多有害化學物質，若不調查清楚則會影響除役進度。如南非的 Necsa 鈾轉換設施停機後沒有鑑識與移除石綿,造成除役專案進度延遲。<br>22.4.2 第二階段: 除役工作之執行<br>本階段須深入評估與調查輻射與化學特性，並執行組件、系統與設備之除污與拆除工作。<br>22.4.3 第二階段: 拆除廠房與結構或進行廠房與結構之除污以便再利用 (有限制或無限制)<br>本階段須依照最終狀態(恢復綠地或再利用)之要求而決定工作內容。另最終調查的方式與方法也須獲得管制單位的核准。 | |
| | 22.5 節 NFC 設施除役之特殊議題<br>22.5.1 鈾採礦與研磨設施<br>這種設施除役工作中比較困難的是液體廢料與下腳料的處理，液體廢料通常先蒸發再固化，或蒸發後送往其他處理廠。另設施除役後須執行環境補救工作，且須長期監測補救後的環境。<br>22.5.2 鈾轉換設施 | |

| 第 22 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 這種設施中有些設備含有無水的氫氟酸，若用水清洗會產生稀釋的氫氟酸，具有高度腐蝕性。所以清洗這些設備後要立即加以乾燥。在巴西有一個 UF6 先導廠完成除役，這是少有且重要的鈾轉換設施除役經驗，可供其他類似設施參考。<br>22.5.3 鈾濃縮與燃料製造設施<br>南非的 Necsa 廠具有這兩種設施除役的經驗，其鈾濃縮設施在永久停止運轉後立即進行除役，但燃料製造設施卻因管路中有許多低度濃縮鈾而須延遲除役。該設施於 1996 年永久停止運轉，2006 年才進行除役，並於 2007 年 11 月完成除役。<br>22.5.4 燃料再處理設施<br>這種設施包含照射過燃料貯存、處理、分解、溶液萃取、離子交換、產品純化等設備，都須有特定的拆解與貯存設備。另廠房通常用無機酸液清洗，也會產生許多化學廢液。 | |
| | 22.6 節 NFC 設施之除役技術<br>22.6.1 除污技術<br>NFC 表面除污技術包括: 磨除、拋光、真空吸除與擦除等。表層刮除技術包括: 磨除、噴砂(blasting with abrasives)、蒸氣清除與裂解等。另亦有使用酸洗等化學除污方法。如比利時的 Eurochemic | |

| 第 22 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 再處理廠使用乾式與溼式加磨料噴擊法，韓國鈾轉換工廠使用蒸氣射束或超音波化學清除法。<br>22.6.2 拆卸(dismantling)技術<br>NFC 設施的拆卸可使用許多商業化的工具，如德國的 WAK 再處理先導廠使用機械式技術執行拆除工作，南非的 Necsa 廠有成功使用電漿切割的經驗，日本原子力研究所的再處理測試設施(JRTF)則使用一般的切割工具如索鋸(wire saw)拆除設備。其他工具如油壓剪、高壓水刀等也有使用的案例。 | |
| | 22.7 節 拆除(demolition)技術<br>NFC 設施拆除時要注意輻射污染物與非污染物的隔離。 | |
| | 22.8 節 挑戰與汲取之教訓<br>● 比利時 Eurochemic 再處理廠除役前使用小型先導測試設施的方法可以節省經費且避免錯誤，值得仿效。<br>● 法國 ATI 再處理廠除役執行 20 年遭遇設備老化問題，應避免之。<br>● 比利時 Eurochemic 再處理廠對小型廠房執行 100%牆面偵測的做法對大型廠房不適用。<br>● 使用熔煉或焚化技術前要仔細評估，以免投資過多收益不大。<br>● 許多軍用 NFC 設施運轉紀錄銷毀，增加除役之困難，日後應有妥 | |

| 第 22 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 適的保密兼保存方法加以改善。<br>● 南非 Necsa 廠除役前使用擦除法清除廠房牆面污染物質，使輻射強度有效降低，可供未來除役工作參考。 | |
| | 22.9 節 未來趨勢<br>● 設施設計階段即應考慮除役之便利性。<br>● NFC 設施除役可考慮增加遙控設備之使用。<br>● 化學除污法已有減少二次廢料之研發工作。<br>● 新進研發之除役技術包括德國的超音波與振動技術(用於管路除污)以及美國的雷射除污技術等。 | |
| | 22.10 節 進一步資訊與建議之來源<br>本節列出 IAEA 相關資料的網站與文件。 | |
| | 22.11 節 參考資料<br>本節列出本章引述之參考資料。 | |

| 第 23 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 小型核設施之除役: 工業用、醫用與研究用設施<br>本章討論小型核設施除役的實務資料、遭遇之挑戰、與汲取之教訓。 | |
| | 23.1 節 簡介<br>小型核設施之除役看似較容易，但常遭遇一些困難，如停機後管理不當，缺乏經費，缺乏除役之專業知識，動機不足，及缺乏問題的負責單位等。另原設施的再利用也會使除役複雜化。本章的目的是討論小型核設施除役的實務資料、遭遇之挑戰、與汲取之教訓。 | 我國在小型研究用反應器方面，清華大學與核能研究所均有除役經驗，也都受到原能會嚴格管制。目前運轉中的只有清華水池式研究用反應器，該反應器尚無除役之規劃。 |
| | 23.2 節 設施的型式<br>全世界小型核設施的數目超過一百萬，其中醫用設施包括密封射源、輻射計數實驗室、核醫部門使用的診斷與醫療設備、與治療用 X 光及加速器等類型。工業用設施則包含射源製造、輻射照射、輻射測量、與輻射示蹤等類型。另本章只討論功率為 10 kW 以下的研究用反應器。 | 本章工業用與醫用核設施除役之經驗可提供給原能會輻防處執行國內相關核設施管制時參用。 |
| | 23.3 節 規劃與管理<br>小型核設施除役的策略與要求均比大型核設施簡單，比較重要的項目包括: 最終狀態、品保要求、優良的專案主持人、廠房或設備之再利用、過去經驗之蒐集與學習、緊急應變與人員保護等。<br>23.4 節 特定技術之應用 | |

| 第 23 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 小型核設施除役最好使用經過其他除役專案證明可用的工具，如用水或通用的除污溶液，電動或氣動的鑽頭或刮刀，若環境不適合切割則最好將整個設備運至專業處理場進行切割。另對特殊環境則須設計特殊的裝備。如某大學在地下室的照射設備要除役，則須設計從地下室移除該設備的方法與設備。<br>另使用除役技術前要考慮二次放射性廢棄物的問題。有一個除役專案使用水刀移除一些洩漏的射源，結果造成其他廠房與周圍環境的污染，所以還要增加環境補救的工作。<br>有時先做小型的先導實驗可以協助找到最好的拆除方法。如某間醫院要拆除一個走廊牆壁上加了釉彩的磁磚，經過小型測試後發現用手工具並於工作時架設包封帳篷是最好的方式。 | |
| | 23.5 節 廢料管理<br>小型核設施除役的廢料管理與大型核設施差異不大，有些須特別注意的事項包括: 特殊有害物質如石綿、化學或生物性有害物質等之處理與管制方式，除役中廢料暫存空間的預備與管理，以及二次廢料中化學與輻射混合廢料的處理等。 | |
| | 23.6 節 挑戰與汲取之教訓<br>小型核設施除役遭遇的一般性問題包括: 經費不足，工作人員難尋， | |

| 第 23 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 有害廢棄物的管制溝通，以及利害關係團體的溝通等。 | |
| | 23.6 節 挑戰與汲取之教訓(續)<br>23.6.1 放射性示蹤劑實驗室<br>這種實驗室使用的放射性核種很多，半衰期從幾分鐘到幾千年都有，最好由原來的工作人員執行除役工作。從過去經驗中汲取之教訓包括:<br>● 因射源通常經過包裝後才加以冷凍，所以除役後期才發現冷凍機與冰箱受到輻射污染，最好初期就化驗解凍的冰水。<br>● 輻射偵檢器在廢棄處理前未拆除內建的標準射源。<br>● 特性調查範圍太小以致於未發現實驗室外的污染。<br>● 原實驗室改建為辦公室時才發現牆壁遭到氚或 C-14 污染。<br>● 使用複雜的化學品進行除污，以致於二次廢料不符合廢料接收標準。<br>23.6.2 核醫部門<br>核醫部門常會遇到拆除舊設施與建立新設施並行的情形，且為了服務病人使得設施停用的時間很短(14 到 28 天)，因此最好有設備供應商的工程師參與相關工作，另新設備進駐前須注意設施廠房結構之完整性與支撐能力。此部分汲取之教訓如下: | 我國核一廠除役範圍中包含放射實驗室之處理，若須一併除役則可參考本節之內容。<br><br>本節內容可供原能會監督核醫部門除役工作時參用。 |

| 第 23 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | ● 最好由一位專案主持人同時負責舊設施除役與新設施興建。<br>● 特性調查範圍應包含過去遺失之密封射源。<br>● 要檢查是否使用耗乏鈾做屏蔽。<br>● 特性調查要考慮液體排放路徑、因管路破裂而造成的土壤污染、以及屋頂排風口是否遭到污染等。<br>● 要注意法規要求與管制單位的意見。 | |
| | 23.6.3 含有高強度密封射源的設施<br>照射器(Irradiators)<br>照射器通常含有一或數個高強度密封射源裝在適當的屏蔽容器內，使用時利用移動機制送出射源進行照射，常遭遇之挑戰為:射源發生腐蝕或洩漏之狀況；移動機制維護不當而造成故障；照射器移出廠房有困難；空間規劃不當影響照射器之使用。另過去照射器除役所汲取之教訓包括:<br>● 數十年前購買的照射器在除役時未查閱最新的管制法規。<br>● 未檢查是否使用耗乏鈾做屏蔽造成除役專案的延遲。<br>● 設備停用後未及早除役以致於射源腐蝕或移動機制損壞。<br>● 使用者未徹底了解射源回送給供應商的協議。<br>● 使用者應仔細了解除役包商的能力與設備。 | |

| 第 23 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | ● 若租用照射器則須仔細了解租約內容與責任歸屬。 | |
| | 23.6.3 含有高強度密封射源的設施(續)<br>遠隔治療設備(teletherapy treatment machine)<br>在本書編輯時全世界約有 12000 個遠隔治療設備，大部分使用強度為 100 至 500 TBq 的 Co-60，也有使用 Cs-137 射源。這些設備除役所汲取之教訓包括:<br>● 設備停用後最好立即除役，以免射源或移動機制損壞。<br>● 應明確訂定設備使用者在除役經費及工作方面的責任。<br>● 射源更換時應告知管制單位以免造成日後除役之困擾。<br>● 發展中國家應注意除役相關基礎建設是否達到適當的水準。 | |
| | 23.6.4 粒子加速器<br>直線加速器(Linear accelerator)<br>根據 IAEA 統計至 2011 年全世界有 10,000 座直線加速器，這些加速器常有更新或買賣的情形。通常射束功率大於 100 W 或加速粒子能量大於數個 MeV 才會使廠房結構被活化而具有放射性。另亦須注意是否使用耗乏鈾做為屏蔽物質。<br>迴旋加速器(Cyclotron)<br>根據 IAEA 統計至 1998 年全世界有 206 座迴旋加速器，加速粒子 | 我國核能研究所尚有一座運轉中的迴旋加速器，本節英國的經驗可供參考。 |

| 第 23 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 能量範圍約為數個 MeV 至 300 MeV。過去建造迴旋加速器時多未考慮除役的經費與需求，且許多設計變更或運轉與使用紀錄都未善加保存。英國一家大學於 1950 年代受捐助而建立的迴旋加速器因未規劃除役經費而花費 50 年分 3 階段才完成除役，他們汲取之教訓包括: 盡量使用原有人力與專業執行除役工作，以及須妥善規劃放射性廢棄物的產生、貯存與處置。 | |
| | 23.6.5 包含多種設施之廠址<br>這種廠址除役所汲取之教訓包括:<br>● 區域狀態或通路改變要及時通知所有相關人員。<br>● 若許多實驗室中只有一個進行除役且疏散路線改變時，要及時通知所有相關人員。<br>● 若許多實驗室共用通風系統，但只有一個進行除役時，須妥善規劃通風系統關閉或部分拆除的時間與方式。<br>● 若許多實驗室共用廢料排放管路，則某一個實驗室除役時須注意管路調查與拆除之規劃。<br>● 要實際調查氣體管路的位置而不能只憑管路圖規劃除役。<br>● 須調查通風系統在屋頂的排風管是否有輻射污染，也須檢查系統內石綿的含量與位置。 | 本節可供核能研究所相關設施除役時參考。 |

| 第 23 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 23.6 節 挑戰與汲取之教訓(續)<br>23.6.6 小型研究用反應器<br>這種反應器除役所汲取之教訓包括:<br>● 運轉中定期審查安全狀況是否符合國家與國際除役法規對除役工作很有幫助。<br>● 請外界獨立專家審查除役專案的文件是很重要的做法。<br>● 除役要遵守的法規常散布於不同的文件，應做適當的歸納。<br>● 平時進行維修工作時就執行輻射特性調查並妥善保存調查數據，以便未來除役使用。<br>● 參加相關國際合作計畫，與各國專家互相交流。<br>● 中子活化分析可用來測量物質中微量元素。 | 本節內容可供清華水池式研究用反應器運轉及未來除役參考。 |
| | 23.7 節 未來趨勢<br>未來有許多小型核設施面臨除役的需求，而新建的小型核設施大多在設計階段就考慮除役的便利性，且採購新射源時也有很多在合約中加入回收舊射源的要求。另有些案例由私人財物倡議(private financial initiative, PFI)負責除役經費，若有這種情形則須注意訂定相關管制法規。 | |
| | 23.8 節 進一步資訊與建議之來源 | |

| 第 23 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 本節建議從網路或相關報告中搜尋更多參考資訊。 | |
| | 23.9 節 參考資料<br>本節列出本章引述之參考資料。 | |

| 第 24 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 早期核廢料場之除役:英國 Dounreay<br>本章說明 Dounreay 核能廠址除役概況,該廠址使用期間為 1954 至 1994 年，有兩座快孳生反應器，一座材料測試反應器，一座燃料再處理與製造廠及許多廢料與研究設施。 | |
| | 24.1 節 簡介<br>● 早期之核設施國際上通稱為 Legacy sites，其設施建造標準(尤其是廢料處理/處置)通常不符合現行之規範，故除役工作相對較困難。<br>● 此設施位於蘇格蘭，1954-1994 年間是英國快中子反應器發展中心，擁有兩座快中子反應器、一座材料測試用反應器、核燃料製造及再處理廠、核廢料處理/處置中心等設施。目前規劃於 2025 年前完成除役，初估經費約 1200 億新台幣。<br>● 除役最大挑戰:大量化學及放射性物質污染，特別是土壤污染部分。<br>● 除役工作由英國核設施除役當局(Nuclear Decommissioning Authority, NDA)交給主承包商 DSRL (Dounreay Site Restoration Limited)執行，主承包商擁有 900 名員工，並再雇用約 50 個下包商(近千名工作人員)。 | ● Douneray 處理燃料池池底污泥以及滲透至金屬襯墊後方鋼筋混凝土污染的經驗，或可供我國核電廠處理類似議題之參考。<br>● 鑒於最終處置場可用時機的不確定性，除役後廢棄物暫貯廠區內已是國際上一般可接受之作法，Douneray 也採此作法。 |

| 第 24 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | ● 自 1998 年開始除役工作以來，至本書出版前一年(2011 年)已完成 130 個設施的拆除工作。預期到 2025 年完成全部除役工作時，將產生 17.5 萬立方公尺之低階廢料(LLW)，以及 2 萬立方公尺的中階廢料(ILW)，均將放置在廠區內新建之中期暫貯設施中。<br>● 每年預算約 62 億新台幣，提供當地 1/3 工作機會。 | |
| **第 24 章** | 24.2 節 除役規劃<br>● 在詳細評估各設施內含危害物質數量特性以及施工工法後，擬定三階段施工策略。<br>● 第一階段: 移除設施內有害物質，必要時加以固化。於此階段設施外觀不變，污染程度無變化，通風系統仍維持運作。<br>● 第二階段: 主要是執行設施除污及設備拆解工作，主要設備包括手套箱、熱室、各式容器、系統等。此階段的除污標準是將輻射/污染程度降到人員可著全罩式防護衣(airline suit)進入執行拆解工作的程度。於此階段結束後，設施原則上不再需要通風等支援系統運作，只剩一個建築物空架。<br>● 第三階段: 拆除廠房建築物，原則上只留下建築地基(floor | |

| 第 24 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | slabs)，此部分待廠區復原時併同土壤污染一起處理。<br>● 以下各章節敘述各主要區域的三階段工作範例。 | |
| | 24.3 節 高危害度(high-hazard)拆除活動範例<br>● 高活度液態廢棄物固化工作:1998-2012 年已將約 900 立方米的高活性液態廢棄物經氫氧化鈉中和後，再以水泥固化於 500 公升容器中。此部分廢棄物預計將暫貯於廠區內 100 年。<br>● 快中子反應器冷卻劑:兩座反應器分別使用液態鈉鉀合金(NaK)及液態鈉金屬。鈉鉀合金經噴灑燃燒後轉為氫氧化物，再經吸附其放射性物質後可排入海中。預計 2012 年可將所有約 167 噸的鈉鉀合金處理完畢，而吸附放射性物質的樹酯(resin)視為中階廢料處理。液態鈉則先轉為液態氫氧化鈉後，再以鹽酸中和並吸附其放射性物質後排入大海。1533 噸液態鈉處理過程產生的 22 具離子交換樹指也是以中階廢料處理。<br>● 材料測試用反應器:於 1971 年移除燃料及重水(冷卻劑及緩和劑)後，進入安全貯存(care & maintenance)階段，2008 年展開廢棄物特性調查，規劃於動工後 2 年內完成拆除工作。 | |
| | 24.4 節 高阿爾發污染設施除役 | |

| 第 24 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | ● 此污染由鈽燃料之生產與再處理過程而來，通常需要較長時間與人力處理，也需要建立臨時包封容器及通風系統，以防止污染擴散。<br>● 相關設施在 1963 年停止運作後，處於安全貯存狀態，2000 年後才陸續進行實質除役工作。<br>● 經驗回饋顯示，當長期處於安全貯存狀態時，阿爾發污染會滲透(engrain)到結構中而變得很難除污，因此相關設施之除役工作共花了 8 年之久。 | |
| | 24.5 節 燃料池除役<br>● 兩個例子:材料試驗反應器之燃料池，以及附屬之燃料再處理廠之燃料池。<br>● 兩大困難:池底堆積之淤泥(sludges)，以及池壁金屬襯墊後方的鋼筋水泥結構的滲透污染。<br>● 淤泥清除:將池水連同淤泥一併汲取，通過過濾器吸附淤泥中顆粒，重複循環並逐度縮小過濾器孔徑(由開始的 50-100 微米到後期的 1-20 微米)，池水則回排池中，這個過程通常需要數個月之久。於過濾過程中，同時運用離子交換樹酯以吸附其中的銫及 | |

| 第 24 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 鍶。經驗回饋顯示池水過濾速度是影響效率的關鍵，這通常需要反覆測試才能找到最佳過濾效率的流速。結果證明經反覆過濾後，可將池底淤泥活度降低一萬倍。<br>● 滲透污染:雖有金屬襯墊(liner)保護，放射性物質還是會滲透至襯墊後方的鋼筋混凝土結構中。在其中一個池子裡約 15 公分的混凝土壁面被刮除，但要注意若刮除部分是池底，不能刮太深以免地下水滲入造成污染擴散。 | |
| | 24.6 節 燃料製造及再處理設施除役<br>● 1955-1990 年運作。<br>● 此類廠房由於工作特性通常含有大量的一般危害物質，如硝酸等強酸及氨等強鹼物質，這會增加除役的困難度。<br>● 另一個特性是由於有較大量的鈾、鈰等裂變物質，所以要注意防範在處理過程中可能的臨界現象。<br>● 燃料製造廠通常有大量的手套箱及氣櫃(fume cup board)以處理高危害物質，也因此除污及拆解過程中需要使用到模組化臨時圍阻體(modular containment)及通風系統，以提升效率並避免危險 | |

| 第 24 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | ● 燃料元件製造廠共花費 3 年時間完成第一及第二階段除役工作。 | |
| | 24.7 節 熱室及實驗設施除役<br>● 以照射過材料檢驗熱室為例說明。<br>● 該設施 1950-1994 年運作，1997 年開始除役。<br>● 首先移除熱室內廢棄物後，若污染/輻射強度達到人員著全罩式防護衣可進入程度(數個毫西弗/小時)，則採近距離除污/拆解是最有效率的作法。若劑量過高，則先使用熱室既有的機械手，加上特殊設計遙控機具(含拋棄式攝影機)進行除污。<br>● 經驗回饋顯示，電漿切割(plasma cutting)應是拆解熱室的最佳工具，此方法產生的二次廢料及粉塵最少，但還是需要有配套的通風系統加上高效率過濾器(HEPA)以避免污染擴散。<br>● 此項工作預計 2013 年完成。 | |
| | 24.8 節 長期遺留之廢料處理設施<br>● 廢料除污及包裝廠:1957-1980 年運作，後單純作為暫貯廠。1998 年起將所有廢料重行取出再包裝後送至新廠房貯存，原廠房規劃 2011 年起拆除。<br>● 中階放射性廢棄物筒倉(silo):容量 720 立方米，筒倉結構大部分 | |

| 第 24 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 埋於地下，僅上方開口露出地面。1971 年開始接收廢料，當時為露天貯放，1977 年加建封蓋以降低惡劣天氣之影響，但筒倉內已有積水存在。目前已建立積水循環處理及滲漏監測系統，待筒倉內廢棄物取出重行包裝暫貯他處後，此筒倉將會拆除。<br>● 中階廢料貯存豎井(shaft):1958 年啟用，1977 年發生爆炸，推測是積水與廢料中的鈉產生化學反應所導致。1996 年展開除役工作，先在豎井旁鑽孔灌漿以封住結構底部以防地下水持續滲入，2011 年時已建立氣體及水位監測系統，下一階段規劃將廢棄物取出重行包裝，詳細工法正評估中。<br>● 中階廢料貯存廠:貯存快中子反應器用過燃料再處理過程產生之廢料。該廠於 1980-2008 年共接收 504 個 50 加侖廢料桶，2008 年將所有貯存桶重行包裝並移至新設施貯存。原廠房於 2010 年展開除役工作，預計 2011 年完成。<br>24.9 節 核燃料處理<br>● 廠區內約有 100 噸各類型測試用燃料，包括部分未使用過新燃料以及再處理後之用過燃料。這些燃料將重行包裝(換容器)，預備日後送到最終處置場或再利用。<br>24.10 節 基礎設施之除役 | |

| 第 24 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | ● 包括通風系統、煙囪、排水/氣管道、以及其他如水/電/氣供應系統等，基礎設施原則上配合拆除時程平行拆除。 | |
| | 24.11 節 廢料處理<br>● 高階放廢棄物:1950 年代建立之廠內高放暫貯及最終處置設施，於此次除役計畫中均被重行清理。原設施內所有高放廢棄物均重行取出再包裝以符合現行規範，再包裝後之廢棄物暫貯廠區內等候進一步安排。<br>● 中階放射性廢棄物:此類廢棄物可貯存於室溫下且不須額外冷卻。目前沒有中階廢棄物最終處置計畫的具體時程，因此規畫至少暫貯於廠區內 100 年，總量約 2 萬立方米。<br>● 低階放廢棄物:早期低放廢棄物都放在近地表坑洞(shallow lined pit)中，於此除役計畫中，所有貯存廢棄物均取出重行包裝並暫置於室內。目前已規劃於廠區內新建近地表最終處置場，預計自 2014 年起接收低放廢料。此最終處置場的監管期設計為 300 年，容量足供該廠除役完成後低放廢棄物總量(17.5 萬立方米)。<br>● 外釋/解除管制:2005 年起英國管制單位開始對此廠區採行外釋做法，至本書發行前(2012 年)已有 550 噸原被認定為低階廢料 | |

| 第 24 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 者經檢測後，符合無限制使用外釋標準，另有 36 萬噸輕微污染土壤被允許用於廠區回填。<br>● 一般危害物質:主要是石綿及實驗用化學品，依照相關規範處理。<br>24.12 節 環境復原<br>● 於 2025 年除役工作完成後，部分(較低)污染區域將進行環境復原工作，其他(較高)污染區域則採靜置至西元 2300 年後再進行復原工作。<br>● 廠區將建立地下水監測系統，以及其他行政管制措施(institutional controls)。<br>● 由於廠區內各區域污染程度不同，將採分階段外釋方式逐步釋出廠區供其他用途。<br>● 化學物質污染區反而是最難處理的部分，目前還在評估最佳處理方法中。<br>● 1960-1970 年用過燃料再處理廠運作時，一些排放至附近海域的液態物質污染了海床。經評估約 60 萬平方米的海沙需要吸取過濾回收其中的放射性顆粒，此工作自 2008 年展開，至本書出版時(2012 年)仍持續進行中。<br>24.13 節 未來挑戰 | |

| 第 24 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | ● 自 1998 年展開的除役工作基本上算是成功的，但未來需要面臨的重大挑戰包括中階廢料貯存筒倉及豎井除役工作，以及快中子反應器的除役。 | |

| 第 25 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 早期核廢料場之除役: 美國愛達荷國家實驗<br>本章說明愛達荷國家實驗的歷史、設施與除役概要 | |
| | 25.1 節 簡介<br>● 位於美國愛達荷(Idaho)州東南方，占地約 2300 平方公里，屬美國能源部(USDOE)管轄之國家實驗室。<br>● 1949 年設立，先後建立 52 座研究/實驗用反應器，大部分都是世界首型，所以通常在短暫達到研究/實驗目的後即停止運轉。自 1970 年代末期開始陸續進行除役工作，至 2011 年僅剩兩座反應器仍在運轉，一座是先進測試反應器(advanced test reactor, ATR)，另一座是支援 ATR 的臨界設施(critical facility)。<br>● 曾建立的反應器型式包括壓水式、沸水式、重水式、快中子/快滋生、氣冷式等；也包括兩座飛行器核子推進反應器(aircraft nuclear propulsion system)，此反應器使用水銀當屏蔽以保護工作人員，以因而造成相當程度的水銀污染。<br>● 除役工作自 1977 年開始，經費大部分來自能源部。當時愛達荷提出 45 座設施之除役清單，到 1990 年代初期已完成清單上的 24 座設施除役工作，尚有 21 座設施待除役。<br>● 1990 年代時由於反核形勢高漲等因素，能源部所轄核設施除役 | ● 愛達荷團隊對除污效益的看法或許代表部分核設施經營者之觀點，其認定除污是有其效果，但很難除污到可無限制外釋的程度，也就是說在投入大量資源並讓工作人員接受額外劑量後，除污後大部分廢料還是要以低階廢料進行最終處置，這樣是否合乎成本效益?更何況除污時還會產生二次廢料。管制單位在此議題上與經營者溝通時，或許應對此觀點有初步的理解，較可能達成共識。<br>● 愛達荷團隊對使用遙控設備的看法或許代表部分核設施經營者之觀點，其認為遙控設備是可以減少工作人員接受劑量，但須付出額外的費用增加及時程延遲的代價。經評估後確認除非 |

| 第 25 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 需求量大增，在除役策略上也由以往的”詳細規畫評估後執行”修正為"越快越經濟除役越好"。愛達荷配合政策修正，改雇用專職團隊進行除役工作，規劃於 2012 年前完成所餘 21 座設施之除役工作。但後來愛達荷又應能源部要求將原本不在清單內的設施也進行除役，因此該區域內之除役工作預期將會延續至 2020-2030 年。 | 確有必要(如某區域之劑量高到人員無法接近)，否則原則上不採遙控設備。管制單位在此議題上與經營者溝通時，或許應對此觀點有初步的理解，較可能達成共識。 |
| | 25.2 節 各類型待除役設施之特性<br>● 小型測試用反應器:用來測試商用反應器的暫態(transient)事件。由於功率運轉時間短，因此累積的分裂產物有限，一般來說輻射不高，但若是曾測試至部分燃料毀損時，需特別考量處理。<br>● 大型燃料(再)處理設施:通常為高污染/輻射區域，需使用遙控設備進行除役工作，也需要事前的詳細規劃評估。此類設施之主體建築有時需要採就地掩埋(entombment)方式處理，否則將製造大量低階廢棄物且需投入大量人力物力。<br>● 實驗室、廢料處理設施、測試用設施:早期曾使用地表池塘(earth pond)直接貯放液態廢棄物，因而造成土壤污染，一些測試執行時也曾造成類似狀況。土壤污染的處理將於 25.5 節中進一步討論。<br>● 快中子反應器之冷卻劑:主要是液態鈉或液態鈉鉀合金，由於其 | ● 愛達荷團隊對就地掩埋的觀點是綜合考量費用、工作人員接受劑量、所需最終處置數量等因素後，將較高污染之建築物於移除其中有害物質後，採就地掩埋應是最佳選擇。而事實上就地掩埋就安全性而言，也比將設施/建築物逐步拆解並運送至最終處置場來得高。但就地掩埋通常需在行政控制(institutional control)100 年後再進行復原工作，因此其在我國之可行空間應屬有限。 |

| 第 25 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 容易與水或空氣產生激烈化學反應，在處理上需要特別注意。<br>● 共同議題:愛達荷位於蛇河平原含水層(Snake River Plain Aquifer)上，蛇河為下游之生活及灌溉用水來源，相關除役工作會受民眾質疑污染水源，也因此影響到除役工作的順利進行。 | |
| | 25.3 節 廢料處理及除污策略<br>● 早期策略:1970 年代由於愛達荷本身已有的低階廢料最終處置場(radioactive waste management complex, RWMC)容量有限，所以要求各設施除役前應提出詳細的廢料減量規劃。但在達到減量的目的時，也同時造成大量的時間與資源花費在前期的除污及後期的廢料的處理上，當然工作人員的接受劑量也因此上升。此期間採行的廢料減量措施包括金屬熔融再回收及焚化爐等，但後來都因利害關係人之嚴厲反對而於運作一段時間後停止，最後的決定以擴充 RWMC 容量來因應。 | |
| | 25.3 節 廢料處理及除污策略(續)<br>● 除污的效益:愛達荷的經驗回饋認定除污是有其效果，但很難除污到可外釋的程度，也就是說在投入大量資源並讓工作人員接受額外劑量後，除污後大部分廢料還是要以低階廢料處置，這樣是 | |

| 第 25 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 否合乎成本效益?更何況除污時還會產生二次廢料。<br>● 採用遙控設備的效益:愛達荷的經驗回饋認為遙控設備是可以減少工作人員接受劑量,但須付出額外的費用增加及時程延遲的代價。經評估後確認除非確有必要(如某區域之劑量高到人員無法接近),否則原則上不採遙控設備。<br>● 現行策略:採用已成熟除役技術,不考慮自行發展新技術;不進行多餘的切割包裝工作,只要 RWMC 可接收,就以最大尺寸直接運送;不符合無限制外釋標準之污染建築物採就地掩埋方式處理。整體而言就是配合能源部策略: 越快越經濟地除役越好。 | |
| 第 25 章 | 25.4 節 新技術的引進與運用<br>● 愛達荷在引進新技術有兩大考量:可降低工作人員劑量及具經濟效益。在人員劑量抑低上,較大量採行的是遙控輻射偵檢系統,以及高效率切割或拆解技術。由於經費取得需要與其他國家實驗室競爭,所以成本效益永遠是優先考量。<br>● 在設施/建築物是否保留再利用的議題上,愛達荷的經驗回饋顯示早期設施/建築物大多不符合現行規範,與其修改以符合現行規範,倒不如新建較經濟。所以目前的策略是全部拆除並設法回復至背景值以符合外釋標準,若有實質困難時則採就地掩埋加行 | |

| 第 25 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 政控制(institutional control)一段時間後再進行復原。典型的行政控制時間是 100 年，25.5 節將舉實例說明做法。<br>● 在新科技的引進上，愛達荷原則上不花費資源自行發展，而是過濾能源部的 LSDDP(Large-Scale Demonstration & Deployment Program)所發展的新除役技術選擇適用的部分。LSDDP 由能源部主導贊助，標準做法是在能源部某一除役設施進行新技術先導測試，確認可行後再推廣至其他能源部設施廣泛使用。愛達荷曾評估該計畫 300 項新技術，最後採行其中 17 項運用於除役工作上，包括:<br>● 軟性廢料包裝袋:易於裝填特殊形狀之廢棄物<br>● 遙控水下輻射偵測系統<br>● 含鉛油漆/塗料分析儀<br>● 多氯聯苯(PCB)分析儀<br>● EXCEL 廠牌自動閉鎖鷹架(automatic-locking scaffolding):容易在狹窄空間內組裝<br>● 加瑪射源偵測儀(gamma locating device)<br>● 銅金屬回收系統<br>● 遙控之牆壁表層刮除器(robotic wall-grit scabbler) | |

| 第 25 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 25.5 節 環境復原及案例<br>● 環境復原的基本原則是將待除役的設施完全拆除，並將環境復原至無限制使用之狀態。<br>● 愛達荷一開始採用美國核管會(NRC)1978 年之外釋標準，此標準規範當工作人員於廠區內受到輻射劑量小於 10 微西弗/年時，該廠區可無限制使用；在 10 到 100 微西弗/年時，應評估降到 10 微西弗/年所需費用，以決定是否要再除污；超過 100 微西弗/年時，應採有限制使用。<br>● 本來期望馬上會有新的(較可行的)標準頒布，但後來期望落空。愛達荷因而自行發展出只適用愛達荷之標準，其規範為: 當工作人員於廠區內受到輻射劑量小於 10 微西弗/年時，該廠區可無限制使用；在 10 到 1,000 微西弗/年時，應評估降到 10 微西弗/年所需費用，以決定是否要再除污；超過 1,000 微西弗/年時，應採有限制使用。此標準跟 NRC 通用規範唯一不同的是採限制使用的門檻由 100 修正為 1,000 微西弗/年。<br>● 愛達荷後來使用自己研發並獲核准的新標準，直到後來全國通用的無限制使用標準由 10 微西弗/年調整為 100 微西弗/年，則改採全國適用之新標準。(編註:本書未說明修正原因及修正生效日期) | |

| 第 25 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | ● 案例一: IET(initial engine test)排氣煙囪拆除。此煙囪高 45 米，直徑 9 米，為航空器核子反應器測試之排氣管道。由於測試項目涵蓋反應器爐心熔毀，所以煙囪內部有輻射污染。評估拆除所需資源、廢料數量、以及當時最終處置場容量等因素，經與當地政府討論後，決定採就地掩埋方式處理。該煙囪經初步除污後，評估掩埋 100 年後可符合無限制使用標準(工作人員劑量小於 100 微西弗/年)。施工方式是於煙囪附近挖掘可容納煙囪主體之壕溝，採爆破方法讓煙囪直接倒塌落入壕溝內，再覆土掩埋。<br>● 案例二: 航空器反應器除污展示。前述兩座航空器反應器，每座重約 750 噸，若完全拆解需投入大量資源，也需要大量低階廢棄物最終處置之空間，最後決定除污後放在室外公開展示。除污的標準是:參觀人員於數米外觀看時，於適當屏蔽下，接受之劑量不大於背景值。<br>● 案例三: 於前述室外展場附近另有一個室內展示館，主要展物為實驗用快滋生反應器(experimental breeder reactor-1, EBR-1)。EBR-1 在移除燃料及冷卻劑後，無法完全除污之部分採隔離封閉方式處理，以確保訪客不會接受超過背景值以上之劑量。此室內展示館及前述之室外展示場，每年吸引數千名遊客到訪。 | |

| 第 25 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 25.6 節 挑展與經驗回饋<br>● 由於愛達荷附近無人口稠密區，也由於已停止運作設施暫無輻射外洩之顧慮，因此在美國能源部之待除役清單之優先考慮程度較低。目前的策略是做好所有設施之除役規劃，一取得預算立即快速進行除役工作。<br>● 因為除役預算不是很充裕，自行發展新除役技術目前不適選項之一。現行的作法是過濾能源部 LSDDP 計畫發展的新技術，評估適用性後採行。<br>● 經驗回饋指出，愛達荷只能在盡早做好除役規畫準備以便一拿到預算立即動工、盡可能維持穩定專用除役專業團隊、盡可能穩定預算來源、爭取管理階層支持的各種努力配合下，才可能維持除役工作的順利推展。 | |
| | 25.7 節 未來趨勢<br>● 目前策略是加速準備工作，一旦取得預算立即動工，盡快完工。<br>● 執行策略之配合措施一:以通用程序書(general procedure)取代每單一設施的專用程序書(specific procedure)，以節省準備作業人力。<br>● 執行策略之配合措施二:原則上將所有設備/建築物全部拆除，不 | |

| 第 25 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 考慮再利用。經驗顯示，早期建築物需要花費大量資源才可能符合現行規範，倒不如新蓋。<br>● 執行策略之配合措施三:綜合考量費用、工作人員接受劑量、所需最終處置數量等因素後，有較高污染之建築物於移除其中有害物質後，採就地掩埋應是最佳選擇。而事實上就地掩埋就安全性而言，也比將設施/建築物逐步拆解並運送至最終處置場來得高。 | |
| | 25.8 節 進一步資訊與建議之來源<br>本節列出美國 ASTM 與 DOE 的相關參考資訊。 | |
| | 25.9 節 參考資料<br>本節列出本章引述之參考資料。 | |

| 第 26 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 核能除役專案之資訊管理<br>本章討論核能除役專案資訊相關的重要性、關鍵來源、長期管理架構、與知識管理策略與工具。 | 核能研究所已為除役發展了整合性除役資訊管理系統(IDIMS)，這個系統在資訊管理方面可以確保技術品質與安全標準；提供詳細拆除紀錄、決策評估工具、與資訊分發資料庫；以及管理與取用顯性知識。在知識管理方面可以提供分享、回饋與學習架構；人員快速訓練及最佳任用平台；面對面溝通管道、及友善的隱性知識分享平台等。建議管制單位與台電公司考慮此系統之適用性並善加利用之。 |
| | 26.1 節 簡介<br>本章討論核能除役專案資訊相關的重要性、關鍵來源、長期管理架構、與知識管理策略與工具。另亦舉例說明相關的機會、挑戰、未來趨勢與改進建議。 | |
| | 26.2 節 除役資訊管理之重要性<br>核設施的紀錄可能放錯位置、移至他處或損毀，而工作人員更替時可能沒有做好知識傳承，這些情形都會增加除役的困難、經費與時程。健全資訊管理的優點包括: 協助除役安全、決定最佳除役方式、評估風險、減少經費、保護環境、符合法規、改善除役作業、與知識傳承等。 | |
| | 26.3 節 關鍵除役資訊<br>26.3.1 資訊之主要來源<br>各個專案保留的資訊不同，根據 IAEA[4]與 ASME[5]的建議，除役 | |

[4] IAEA (2002), Records keeping for the decommissioning of nuclear facilities: guidelines and expectations, Technical Reports Series no. 411, IAEA, Vienna.
[5] ASME, USDOE, ANS (2004), The decommissioning hand book, New York, ASME.

| 第 26 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 專案應保留的資訊種類包括: 一般背景、設計與組態、興建/起動、運轉、保健、安全、環境、申照、管制與治理、除役以及廢料等。<br>26.3.2 其他資訊來源<br>其他資訊來源包括: 除役相關程式與數據、個人檔案與筆記、內外部知識資料庫或文件、管制單位或公開之經驗與知識、以及舊有的媒體文件等。 | |
| | 26.4 節 紀錄與資訊管理及保存<br>26.4.1 紀錄與資訊管理策略<br>良好的資訊管理策略必須能確保擁有下列特性: 容易鑑別與掌握；完整易讀；可取得且可回收；使用與文件都受到管制；持續受到管理；紀錄受到保存與處理；保存備份供未來使用；有獨立的技術格式；以及可轉換成其他格式等。<br>26.4.2 資訊管理與保存案例研究<br>除役過程之紀錄保持(美國)<br>許多管制單位都會規定核設施持照者須為除役保存的資訊種類，包括興建與運轉紀錄，除役過程產生之紀錄，與除役專案數據集(project data package, PDP)等。 | |
| | 26.4.2 資訊管理與保存案例研究(續) | |

| 第 26 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 另最好有一個獨立的資訊管理中心，在除役專案執行時依照品保要求，由工作控制中心保存控制版文件，資訊管理中心則分發文件影本，並使用傳統或先進方式保存紀錄與文件。<br>AECL 除役規劃與執行之資訊管理(加拿大)<br>AECL 擁有多種核設施，也執行多樣化的除役專案，因此在管制單位的要求下成立資訊管理責任(Liability Information Management)小組統籌除役資訊管理事宜。其主要任務包括:鑑別、收集與彙整有價值的紀錄與資訊；製作電子化資訊備份供大家使用；以及為各種資訊製作可保存 100 年以上的微縮影片等。 | |
| | 26.4 節 除役之知識管理<br>26.5.1 知識管理策略與工具<br>知識可分為兩種，顯性(explicit)或硬知識是以文字、編碼或數字表達，隱性(tacit)或軟知識是未記錄或未表達的經驗、洞見、觀察或內化的資訊。知識管理策略與工具可用來鑑別、創造、表達、散布與採用這兩種知識。常用的策略與工具包括:<br>● 知識庫:客製化的資料庫可供蒐集與查詢資料。<br>● 合作技術與社交媒體:如網路、部落格或維基百科。<br>● 專家名錄:可彙整除役專家資料方便諮詢。 | |

| 第 26 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | ● 口述故事或歷史:可彌補書面知識之不足。<br>● 回顧與汲取教訓:可改進現有專案或供未來參用。<br>● 跨專案學習:專案間互向交流經驗與專業。<br>● 優良典範轉移:利用文件或研討會學習優良典範。 | |
| | 26.5.2 知識管理案例研究<br>IAEA 核能知識管理方案(維也納)<br>此方案包含的領域包括:<br>● 整合現有 IAEA 與其會員所有核能知識的入口。<br>● 促進核能教育與訓練的網路。<br>● 擬訂保存核能知識的導則。<br>● 設計與執行核能知識擴展活動。<br>● 協助發展核能知識相關的大學高等課程。<br>核電廠除役技術保存與轉移(日本)<br>根據日本應用能源除役技術委員會的研究,此類技術保存與轉移分為保存基本除役知識,建立新創技術的轉移能力,與轉移除役執行能力等三個階段。 | |
| | 26.5.2 知識管理案例研究(續)<br>核電廠除役之知識管理(德國) | |

| 第 26 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 德國的知識管理包含內容與結構、程序與組織、合作與文化、說服與領導、技術與基礎設施、及影響與韌性等六項主要元素，其主要目標則為: 符合技術品質與安全標準，將時程與預算之風險降至最低，以及可使專案幕僚受到快速訓練及最佳任用等。<br>發展核設施整合性除役資訊管理系統(IDIMS，臺灣)<br>這個系統由核能研究所發展而成，在資訊管理方面可以確保技術品質與安全標準；提供詳細拆除紀錄、決策評估工具、與資訊分發資料庫；以及管理與取用顯性知識。在知識管理方面可以提供分享、回饋與學習架構；人員快速訓練及最佳任用平台；面對面溝通管道、及友善的隱性知識分享平台等。 | |
| | 26.6 節 挑戰與汲取之教訓<br>26.6.1 紀錄與資訊管理<br>最常遭遇的挑戰包括: 太晚才體會要記錄關鍵資料；紀錄失去有制度的控管；無法取得紀錄；須在兩個隔離的地點存放兩套紀錄；以及資訊的品質與完整性受損等。另近來資訊電子化的趨勢雖有助於資訊的複製與使用，但也可能因電腦軟體的演進而造成長期貯存的困擾，使用微縮影片貯存資料可能是比較不受資訊科技演進影響的方法。此外，語言及用詞的差異性也是一種挑戰。 | |

| 第 26 章 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 擬提之管制建議 |
| --- | --- | --- |
| | 26.6.2 除役之知識管理<br>規劃知識管理時要考慮資訊科技的進步，擬訂新的策略時要考慮管理計畫是否須隨之改變，執行知識管理專案前先試行先導型計畫可避免很多錯誤。 | |
| | 26.7 節 未來趨勢<br>近來相關的研究顯示:使用與改進預測性模擬工具可以使知識管理專案的執行更有效率且更有效果。 | |
| | 26.8 節 進一步資訊與建議之來源<br>本節列出 IAEA 的相關參考資訊。 | |
| | 26.9 節 參考資料<br>本節列出本章引述之參考資料。 | |

附錄二、*The Regulatory Challenges of Decommissioning Nuclear Reactors* 研讀摘要與擬提管制建議表

| 章節 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 備註及建議採行之經驗回饋 |
|---|---|---|
| **前言** | 1. 本報告由 OECD/NEA 之核能管制委員會(Committee on Nuclear Regulatory Activities, CNRA)於 2003 年發行。經濟合作暨發展組織(Organization for Economic and Development, OECD)成立於 1961 年，目前有 36 個會員國；核能署(Nuclear Energy Agency, NEA)則有 31 個 OECD 會員國參加。<br>2. CNRA 經常組成任務小組，針對會員國管制單位關心之議題提出相關報告。本報告由 Thomas E. Murley 博士召集來自瑞士、法國、德國、西班牙、瑞典、英國、美國、以及 OECD 等九位專家共同編寫，報告主題為除役的管制作為。 | |
| **第 1 章:簡介** | 1. 除役工作的首要目標是在確保安全下完成所有活動，同時對環境、民眾、工作人員的危害降到最低。(核能)管制單位的責任則是監管以確保經營者(operator) 在符合既定目標的情況下執行除役工作。<br>2. 本報告定義的除役是廣義的，指所有與除役相關的活動，包括規劃、由例行運轉到除役的過渡、實質除役、以及廠區達到可接受最終狀態(end state)。<br>3. 除役活動與例行運轉大不相同，至少民眾(利害關係人，stakeholder)會把除役視為一個新的活動，也會對除役後的廠區最 | |

| 章節 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 備註及建議採行之經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 終狀態產生興趣。<br>4. 雖然 OECD 成員國對除役的管制各有不同，但都具備下列三個共同目標:<br>- 除役活動安全的進行<br>- 完善的廢料管理<br>- 除役後的廠區是一個可接受的最終狀態<br>5. 本報告設定之主要閱讀對象為各會員國管制單位，但未針對各國不同的管制方法進行比較，只是提醒各管制單位在除役時應妥善準備面對之議題。本報告聚焦於核電廠除役，但某些建議也適用於其他核設施之除役管制。 | |
| **第 2 章:由例行運轉到除役的改變** | 1. 多國經驗指出:除役絕非例行運轉的延伸，而是一種全然不同的狀態，倒是比較像機組試運轉階段，即存在相當的不確定性。<br>2. 最大的改變是機組將走向不歸路:不會再運轉了，而將逐步拆解至完全或大部分消失。電廠團隊勢必會在由運轉過渡至除役的階段中，經歷一段心理調適期以因應這種巨大的改變。於此過渡期間，團隊對機組的看法會從例行運轉中的「系統(system)」，轉為各個待拆除的「區域(area)」。因此除役工作比較像是一個以時程為導向(project focus)的工程計畫，這跟例行運轉大不相同。 | 1. 如同本子計畫其他研讀資料之觀點，本報告也認為除役絕非例行運轉的延伸，而是一種全然不同的狀態。因此，核電廠經營者及管制單位皆需要在心態上(mindset)及技能上有所因應準備。<br>2. 永久停機前的充分準備，有助經營者與管制單位在心態上與技能 |

| 章節 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 備註及建議採行之經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 3. 由於部分結構與設備的較高輻射強度緣故，所需要的執行程序書相對也會比較複雜。<br>4. 除役的策略(如停機後立即除役或安全貯存(safe storage))應該在永久停機前就決定，最好的作法是在停機前即有除役計畫(decommissioning plan, DP)，這種作法有幾個好處:<br>- 提早進行安全評估及廢棄物暫貯或最終處置規劃<br>- 有較完整的財務規劃<br>- 避免當因政策性或經濟性考量而臨時停機所造成的應變不及<br>- 讓電廠員工提早了解除役活動規劃，盡早調適心理上的衝擊<br>5. 經營者應及早思考/分析/規劃哪些系統要保留運轉多久、哪些系統可立即拆除、哪些新系統須建立(如燃料池是否改用簡化冷卻系統)。<br>6. 過渡期間的改變會對電廠團隊造成心理及實務上的衝擊，相對地也會對管制單位造成衝擊(詳如第 4 章)。 | 上做好調適工作，以面對全新的除役相關工作。這些準備工作包括除役計畫的儘早完成、除役計畫應涵蓋內容之完整性、機組狀態的掌握機制、執行程序書的備便、管制作為的調整等。 |
| **第 3 章:管制單位面臨的挑戰** | 1. 永久停機後，依照時間先後，應會執行下列工作:<br>- 立即執行之工作:<br>● 將機組置於安全狀態<br>● 將用過燃料改置於中期貯存設施 | 1. 「組織文化」議題之建議管制作為:管制單位除了事前審閱除役計畫外，也應考慮到現場觀察組織文化的全面發展趨勢(包括員 |

| 章節 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 備註及建議採行之經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | ● 準備新的除役程序書，如輻防作業程序書等<br>● (再度)量測、整理、記錄放射性廢棄物特性數量<br>- 拆除工作準備<br>● 環境影響評估報告(編註:應是指特定區域/廠房拆除工作，而非全廠)<br>● 合約發包作業<br>● 明確區分可停止功能之系統，以及須維持運轉至特定時間/狀態之系統<br>● 定義可保留再使用或移作他用之系統(如變電站)<br>● 建構新的系統/設備，如廢料暫貯倉庫<br>● 移除一般工業危害物質，如石綿保溫材<br>● 系統除污<br>- 實質拆除作業:<br>● 拆除系統、結構、設備、建築<br>● 將廢料運送至暫貯廠或最終處置場等<br>- 廠區復原:<br>● 移除所有不符合外釋標準之放射性物質<br>● 最終廠區調查(final site survey) | 工心態調整及管理階層因應策略)、觀察電廠團隊與下包商之互動、參與細部施工計畫的討論、以及審閱型態與知識管理相關程序書之合宜性等。<br>2. 「停機與拆除前準備」議題之建議管制作為:管制單位應確認在執行特定除役活動前，相關準備工作皆已完成，包括與利害關係人的互動、新發展程序書的審閱、無限制外釋(解除管制)的明確定義、一般及放射性危害物質的處理程序、新建立系統之安全評估、管制人力派遣模式之調整等。<br>3. 「管制指引之訂定」議題之建議管制作為:包括訂定除役允許最長時程、可被接受策略(立即除役或其他)、環境監測的範圍(由原例 |

| 章節 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 備註及建議採行之經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | - 可被接受的廠區最終狀態(end state):<br>● 最終狀態不一定要是無限制使用狀態(greenfield)，例如當廠區已決定作為廢料暫貯設施時，限制性使用(brownfield)是可被接受的。<br>2. 管制單位通常在以下幾個時機有決策放行權:<br>- 除役策略:停機後立即除役或延遲除役<br>- 實質除役之動工(許可)<br>- 執照終止(license termination)<br>原則上管制單位一旦放行，執行細節就由經營者自行掌控，但管制單位應視活動之重要性適時關注/介入某些特定議題，以下將就組織文化、停機與除役前準備、管制指引、安全與保安、廢料管理、解除管制等六個特定議題進行說明。<br>3. 特定議題一:組織文化/人為因素<br>- 只要停機較團隊預期的時間點來得早，就會造成心理上的衝擊。停機前若已有除役計畫，多少可提供一些除役活動的細節而減緩衝擊,但員工仍會有原本技能是否用得上以及做完除役何去何從的憂慮，管理階層一定要有因應作為。<br>- 除役時勢必會招募具特殊專長(如拆除)下包商，但重點是原電 | 行運轉之範圍調整)、中期放射性物質暫貯設施設計標準、例行運轉與除役階段記錄文件保存期限、廠區解除管制的接受標準等。<br>4. 「安全與保安挑戰」議題之建議管制作為:管制單位應考量跟除役管理階層討論如何留住需要的技能、進行有效的再訓練、雇用適當的人員或下包商、以及控管下包商等議題。另除役團隊跟管制單位要共同面對的挑戰是如何調整相關法規以有效因應由例行運轉到除役階段的重大變化，需要討論協商的議題包括運轉班人員組成、人員再訓練計畫內容、已停止運轉系統/設備之測試計畫內容、緊急應變計畫內容、保險、消防計畫、蒸汽產生器防腐蝕計畫、 |

| 章節 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 備註及建議採行之經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 廠團隊是否具備監管(oversee)這些下包商的能力?管理階層需要特別注意這兩個不同團隊的協同執行能力,也需要維持形態與知識管理系統的運作,以保持追蹤機組狀態的能力。形態管理在一部機組已停機,另一部機組還在運轉時,對共用系統狀態的掌握尤顯重要。<br>- 於上述情況下,管制人員也需要調整相關作為。除了事前審閱除役計畫外,管制人員應考慮到現場觀察電廠團隊與下包商之互動、參與更詳細施工計畫的討論、審閱形態與知識管理相關程序書之合宜性、以及觀察整個組織安全文化的變動趨勢等。<br>4. 特定議題二:停機與拆除前準備<br>- 在進行實質拆除工作前,管制單位應要求除役團隊確認所有準備工作都已完備,包括難以實際量測的組織文化與人為因素。<br>- 民眾對除役活動的關心程度應較例行運轉時為高,主要的關注點包括安全、輻防、以及廢棄物暫貯廠區等。過去經驗告訴我們公開透明是唯一可行作法,組成除役相關委員會並廣邀利害關係人(stakeholder)參與是有效的運作方式,這雖由電廠經營者主導,管制單位也可以派員仔細聆聽並適時說明管制立場與作為。 | 品保計畫、保安計畫等。<br>5. 「廢料管理」議題之建議管制作為:廢料管理一向是重大議題,而當廢料都暫貯於廠區內時更是。明確的法規指引是必要的,包括放射性廢棄物的收集、量測、外釋或回填於廠區內或暫貯等。反應器槽(RPV)及其內部組件的拆解是個特別的挑戰,通常是採切割成較小塊後暫貯於廠內。<br>6. 「執照終止(license termination)」議題之建議管制作為:管制單位應訂定明確的無限制使用或限制使用的標準,此項標準最好採公開透明方式訂定,並盡早與所有利害關係人溝通。可接受的最終狀態不一定要是無限制使用(greenfield),特別是在除役後廠區 |

| 章節 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 備註及建議採行之經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | - 拆除工作會需要許多新的程序書,管制人員應可考慮參與程序書的審閱工作，特別是跟放射性物質特性調查有關的部分。<br>- 訂定無限制外釋(解除管制)標準是管制單位第一大挑戰，但目前 OECD 會員國對此議題尚無統一的作法或標準。<br>- 根據過去經驗，在拆除輻射性系統前，最好先將一般危害物質(如保溫石綿)移除。這類工作的安排需要核能管制單位跟工業安全管制單位充分溝通協調，方能順利進行。當非放射性物質移除後,在進行拆除前還是應該再一次確認該系統的停用不會造成安全上的疑慮；而除污時也應考量二次污染物的數量。由於這些活動可能涉及安全或輻防顧慮,本報告建議管制人員應審閱相關施工理念及程序書。<br>- 除役時可能會建立新的系統，例如廠外電力系統、燃料池簡化冷卻系統、以及廢料暫貯廠等。由於此類活動可能會有隱藏性的安全議題，本報告建議管制人員應審閱其設計理念。<br>- 管制人員在此人力需求高峰期,可能須機動調整關注焦點與運作方式(詳如第 4 章)。<br>5. 特定議題三:管制指引<br>- 此處所指管制單位是包括核能與非核能管制單位 | 仍作為暫貯廠/場的情況下，管制單位需要與經營者討論在何種限制條件下，應達到何種程度的除汙標準(brownfield)。 |

| 章節 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 備註及建議採行之經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | - 管制指引應涵蓋除役允許最長時程、可被接受的策略(立即除役或其他)、環境監測的範圍(由原例行運轉之範圍調整)、中期放射性物質暫貯設施設計標準、例行運轉與除役階段記錄文件保存期限、廠區解除管制的接受標準等。<br>- 管制單位與除役團隊共同的挑戰:<br>● 工作人員會進入存在未知情況(輻射強度)的區域工作，這需要有事前詳細的準備與沙盤推演<br>● 會有大量略超過外釋標準的放射性廢棄物出現，但還是需要遵循既定的整理/運送程序中逐步偵檢測量。此過程將需要投入大量人力物力<br>6. 特定議題四:安全與保安挑戰<br>- 最重要的還是組織安全文化(safety focus of staff)的維持，管制單位應考量跟除役管理階層討論如何留住需要的技能/人才、進行有效的再訓練、雇用適當的人員或下包商、以及如何控管下包商等議題。<br>- 當燃料需長時間留在燃料池或乾式貯存場時，應有適當的安全/保安措施。<br>- 除役團隊跟管制單位要共同面對的挑戰是如何調整相關法規 | |

| 章節 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 備註及建議採行之經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 以有效應對由例行運轉到除役階段的重大變化,可以討論協商的議題包括運轉班人員組成、人員再訓練計畫內容、已停止運轉系統/設備之測試計畫內容、緊急應變計畫內容、保險、消防計畫、蒸汽產生器防腐蝕計畫、品保計畫、保安計畫等。<br>- 電廠可能會要求在除役完全結束前先行釋出部分廠區做其他用途,此時管制單位應要求電廠完成該區域之全面調查並確認符合外釋標準。當再利用是屬非核能用途時,應確認跟除役活動間不會造成干擾。<br>7. 特定議題五:廢料管理<br>- 廢料管理一向是重大議題,而當廢料都暫貯於廠區內時更是。明確的法規指引是必要的,包括放射性廢棄物的收集、量測、外釋或回填於廠區內或暫貯等。<br>- 反應器槽(RPV)及其內部組件的拆解是個特別的挑戰,通常是採切割成較小塊後暫貯於廠內。<br>8. 特定議題六:執照終止(license termination)<br>- 民眾對除役的最終狀態特別關心,主要是顧慮廠區會變成廢料場。管制單位會被要求訂定明確的無限制使用或限制使用的標準,目前 OECD 會員國對此議題並無共識。此項標準的訂定 | |

| 章節 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 備註及建議採行之經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 最好採公開透明方式，並盡早與所有利害關係人溝通。<br>- 可被接受的最終狀態不一定要是無限制使用(greenfield)，特別是在除役後廠區仍作為暫貯廠/場的情況下。若電廠曾因意外事故而有大面積汙染時，要求除污至無限制使用外釋標準在經濟上並不可行。於此情況下，管制單位需要與經營者討論在何種限制條件下，應達到何種程度的除污標準(brownfield)。<br>- 於除役活動結束後，管制單位應要求經營者保存必要的紀錄文件，並明訂其保存期限。 | |
| **第 4 章:除役期間的管制作為** | 1. 如同經營者應於停機前備妥除役計畫的精神，管制單位也應在除役前針對民眾關心的議題做好準備，例如應針對除役活動結束後的廠區最終狀態(end state)做出明確定義。<br>2. 對組織文化的掌控:當停機後，管制人員應經常至電廠觀察是否有組織文化的負面發展的跡象，也可考慮要求審閱針對此議題之訓練、改善、監控等規劃內容。<br>3. 持續監控重要議題的發展:可與經營者舉行定期會議以了解/審閱主要活動規劃、預算管理、組織文化改善等重要議題的行動方案，必要時可考慮要求經營者針對特定議題定期提出進度報告。<br>4. 參與民眾溝通:管制單位應鼓勵經營者以公開透明方式與民眾定 | 1. 本報告建議管制單位應考量調整管制人員派遣方式，由例行運轉中人員輪流全天候駐廠，調整為針對特定議題派遣一組人員定期視察的方式。可能的特定議題包括 ALARA 的落實、廠區保安、下包商監管/合作、組織文化的發展現況等。而當有特殊活動(如 RPV 拆解)進行時，管制單位則可要求事先審閱工作程序書並派員 |

| 章節 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 備註及建議採行之經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 期溝通，讓民眾了解除役活動的近期進展與長期目標，管制單位也可以派員參加仔細聆聽並適時說明管制立場與作為。<br>5. 管制工作方式調整:除役與例行運轉差異極大，管制人員的派遣方式也應考慮調整。例如例行運轉中管制員輪流駐廠的方式，可調整為針對特定議題派遣一組人員定期視察。特定議題包括 ALARA 的落實、廠區保安、下包商監管/合作、組織文化的發展現況等。而當有特殊活動(如 RPV 拆解)進行時，管制單位可要求先行審閱工作程序書並派員至現場視察工作執行狀況。<br>6. 最後的管制作為是針對除役工作結束後的最終廠區調查(final site survey)的規劃審閱與調查結果審查。 | 至現場視察工作執行狀況。<br>2. 管制單位應持續監控重要議題的發展，這可藉由與經營者舉行定期會議以了解/審閱主要活動規劃、預算管理、改善組織文化等重要議題的行動方案來落實，必要時也可考慮要求經營者針對特定議題定期提出進度報告。<br>3. 利害關係人溝通雖是經營者的主要責任，但管制單位應鼓勵經營者以公開透明方式與民眾定期溝通，讓民眾了解除役活動的近期進展與長期目標，管制單位也可以派員參加仔細聆聽並適時說明管制立場與作為。 |
| **第 5 章:總結** | 1. 進入除役階段對經營者及管制單位都是一個全新的挑戰。<br>2. 經營者最好在停機前就備妥除役計畫，以引導除役團隊迅速適應新的任務與目標。除役計畫應涵蓋所有主要活動，包括健全的財 | 1. 經營者與管制單位均應蒐集/彙整/了解國際上除役活動的經驗回饋。 |

| 章節 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 備註及建議採行之經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 務規劃。相對的，管制單位也應確認此除役計畫的合理性。<br>3. 經營者與管制單位均要做好心理準備，因為民眾對除役活動的關注程度應遠較例行運轉階段為高。利用定期會議與民眾溝通是必要的，經營者應在會中說明近期進展與長期目標，管制單位則應說明管制立場與作為；更重要的是要聆聽民眾的關注與顧慮，並適時做出回應。<br>4. 針對除役活動的特性，管制單位應彈性調整管制作為，包括增加與經營者的定期溝通會議頻率、視需要調整管制員派遣方式、以及強化與中央及地方官方單位的溝通等。管制單位也應在民眾關心的物質外釋標準、除役後廠區可接受輻射標準、以及廢料最終處置/集中暫貯何時可用等議題上，盡早明訂標準。在前述重大議題上，可考慮與國際組織合作以取得最新資訊。<br>5. 經營者與管制單位均應蒐集/彙整/了解國際上除役活動的經驗回饋。 | |
| **期中報告審查意見回覆承諾之延伸閱讀:**<br>**OECD/NEA#640** | 1. 報告發行背景:OECD/NEA 下設有核廢料管理委員會(Radioactive Waste Management Committee, RWMC)，此委員會成立除役暨拆除工作小組(Working Party on Decommissioning & Dismantling, WPDD)，成員為 NEA 各會員國管制單位及其技術支援組織代表， | 1. 本報告所提之「風險告知管制」觀念值得參考，也就是將管制資源依照各項除役工作風險高低合理配置。典型的高風險工作包括除 |

| 章節 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 備註及建議採行之經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| **1, Regulating the Decommissioning of Nuclear Facilities: Relevant Issues and Emerging Practices, 2008.** | 國際原子能總署為觀察員。本報告由 WPDD 彙整 2005-2008 年召開之小組會議的討論主題，焦點為各會員國當年在核設施(主要是核電廠)除役管制作為的關注重點。<br>2. 第一章簡介，重點如下:<br>- 核電廠例行運轉的風險主要與核分裂反應相關，永久停機後若可盡速將核燃料自爐心/燃料池移走，此方面風險將大幅降低。但在除役階段，較短期存在的新風險會隨之而生，主要是由除污、輻射特性調查、設備拆除、核廢料重整/包裝/運送/暫貯、新建核廢料暫貯設施等活動而來。<br>- 除役活動是動態的，所以風險也是。因此要如何維持一個具備彈性的均衡管制(flexible and proportionate balance)，是管制單位的一大挑戰。<br>3. 第二章討論管制單位對除役管制應有的認知，重點如下:<br>- 當燃料自爐心或/及燃料池移走後，風險相對較低。但經驗回饋顯示，未能準確做好輻射特性調查的普遍現象會使空浮事件發生頻率變高。而相較例行運轉階段，傳統工業安全事件發生的頻率也會升高，常見的傳統工安事件包括火災、爆炸、有害工業物質外釋、臨時電力及機械設備故障。當大量下包商參與 | 污、拆除、廢料處理、環保、工安、形態管理系統建立等，而控制室輪班人力配置、定期測試維護、核子事故緊急應變能力維持等則可視為具有相對較低風險者。本報告第二章對風險告知管制的具體作為有相當詳細闡述，值得電廠經營者及管制單位參考。而本報告第三及第四章則彙整 NEA 各會員國在除役管制作為上的經驗回饋，並依照議題屬性分別提出具體建議供各國參考。經比較分析我國現況，共有 6 項議題之具體建議值得我國參考，詳如以下的第 2-7 點建議事項。<br>2. 「員工/民眾安全與健康」議題之建議管制作為:在輻安議題上應採「風險告知」精神配置有限管制 |

| 章節 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 備註及建議採行之經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 除役工作,而下包商與電廠經營者除役團隊之介面運作不是很順暢時，這些傳統工安事件的發生頻率也會增高。<br>- 在有限管制資源可供運用情況下,管制單位應思考採行所謂的「風險告知管制」,也就是依照風險高低配置適當比例管制資源。本報告認為可對控制室輪班人力配置、定期測試維護、核子事故緊急應變能力維持等方面的管制略作調整,但另一方面則有必要在除污、拆除、廢料處理、環保、工安上投入較多的管制資源。<br>- 由於除役工作內容會隨時間/進度而改變，對應之風險也會隨之變化,故管制作為也需要隨之調整。為了能確實掌握機組風險，本報告認為管制單位應要求電廠經營者對機組系統狀態、各區域輻射劑量/汙染程度、經營者團隊與各下包商介面整合協調等議題，建立完善的管理系統，以有效掌握機組風險。這些管理系統一方面可提升經營者進行除役工作之效率,另一方面也可讓管制單位在投入管制資源上做出最好配置。<br>- 本報告針對在除役階段需要強化管制的議題舉出一些典型範例:如設備污染控制與移除、廢料產量最小化、傳統工安事件、意外事件對外界環境之影響、除役工作整體管理機制、以及新 | 資源，也就是專注在較高風險除役活動上。而面對除役期間會較頻繁發生之傳統工安議題，若不能協調其他部會取得協助，核能管制單位需要透過管制人員再訓練以建立管制能量。<br>3. 「設計變更核准程序」議題之建議管制作為:沿用例行運轉時期之核准程序，很可能會造成除役工作之延遲並使費用增加，也會增加管制單位不必要的負擔，授權電廠在事先設定的範圍內自行評估決策是較可行的做法。<br>4. 「輻射污染控制」議題之建議管制作為:電廠經營者在選擇主要拆除工法時，應該對所有影響因素進行整體評估，管制單位應投入資源審閱這些評估的合理性； |

| 章節 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 備註及建議採行之經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 建立系統之審查程序等。而可視情況逐步降低管制資源的典型議題則包括設計變更審查程序、爐心冷卻水活度監控、運轉限制條件、核子意外事故之分析及應變能力等。至於在與利害關係人良性互動、員工訓練認證、核子保防、環境偵測等管制議題上，則建議仍保持與例行運轉階段一樣管制作為，但管制內容可能會稍有不同。<br>- 本報告參照 NEA 各會員國之除役管制經驗，特別針對前述除役管制典型議題中已有實際運作經驗者，選擇五個議題進一步說明在管制作為上，是否應採行與運轉階段不同之作法:<br>A. 工作人員健康與安全維護:跟例行運轉階段比較，輻安方面管制標準及方式應該不用調整，傳統工安則顯然需要強化。<br>B. 設計變更程序:適度授權核電廠經營者自行(負責)決定一定範圍內的設計變更可能是最佳做法，這可使電廠團隊具備必要的彈性與機動性，也讓管制單位可專注在其他風險較高的議題上。<br>C. 輻射污染控制:雖然主要輻射來源(爐心)的風險已於停機後大幅降低，但在拆除/除役過程中仍會有新增之輻射污染 | 當議題涉及非核能管制單位時，應盡可能避免下達不同或衝突之指示。<br>5. 「人為與組織因素」議題之建議管制作為:進入除役階段後，原有的管制固定焦點與穩定度逐漸消失，隨之而來的是逐日改變的工作內容、大量新進/承包商人員參與、非例行除污及拆除工作大量產生等，管制單位要能快速引進或學習新的技能以有效執行其任務。經驗顯示，除役時應採行管制大型工業計劃的模式來運作，也就是授權執行單位建立管理程序，而管制單位僅在「停留檢查點(hold point)」進行必要的檢視。如此運作下，管制者也可將有限的資源投入更值得關注的高風險議 |

| 章節 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 備註及建議採行之經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 源，所以建議仍維持跟例行運轉類似的管制作為。<br>D. 人為及組織因素控制:除役比較像是大型工業計劃，需要強有力的管理，也需要具備足夠機動性與彈性以有效應對快速變化的工作環境。最佳的做法可能是授權經營者適當之決定權以有效推動除役工作，而管制單位則在事後進行必要的稽查。<br>E. 知識管理:基於明顯的理由，這跟例行運轉階段一樣重要。<br>- 本報告先前專注在核能管制單位與核電廠經營者在除役工作的管制議題上的互動。但如果以較廣義的定義來看核電廠除役工作廿相關的管制作為，應該還包括至少以下三個面向:<br>A. 跟其他管制單位的互動:除役時有較多活動會涉及多個非核能管制單位，包括勞動部(工安職安)、環保署(環評)、地方政府(新建建物)等。為避免不同管制單位對電廠經營者在同一議題上下達不同甚或衝突之指示，核能管制單位應主動於事前溝通選定某議題之「主辦」單位，以提升除役工作之執行效率。<br>B. 除役法規制定原則:本報告建議除某些特定議題外，除役法規之訂定最好有適度彈性以留下個案審查(case by case | 題。<br>6. 「知識管理」議題之建議管制作為:在例行運轉階段，完善的知識管理及機組狀態掌控系統是很關鍵的，對除役階段而言，這些系統也同等重要。管制單位有必要配置適當管制資源以確認電廠經營者是否妥善建立並保持這些系統在除役期間的有效運作。<br>7. 「除役基金/費用」 議題之建議管制作為:大家關注的是已收到或將收到的基金是否足夠涵蓋所有除役費用？關鍵的議題是因為核廢料最終處置場的地點/接收時間/接收標準通常都未能在核電廠永久停機時確認，所以現階段估算的除役費用有其不確定性存在。這是所有管制單位未來需 |

| 章節 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 備註及建議採行之經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | application)的空間。所謂特定議題的明顯例子為各 NEA 會員國之輻射物質外釋標準，目前因為尚未能統一，所以符合某國外釋標準之廢料仍可能無法跨國界運送。<br>C. 現有除役基金是否足夠:這對大部分會員國是一個大挑戰，因為最終處置場尚未確定何時可用前，除役費用的估算有相當之不確定性。一旦基金不足，只能由國家預算處理。<br>4. 第三章主要討論各會員國在相關議題的處理策略與進展，重點如下:<br>- 除役是否需另行申請許可:有些會員國(如德國及法國)要求核電廠須另行申請除役許可，有些國家(如英美)則採運轉執照修訂(amendment)方式為之。不論採何種方式，皆須繳交相關評估文件(主要是安全評估及環評報告)，但並非每個國家都採明訂須繳交文件內容之作法。<br>- 除許可申請之議題外，本報告彙整各會員國除役經驗，認為各會員國應注意下列 6 個共通性議題；<br>A. 議題一員工/民眾安全與健康:本報告建議人員輻射劑量限值不應調整，但投入之管制資源應隨除役活動風險高低而有所調整。另外，核能管制單位需要注意傳統工安議題， | 要投入研究的重要議題之一。 |

| 章節 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 備註及建議採行之經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 若能取得傳統工安管制單位支援最好(如英國)，否則需要考慮自行培訓相關技能。<br>B. 議題二設計變更核准程序:經驗顯示若沿用例行運轉時期之核准程序，很可能會造成除役工作延遲並導致費用增加。授權電廠在一定範圍下自行評估決策是較可行的做法(如英國及法國)，授權範圍可由管制單位事前明訂，電廠經營者則應妥善保存核准理由/程序文件供事後審查,也應該建立獨立的內審機制。<br>C. 議題三輻射污染控制:電廠經營者在選擇主要拆除工法時,應該對費用、人力工時、廢料產生數量、環境衝擊、工作人員安全/接受劑量等因素進行整體評估,管制單位應投入資源審閱這些評估的合理性；當議題同時涉及非核能管制單位時，應避免下達不同或衝突之指示。<br>D. 議題四人為與組織因素:例行運轉通常是在穩定的機組狀態、明確的安全目標/限值、長期穩定組織下運作，管制作為也相對單純明確。進入除役階段後，原有的焦點與穩定度逐漸消失，隨之而來的是逐日改變的工作內容、大量新進/承包商人員參與、非例行除污及拆除工作大量產生等， | |

| 章節 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 備註及建議採行之經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 管制單位要能快速引進或學習新的技能以有效執行其任務。瑞典經驗顯示，管制人員會經歷一段學習期，方能建立穩定的新工作模式。本報告建議管制單位應採行管制大型工業計劃的模式來運作，也就是授權執行單位建立管理程序，而管制單位僅在「停留檢查點(hold point)」進行必要的檢視。此種作法應可給經營者在滿足安全的要求下有適度的彈性與機動性去應對繁複多變的日常活動而避免造成進度延遲。若要採取此做法，經營者團隊及承包商均應接受大型工業計劃之相關訓練。電廠在獲得授權後也應建立內部獨立安全審查機制，法國的經驗顯示授權加上獨立內審機制是可以成功有效運作的，管制者也可將有限的資源投入更值得關注的較高風險議題。<br>E. 議題五知識管理:在例行運轉階段，系統原始設計資料、設計變更內容、意外事故資料的妥善保存與電廠狀態的即時追蹤顯示是很關鍵的，對除役階段而言，這些資訊也同等重要。對永久停機但不立即除役的核電廠，還有年代久遠的核設施/研究用反應器，文件保存很可能會有疏漏，此時對參與設計/建造/運轉該設施人員之訪談就變得非常關 | |

| 章節 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 備註及建議採行之經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 鍵。<br>F. 除役基金/費用:自核電廠運轉就由售電收入取得除役基金的作法已廣為各會員國採行，目前大家關注的是已收到或將收到的基金是否足夠涵蓋除役費用？關鍵是因為核廢料最終處置場的地點/接收時間/接收標準通常都未能在核電廠決定永久停機時確認，所以現階段估算的除役費用有其不確定性存在。這是 NEA 未來需要投入研究的重要議題之一。<br>5. 第四章結論:<br>- NEA 會員國現有除役法規大致完備，有些議題仍須研究處理，以進一步降低除役風險。<br>- 調整例行運轉期間嚴格的設計變更核准程序，在除役階段應授權電廠經營者自主管理空間以彈性應對多變的工作環境，管制單位也可較合理的配置有限的管制資源。<br>- 拆除工法選擇的合理性與適當性，是電廠經營者的執行重點，也是管制單位須關注的焦點。<br>- 給電廠經營者適度地授權，應可提升經營者推動除役工作的效率，避免進度延遲。 | |

| 章節 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 備註及建議採行之經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | - 與例行運轉相較,除役階段的知識管理與機組型態管理重要性絲毫不減。<br>- 各會員國核廢料最終處置場現況將影響對電廠最終狀態的掌握，電廠最終狀態的不確定性將導致除役費用不確定性的產生，這是各會員國都面對的難題。<br>6. 附錄一法國除役管制法規/作為現況(2008):<br>- 1990 年前尚未制定正式除役法規，主要原因是當時策略是永久停機後先安全貯存(safestor)數十年後再進行實質除役,後來跟隨國際潮流於 2003 年訂定除役需申請許可之制度;2006 年更規定新建電廠於建廠時即須提出除役計畫,於例行運轉定期更新，在永久停機前 3 年提出詳細除役計畫以申請除役許可。<br>- 為有效運用有限管制資源,並給電廠經營者彈性以應對多變的除役機組狀態，法國管制單位建立內部授權系統(internal authorization system)。管制單位先提供明確的授權範圍，電廠經營者可就在此範圍內議題進行安全評估後,決定是否進行設計變更。管制單位要求評估/執行過程都要以書面資料妥善保存以供管制單位事後稽查,而為確保評估的客觀性並建立與管制單位見之互信,電廠經營者會將評估過程交由獨立評估委員 | |

| 章節 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 備註及建議採行之經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 會審查確認。法國管制單位認為此系統運作良好，促成管制單位與經營者雙贏。<br>- 主要輻射除污工法不屬前述授權範圍。<br>7. 附錄二德國除役管制法規/作為現況(2008):<br>- 法規規定核電廠除役需申請許可，申請許可時須繳交安全評估及環評報告。審查及核發許可者皆為地方邦政府，中央政府部會負責制定相關法規及訂定審查標準。<br>- 德國法規允許除役時可分階段申請多個除役許可。<br>- 德國管制單位認為除役時須特別注意的風險包括火災、貯存槽洩漏、重物墜落、水/電/氣支援系統失效、天然災害侵襲、臨界事件(當燃料仍在爐心或燃料池時)等。因此將是否依循程序書、氣/液體例行外釋量、固體(無限制)外釋標準、傳統工安、輻安等列為除役階段視察管制重點。<br>- 知識管理:除例行運轉相關文件外，德國管制單位認為除役階段的值班日誌、輻射外釋事件及一般意外事件報告、人員劑量統計、核物料運送/處理/處置紀錄、污染量測、輻射與工業廢棄物外釋等文件均應妥善保存。<br>- 特殊議題:由於中高階核廢料最終處置場計畫在 2008 年尚未 | |

| 章節 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 備註及建議採行之經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 具體明朗化，基於經濟以及人員劑量之考量，有數個電廠之壓力容器(RPV)規劃在不切割情況下運送至中期暫貯廠貯存。跟所其他國家一樣，最終處置場的可用時程將影響德國除役計畫是否可如期推動。(編註:經查網路 2017 年報導，德國已有 KONRAD 廢棄鐵礦坑取得改建為低放最終處置場之許可，預計 2022 年啟用後可容納 30 萬立方公尺廢料)<br>8. 附錄三義大利除役管制法規/作為現況(2008):<br>- 依據世界核能協會(World Nuclear Association, WNA)資訊，義大利在 1963-1978 年間共興建 4 座核電廠，在 1982-1990 年間配合公投結果分別永久停機。由於一直未能確定核廢料最終處置場之時程，一直到 2012 年才有其中一部機組進入實質除役階段。<br>- 2008 年當時最迫切的工作是將放在燃料池的用過燃料進行乾貯。<br>- 2008 年當時在設計變更審查程序，以及控制室成員組織等管制作為上跟例行運轉並無兩樣。<br>9. 附錄四西班牙除役管制法規/作為現況(2008):<br>- 依據世界核能協會(World Nuclear Association, WNA)資訊，西 | |

| 章節 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 備註及建議採行之經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 班牙在 1981-1988 年間共有七座核電廠陸續開始商轉，其運轉執照到期日分布在 2021-2024 年間。<br>- 1999 年制定除役法規:要求核電廠除役需申請許可。一旦進入除役階段，除役工作及後續之廢料處理/處置依法律規定將由國營之 ENRESA 負起全責。西班牙擁有一座自 1961 年開始運轉之中低階廢料處置場，2015 年已擇定地點建立高放集中式暫貯廠，預計貯放最多 60 年。<br>- 申請除役許可時，需繳交安全評估及環評報告。<br>- 核管單位可能會考慮將例行運轉階段之廠界劑量限值,在除役階段進一步降低。<br>- 由於 ENRESA 會自電廠經營者接手進行除役工作，管制單位認為須對知識管理/文件移交，以及人員組織變動投入更多關注。<br>- 法律允許 ENRESA 於必要情況下向原核電廠經營者要求補足除役基金不足之部分。<br>10.附錄五美國除役管制法規/作為現況(2008):<br>- 法規發展:1997 年發行執照終止規範(License Termination Rule, LTR)，2000 年發行審查標準(SRP，NUREG-1727)，2003 年彙 | |

| 章節 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 備註及建議採行之經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 整經驗回饋發行除役綜合指引(consolidated decommissioning guidance)。核電廠由例行運轉過渡到除役時，在法規上屬於原有執照修訂(amendment)，而非如同其他國家需申請另一張執照/許可。<br>- 民眾接受輻射劑量標準:美國核管會(NRC)認定任一民眾接受來自各種來源的輻射劑量每年不得超過 1.0 毫西弗，所以任一核設施(包括除役電廠)的「貢獻」絕對要小於 1.0 毫西弗/年。<br>- 除役基金:法規規定自開始運轉就要有籌措機制，每兩年須向 NRC 彙報更新，永久停機前 5 年內改為每年更新彙報一次。<br>- 除役的申請/審查程序共分為五個階段:<br>A. 在決定永久停機時，經營者應立即書面通知核管會。<br>B. 在永久停機後兩年內，經營者應繳交停機後活動報告(Post-Shutdown Decommissioning Activities Report, PSDAR)，核管會將公開此報告並辦公聽會，但不會「核准」此報告。經營者最快可在繳交報告後 90 天開始進行實質除役工作。<br>C. 於除役工作進行一段時間後，經營者應繳交執照終止規劃(License Termination Plan, LTP)，敘述廠區土地復原現況、 | |

| 章節 | 心得摘要(含心得、重要原文依據等) | 備註及建議採行之經驗回饋 |
| --- | --- | --- |
| | 待進一步執行之工作、除役基金使用現況、符合 LTR 規範現況等。<br>D. 執行 LTP:核管會會以執照修訂方式核准 LTP，經營者接獲核准後方可執行後續工作，此時核管會將派員投入視察工作，視察重點為廠區最終輻射偵檢過程與確認。<br>E. 除役活動於法規規定之永久停機後 60 年期限完成後，經營者應繳交最終輻射偵檢報告，核管會將決定是否可終止原核發執照，免除經營者相關責任。 | |

附錄三、*The Regulatory Challenges of* Decommissioning *Nuclear Power Plants in Korea* 研讀摘要與擬提管制建議表

| 章節 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 可參考之管制建議 |
|---|---|---|
| **簡介** | 1. 原文 “The Regulatory Challenges of Decommissioning Nuclear Power Plants in Korea” 發表於 WM 2013 Conference, 2013/2/24-28, Phoenix, Arizona, USA，論文編號 13101。此論文由 Jungjoon Lee 等 6 人共同具名發表，前 5 人均於韓國核能安全研究所（Korea Institute of Nuclear Safety, KINS）任職。<br>2. 2012 年韓國共有 23 座核能機組運轉中，當時尚無任何機組永久停機或除役，但有在討論 Wolsong（月城）1 號機及 Kori（古里）1 號機停止運轉的可能性。<br>3. 根據 2011 年 IAEA 到韓國進行整體管制審查服務（Integrated Regulatory Review Service, IRRS）之報告，建議韓國機組應盡早建立除役計畫並定期更新。2011/3 的福島事故後，韓國核電機組提早除役的可能性也隨之升高。基於前述考量，韓國管制當局決定採納 IAEA 建議，對除役管制法規進行全面研究修正，以應對可能提早到來的除役活動。 | |
| **法規有待補強之處** | 1. 經參考 IAEA 建議並比對 IAEA 相關安全標準，發現在法規上有下列待改善的地方：<br>- 缺乏對「除役」兩字的明確定義 | |

| | | |
|---|---|---|
| | - 永久停機後的安全管制程序有不完整之處（imperfection）<br>- 除役計畫的接受（審查）標準有不完整之處<br>- 除役計畫的早期建立與定期更新規定有不完整之處<br>- 除役計畫應涵蓋之內容有不完整之處<br>- 除役廠區再利用的輻射標準規定有不完整之處。 | |
| **改善原則** | 1. 經進一步研究分析，將待改善之法規分類為適用除役前、除役中、除役後三個階段的法規：<br>- 除役前階段：包括機組建造、運轉、永久停機、過度至實質除役活動<br>- 除役中：實質除役活動<br>- 除役後：由實質除役結束到執照終止（license termination）。<br>2. 待改善及增補法規內容：除涵蓋前述之「待補強之處」的 6 點內容外，最後確定加入新機組應在設計階段將除役規畫納入考量，以及公眾參與的資訊公開化兩項議題的法規修訂。 | 1. 經初步比對我國現行除役法規，包括《核子反應器設施管制法》、《核子反應器設施除役許可申請審核及辦法》、《核子反應器設施除役計畫導則》、以及《核子反應器設施管制法(及施行細則)》等，大致已涵蓋韓國規畫修正之除役法規項目，或有需要更明確化的兩項議題為除役計畫之年度修訂版應涵蓋之內容，以及廠區再利用之輻射標準適用性。<br>2. 《核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法》第十二條規範除役計畫應每年提出修正版，但 |

| | | |
|---|---|---|
| | | 未明定修正版應涵蓋之內容。建議未來若對此管理辦法進行修正時，可考慮納入國際除役經驗回饋之相關議題，如放射性廢棄物特性調查等。國際經驗顯示，停機前之初步特性調查數量通常較停機後之再調查結果為少，因此停機後的再調查應有其必要性。於管理辦法修正前，相關之合理要求則可考慮透過會議紀錄等形式落實於除役管制上。<br>3. 《核子反應器設施管制法施行細則》已訂有設施除役時廠區採非限制性使用或限制性使用之明確標準，但受到核廢料處理/處置不確定性的影響，目前除役後電廠將設有「保留區」，此保留區與廠區再利用現行標準的關聯性應值得進一步釐清。 |

| | | |
|---|---|---|
| **小結** | 1. 經與 IAEA 相關標準比對，以確認韓國管制法規有待補強之處。<br>2. 下一步將比對其他國家之相關法規，以確認韓國現行法規的修訂細節。 | |

附錄四、*Advances and Innovations in Nuclear* Decommissioning *(2017)* 研讀摘要與擬提管制建議表

| 章節 | 心得摘要（含心得、重要原文依據等） | 備註及建議採行之國際經驗回饋 |
|---|---|---|
| 前言 | 9. 本書由 Michele Laraia 編著，共有美（3）、英（2）、德（2）、斯洛伐克（5）、義大利（1）、丹麥（1）、日本（1）、烏克蘭（1）等國 16 位專家共同執筆，於 2017 年出版。<br>10. 編者曾於 1991-2011 年任職國際原子能總署（International Atomic Energy Agency, IAEA）之 Waste Technology Section 下之 Decontamination and Decommissioning of Nuclear Installation and Environmental Remediation 小組負責人，2011 年退休後為獨立顧問。<br>11. 編者曾於 2012 年編著第一本有關除役的專書（Nuclear Decommissioning: Planning, Execution and International Experiences），鑒於該書出版後核設施除役活動日漸增加，衍生之新技術及管理面議題（如組織文化及利害關係人溝通）值得納入討論，因而有此本書之發行。2012 年出版之專書的對象是鎖定剛進入除役行業的新人或正發展第二專長的核能從業人員；2017 年出版的專書則針對從事除役工作之管理人員（策略決策者及管制單位），因此較著墨在管理層面議題。<br>12. 本書共分三大部分：規劃（Planning）、執行（Execution）、國際經 | 1. 本書涵蓋之範圍包括各類型核設施之除役工作，如研究用反應器、軍用核設施、用過燃料再處理廠、放射性廢棄物處理/暫貯/最終處置設施、加速器以及各類型核電廠。基於適用性考量，心得摘要與所提相關管制建議將針對可直接應用於我國核設施者，除一般管理面議題外，技術面議題將集中在適用核一二廠之 BWR、核三之 PWR、清華 THOR 之 TRIGA 型式研究用反應器者。<br>2. 第 9 章探討曾發生意外之核設施除役工作，部分技術議題並不適用我國現況（如熔融燃料殘渣之移除技術），將集中於值得我國參考之議題討論（如土壤除汙及遙控設備 |

| | | |
|---|---|---|
| | 驗（International Experience）。<br>規劃部分共有 5 章：<br>- 第 2 章「安全與輻防」：闡述整體規劃的必要性與重要性<br>- 第 3 章「組織文化」：說明由例行運轉過渡至除役階段之文化轉變，以及此轉變導致意外事件或事故的可能性及實例。<br>- 第 4 章「知識管理」：強調文件、經驗、紀錄完整留存的重要性。<br>- 第 5 章「費用」：探討除役費用估算上面臨的挑戰。<br>- 第 6 章「新的利害關係人」：對 stakeholders 的定義應有新的思維。<br>執行部分共有 4 章：<br>- 第 7 章「從錯誤中學習」：以英國及美國之出錯實例，探討除役工作如何防止錯誤發生。<br>- 第 8 章「最近發展應用中的新技術」：探討可能運用於除役工作的工業界新技術。<br>- 第 9 章「發生意外事故之核電廠除役」：簡介三哩島、車諾比、福島電廠之除役現況。<br>- 第 10 章「外釋作法」：研析目前各國採行之外釋作法是 | 之應用）。<br>3. 第 12 章探討多設施廠址除役工作，基於適用性考量，也將集中於同廠址多座核能機組之相關議題討論。 |

| | | |
|---|---|---|
| | 否有最佳化的空間。<br>國際經驗部分共有 3 章：<br>- 第 11 章「研究用反應器除役」：以實例彙整相關資訊，以補足 2012 年專書在此議題略有不足之處。<br>- 第 12 章「多設施廠址之除役」：探討整體考量與工作協調，以將相互的影響降至最低。<br>- 第 13 章「廠址復原」：探討復原至無限制之再利用（unrestricted reuse）與限制性之再利用（restricted reuse）的優缺點。 | |
| **第 1 章：簡介** | 1. 2010 年起的核電廠除役潮，除政策性（如德國的非核政策）及技術性（如曾發生意外事故之核電機組）因素外，最常見的提早除役為經濟性因素（如美國面臨天然氣強大競爭；又如福島 311 事件後，老舊電廠面臨高額改善費用）。<br>2. 美國的除役經驗有幾點值得注意（1.1 節）：<br>- 除役之經費及時程大都較原規劃為多/長；<br>- 廠內暫貯用過燃料一事，容易形成與利害關係人之緊張關係；<br>- 除役時部分核電機組所有權轉移引起關注（編註：不適用我國）； | 1. 除役隨工作進展（或延遲）將會使機組狀態隨之改變，如何掌握最新機組狀態應是除役活動可順利安全執行的關鍵之一。<br>2. 由運轉過渡至除役階段之人員能力與心態之調整值得重視，這部分最好由再訓練內容著手。一般再訓練著重在技術能力的培養，但心態調整有關的訓練也值得重視。廠內人員與承包商之互動依照不同發 |

| | | |
|---|---|---|
| | - 先封存數十年再除役也引起廣泛關注(編註:不適用我國)。<br>3. 管制單位的主要責任(詳述於第 2 章):<br>- 明訂各方之責任範圍;<br>- 執行管制任務(主要為安全與輻射防護);<br>- 確保財務方案可行。<br>4. 組織文化(詳述於第 3 章):除役與例行運轉性質大為不同(如不同汙染程度的類似設備/房間,可能須發展不同程序書);廠內人員由例行運轉過渡至除役的心態調整困難;廠內人員與大量外來者(承包商)的互動。<br>5. 知識管理(詳述於第 4 章):通常不受到重視,但事實上相當重要。<br>6. 除役費用估算(詳述於第 5 章):IAEA 估算每部機組之除役費用約為 5 億美金(不含廢料暫貯及最終處置費用),部分專家認為偏低;美國核能管制委員會(NRC)估算每部機組在 3-4 億美金間;日本估算值則為 7 億美金左右。<br>7. 利害關係人(stakeholder,詳述於第 6 章):不只侷限於當地民眾或環保團體。<br>8. 除役意外事故經驗回饋(詳述於第 7 章):以美國及英國為主的實例探討。<br>9. 新技術(詳述於第 8 章):遙控機具、雷射切割、廠房 3D 圖、無 | 包模式(主承包商或多個分項承包商),應尋求最佳合作模式。<br>3. 核一二廠於永久停機後,燃料將停留於反應器槽及燃料池一段目前無法確認的時間,應考慮建立適當的安全管控機制。 |

| | | |
|---|---|---|
| | 線通訊等新技術的可應用性。<br>10.事故後之除役（詳述於第 9 章）：福島著墨最多。<br>11.現行外釋標準的探討（詳述於第 10 章）：greenfield（無限制性使用）與 brownfield（限制性使用）之整體效益探討。<br>12.研究用反應器之除役（詳述於第 11 章）、多設施廠址之除役（詳述於第 12 章），以及廠區復原工作（詳述於第 13 章）均將以國際間具代表性實例進行探討。除了第 11 至 13 章的國際案例外，在本章 1.4 節也先導性地以 5 個核設施的除役面臨困難為例，說明除役工作的挑戰性：<br>- 義大利 Garigliano 核電廠：因民眾對廠內核廢料暫貯的疑慮，尚未如規劃時程展開除役工作；<br>- 瑞典 Barseback 核電廠：兩部 BWR 機組已分別於 1999 年及 2005 年永久停機，但由於（中）低階廢料最終處置場要到 2023 年才可接收除役廢料，故於此之前電廠處於類似封存的「照顧維護（care and maintenance）」狀態，將待廢料有去處時再進行實質除役，但管制單位也因此擔心屆時將因人力離退因素而缺乏除役需要的人力與技術能力；<br>- 美國喬治亞理工學院研究用反應器：於 1988 年永久停機，反應器本體於 1999-2001 年拆除完畢，但反應器所在之建築 | |

| | | |
|---|---|---|
| | 物及附屬實驗設備則到 2012 年才完成拆除工作。造成此延遲現象的主因是學院內多個系所仍然需要在建築物內進行相關基礎實驗，而次要原因則是因為管制部門因不熟悉而造成之過度保守態度（lack of familiarity often cause over conservatism）；<br>- 義大利 Bosco Marrengo 燃料製造廠：1973 年開始運作，1995 年因國家政策而停止運轉，2003 年提出除役申請，2008 年獲准開始除役工作，預計 2017 年完成。（編註：對因政策或經濟等因素而停止運轉之核設施，由於事出突然，通常於停止運轉較長時間後才可能做好準備工作而提出除役申請）；<br>- 美國 Bevatron 質子加速器：屬羅倫斯-柏克萊國家實驗室（Lawrence Berkeley National Laboratory），建立於 1950 年代，1993 年因運轉維護費用過高而停止運轉，原有人員解散，設備閒置。直到 2008 年美國能源部才決定除役，長達 15 年的「不作為（no-action）」導致幾個現象：1）知識無法有效傳承掌控，明顯的實例為實際廢料數量遠較除役前之預估值為高，2）系統閒置 15 年缺乏維護而劣化，導致除役更為困難，費用隨之增加。<br>13.小結（1.5 節）： | |

| | | |
|---|---|---|
| | - 當有新的議題出現或有經驗回饋時，除役的策略可能就需要有所調整。<br>- 公開透明的利害關係人溝通有助除役工作的推展，越早做越好。<br>- 除役承包商應盡早參與除役規劃工作。<br>- 重視內部員工的心態、動機、團隊合作與承包商的互動情形，因為這很可能是意外事件的主要肇因。<br>- 廢料特性（characteristic）調查要盡早執行，並應隨時視需要全面/局部再調查。<br>- 除役經驗回饋應如同運轉經驗回饋一樣嚴謹執行。 | |
| **第 2 章：安全與輻射防護** | 1. 2012 年的專書主要從管制的觀點說明放射性及有害工業廢棄物的安全考量，本章節則專注在除役規劃與安全分析之相互作用/影響，也同時納入 2012 年後相關的經驗回饋。<br>2. 安全與輻射防護 3 大目標（2.1 節）：<br>- 確保放射性物質不外洩。<br>- 確保工作人員及民眾接受劑量低於法規限值，並依照 ALARA 原則盡可能抑低。<br>- 若廠內仍有用過燃料，應確保其次臨界狀態並維持適當的移熱功能。 | 1. 放射性物質及一般有害廢棄物之估算，依據國際除役經驗，大多跟實際狀況不甚相符，可考慮在系統全面或部分除汙後，選擇適當時機進行再次量測確認。<br>2. 安全評估結果應有持續監控、修正、確認可接受之功能機制，這可藉由風險列冊控管（risk register）的措施來落實。（編註：依照我國 |

| | | |
|---|---|---|
| | 3. 有關除役安全與輻射防護，大部分國家均參照 IAEA 的 General Safety Requirements （GSR） part 3（輻射防護）及 part 6（安全）的建議，本章相關敘述也以此 GSR 為基準。(2.2 節）<br>4. 除役規劃理想的作法是在建廠設計階段即有初步想法，在運轉期間持續蒐集最新訊息以定期更新除役規劃，最後在永久停機前提出最終版本。但在實務上由於此種理想化作法提出的時間點遠較大部分核設施建立的時間為晚，因此目前大部分除役計畫都是在永久停機前方提出。(2.3 節）<br>5. 除役計畫應（2.3 節）:<br>- 明確定義策略（如立即拆除或安全貯存一段時間）以及最終狀態（final end state，如廠區無限制性或限制性使用）;<br>- 定義除役工作內容及執行方式（如反應器槽切割工法），以及廢料處理方式（運出廠外或廠內暫貯）;<br>- 確立除役組織並備妥相關工作文件。<br>6. 管制單位審查除役計畫的重點（2.3 節）:<br>- 除役後的最終狀態（無限制性或限制性使用）;<br>- 證明無重大安全顧慮（重點在工作人員及民眾年劑量值）;<br>- 廢料處理規劃（含廠內外高低放暫貯或最終處置設施）;<br>- 放射性物質及一般有害廢棄物之估算，依據國際除役經驗，大 | 現行做法，安全評估為除役計畫之一部分，故此點可與第 1 章之管制建議 1 合併落實）<br>3. 部分目前無法在除役計畫中決定的重要細節(如反應器槽槽體切割工法等)，可納入管制項目，於執行前進行細部審查。<br>4. IAEA WS-G-2.4 第 5.12 節建議除役計畫應涵蓋 20 項內容，經查與原能會現行之《核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法》及《核子反應器除役計畫導則》所列內容大致相符。<br>5. 計畫風險評估為 111 年度規劃研讀項目。 |

| | | |
|---|---|---|
| | 多跟實際狀況不甚相符,應該在系統停機進行全面或部分除汙後，再進行量測確認；<br>- 確認建廠與運轉文件（尤其是設計變更）內容，符合除役計畫書所述現況；<br>- 確認對安全評估結果有持續監控、修正、確認可接受之功能機制；<br>- 就審查角度而言，相關工作細節容許保留彈性（不確定性），此部分未來執行前應仍在管制審查範圍內。<br>7. IAEA WS-G-5.2 “Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities using Radioactive Material (2008)” 建議安全評估可依循下列 8 個疊代（iterative）步驟進行（2.4 節）：<br>步驟 1：定義安全評估的範圍，可沿用部分運轉階段安全評估內容。<br>步驟 2：敘述廠內設施及除役工作內容。<br>步驟 3：有安全顧慮之危害因子的過濾確認，包括放射性及一般有害廢棄物、人為或天然災害、可能的意外事故等。<br>步驟 4：進行危害分析（hazard analysis），並提出適當的行政或工程措施以降低其危害程度。典型的行政及工程措施包括特殊工作指引、臨時通風系統、臨時屏蔽等。確認 | |

| | | |
|---|---|---|
| | 各種事件的危害度後，應該依照其風險高低分類列冊控管（risk register）。<br>步驟 5：分析各項行政及工程措施，以確保其可行性及可用性（某些手段可能隨除役進度而失去其功能，如被其他功能取代或被拆除）。<br>步驟 6：彙整步驟 4 及 5 的結果，確認無衝突，並視需要進行敏感度分析以掌握安全顧慮較高者。<br>步驟 7：確認符合法規之安全要求，否則回頭重新執行步驟 1-6。<br>步驟 8：獨立審查，此為品保之一部分。<br>8. 未來趨勢（2.5 節）：評估可確保除役工作的執行不會導致工作人員及民眾接受之劑量超過法規限值，這應是管制單位及除役執行單位共同重視的焦點。但為進一步確保除役工作可在規劃的時限及預算內完成，計畫風險評估（project risk assessment）也逐漸成為關注的焦點。相較於已有明確 IAEA 指引的安全評估，計畫風險評估目前仍在逐步發展共識中。IAEA 在 2011 年成立了 DRiMa（Decommissioning Risk Management）計畫，至 2015 年已蒐集 30 個會員國共 70 個專家的意見，預期在未來會比照安全評估發行計畫風險評估之指引建議。 | |

| | | |
|---|---|---|
| **第 3 章：除役的組織文化面議題（The Culture Aspects）** | 1. 組織文化涵蓋人員及心態（mindset），也就是一般通稱的人為因素（human factor），這可能是造成意外事件或事故的主因。本章敘述常見於除役工作中的文化相關議題，以供讀者參考並採取適當防範措施。人為因素難以實際量測，也比較不容易落實到技術指引或執行程序書上，只能仰賴管理階層的持續關注，一旦發現徵兆，應立即採取相關行政措施以防止進一步惡化而導致不可控制的意外事件或事故。<br>2. 除役涵蓋的文化（人為）因素包括（3.1 節）：<br>- 團隊合作：與例行運轉工作相較，除役之工作環境持續變化（如某系統於某時段正拆除中或已拆除），因此更需要有良好的團隊合作以對工作環境有更好掌握。與例行運轉工作相較，除役參與人員經常需與不同團隊合作執行不同類別甚或新型態工作（如拆除），這使得團隊長期默契的培養有一定的難度。<br>- 團隊成員互信：除役活動通常有短期臨時編組以及非屬例行性工作等特性，也因此對工作團隊成員的專長能力、慣用工作方式、對工作執行的看法都處在一個不熟悉的情況，如何透過團隊成員選擇及訓練等方式於短期內建立成員互信也是一大挑戰。<br>- 對工作環境/本質的共同認知（shared situation awareness）：這 | 1. 再訓練之內容除技術性課程外，也可考量加入組織文化相關內容。<br>2. 除役時應有常設組織/機制，可彈性應對較常發生的突發事件。<br>3. 對非重複性及非例行除役工作，考慮視需要建立嚴謹監督、讓執行者參與程序書編寫、程序書澄清熱線等機制，並強調「遇到問題先安全停工，澄清後再動工」之標準作業方式。<br>4. 當發包機制（一個主承包商或多個分項承包商）確認後，應觀察並確認承包商與電廠除役團隊間之運作順暢性。 |

| | | |
|---|---|---|
| | 是對工作執行方式做出正確決定並順利付諸施行的重要因素，有共同的認知才可能將該項工作的潛在風險納入決策階段與執行階段的考量，避免意外事件發生。<br>- 目標衝突：例如安全與效率的衝突與妥協。經驗回饋顯示，當目標衝突存在而未妥善處理時，很可能造成意外事件的發生。<br>- 少說少錯心態：若無法鼓勵團隊成員勇於指出可能出錯的地方，錯誤很可能就此產生。<br>- 單位調動：除役工作的人員調動是不可避免的，調動前最好考量人員的意願及接受度。有幾點一般的人員心理現象值得去注意，如跟運轉工作相較，除役工作好像會感覺比較「低階」；又如執行除役工作好像在做「讓自己失去工作的工作（working oneself out of a job）」。<br>- 與利害關係人（stakeholders）互動：對除役工作人員來說，內部的利害關係人包括管理階層、管制單位、承包商，而外部的利害關係人則可能是任何一個人或團體（詳見第 6 章）。要讓任何一方取得完全地滿足是不可能的，成功的除役需要某種程度的和平共存（harmonization）。<br>3. 人為因素與技術議題的相異處（3.2 節）：<br>- 2000 年前，除役工作的焦點大部分集中在技術議題上，近年 | |

| | | |
|---|---|---|
| | 來組織文化（人為因素）也漸漸被重視。<br>- 跟技術議題相較，組織文化的比較難被量測或感受到，就算感受到也不容易進行改善並於短期內見效。<br>- 在例行運轉中採行的防止人為因素的措施或許也可繼續運用在除役階段，但須謹記除役工作是動態的（機組狀態隨時改變）而且是多面向的（如拆除與廢料處理），也因此在採行例行運轉中相關措施時，應保留必要的彈性以應對除役階段較常發生的突發事件。<br>4. 由例行運轉到除役階段之組織文化改變（3.3 節）：<br>- 綜合性改變：例行運轉時組織固定且任務變動很少，除役時常有臨時性或特定工作導向組織。其他常觀察到的變化包括所有利害關係人的關心頻率增加、包商來去頻繁且帶入新的工作文化、廠內員工需要接受新的訓練、廠內員工對工作主導性不再是那樣高（如拆除），這些變化一時之間是「很難消化的（hard to digest）」。慢慢的舊的組織文化會逐漸消失而新的除役組織文化會逐步建立，經驗回饋顯示，危機最可能存在舊文化崩解但新組織文化尚未完全建立的過渡階段，而採行主承包商發包手段或許可以減緩這方面的議題。<br>- 員工動機：由於個人主要任務的改變（如由中子物理轉為除汙 | |

| | | |
|---|---|---|
| | /拆除工作），加上除役期間必要的任務調整，員工工作動機降低是普遍現象。經驗回饋顯示，這會造成效率低落、意外事件發生頻率上升、需要更多監督（supervision）措施等負面效應。需要有一些如長程職務規劃、激勵制度、及時適當的再訓練等管理手段，以防止負面效應的擴大。<br>- 指令下達：由於除役屬非例行工作故熟悉度較低，所以指令應盡可能明確清楚並提供操作指引或程序書。<br>- 建立互信：這是團隊合作的重要因素，互信低會導致花過多時間相互澄清或質疑，互信過高則可能流於自滿而過於放鬆。管理手段包括慎選團隊成員、充分的訓練及工作模擬、適度的關心觀察成員互動等。經驗回饋顯示，有不少除役計畫因互信問題而受害。<br>- 目標衝突：較常見的是安全與效率之衝突，效率不佳通常會引發安全議題，尤其是當效率不佳是因為訓練不足、工作負荷過重、老舊設備維護不良等因素造成時。工作觀念未能適時調整也是其中的一個因素，某電廠在執行某設備長期切割工作時，還是沿用例行運轉時的「每日清理工作環境至無汙染狀態」的工作方式，但未充分理解應等設備切割完成後再一次清理工作環境的權宜作法。 | |

| | | |
|---|---|---|
| | - 新程序書：由於對新的機組情況欠缺充分的認知與掌握，新編寫的程序書可能在執行上出現落差，可行的解決方案為讓執行者參與程序書的編寫作業，以及建立熱線電話以隨時解決技術議題。值得注意的是，一定要在訓練時強調執行程序書若遇困難且有安全虞慮時，應先停止工作，主動透過相關管道釐清後再繼續執行。<br>- 安全文化的建立：與例行運轉相比較，除役時不但要注意輻射危害，更要注意一般工安危害；經驗顯示有部分原例行運轉人員誤認除役是小事一樁（trivial）；除役時多項工作同時執行，其在空間與安全上的相互影響也須注意；廠內員工與下包商在安全議題上認知的不同（廠內員工相對注重輻安，下包商相對注重工安），這需要管理階層密切關注並適時介入調和。除役工作大部分屬於非重複性，發生失誤機會本就較高，有驚無險（near miss）的狀況若皆能詳實回報並分析肇因，應可將更嚴重事件或事故發生的機率降至最低，但此經驗回饋機制若涉及事後懲處或責任追究時，會妨礙機制運作的順暢性。<br>- 文化差異：在不同種族/國家的差異最為顯著。當涉及到其他國家承包商時，應特別加以注意。若與來自不同國家的團隊一起進行除役工作時，管理階層應評估文化差異的調和性，重要 | |

| | | |
|---|---|---|
| | 的原則是盡可能尋求各種文化的共同價值（工作目標），避免讓任一種文化主導整個團隊，否則將影響整體團隊之表現。<br>- 語言隔閡：除不同語言之溝通誤會外，慣用語也可能構成阻礙，如我國核電廠常用「豆子」稱呼「輻射劑量」。<br>5. 與利益相關組織的文化交互作用（3.4 節）：除役的利益相關組織可大致分成兩類，一為法定機構，包括各類管制機溝（原能會及環保署等）以及地方縣市政府及議員；另一類非法定組織則涵蓋下包商、當地社區、各類非政府組織、媒體以及其他自認有利益相關之組織。不同的組織就代表不同的文化，也代表不同的關注焦點。基於不同的關注焦點，提供給不同組織的訊息應量身訂製，並透過定期群組訊息、新聞稿與利害關係人定期公開會議、現地參觀、專屬網站等方式主動發布。與利害關係人之溝通應秉持透明化、越早越好以及保持單一聯繫窗口等原則進行，更進一步細節詳如本書第 6 章。<br>6. 小結（3.5 節）：<br>- 組織變化與任務調整訊息透明化；<br>- 採權威性（authoritative）而非獨裁性（authoritarian）領導；<br>- 所有目標具體明確；<br>- 與各利益團體以可被接受之方式，持續溝通以爭取支持； | |

| | | |
|---|---|---|
| | - 尋求所有參與除役工作團隊之歸屬感；<br>- 提出早期目標，以提升工作團隊成就感；<br>- 保持團隊機動性，以應對任何（可預期）變化發生的；<br>- 堅持應該要做的改變，持續到底。 | |
| **第 4 章：知識管理** | 1. 經驗回饋顯示，除役階段的知識管理（knowledge management, KM），是沒有例行運轉階段來得有制度化。<br>2. 除役知識可定義為人類對除役工作的想法、感覺、經驗、執行方法等，這些知識通常以明確的書面文件，或以較不明確的個人內心想法呈現，而知識管理則指系統化規劃、尋找、產出、發展、編輯、貯存、傳播知識的作法。成功的知識管理首先要有正確的輸入（inputs），這有賴參與除役工作者提供相關知識的意願，特別是所謂的不明確的知識（內心想法）。（4.1 及 4.2 節）<br>3. 例行運轉與除役階段知識管理的相異之處（4.3 節）：<br>- 目標改變：由發電轉為拆除與廢料處理；<br>- 工作性質改變：需要由下包商引入大量的新知識，如拆除、切割、廢料處理等；<br>- 單位屬性改變：由賺錢的單位變成花錢的單位，這會影響員工的心態，也會影響其對知識管理盡一份心力的意願；<br>- 個人心態：由例行運轉到除役階段，有些職務/專長不再被需 | 1. 觀察並確認知識管理系統的完整性與運作順暢性，特別注意當廠區最終狀態存在不確定性時，系統必須要留存的細部資訊。<br>2. 注意對任一議題的不熟悉度，在提出對應方案時，很可能因為不熟悉而做出過於保守的決定。設法提升熟悉度，是唯一的解決方式，這也是建立完整知識管理系統的一部分工作。<br>3. 觀察並確認經驗回饋（lesson learned）機制之運作順暢性，著重在人員回報的意願，以及機制（分析肇因並提改善方案）的回應效率。 |

| | | |
|---|---|---|
| | 要（如爐心中子物理），因此面對新職務時其工作動機很可能降低，這也會影響其分享知識的意願。另一個一般性的情況為除役是在做「讓自己失去工作的工作（working oneself out of a job）」之普遍認知，因此會有採平庸表現的傾向，這也會影響分享知識的意願；<br>- 外來知識的大量引進：由於在拆除（尤其是水下作業）、除汙、廢料處理等工作上，勢必要借助承包商的專業知識，所以相對於例行運轉階段，除役階段的外來知識將大為增加；<br>- 管制單位的改變：不論是管制對口的改變，或是對除役的不熟悉度，都可能導致在安全及輻防管制上偏向保守的作法；<br>- 其他改變：除役時機組狀態隨時在改變，這意味例行運轉時的知識管理系統需要進行修正以適用於除役階段。知識管理系統的修正顯然是有必要，但通常會遇到兩種阻力，一是管理階層投入預算的意願，另一則為員工須處理大量新文件的意願。<br>4. 知識管理系統在規劃階段的工作（4.4 節）：<br>- 三大步驟：比對、分析、新增；<br>- 比對：一般是沿用例行運轉階段的 KM，再系統性地檢視以確認需要保留、修正、新增、捨棄的部分； | |

| | | |
|---|---|---|
| | - 分析：若達到除役最終狀態的路徑非常明確，分析的工作就相對單純。但幾乎所有除役工作都會面臨一些最終狀態的不確定性，明顯的例子就是最終處置場何時可接收廢料，其接收標準為何？當這些都還未確定時，需要保留的知識就變多了，例如需要保留各類廢棄物的詳細成分以確認未來符合最終處置場之接收標準。當廢棄物預計的暫貯時間達數十年之久時，我們應合理假設除役時進行廢棄物暫貯的團隊，不可能是屆時將廢棄物運送至最終處置場的團隊，所以必須事先設想需要保留那些廢棄物知識給後續接手的團隊；<br>- 新增差距分析（gap analysis）：分析之後，需要採取必要的行動以補足目前尚未有的知識。例如若確認廢棄物成分須留存在 KM，則在進行暫貯前要設法透過分析量測方法取得。<br>5. 知識管理系統在執行階段的工作（4.5 節）：<br>- 主要的工作是蒐集並分析經驗回饋（lesson learned）；<br>- 有助於做好經驗回饋工作的因素：管理階層的明確承諾、明確的經驗回饋回報機制、稱職的經驗回饋工作負責人、管制單位的要求；<br>- 需要克服的障礙：員工普遍的「做的越好越快，就越快需要換工作」心態，這會降低他們透過經驗回饋以提升工作效率 | |

| | | |
|---|---|---|
| | 的意願。這點只有從管理階層能為他們的生涯規劃提出明確遠景，或其他誘因，方能降低此障礙的負面影響；<br>- 完善經驗回饋工作的好處：對將接續執行的其他除役工作不言可喻；對還在運轉中的電廠，也可在材料/設備老化、劣化、磨損、變質等議題上得到寶貴的資訊。<br>6. 需要考量的介面（4.6 節）<br>- 設計建造階段：如材料/設備成分及重量等，是除役階段的活化分析的重要基本資訊；<br>- 最終處置階段：如廢棄物的化學成分與活性分布，是最終處置場設計及訂定接收標準的重要資訊；<br>- 提供管制單位的 KM：越詳盡越好，因為大家對除役活動的了解都相當有限；<br>- 提供利害關係人的資訊：需要針對個人/團體需求重行整合組織，以提升其可被接收度。<br>7. KM 系統需求：方便使用性、靈活性、整合性、經濟性與其他軟體之相容性、永續性（最好使用開源軟體（open source））。 | |
| **第 5 章： 除役費用** | 1. 核設施除役費用定義（5.1 節）：常見的是預估值（decommissioning cost estimate, DCE）及實際費用（actual cost, AC）。實際費用通常被視為商業機密，最好的情況下只能取得總費用，幾乎不可能看 | 1. 依據美國核管會之最低除役費用估算公式，我國核一、二、三廠每部機組之除役費用分別是 |

| | | |
|---|---|---|
| | 到分類整理後的細部費用，因此目前尚無法做到預估費用與實際費用的系統性比較。而在各核設施除役費用的預估值方面，也因各國各有其不同定義（如是否涵蓋後端處置費用），因此在比較上需要特別留意其差異性。目前堪稱接近標準化的費用估算作法有兩種：一是美國核管會於 1986 年發行之除役費用導則（詳如 5.2 節），另一則是 IAEA 跟經濟合作暨發展組織核能署（OECD/NEA）合作開發之「核設施除役費用國際架構（International Structure for Decommissioning Costing (ISDC) of Nuclear Installations），目前廣為除美國外之其他 OECD 成員國所採用。一般而言，美國採用的費用導則是一個簡化的版本，主要用於確認除役基金大致足夠涵蓋所需費用；IDSC 建議的估算方式則較複雜，其運用類似工作分解結構（work breakdown structure, WBS）試圖進一步提升費用估算的精確度，但主要的障礙是難以取得實際費用資訊以供比對。但不論採用何種估算方式，基於除役工作的高度不確定性，仍需要在執行除役工作時持續追蹤稽查費用使用情形，並適時更新費用估算，以提升估算值的可參考性。<br>2. 在 5.2 節說明目前的除役基金作法，並以美國核管會於 1986 年所提之導則為例子，讓讀者對核電廠除役費用的數量級（order of magnitude）有一個概念： | 1.2/1.3/1.0 億美金（1986/1 幣值）。而 1986/1 到 2018 年第一季之通膨指數 L 為 2.58-2.89（因區域而異），E 為 2.34，B 為 7.18-28.31（四個廢料處置場費用上漲程度不一）。計算結果 ESC 為 3.6-5.0（BWR）及 3.8-4.7（PWR），大致而言除役費用與 1986/1 相較，提升 4 到 5 倍。（編註：上述數據僅提供數量級參考）<br>2. NUREG-1713 “Standard Review Plan for Decommissioning Cost Estimates for Nuclear Power Reactors”及 NEA-7201 “Costs of Decommissioning Nuclear Power Plants” 皆為子計畫一 109 年規劃之研讀資料。<br>3. 取得他國實際除役費用（細節）資訊有相當難度，配合知識管理系統 |

| | | |
|---|---|---|
| | - 核管會要求除役費用需另設獨立基金，基金現況需每兩年呈報核管會；<br>- 獨立除役基金僅涵蓋輻射相關部分，非輻射相關部分（如一般建築之拆除及工業有害廢棄物處理）因非屬其權責範圍，故不包括在內。另除役後之用過燃料乾式貯存設施之相關費用，也未納入此除役基金之估算；<br>- 僅規範基金的最低數量，各設施應就其特殊因素另行評估，並增列相關費用；<br>- NUREG-1713 提供計算公式，壓水式反應器（PWR）計算式為（75+0.0088P）；沸水式（BWR）為（104+0.009P）；單位為百萬美金（1986/1 幣值）；P 為反應器熱功率（MW），在 1200 到 3400 時用實際值，低於 1200 用 1200，高於 3400 用 3400；<br>- NUREG-1307 則提供考量通貨膨脹因素，轉換至當年幣值的換算公式： 升值因素（ESC）=0.65L＋0.13E +0.22B，其中 L 指勞力指數，E 為能源指數，B 指中低階廢料最終處置指數。以 BWR 為例，當年總費用就是（104+0.009P）＊ESC。公式中的係數（0.65/0.13/0.22）是指該項目佔除役費用的比重，如勞力佔除役費用的 65%。 | 之建立，可考量針對關鍵項目（如 RPV 的拆解）自行比對預估與實際費用之差異，以為後續執行之核電廠除役費用預估之參考。 |

| | | |
|---|---|---|
| | 3. 國際上在除役估算費用標準化的努力（5.3 節）：<br>- 美國一直沿用 NUREG-1713 之作法；<br>- IAEA 與 OECD/NEA 合作，致力於發展 ISDC，成果展現在 NEA-7201 報告中，初步的結論為現有的費用估算值未能反映除役實況、執行時未有整體的費用追蹤調整機制、費用跟工作時程的結合性有待強化等。ISDC 認為應採用工作分解結構（work breakdown structure, WBS）以有效控管費用，也就是應將工作項目、費用、時程進行整合，以有效管控整個除役計畫，這是 ISDC 努力的長程目標。<br>4. 理想的除役費用估算（5.4 節）：基本上分成五個以 WBS 為基礎的步驟，簡述如下：<br>- 步驟一：整理所有除役工作的假設、範圍、邊界條件、除役策略。<br>- 步驟二：以由下而上方式對所有物料數量及工法充分掌握、必要時可參考類似電廠之相關費用，就差異性調整後採行（前提是可取得該項通常被視為商業機密之資料）。<br>- 步驟三：依照工作特性分類後分別進行估算，建議分成四類，分別為跟實質除役活動相關者（如除污、運送、暫貯、拆除）；跟計畫時程相關者（如管理、工程分析、輻防、品保等）；其 | |

| | | |
|---|---|---|
| | 他類（如保險、各類調查、整地等）；以及偶發事件（contingency）。重複性工作可以工作量及所需時間以單價來估算，但須將困難因素（如空間狹小及輻射劑量）納入考量；非重複性工作（如反應器槽切割）則須單獨估算。<br>- 步驟四：將費用與工作分解結構（WBS）結合，以有效追蹤控管費用的執行是否偏離規劃。<br>- 步驟五：不確定性分析（如 5.5 節）。<br>5. 除役費用大致可概分為四大部分，包括基礎費用（base cost）、餘裕（allowance）、可預期會發生之偶發事件/費用（contingency）、發生機率很低的事件/費用（risk），其定義與涵蓋內容略述如下（5.5 節）：<br>- 基礎費用：就是依照 5.4 節步驟三所估算的費用；<br>- 餘裕：確認一定需要納入，但費用多少要等到真正發包才能掌握的特殊工作，如反應器槽的切割移除工作；<br>- 可預期會發生之事件/費用（contingency）：參考過去經驗，幾乎確定一定會發生，但發生後衍生之費用目前無法估算。此部分過去一般的作法都是在基礎費用及餘裕上直接加上 15-25%，ISDC 則建議最好是分成 15 大類評估（表 5.2），大部分的值落在 10-25%，但除污工作建議值為 50%，而反應 | |

| | | |
|---|---|---|
| | 器槽切割工作建議值為 75%，依照各大類佔總除役費用比例，加總會得到一個權重化之後的百分比；<br>- 發生機率很低的事件/費用（risk）：此跟 contingency 有些差別，contingency 指如設備交貨延遲、惡劣天氣、工安事件、設備損壞等幾乎一定會發生的事件：risk 則是指人員劑量新限值、廢料最終處置場接收標準改變、利害關係人介入造成之延遲等不一定會發生的事件；<br>- 除役基金應至少準備基礎費用+餘裕+contingency 的費用。<br>6. 除役預估費用跟實際費用的比較（5.6 節）：實際費用通常被視為商業機密，公開資訊非常有限，就算有，也通常是總和的數字，而非可用於比對的細部分項資料。透過電廠組織（如美國電力研究院，EPRI）或其他管道（如經營者本身擁有之電廠）較可能取得細部資料。<br>7. 本書選擇了 5 個已除役的美國電廠，就其除役預估費用與實際費用進行初步比對（5.7 節）：<br>- Maine Yankee：CE 920MWe PWR，1997 年停機時預估除役費用為 5.08 億美金，最後公布之實際除役費用為 4.95 億美金（扣除下包商利潤後），故實際除役費用應超出估算值。<br>- Yankee Rowe：西屋 167MWe PWR，1990 年停機，1994 年 | |

| | | |
|---|---|---|
| | 及 1997 年之除役費用預估值分別是 3.7 及 4.07 億美金，最終實際費用為 6.36 或 7.5 億美金（不同資訊訊來源，前者為公司公布資訊，後者為 EPRI 資訊）。相關費用涵蓋用過燃料乾式貯存設施（1.29 億美金）。<br>- Connecticut Yankee：西屋 582MWe PWR，1996 年停機，預估除役費用為 4.26 億美金，最終實際費用為 8.50 或 9.31 億美金（不同訊息來源），其中用過燃料乾式貯存佔了 3.18 億美金。<br>- Big Rock Point：GE 67MWe BWR，1997 年停機，除役費用估算值 4.39 億美金，實際費用 4.72 億美金（含用過燃料乾式貯存 0.73 億）。<br>- Rancho Seco：B&W 913MWe BWR，1989 年停機。1991 年除役費用預估值為 2.81 億美金，逐年修正至 2012 年的 5.17 億美金（實際除役費用）。<br>8. 小結（5.8 節）：<br>- 由於經驗的累積，除役費用的估算漸趨精確，但由於實際費用資訊取得困難，預估值與實際值的比較仍有諸多困難需要克服；<br>- 現場執行除役工作時的費用追蹤機制有待建立； | |

| | | |
|---|---|---|
| | - 與工作分解結構（WBS）結合支由下而上的費用估算方法，可進一步提升費用估算的精準度，但缺乏實際費用詳細資訊的事實，將是推展此工作的最大障礙。 | |
| **第 6 章：新的、非預期的利害關係人** | 1. 新的定義（6.1 節）：上本專書（2012 年）專注在一般認定的利害關係人（stakeholders），也就是當地民眾組織，2017 年版專書則擴大為新定義的利害關係人，也就是「當某個工業決定產生過程中，會受到影響或關心/質疑此決定的任何個人/組織（Individuals or organizations which may have interests or concerns in an industrial decision or are affected by that decision.）」。核電廠除役工作，早期侷限在經營者與核能管制單位的互動，慢慢的其他非核能管制單位也會介入（如環保署/局，以及勞動部/局），再接下來地方民眾也會關注。較早與利害關係人的溝通大部分是單向的，但後來發現若不適時回應利害關係人的問題（雙向溝通），將不利於工作的推動。而各利害關係人不同（甚或衝突）的意見，使得溝通的和諧化變得十分困難。本章列舉各種新型態的利害關係人，他們的重要性目前無法排序，但需要盡可能面面顧及，以確保不會妨礙除役工作的進行。本章 6.2 節關注在官方機構及當地民眾，6.3 節則擴大到更大的範圍。<br>2. 官方機構及當地民眾（6.2 節）： | 1. 利害關係人的溝通雖然大部分是電廠經營者的責任，但核能管制單位應持續關注其採行策略與執行效果，並適時參與相關活動；在與非核能管制單位的協調上，核能管制單位應確保有完善的溝通管道。<br>2. 在例行運轉階段持續資助的學術研究計畫，應將焦點轉為除役技術而持續進行。<br>3. 國際經驗顯示，在一般民眾認知中，大部分利害關係人的可信度，均較官方或半官方單位來得高。如何善用這些利害關係人做為發聲管道，值得關注。 |

| | | |
|---|---|---|
| | - 新聞媒體：對民眾而言，新聞媒體的可信度較官方機構及除役團隊為高，所以需要與新聞媒體建立良好的關係並適時提供訊息。主動邀請媒體參訪現場可能是一個好的開始，但要注意當地媒體跟全國性媒體關注的焦點可能大不相同。<br>- 參訪者：設立參訪及展示中心可能值得考量，這將會為當地帶來更多的遊客，也對除役工作有正面的效應。美國 Hanford 展示舊反應器及英國 Dounreay 展示原有控制室都是成功的案例；日本福島在 2015 年輻射降低後也吸引不少遊客。一般而言，實物的展示較有吸引力。<br>- 其他團體：通常會有民眾關心除役設施對景觀衝擊的議題，如建築物的外觀與高度，又如與周遭景觀的融入程度等。<br>- 附近相關業者：除役工作的推展很可能會影響到小型生意的發展，如便當飲食業等，也會影響到當地房地產的長期發展，因此當地民眾早期參與除役規劃是必要的。<br>- 生態學者及動物保護團體：核電廠通常靠近海/大河邊且占地甚廣，因此很可能會有野生動物棲息，事前的調查是必要的，否則一旦碰上將可能造成工作延遲。英國 Bradwell 核電廠就曾因為發現遊隼在反應廠房外築巢，而被迫變更除役工序。 | |

| | | |
|---|---|---|
| | - 各管制單位利立場協調：除役時，由於權責不同，環保及工安管制單位會在某些議題上與核能管制單位有不同觀點，這只能靠政府內部既有協調機制來解決。<br>3. 較「遙遠」的利害關係人（distant interests，6.3 節）：<br>- 廣義的核能工作者：諸如中子與加馬輻射對材料傷害、老化分析、甚或新型反應器設計等研究工作者，都很可能對電廠除役工作展現興趣。<br>- 歷史學家與建築學家：歷史學家可能會提議在除役現地建立核能博物館，這已在法國、美國、澳洲、以及俄羅斯等國付諸實施。而在英國 Dounreay 核電廠廠界附近有一個荒廢多年的古堡，廠方於除役時發現部分土壤有些微汙染而進行清理工作，後來應建築學家之請，「順便」提供補強工作以防止古堡建築進一步劣化。<br>- 特殊興趣團體：為配合部分業餘人士的興趣，美國能源部與佛羅里達國際大學合作建立 D&D KM-IT 網站，分享除役相關訊息。<br>- 科學研究者：除役雖是成熟技術，但仍有研究者投入研究相關議題（如特定型式研究設施之除役），如果核電廠擁有者或政府部門可投入資源支持這類研究，這些研究團隊很可能 | |

| | | |
|---|---|---|
| | 成為除役議題的正面支持者，因為他們在民眾面前的可信度，應較電廠經營者及管制單位為高。<br>- 醫療保健學者：若能早期參與除役規劃，至少可對民眾所關心的輻射傷害議題提供正確的資訊。<br>- 跟經濟活動相關者：例如承保核電廠經營者或其下包商之保險業者，以及先前提到的房地產業者與當地之餐飲、醫療、商店、運輸業者，都會受到除役工作所造成的人口流動現象影響。<br>- 學校師生：在除役時如何維持原本跟大學相關密切的合作也是一個議題，許多例子說明開設除役專業課程或訓練班是一個可以採行的作法。<br>- 國際組織：已有多項例子說明國際組織會介入例行運轉中的核電議題，可以合理預期他們也會在除役階段出現。<br>- 下一代：除役時間甚長，廢料處置為期更久，明顯會成為影響下一代的負擔，因此應考慮納入其代表參與除役規劃。<br>- 非核能工業：除役時將需要許多非核能專業人力的投入，包括拆除及暫貯設施業者，還有金屬回收業者，後者需要有關單位的輔導以了解作業程序及注意事項。<br>- 公關業者。 | |

| | | |
|---|---|---|
| | 4. 小結（6.4 節）：現在的利益相關團體溝通相當繁雜，當範圍擴大且各利害關係人關注議題相異時，極可能產生意見不同甚或衝突的情形，如何尋求最大公約數以求共存是一大挑戰。而核設施經營者為確保除役工作可如期如質完成，當盡最大努力以滿足各利害關係人的基本合理期望 | |
| **第 7 章:經驗回饋:哪裡出錯了?** | 1. 出錯是一定的(7.1 節):不論事前有多詳盡完善的規劃以降低事件(incident)或事故(accident)的發生機率，錯誤還是會發生，所以要有健全的因應規劃以降低意外事件的負面影響。每項意外事件的肇因跟核電機組特性、運轉歷史、各國管制策略等相關，於參考引用時應納入考量。本章的經驗回饋例子大多來自英美兩國，依照其肇因可分成 9 類，有些事件涵蓋兩類以上的肇因。本書建議各除役團隊應參考本章之分類精神，自行建立符合需求的經驗回饋資料庫，並依照使用者需求分類以方便使用者可快速找到有用的參考資訊。<br>2. 經驗回饋實例(7.2 節)，本節就 9 類肇因，分別以實際案例說明發生過程、肇因、以及汲取的教訓(lesson learned):<br>- 第 1 類管理議題:<br>● 背景說明: 本節所述其他 8 類意外事件，多少都與管理面相關。管理失效通常導因於缺乏整合方法(integrated | 1. 管理缺失幾乎是所有意外事件或事故的肇因之一，值得特別關注。<br>2. 如何有效蒐集跡近錯誤(near miss)的訊息，經彙整分析其肇因並採取事先防範措施，已證明對降低意外事件/事故的發生機率有顯著的效用。例行運轉階段若已有類似機制，應擴大沿用，若無，應建立。<br>3. 除役工作的重複性較例行運轉為低，不熟悉度也因而增加，「遇困難先停止工作於安全狀態，澄清改善後再施工」的原則更須於訓練中一再強調。<br>4. 曾發生意外事件的環境與老化的 |

| | | |
|---|---|---|
| | approach)，例如安全與輻射管制或廢料處理缺乏協調而各行其是，又如「安全第一」目標與「低價得標」策略的衝突。當意外事件發生後，還是需要管理面發揮功能以尋求真正的肇因。過去的相關經驗顯示，如果能夠蒐集大量的跡近錯誤(near miss)的案例，經調查分析並採取改善行動後，則更嚴重的意外事件或事故發生的機率將可大幅降低。但如何鼓勵相關人員據實回報有時令人「難堪」的跡近錯誤事件，永遠是管理階層的一大挑戰。過去經驗也顯示例行運轉的管理手段不一定適用於除役階段，因為例行運轉時是面對已有充分掌握的機組狀態，而除役時則面對較多的未知狀態(如輻射劑量與汙染值)。<br>● 實例: 本節沒有實例，因為其他 8 類的實例皆與管理面肇因相關。<br>- 第 2 類安全議題:<br>● 背景說明:除役時有些工作只執行一次，雖有程序書可依循但實際上是處於「邊做邊學」的情況，跟例行運轉狀況大不相同，倒是比較像機組試運轉的情況。這種情況在除役規劃階段要納入考量，在訓練階段要一再強調，在執行階段則視需要強化督導機制。 | 設備/系統通常是發現非預期輻射劑量的主因，因此相關資訊應於除役規劃階段加以彙整分析。規劃階段的有害物質特性調查無法百分之百反映除役階段的實況，執行除役工作前的再量測是必要的。<br>5. 不論除役工作發包形式為單一主承包商或多個分包商，電廠經營者團隊必須要隨時有充分掌控權。<br>6. 與其出狀況再事後補救，管制單位不如主動介入除役活動各種安全相關議題，以做好事先防範工作。 |

| | | |
|---|---|---|
| | ● 實例:英國 Windscale 鈽生產用反應器於 1957 年停止運轉，1990 年開始除役時，在拆除煙囪內超重金屬架時遇到困難，現場工作人員評估後決定偏離程序書指引，導致金屬架墜落時將工作人員所繫防護安全索切斷，人員被金屬架拉扯墜落身亡。管制單位調查後認定，若有落實現場督導機制，意外應該可以避免。調查時間延續長達 5 年，造成除役時程延遲、費用增加、除役團隊名譽受損。<br>● 汲取的教訓:於訓練時嚴格要求要依循程序書執行,遇有困難應停留在安全狀態後回報處理/澄清後再繼續執行;於執行有安全顧慮之工作時，應有人同行監控督導；回報後應迅速做出停止工作或修正程序書的決定。<br>- 第 3 類組織文化議題:<br>● 背景說明:除役與例行運轉工作性質大不相同,心態的調整需要時間；核設施通常地處偏僻，容易形成特有的團隊文化；核設施工作人員基本上不是很認同(提前)除役。<br>● 實例一:當保加利亞申請加入歐盟時，附帶條件是其國營 Kozloduy 1 至 4 號機(俄國 VVER-440)要提前停機，理由是安全顧慮。由於擔心失業問題，所有員工(含管理階層)皆藉故拖延，雖然最後還是於 2007 年正式成為歐盟成員 | |

| | | |
|---|---|---|
| | 前停機，但已較承諾延遲數年。<br>● 實例一的教訓:若沒有做好員工生涯規劃,除役工作可能會遭受員工無形的抵制；在由例行運轉到除役階段的過渡期間，除技術課程外，再訓練也應納入員工的心理調適的相關課程；抗拒(新的)除役工作是一種常見的心態，但為回應外界批評而力求表現可能是另一種極端的心態，這種極端可能造成負面效果(如實例二)。<br>● 實例二:2005 年英國 Dounreay 電廠除役時，在中低階液態廢料固化過程中，發生液態廢料未注入專用容器而傾洩於廠房地板之意外事件。肇因之一是先前為處理特殊狀況而允許液態廢料注入閥可被「撤銷(override)」以避免被連鎖機制鎖定關閉，此項在特定狀況下才能使用的操作方式，被視為提升效率的「走捷徑」操作手段。肇因二是「不適當的動機」，工作團隊到事件發生前已順利完成大部分固化工作，效率正逐步提升並接近完工，團隊有加速完成此任務的潛在意識。此事件導致整個固化作業停工達兩年。<br>● 汲取的教訓:事件肇因包括作業團隊不十分了解「撤銷」的使用時機(訓練不足)；作業團隊不應偏好採「走捷徑」方式處理問題；採用類似工程手段應充分評估其副作用；以 | |

| | | |
|---|---|---|
| | 及不恰當的督導機制。<br>- 第 4 類輻射議題:<br>● 背景說明:如果除役規劃階段的放射性物質特性調查分析完善，而且停機後的再次確認也有做好，過度暴露的意外事件應該很少發生。但意外就是意料之外，總是會出現的。依照過去實例分析發現，熱室、曾發生意外事件的環境、老化的設備/系統等，經常是「隱藏性」輻射物質藏身之處。<br>● 實例:熱室的隱藏性射源通常是因為被其他更強射源所覆蓋而未被發現。美國愛達荷國家實驗室於 1983 年除役時曾發現非預期高空浮，經調查才確認該實驗室於 1961 年發生重大意外事故後，為降低背景輻射值，將地板加灌水泥且牆面重新塗上厚厚的油漆，拆除工作進行時的震動導致這些被埋藏的輻射源重行浮現。另英國 Dounreay 電廠因使用較早期之液態溴化鋅防輻射玻璃，故會有滲漏，於某次清理不當而造成放射性溴化鋅擴散。<br>● 汲取的教訓:所有核設施曾發生過的輻射與非輻射災害事件，都應該要納入除役規劃考量；規劃階段的有害物質特性調查無法百分之百反映除役階段的實況，實際執行除役工作前的再量測是必要的；要注意老舊設備的維護及可用 | |

| | | |
|---|---|---|
| | 性。<br>- 第 5 類環境議題:<br>● 背景說明:輻射不幸外釋是重大議題,對除役工作的衝擊不容忽視。<br>● 實例:英國 Sellafield 電廠於 2013 年不慎將四袋低階放射性廢棄物誤送到附近之一般工業廢棄物處理場，發現後立即回運。雖經評估對民眾健康無任何危害，但管制單位重罰該電廠約新台幣 2800 萬。廠方認為過重而提起申訴，法院判決廠方敗訴,主要理由是法院採信管制單位論點:這類事件會發生，就意味更嚴重的事件也可能發生。<br>● 汲取的教訓:就算對民眾健康實質影響不大,任何規模輻射外釋的後果遠比想像中來得大，此類事件對除役時程、費用、團隊名譽的影響相當巨大。<br>- 第 6 類技術議題:<br>● 背景說明:好的除役團隊應該隨時準備好去面對一定會出現的意外狀況，正確地做法是碰到非預期狀況時先停止工作，將系統置於安全狀態，然後尋求其他可行方法再繼續工作。除役團隊必須要具備足夠的技術與彈性應變能力，以機動應對可能發生的非預期狀況。 | |

| | | |
|---|---|---|
| | ● 實例:1998 年英國 Dounreay 電廠依規畫進行低階廢料掩埋壕溝擴建挖掘工程時，意外碰到一個水泥箱涵，當場決定改由箱涵下方挖掘。此箱涵內含高壓電線，受開挖振動影響，保護電驛自動斷電。該高壓迴路供電給燃料再處理廠房(fuel cycle area)，廠房內有為數不少的輻射物質。斷電發生在夜間，當機電工程師被召回時，誤判高壓迴路嚴重損壞無法修護。斷電導致再處理廠房喪失通風系統，由於先前也曾斷電過，所以當晚未進一步採取其他行動，再處理廠房狀況穩定。第二天早上管理團隊再評估發現只是保護電驛因震動跳脫，高壓迴路功能正常因而復電。事後管制單位下令除安全相關作業外，其他除役作業全部停工。在接續下來長達半年的事故調查中，管制單位認定這是嚴重的基本管理面缺失，進而提出 143 項改善要求，費時 3 年才全部完成改善。管制單位要求其他電廠也適用其中部分改善措施，影響層面出乎意料之外的大。<br>● 汲取的教訓:雖然此事件是因技術議題而引發，但追究其肇因則為管理的全面性缺失，而其中最大的關鍵就是管制單位所指出的:廠方團隊過於依賴下包商，因而喪失本身應有的專業技術與能力，也因而失去作為一個「聰明顧客 | |

| | | |
|---|---|---|
| | (intelligent customer)」的立場，也就是要有足夠的能力以選擇正確的下包商並進行必要的管理與監控(management and monitor)。<br>- 第 7 類管制議題:<br>● 背景說明:管制單位要能掌握由運轉至除役的過渡階段，以及除役階段的各種活動，也需要學習新的知識。比較英美兩國的管制策略，可以發現美國比較傾向明文規定申照、分析、審查核可的程序，而英國管制策略則是偏向將責任歸諸經營者(licensee)，例如只評估(assess)除役計畫而不給予核可(approve)。本書的觀點是與其事後補救，管制單位不如主動介入除役活動各種安全相關議題，以做好事先防範工作。<br>● 實例:英國 Dounreay 電廠高壓電纜事件(如的 6 類技術議題之實例)前一年，管制單位一位視察員曾明確指出該廠一些管理面的待改善議題。該報告在高壓電纜事件後一個月公布，其中一句話值得深思「管制單位並非完全不需承擔相關責任(This is not to say that regulator is wholly free of some of the burden of responsibility)」。<br>● 汲取的教訓:除役電廠通常在 40 年前設計建造，相對現代 | |

| | | |
|---|---|---|
| | 標準屬老舊系統。但更新並非全然可行，因此將出現有些除役活動會在不合現代要求的環境下將就進行，這對管制單位及除役執行團隊均是一大挑戰。正因如此，管制單位對除役活動的介入是越早越好。<br>- 第 8 類下包議題:<br>● 背景說明:除役工作大致分兩種發包形式，一種是由電廠除役團隊全權掌控預算/進度/安全，僅將部分獨立工作交給下包商執行；第二種是將除役控制權交給一個主承包商，經營者則扮演監督的角色。<br>● 實例:英國 Sellafield 電廠在 2015 年取消與主承包商之合約，並於 2016 年收回控制權。美國的 Maine Yankee 及 Yankee Connecticut 電廠也有類似的情況。<br>● 汲取的教訓: 當採取主承包商方式時，經營者需注意維持本身的控制權，這是因為經營者永遠須負起相關的責任，而經營者也需要在主承包商無法履行合約時收回控制權再發包或自行執行，所以經營者必須隨時維持控制與介入的能力，並載明於合約內容內。<br>- 第 9 類廢料管理議題:<br>● 背景說明:廢料是一個敏感議題，只要出錯或讓民眾感覺有 | |

出錯，後果都非常嚴重。除避免出錯外，廢料減量永遠是首要努力的目標。

- 實例:英國 Dounreay 電廠於 1999 年的出於善意捐贈 4 個空貨櫃給當地政府當成聖誕小屋，供當地孩童入內玩耍。貨櫃運出廠前均經偵測確認符合法規限值，但當地媒體揭露該批貨櫃早期曾短暫用於貯放輻射工作區使用之防護衣。此消息後來變成全國性新聞，讓廠方十分尷尬，只好回收貨櫃。該廠由於有許多設施自 1940 年代即啟用，當時廢料處理並未列為第一議題，因此在部分廢料處理的作法不甚符合現今的標準，這也造成除役上的困難。
- 汲取的教訓:越早期的廢料越難處理，需要特別注意，也需要對早期廢料貯存設施是否有洩漏而污染土壤的可能性進行評估。

3. 汲取的教訓分類示範(7.3 節)

- 本節將 7.2 節之「汲取的教訓」依不同使用者彙整分類，包括政府部門、除役基金管理單位、除役設施擁有者(site owner)、除役設施經營者(site licensee)、管制單位、以及下包商等六類使用者。這樣的分類是給有意建立「汲取的教訓」資料庫之除役團隊提供一個示範，當然個電廠除役團隊之資料庫的使用者

| | | |
|---|---|---|
| | 分類根本節之分類顯然不同。(編註:我國之除役基金管理單位為政府部門之一，故併入政府部門；除役設施擁有者及經營者相同，所以併入除役設施經營者。按美國允許除役電廠將所有權轉移至另一公司，除役完成後再轉回)。<br>- 適用政府部門的汲取教訓:<br>● 盡早釐清廢料特性數量與最終去處；<br>● 確認有足夠的除役經費來源；<br>● 建立國際合作管道；<br>● 確認除役所需技術可透過現有人員再訓練、新的訓練計畫、尋求國外資源等方式取得；<br>● 盡可能讓國內下包商參與除役工作，並推動參與國際除役工作；<br>● 同步發展除役相關研發工作；<br>● 確認管制單位有足夠的資源做好除役管制，也確認相關的法規有足夠的彈性讓管制單位可機動調整以面對除役多變的環境；<br>● 確認除役計畫是由具備除役經驗的組織所撰寫。<br>- 適用除役設施經營者的汲取教訓:<br>● 明確定義各類除役工作是自行發展或尋求外援(make or | |

| | | |
|---|---|---|
| | buy)；例行運轉人員轉為除役工作者應給予包括組織文化的再訓練；與下包商的協調分工是重點工作。<br>● 考慮引進具除役實務管理經驗的外部人員，經驗回饋顯示這是正面的作為。<br>● 借助國外下包商時，要讓他們了解本國法規；不論下包商參與程度，經營者永遠要負起最終責任。<br>● 運轉歷史(尤其是意外事件或事故)要確實掌握。<br>● 盡早讓利害關係人參與除役規劃(特別是廢料處理議題)，盡可能對當地社會經濟做出實質貢獻，將衝擊降至最低。<br>● 要隨時為中止下包商合約及收回除役主控權，而做好準備<br>● 工作執行者應參與除役工作方法的討論與決定。<br>● 對廢料特性數量要有精準掌控。<br>- 適用管制單位的汲取教訓:<br>● 確認除役法規完整可用；<br>● 管制人員須經再訓練以掌握不同於例行運轉的除役活動；<br>● 由於除役活動有較多的未知與不確定性，管制人員最好在電廠準備階段即主動介入了解，這有助管制活動的推展；<br>● 保持與他國管制單位的訊息交換管道。<br>- 適用下包商的汲取教訓: | |

| | | |
|---|---|---|
| | ● 盡力去理解廠方要求的管理程序(如填寫各項表單)之考量緣由，並嚴格要求所屬人員依規定辦理；<br>● 鼓勵所屬人員回報工作並提改善建議(特別是下包商要負責執行並未參與編寫之程序書時)；<br>● 嚴格要求所屬人員依規定配戴劑量計及個人保護裝置；<br>● 掌握核設施的一些特性(如輻射強度)會降低工作效率的事實，要預留足夠餘裕。 | |
| **第 8 章:新除役技術** | 1. 簡介(8.1 節):相對其他科技，除役科技的發展算是緩慢的，但仍有一些新的技術已在試驗中或已被成功運用於除役工作上；另一些在其他工業已廣泛應用的新技術，應該也可以考量運用在除役工作上。<br>2. 成功與不算成功的新技術運用案例(8.2 節)<br>- 不算成功的案例:美國電廠曾在反應器槽(RPV)及其內部組件(internal)之切割工作上採用等離子電弧(plasma arc)、磨料水射流(abrasive water jet)、機械切割(mechanical cutting)等三種方法，但都遭遇到一些困難。Yankee Rowe 最先採用等離子電弧方法，但面臨大量空浮及池水混濁能見度不佳的問題，因此需要經常更換空氣過濾器;採用此方法也會導致工作人員劑量較高的情形。接下來的 Maine Yankee、Connecticut Yankee、San | 1. 反應器槽(RPV)及其內部組件之拆解是關鍵工作，在選擇工法時，應多參考過去成功與不算成功的案例,按電弧鋸與氧丙烷切割是美國最近曾成功運用的 RPV 拆解技術。<br>2. 電腦資訊科技可結合 3D 立體廠房模型圖，無線傳輸技術、掌上型電腦、RFID(電子標籤)、(遙控)輻射偵檢等新技術,達成程序書無紙化並在廢棄物特性數量盤點上有更好的掌握。 |

| | | |
|---|---|---|
| | Onofre 1 則改採磨料水射流方法，但此方法則有效率較低及二次廢料過多的問題。接下來的 Rancho Seco 及 Zion 1&2 電廠則採傳統的機械切割方式，但由於經中子活化後的鋼板特性與一般工業界常見鋼板不同，因此須重新測試發展合用之切割刀具，另二次廢料的收集及保持池水清澈也是一大挑戰。本章 8.5 節會介紹一些最近較成功運用的切割方法。<br>- 成功案例一:電腦資訊科技整合。這項普遍運用的科技在核電廠大修工作上已證明可整合相關資訊，並將大修時間由過去的數個月成功縮短到一個月以內。全球核能機組的容量因素由 1980 年代的 68%提升到目前的 85%，電腦資訊科技也扮演相當重要的角色。電腦資訊科技還可結合 3D 立體廠房模型圖，透過廠房內無線傳輸技術及掌上型電腦，成功地達到程序書無紙化的新階段。而在廢料數量特性盤點上，也可結合 RFID(電子標籤)等技術進行箱外掃描已得知箱內物料特性，這在廢料裝箱、堆積、貯存後的盤點上將節省可觀資源。<br>- 成功案例二:輻射偵檢新技術。以 3D 立體廠房模型圖為基礎，結合各種形式之遙控偵檢設備，可更精準掌握各區域/房間的輻射劑量與汙染值。<br>- 成功案例三:遙控機器人或設備。福島電廠大量發展運用此項 | 3. 對除役新技術之掌握，可考慮列為各廠除役計畫定期修正內容。 |

| | | |
|---|---|---|
| | 技術，除輻射偵測外，遙控設備也可用於執行高輻射區域的拆除及清理工作。<br>3. 其他工業界可參考運用之科技(8.3 節)<br>- 廠房內無線通信技術:廣泛運用於高科技業，但須考量與廠內儀控系統的共容性(不衝突性)。<br>- 電子標籤(radio frequency identification, RFID):已廣泛運用於物流業。<br>- 3D 立體廠房模型圖:廣泛運用於工業界，若將時間參數納入而為 4D，則可追蹤掌控區域/房間的拆除進度。<br>4. 廠區特性調查新技術(8.4 節)<br>- 在執行廠區特性調查時，最困難的部分就是地底下有甚麼?除了要掌握地下管線的分布以外，最重要的就是精確掌握土壤汙染的程度<br>- 土壤汙染通常不是均勻分布的，所以需要透過鑽井的取樣數據，加上地質統計學(geostatics)的方法去模擬分析其分布狀況，再採取必要的挖掘回填工作以符合法規要求。<br>- 環境復原業界已有多年處理工業危害汙染的工作經驗，除役工作應可借鏡。<br>- 水泥牆偵測技術:英國 Sellafield 電廠正發展測試中，期望設 | |

| | | |
|---|---|---|
| | 備可裝在水泥牆壁上進行牆壁內汙染程度量測，再佐以少量的鑽孔數據以驗證準確度。此項技術若能成功運用，將可降低目前須大量鑽孔取樣的需求。<br>5. 拆解與拆除(dismantle & demolition)新技術(8.5 節):<br>- 開放空間雷射切割(open air laser cutting):美國曾用於切割已廢棄不用的放射性廢棄物容器，以達到減容目的，可切割金屬厚度達 4-10 公分。<br>- 水下雷射切割:目前發展測試中。<br>- 電弧鋸(electrical arc saw):可用於導電金屬之切割。圓形鋸盤在不直接接觸被切割金屬情形下，產生電弧而在切割金屬上造成切口。早期曾用於切割用過燃料束的端配件/接頭(end fitting)，日本 JPDR(Japan Power Demonstration Reactor)曾成功運用電弧鋸將 25 公分厚 RPV 拆解。<br>- 金剛石線切割(diamond wire cutting):非新技術，早期曾成功運用於切割水泥塊、RPV 噴嘴(Connecticut Yankee)、蒸汽產生器的 U 型管(Rancho Seco、Zion、St. Lucie's)、大型管路等。<br>- 氧丙烷切割(oxy propane cutting):Rancho Seco 電廠曾成功使用此方法於 2008 年將 RPV 拆解為 21 大塊(工期 7 個月)；Zion 電廠也用此法將 RPV 拆解為 17 大塊(工期 1 個月)。 | |

| | | |
|---|---|---|
| | - 遙控設備:核能界以福島使用最多，其他工業界則是採礦界最常使用，但運用於核電廠除役上仍有待推廣。 | |
| **第 9 章:重大意外事故後的核電廠除役** | 1. 摘要及簡介(9.1 節):<br>- 當重大意外事故發生後，會造成較大量的放射性物質外洩，以及部分設備損壞，因此較一般核電廠除役增加更多不確定性。<br>- 要進到除役工作前，需先經過穩定(stabilization)及回復(recovery)階段。穩定階段的主要工作是將外洩先行穩定控制，避免再擴大；而回復則是將外洩情形進一步控制或降低。<br>- 本章將針對歷史上曾發生重大意外事故之核電廠，介紹其在前述三個階段的主要活動。主要涵蓋的電廠包括福島、車諾比爾、三哩島，以及斯洛伐克 A1 核電廠。<br>2. 各意外事件後之主要善後活動(9.2 節):<br>- 福島:<br>● 初期的穩定化目標:燃料(熔渣)的冷卻、重行掌握溫度壓力等重要參數、防止再臨界、氫氣控制、(氫爆後)反應器廠房整體性維持、輻防控制、收集汙染水源、收集放射性物質等。<br>● 汙染水源是一個大問題，2016 年前每天要處理 800 立方米的汙染水，其中 400 立方米為流入廠房之地下水，其餘為 | N/A |

| | | |
|---|---|---|
| | 熔融燃料之冷卻用水。水源中較難處理的同位素是 Cs-137 及氚。目前已將地下水流入量由每天 400 降到 100 立方米，還在設法進一步降低中。<br>● 燃料熔融後四處流竄，因無法接近量測，所以數量估算上仍難掌握。目前規劃在 2017 年底會有初步估算結果，在 2021 年起開始處理這些熔融燃料。<br>- 車諾比爾:<br>● 1986 年意外事故後六個月內建立一個鋼筋混凝土防護罩(Shelter Object, SO)，罩住發生事故的 4 號機廠房。<br>● 1 至 3 號機於 4 號機事故後分別在 1991-2000 年間停止運轉，整個核電廠將進入長程安全封存狀態。非核島相關系統將先進行除役，全部除役工作預計將於 2090 年完成。<br>● 4 號機原防護罩於 2013 年發現有劣化跡象，已另外建造一個更大的鋼架構(New Safe Confinement, NSC)，可完全罩住原防護罩。此鋼架構高 108 公尺、長 150 公尺、寬 257 公尺，已在 2016 年底完成安裝。原防護罩(SO)將於 2023 年拆除，再於 NSC 內進行燃料殘渣(Fuel Containing Material, FCM)移除工作。<br>- A1 核電廠 | |

| | | |
|---|---|---|
| | ● 為前蘇聯設計之重水反應器，以二氧化碳為冷卻劑，額定功率為 150MWe；1972 年開始運轉，1977 年因意外事故而停機，部分燃料受損。<br>● 當時因為欠缺相關除役法規、除役技術與預算、廢料處理/處置設施等因素，一直到 1999 年才進入實質除役階段。<br>● 除役共分 5 個階段，2017 年執行到第 2 個階段。<br>- 三哩島:<br>● 1979 年 2 號機發生事故，1993 年已先將部分燃料熔渣移除，進入安全貯存(safe storage)階段，將待運轉中 1 號機組於 2034 年永久停機後一併進行除役工作。<br>● 預估仍未移除之燃料熔渣約為 1,125 公斤。<br>● 三哩島事件後，美國政府及國家實驗室動用人力及資源協助善後，管制單位(NRC)為提升善後程序處理效率，開首例於當地設立專用辦公室。<br>3. IAEA 在意外事故善後工作上扮演的角色(9.3 節):<br>- IAEA 針對車諾比爾及福島事件曾組織國際專家會議，以蒐集並交換相關訊息。<br>- IAEA 曾出版一本三哩島事故相關報告，並指出車諾比爾善後工作可借鏡之處。 | |

| | | |
|---|---|---|
| | - 國際間也曾針對斯洛伐克 A1 核電廠意外事故組成 5 個支援計畫，分別在 2001-2015 年鑑針對放射性廢棄物特性評估議題與後續處理議題提供協助。<br>- 福島事件後，IAEA 組織專家會議(meeting of expert)，召集 42 個國家共 180 個專家編寫福島事件報告，詳如本章參考資料 19。<br>- 日本政府與東京電力公司(TEPCO)於 2011 年發布福島中長期規劃(mid-to-long-term roadmap)，IAEA 籌組專家會議進行同儕審查，日本採納審查意見而分別於 2013 及 2015 年納入修正版本中。<br>4. 發生意外電廠的實質除役(9.4 節):三哩島、車諾比爾、福島的相關機組均處於安全貯存(safe storage)狀態中，尚未進入實質除役階段。<br>5. 小結(9.5 節):<br>- 在降低放射性強度、籌措除役經費、等待先進技術(如遙控設備)等因素綜合考量下，將發生意外事故的機組置於安全貯存(safe storage)狀態下應是最佳的選擇。<br>- 特殊廢料(如燃料熔渣)的處理是最大的挑戰。 | |
| **第 10 章:除役最** | 1. 摘要及簡介(10.1 節): | 1. 我國現行的放射性物料非限制性 |

| | | |
|---|---|---|
| **終狀態:限制性與非限制性使用** | - 除役工作應將永續發展性、安全、成本效益等因素皆納入整體考量，也因此數量龐大的低階廢料處理的最佳化是個關鍵因素，其可否進行非限制性外釋(unrestricted release)又是關鍵中的關鍵。<br>- 根據 IAEA 發布之基本安全標準(Basic Safety Standard, BSS)，除役工作計畫性暴露對一般民眾造成的劑量限值為 1 毫西弗/年，而放射性物質(非限制)外釋標準則為 0.01 毫西弗/年。<br>- 當完全依照 BSS 的外釋標準時，是屬於所謂的非限制/無條件外釋(unrestricted/unconditional release)，也就是說符合外釋標準的物質無論其在使用於何種用途,在所有狀況下其對一般民眾造成的年劑量不會超過 0.01 毫西弗。但若將廢料處理整體最佳化納入也考量時,現行標準是否合宜似仍有討論空間,國際間目前也在討論限制性/條件性外釋的可行性。<br>- 目前限制性外釋的國際經驗仍屬有限，但國際原子能總署(IAEA)已開始重視此項需求，並已就此議題召開多次國際會議。<br>- 本章將針對此議題進行實際案例探討,試著為未來可能會出現的限制性外釋的優缺點做一整理。本章將針對物料、建築、核設施廠區分別進行討論。 | 外釋標準如「一定比活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」規範: 對一般民眾之年劑量不得大於 0.01 毫西弗/年，與 IAEA 建議值相同。至於限制性外釋，依照現行規範內容，似屬不允許，建議可持續關注國際間對此議題之發展，於適當時機考慮納入管制作為。<br>2. 我國對廠區內個別建築物於除役工作完成後之再使用並未直接規範,而是以整個廠區設施對民眾造成的劑量來規範。而為確保所有建築物/設施加總後之劑量部會超過整個廠區的規範,已建立或即將新建之廢棄物處理/暫貯設施，均須遵循「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」及其他規範，確保對該設施外一般人所造成之個人有效劑量，不超過 0.25 毫西 |

| | | |
|---|---|---|
| | 2. 物料(material)外釋(10.2 節):<br>- 限制性外釋應只限於略高於非限制性外釋標準的極低階廢料(very low level waste, VLLW)及低階廢料(low level waste, LLW)。但因這兩類占所有除役廢料數量的絕大部分，所以若將不符合非限制外釋標準之 VLLW 及 LLW 都進行最終處置，就永續發展及成本效益面而言，應不是最佳的選擇。<br>- 目前採行的非限制外釋觀念的精神是物料可解除原有的管制，進行非限制的使用/再利用。而限制性外釋的新觀念則是在某些「控制(如限制用途)」下，物料外釋的標準可在對民眾安全無顧慮下進行些微的調整。<br>- 依據本章收集的資料顯示，目前至少有德國、瑞典、法國採行限制性外釋的觀念，但在實務上則是以個案核准，而非通案訂定可接受標準的方式來執行。<br>- 本章建議應可考量同時採非限制性外釋及限制性外釋之觀念，而限制性外釋的作法可採漸進式方式為之，例如先將部分除役廢料再使用於核能或其他工業。<br>- 限制性外釋執行前，最好取得利害關係人(stakeholder)之共識。<br>3. 建築物的處理(10.3 節):<br>- 建築物於除役時有三種處理方式，分別是拆除、限制性再使用、 | 弗/年，並符合合理抑低原則(如核一廠經營者承諾一號低放射性廢棄物貯存庫對民眾影響劑量不大於 0.05 毫西弗/年)。<br>3. 依照我國「核子反應器設施管制法施行細則」第 17 條之規定，設施除役後之廠址應符合下列外釋標準： 1. 限制性使用者：對一般人造成之年有效劑量不得超過 1 mSv； 2. 非限制性使用者：對一般人造成之年有效劑量不得超過 0.25 mSv。前述標準跟美國現行規範 (NUREG-1757) 類似，也跟 IAEA 對廠區外釋的相關建議值訂定的精神大致符合。以核一廠為例，未來完成除役後之廠址輻射劑量，將符合非限制性使用標準(不含保留區域)。<br>4. 本章強調在決定廠區外釋標準時， |

| | | |
|---|---|---|
| | 非限制性再使用。<br>- 一旦決定拆除，依照現行規定就要符合物料解除限制標準(對一般民眾影響小於 0.01 毫西弗/年)。但若不拆除而保留於廠址內，依據 IAEA 之 BSS 則僅需符合整個廠址對民眾影響小於 0.3 毫西弗/年。廠方在做出決定前，應多方思考。<br>- 目前僅有歐盟國家及美國訂定除役廠房再利用的標準。<br>- 實例:德國 Greifswald (PWR)的汽機廠房轉為工業廠房再利用；斯洛伐克的 A1 廠有些建築物再利用作為廢料處理廠房。<br>4. 廠區的處理(10.4 節):<br>- IAEA 建議的廠區的外釋標準為對民眾影響小於 0.3 毫西弗/年，此值介於物質非限制外釋標準(0.01 毫西弗/年)與廠區對民眾影響限值(1.0 毫西弗/年)之間。這樣設定的考量主要為:跟物料非限制外釋相較，廠區仍受到一些制度化的控制(institutional control)，所以限值可以較高。而就算現有的控制全部失效時，其對民眾之影響仍不會超過 1.0 毫西弗/年的限值。<br>- 在決定廠區外釋標準時，應徵詢利害關係人的意見，雖然大部分利害關係人希望是以非限制性外釋為最終目標。<br>- 過於嚴苛而無彈性的規定或要求會造成除役費用大幅上升以 | 應徵詢利害關係人的意見。故未來若考量參考國際發展趨勢訂定物料限制性外釋或保留區域可接受標準時，應採適當措施以徵詢利害關係人的意見。 |

| | | |
|---|---|---|
| | 及需要最終處置的廢料數量大增,福島事件的超大量挖掘廢土就是一個明顯的例子。在做決定之前，應將眼光放遠，多方思考。<br>- 德國現行做法:Hanau 燃料組裝廠被要求除汙至非限制外釋；但 Greifswald 核電廠則進行限制性使用，有一部分設施/土地作為再生能源廠使用,另有一部分作為高低階廢料的處理及暫貯用。<br>- 加拿大現行做法:採個案核准方式，如低汙染之實驗設施(Port Hope)被要求非限制外釋，其他除役設施則皆保留作為核能或一般工業再利用。<br>- 美國:多數除役之核電廠僅保留用過燃料乾式中期貯存場部分，其餘則規劃為非限制外釋，但確實用途仍未決定。<br>- 斯洛伐克:法規要求所有除役設施皆須非限制外釋，結果單單在處理輕微汙染之土壤時，已造成巨大的工程與費用。<br>5. 小結(10.5 節):<br>- 各國非限制性外釋的規定值多為十年以前訂定,考量現況更新是必要的<br>- 安全永遠是第一考量，但應將經濟及其他非技術因素納入考量，限制性外釋觀念有助於提升長遠的永續性及經濟性發展 | |

| | | |
|---|---|---|
| | - 廢金屬熔融再利用是限制性外釋的良好範例<br>- 要發展限制性外釋概念，需要先建立完整的安全/風險評估分析能力，也需要能評估其在經濟性及永續性上的效益，以證明採行的全面效益。<br>- IAEA 在 2016 年於西班牙召開相關會議(本章參考文獻 3)，預期未來會提出相關標準及指引建議。 | |
| **第 11 章:最近的研究用反應器除役國際經驗** | 1. 簡介(11.1 節):<br>- 2016/8 統計資料顯示，世界上共有 55 個國家的 244 座研究用反應器在運轉中；有 150 座已停機或正除役中；350 座已完成除役。<br>- 研究用反應器功率分布在數瓦到一億瓦(100 MW)間，雖然跟商用反應器相較，其放射性廢棄物數量要少很多，但還是有除役風險存在。主要的風險是因為研究反應器大部分屬較早期設計，且設計時多未將除役的方便性與可行性納入考量。<br>- 目前運轉中的研究用反應器主要有三類:阿岡諾(Argonaut, Argonne Nuclear Assembly for University Training)、TRIGA(Training, Research, Isotope, General Atomics)、以及前蘇聯的 VVR。<br>2. 目前除役中或剛完成除役之研究用反應器(11.2 節): | 1. 我國現有運轉中研究用反應器為清華大學之 THOR，其為 TRIGA 型式，功率 2 MW(原 1 MW)，具 BNCT 設施。未來執行除役時，韓國同型式功率之 KRR-2 除役經驗應值得參考。針對 BNCT 之設施除役，則可參考日本 JRR-2 及芬蘭 FiR-1 之類似經驗。<br>2. 針對研究用反應器，國際上現有的一般性資料有 IAEA 的 DeSa 及 FaSa 計畫，也可參考歐盟的 IDN 及 R2D2P 相關資料。另 TRIGA 也有使用者組織可提共該類型反應 |

| | | |
|---|---|---|
| | - 丹麥 DR2:<br>● 1958-1975 年運轉，停機後燃料回送美國，系統封存。<br>● 1997 年完成除役規劃，2004 年取得預算後開始除役，2008 年完成除役。<br>● 由現職員工進行主要除役工作，部分工作下包。由於已停機達 30 年，輻射劑量較低，使用長柄工具進行除汙及拆除工作。<br>- 韓國 KRR-1 及 2:<br>● TRIGA 型式，功率分別為 250 KW 及 2MW。<br>● 運轉時間: KRR-1 為 1962-1995 年；KRR-2 為 1972-1995 年。<br>● 停機後燃料回運美國；1997-2013 年完成第一階段除役工作，仍有部分工作未完成。<br>● 使用遙控機具進行拆除工作。<br>- 日本 JRR-2:<br>● 10 MW 水池式，1960-1996 年運轉，有硼中子捕獲治療(Boron Neutron Capture Therapy, BNCT)設施。<br>● 停機後燃料回送美國，重水回送加拿大。<br>● 1997 年開始除役工作，2004 年置於安全貯存(safe storage) | 器相關訊息。<br>3. 原始文件的完整性或許是一個議題，有可能影響除役規劃的順利進行。除役後廢料之去處也需要先行協調處理。 |

| | | |
|---|---|---|
| | 狀態，等可用之低階廢料處置場啟用後才會拆除反應器本體及廠房。<br>- 羅馬尼亞 IFIN-HH:<br>● 前蘇聯 VVR-S 水池式，功率 2 MW。<br>● 1957-1997 運轉，停機後高濃縮鈾燃料於 2009 年以空運回送俄羅斯(全球首例)。<br>● 2010 年開始除役，使用遙控機具。<br>● 建築物將保留作為其他核能用途。<br>- 美國航太總署(NASA)的 Plum Brook 研究反應器<br>● 60 MW 的 PWR。<br>● 1962-1973 運轉，停機後洩水封存。<br>● 2003 年開始除役，2012 年完成除役。雖除役前已封存 30 年，輻射強度仍較預期為高。<br>3. 規劃將除役之研究用反應器:<br>- 芬蘭 FiR-1:<br>● TRIGA 型式，250 KW。<br>● 1962-2015 運轉，其 BNCT 1990-2012 年運作；除役後燃料回運美國。<br>● 2014 年完成除役之環境影響評估報告，規劃 2016-2018 年 | |

| | | |
|---|---|---|
| | 進行除役<br>● 芬蘭核電廠經營者有意承攬除役。工作，以為未來核電廠除役打下基礎。<br>● 低階及中階廢料廠內暫貯 20 年後，送至最終處置場。<br>- 希臘 GRR-1:<br>● 水池式，功率 5 MW。<br>● 2014 年確定除役，但尚不確定是否在原廠址建立新的研究用反應器。<br>● 燃料回運美國。<br>- 英國 BEPO:<br>● 功率 6 MW。<br>● 1948-1968 年運轉，停機後燃料已移除。<br>● 2013 年展開放射性物質特性調查，發現部分設施較原預期之輻射強度為高；規劃至 2040 年才開始實質除役工作。<br>- 英國 CONSORT:<br>● 1965-2012 年運轉，停機後燃料已移除。<br>● 2015 年取得除役許可，預計 2021 年完成除役。<br>- 烏克蘭基輔 VVR-M:<br>● 前蘇聯設計，功率 10 MW。 | |

| | | |
|---|---|---|
| | ● 運轉執照有效期為 1960-2023 年。<br>● 2009 年完成除役規畫。<br>4. 研究用反應器除役之共通性議題:<br>- 研究用反應器通常為早期設計,一般都是在決定除役後才進行除役規畫<br>- 雖然廠址採非限制性外釋較符合所有利害關係人的期望,但事實上限制性外釋是較可行之路，尤其是當部分材料除汙/處理至解除管制將耗資過大時<br>- 廠房限制性再利用是一條值得思考之路，如希臘 GRR-1 更新為新型研究用反應器，又如羅馬尼亞 IFIN-HH 將轉為電子加速器之用。否則一般均會被要求除汙/處理至非限制使用的程度。<br>- 除技術因素而停機除役外，民眾對核能應用的普遍負面態度，以及用過燃料可回運美國或俄羅斯的期限,是決定大部分研究用反應器何時停機除役的兩大政治因素。技術因素則涵蓋預算是否充裕，技術與人力是否充足。<br>- IAEA 建議停機後立即除役，但許多研究用反應器停機後置於安全暫貯(safe storage)的主因為:未能找到適當核廢料的最終處理場。立即除役的最大好處為可充分運用仍然在職的專業人 | |

| | | |
|---|---|---|
| | 力。<br>- 研究用反應器的拆除費用估算可參考 CERREX 方法(本章文獻資料 48)。一般性資料可參考 IAEA 2004-2007 年執行之 Demonstration of Safety for Decommissioning (DeSa)計畫，以及 2007 年後執行之 Follow-up Project on Application of Safety Assessment (FaSa)計畫。<br>- 各主要型式研究用反應器均設有使用者組織，此為訊息交換最佳管道。一般的訊息交換管道則有 International Decommissioning Network (IDN) 及 Research Reactor Decommissioning Demonstration Project (R2D2P)。<br>- 拆除工法之選擇不外乎人工或使用遙控機具，此選擇需要在經濟性與人員總劑量間取得平衡。由於廢料處理/處置費用占總費用的大部分，故廢料減量是一定要盡全力達成的首要目標。<br>5. 小結(11.5 節):<br>- 除役預算:不能像核電廠已在運轉期間持續籌措基金，故難度相對較高，但研究用反應器若屬公務單位所有，此方面難度應會降低。<br>- 早期研究用反應器設計大多未將除役的方便性/可行性納入考量，這將提升除役規畫的難度。 | |

| | | |
|---|---|---|
| | - 研究用反應器開始運轉時間通常較該國商用核電廠為早,但在文件保存上通常不如核電廠來得嚴謹，資料完整性較欠缺。 | |
| **第 12 章:多機組核電廠之除役** | 1. 簡介(12.1 節):<br>- 多設施廠址(multi-facility site)定義為擁有兩個(含)以上機組之核電廠或綜合性核能研究中心，本章專注於多機組之核電廠廠址。<br>- 過去經驗顯示，當某一機組永久停機時，若同廠址仍有其他機組繼續運轉中，已停機機組被關注的程度應會降低。<br>- 從另一個角度來看，多機組電廠之除役工作經妥善安排而同時進行，應可省時省錢。主要理由包括只需準備一套除役計畫、共用廢料暫貯設施、人力可充分運用靈活調度、可共用支援系統等。<br>2. 各種情況下的除役實例(12.2 節):<br>- 本節分述三個實例，分別是多機組同時進行除役、同廠址有除役及運轉中機組、同廠址有除役及新建機組，並評估其面臨之挑戰與因應策略。<br>- 多部機組同時進行除役:美國 Hanford 在 1998-2005 年同時除役四部生產鈽同位素的反應器，採兩部機組同時進行的方式，以有效運用機具人力。當前兩部機組進行實質除役工作時，另 | 1. 我國核二廠兩部機組的規劃停機時間差異為 15 個月，核三廠則為 10 個月。於這段時間內將會出現一部機組已停機,另一部機組運轉中的情況,此階段經營者應有對應之管理機制。<br>2. 依據本章之建議,上述過渡期之管制重點建議包括明確之機組負責團隊的責任區分、停機機組最低的安全維持活動、避免機組相互干擾之監控作為與機制等。<br>3. 當兩部機組都停機後,再同時進行實質除工作應是最佳的作法,但應注意人力/機具靈活調度、特殊工法採一部機組先行作法、管理團隊主動介入解決突發狀況、共用系統/交通路線之適當管理等議題。 |

兩部機組則進行除役前準備工作。依據本章參考文獻 1 內容顯示，其優點與待克服困難為:

- 優點 1:因人力機具充分運用，估計節省達 1/4 總經費
- 優點 2:經驗可立即傳承並修正其他機組的除役策略
- 需克服困難 1:當某部機組碰到問題而工作受阻時，會影響到另一部機組的工作規畫，故管理單位要能主動介入處理並靈活應變。
- 需克服困難 2:關聯性工作最好一起發包，以適度降低介面協調議題。如反應器臨時包封建築物的設計與建造應一起發包，否則管理團隊須花費大量時間介入處理設計與施工團隊的界面澄清。

- 一部機組停機，另一部機組運轉中:本書建議若是兩部機組停機時間差距不遠，最好同時進行實質除役工作；若是差距太久，則先停機之機組先進行部分拆除工作，再於另一機組停機後同時進行其他主要拆除工作；否則會面臨是否要分設除役及運轉團隊的兩難，也會面臨不同運作型態的機組相互干擾的問題。美國 San Onofre 1 號機於 1992 年永久停機後採行此策略，待 2013 年 2 及 3 號機組永久停機後才一起進行主要的除役工作。美國 Indian Point 1 號機在 1974 年永久停機，原本事先安全貯

| | | |
|---|---|---|
| | 存(safe storage)等 2 號機於 2012 年停機後一起進行除役工作；但後來 2 號機延役至 2033 年，故 1 號機改為部分拆除後再於 2033 年一併進行主要除役工作。<br>- 一部機組停機，另一部新建中:因新的廠址很難找，所以英國 Bradwell 及 Hinkley Point 有此情形。俄羅斯則為維持「核能小鎮」的永續生機，也明訂此項策略。於此情況下，停機/除役中機組很可能與新建機組間會形成較嚴重的相互干擾。<br>3. 同廠址長時間有機組停機中，且有機組運轉或新建中之因應(12.3 節):為降低不同狀態機組間的相互干擾，需要在各方面創造出最佳的「協同效應(synergy)」，包括計畫管理、風險管理、廢料管理、工安、輻安，以及與利害關係人之溝通等。<br>4. 其他方面的議題(12.4-12.8 節):<br>- 管理層面:當廠址處於一部機組已停機，另一部機組運轉或新建中的狀態時，最好的策略是將已停機機組的活動降至最低，即僅維持安全之所需，以避免對運轉/新建機組之干擾。值得注意的是，停機機組仍有其風險，故維持安全所需的措施不容忽視。不同機組狀態需有不同的人力配置與責任區分考量，責任區分與人力配置要明確可行，避免不同團隊有「爭奪資源」的情形發生。 | |

| | | |
|---|---|---|
| | - 交通動線:最好機組同時進行實質除役工作，否則設備及廢料的進出一定會造成相互干擾。<br>- 共用系統:若另一部機組仍在運轉中，一定要確認停機機組役狀態的改變不會影響與運轉中機組共用系統之可用性。共用系統包括高壓空氣，冷卻水，電力系統等。<br>- 地下管線:要注意地下管線的洩漏，當造成土壤汙染時，不但須整治，也可能干擾運轉/新建中機組。<br>- 管制觀點:一部機組停機，另部機組運轉的期間最好不要太長，經驗回饋顯示時間一長，維持停機機組安全所需的工作很有可能被忽視。此過渡期間的管制重點應是資源配置的合理性，以及責任劃分的明確性。<br>- 除役經濟性:兩部機組同時進行實質除役應可省下可觀的費用；針對特殊工法(如 RPV 拆解)，可採某機組先行的作法，以善用經驗回饋而節省人力物力，也可降低工作人員接受之總劑量。 | |
| **第 13 章:最近在環境復原的實例** | 1. 摘要及簡介(13.1 節):<br>- 土壤或地下水污(汙)染可能是來自除役前的意外事件或除役中發生的事件，可能的來源不外乎鑽井、建築物或貯存槽洩漏、以及危害物質運送事故等。污染可能是放射性物質或一般工業 | 1. 廠區復原工作之可接受標準與廠址最終狀態(非限制性或限制性使用)密切相關，國際經驗回饋建議應儘早明訂。以核一除役計畫為 |

| | | |
|---|---|---|
| | 有害物質所造成，過去經驗顯示通常是兩者的混和。<br>- 復原工作通常耗時耗資，最好事先評估找出各種可能方案，再考慮廠址最終狀態(限制性使用與否)、污染物的遷移特性、利害關係人的期望(壓力)等因素，做出最佳選擇。<br>- 復原規劃應是除役計畫的一部分，所有復原計畫需要取得管制單位及利害關係人的許可或諒解。<br>- 土壤的除污可針對污染源本身或其可能遷移至民眾生活環境之路徑著手。<br>- 對核電廠而言，復原通常都與除役一併執行，復原單獨執行的情況也有可能發生(如發生重大意外事故之福島電廠)。<br>2. 復原與除役一併執行(13.2 節):<br>- 通常在除役前，應先對地面及地下污染有一定程度的掌握，這些資料也可用來確認在進行除役工作時沒有造成進一步的污染，因此需要在實質除役前建立土壤取樣監測系統。<br>- 除非有特殊的考量，否則復原工作都是等除役工作結束後再進行，以防範除役工作造成再次污染的情形。<br>- 復原的程度要考量污染程度以及廠址最終狀態，所以將所有污染源移除並非唯一選擇。復原程度的一個極端是將所有污染源移除，此舉須考量所需時間及費用，也需考量廢棄物的暫貯或 | 例，目前定義的「保留區域」應屬本章所敘述之「廠區中期狀態」，此狀態之可接受標準應與「廠區最終狀態」定義相關。<br>2. 國際上一般的做法都是等除役工作結束後再進行土地復原工作，以防範除役工作造成再次汙染的情形。而若廠區之最終狀態因其他緣故(如最終處置場不確定何時可用)而無法於近期內決定時，則可考慮採先行復原至中期狀態之作法，本章所述的英國 Sellafield 及 Dounreay 廠區即採此作法。 |

| | | |
|---|---|---|
| | 最終處置的去處。另一種極端是在制度化的管制下(institutional control)，可以讓污染源在持續監控下自然衰退。<br>3. 復原實例:<br>- 美國 Hanford 河岸復原:<br>● 1943-1989 年生產軍事等級鈽同位素。<br>● 復原範圍:靠哥倫比亞河(Columbia River)之河岸走廊，面積 570 平方公里。<br>● 污染源:除放射性鍶-90 及鈾-235 外，還有非放射性的六價鉻(hexavalent chromium)。<br>● 由於廠區內鄰近地區正進行除役工作，所以須有整體規畫之隔離措施以避免相互干擾。<br>- 美國阿岡諾 330 實驗室:<br>● 1950 年建立，內有 Chicago Pile 5 反應堆，提供中子及 gamma 源。<br>● 1979 年永久停機，1992-2000 年進行除役，2009 年開始復原工作。<br>● 由於復原最終狀態事前未明確定訂定，因此快結束前發包方、下包商、管制單位曾花費相當長時間釐清是否已達到接受標準。 | |

| | | |
|---|---|---|
| | - 英國 Sellafield 的 Windscale trench(壕溝)<br>● 1950 年代生產軍事等級鈽同位素,後陸續增建用過燃料再處理及放射性廢棄物暫貯設施。約 20 年前陸續展開部分設施除役工作，但廠區仍有其他設施在運轉中。<br>● 該壕溝自 1950 年代起做為低階固體廢棄物的最終處置場,評估發現壕溝貯存物造成廠外劑量累積的風險很低，但基於法律及道義責任，還是展開中期的復原工作，長期的復原工作則待 2120 年 Sellafield 整廠的最終狀態確立後，同時配合執行。<br>● 中期復原:源壕溝內未重新包裝(re-profiled)之廢料,進行重裝；源壕溝上方部分區域未加鋪柏油碎石覆蓋層，也全部加鋪成為一個整體性封蓋，並增設排水設施。<br>- 英國 Dounreay 廠<br>● 1950 年代建立數個研究用反應器及廢料處置/暫貯設施，自 2000 年起陸續進入除役階段。<br>● 最終狀態也如 Sellafield 一樣尚待決定，先復原至中期目標，未來再整廠復原至最終狀態。<br>4. 小結(13.4 節)<br>- 雖然除役與環境復原看似有不同內容與目標，但關係密切。 | |

| | | |
|---|---|---|
| | - 除役工作是否落實可目睹驗證(如建築物是否消失)，復原工作的成果通常藏於地下，需要有科學方法去驗證。 | |

# 行政院原子能委員會

# 委託研究計畫期末報告

## 計畫名稱：

# 核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究

## 子項計畫二：

# 國際除役技術指引和法規彙整之管制研究

**案號：AEC10801004L**

**執行單位：國立清華大學**

**計畫主持人：梁正宏**

**子項計二主持人：劉代欽**

**報告作者：劉代欽、張似琛、陳瑋**

**報告日期：中華民國 108 年 11 月**

# 摘要

本計畫執行國際除役技術指引與法規彙整的管制研究，為四年期計畫的第一年。以收集除役有關文件報告進行研析，提供我國管制機關管制建議，包含美國 NRC 近期除役法規修訂過程摘述，ANPR 意見彙整，此次除役法規增補的重點領域的整理，NUREG-1700 報告的摘述，德國原子能法第七條有關電廠拆除指引，也對除役過程視察作業的指引文件資料，IMC 2515 附錄 G -核電廠停機過渡階段之視察指引及 IMC 2561-核電廠除役視察計畫之相關資料彙整。

NRC 此次除役規範的增修，不是現行安全管制不足，而是就澄清除役作業的風險與疑義，簡化除役作業程序與提高彈性，建立一套與風險相符的管制規範，也對管制調整就利害關係人的影響與除役過程的利益進行分析，強化調整的正當性。電廠除役作業與運轉階段比較，因風險降低與差異，在安全管制設計上是應該調整的，但這過程管制機關如何有效視察管理，與對最後的執照終止審核，期將廠址以無限制使用為目標的達成在法規有關執行上的疑義，探討研析 NRC 有關的規範調整與經驗，也對德國有關電廠拆除指引摘述研析，提供管制機關建議。

本年度計畫執行就我國管制機關在法規面與執行面提出如下建議：

法規面

- 以我國除役法規架構，**建議**強化有關技術規範與指引，作法上除引用國際機構與核能先進國家技術規範外，也能彙整分類我國近年有關電廠除役的研究計畫，期能逐步建立適合我國除役使用的管制規範。
- 考量有效利用國內現有之資源與專業人力達成除役的目標，**建議**先以美國的除役法規與技術規範為主，IAEA 的安全技術規範為輔，而對日德法各核能先進國家的除役法規則視符合我國需要或是值得我國借鏡的部分先進行研析，而作全面性的除役法規整理與比較則視後續需求再規劃考慮。
- **建議**我國若進行除役法規調整時，考慮如 NRC 做法進行法規分析。
- **建議**管制機關從除役初期階段持續關注與電廠執照終止有關重要議題，例如最終狀態偵檢，例如在符合廠址無限制使用的目標下，對含短半衰期核種的固態物料進行

現地處置的作法等預做準備。而相關導則的建立尚不具急迫性，應從概念的建立開始。

執行面

- **建議**比較核能先進國家與我國在除役執行過程中實務上的差異，取其適合我國使用並為後續除役規畫與調整的參考，做為計畫後續執行探討的重點之一。
- 對於除役議題不僅是管制單位人員，工作人員與台電的管理階層皆應具備專業知識與必要資格。**建議**管制單位注意專業知識的傳承與傳遞，在漫長的除役期程扮演重要的角色，完善的紀錄保存將是很有幫助的。
- 美國民眾與民間機構團體表示反對放寬與免除某些除役管制的作法，**建議**管制機關若進行修改調整除役法規如美國 NRC 依風險相符的方式管制，進行更有效能的除役，需關注如何讓國人了解我國除役過程的法規管制調整是以保障公眾安全為目標並與風險相符為依據的調整。
- 美國此次除役法規修訂提出許多主題進行法規基礎與法規分析，主題包括了緊急應變計畫分級與要項內容，核子物料保安，網路安全，適職方案，合格燃料操作人員(CFH)資格與訓練，除役基金，除役過程廠內外財務保證與事故賠償約定等等，**建議**持續關注美國有關除役管制的作法。
- 我國核一廠已建有如 ISFSI 設施的用過燃料乾式貯存設施，**建議**管制機關對未來 ISFSI 使用時有關的管制規範逐步蒐集研析。
- 我國目前放射性廢棄物最終處置場尚未決定場址，對於除役過程所拆除的受放射性污染的廢棄物，設施經營者將如何處理？例如先作現場貯存的方式或是其他可行方案，**建議**此議題管制機關也該加以注意。

核電廠除役的順利完成，對執行過程的法規、技術規範指引與執行的安全管理，我們應從利害關係人的角度來考量建構。對民眾關心的放射性影響的風險，也需要以正當性，最適化與限制性的原則規畫進行。管制機關就放射性物質與輻射曝露進行法規導則與指引的制訂，透過稽查輔助與督導設施經營者能妥適的完成除役。而與環境保護有關以及非屬游離輻射的有毒害物質的管理，主管機關也應密切留意，設施經營

者也應善盡責任負責做好並完成除役，資訊公開透明，也都是未來除役過程我們應關注的要項。

關鍵字：除役作業、執照終止、無限制使用、ANPR、法規分析

## 英文名詞縮寫對照表

| | |
|---|---|
| ACRS | Advisory Committee on Reactor Safeguards |
| ADAMS | Agencywide Documents Access and Management System |
| AEA | Atomic Energy Act of 1954, as amended |
| ALARA | as low as reasonably achievable |
| AMP | aging management program |
| ANPR | advance notice of proposed rulemaking |
| ASN | Nuclear Safety Authority |
| BMU | Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety |
| BWR | boiling-water reactor |
| CDSM | Controlling the Disposition of Solid Materials |
| CFH | certified fuel handler |
| CFR | Code of Federal Regulations |
| COL | combined license |
| CSP | cyber security plan |
| DBA | design-basis accident |
| DCE | decommissioning cost estimate |
| DCSS | dry cask storage system |
| DOE | U.S. Department of Energy |
| DP | decommissioning plan |
| DTF | decommissioning trust fund |
| EA | environmental assessment |
| EAL | emergency action level |
| ECL | emergency classification level |
| EIS | environmental impact statement |
| EP | emergency preparedness |
| EPA | U.S. Environmental Protection Agency |
| EPZ | emergency planning zones |
| ER | environmental report |
| ERDS | Emergency Response Data System |
| ERO | Emergency Response Organization |
| ETE | evacuation time estimate |
| FEMA | Federal Emergency Management Agency |
| FFD | fitness for duty |
| FR | Federal Register |
| FOCD | foreign ownership, control, or domination |
| FSAR | final safety analysis report |

| | |
|---|---|
| GEIS | Generic Environmental Impact Statement |
| HAB | hostile action-based |
| IAEA | International Atomic Energy Agency |
| IFMP | Irradiated Fuel Management Plan |
| IMC | Inspection Manual Chapter |
| IMP | insider mitigation program |
| INES | International Nuclear and Radiological Event Scale |
| IOEP | independent spent fuel storage installation-only emergency plan |
| IP | inspection procedure |
| IR | inspection report |
| IRSN | National Institute for Radiation Protection and Nuclear Safety |
| ISFSI | independent spent fuel storage installation |
| KTA | Nuclear Safety Standards Commission |
| LTP | License Termination Plan |
| LTR | License Termination Rule |
| MBDBE | mitigation of beyond-design-basis events |
| MRS | monitored retrievable storage |
| NEI | Nuclear Energy Institute |
| NEPA | National Environmental Policy Act |
| NEPA | National Environmental Policy Act |
| NLO | Non-Licensed Operator |
| NMSS | Office of Nuclear Material Safety and Safeguards |
| NRA | Japan Nuclear Regulation Authority |
| NRC | Nuclear Regulatory Commission |
| ORO | Offsite Response Organization |
| PA | Protected Area |
| PAA | Price-Anderson Act |
| PAGS | protective action guides |
| PDEP | permanently defueled emergency plan |
| PS | physical security |
| PSDAR | Post-Shutdown Decommissioning Activities Report |
| PSEP | Post-Shutdown Emergency Plan |
| PWR | pressurized-water reactor |
| RA | Regulatory Analysis for the Proposed Rule |
| RAI | Request for Additional Information |
| RB | Regulatory Basis Document |
| REM | roentgen equivalent man |
| REP | radiological emergency preparedness |

| | |
|---|---|
| RIS | Regulatory Issue Summary |
| RSK | Reactor Safety Commission |
| SFP | spent fuel pool |
| SNF | spent nuclear fuel |
| SRP | Standard Review Plan |
| SSC | structures, systems, and components |
| SSCE | site-specific cost estimate |
| SSK | Commission on Radiological Protection |
| SSP | Simplifications in the area of Safety Specifications |
| STA | shift technical advisor |
| TEDE | Total Effective Dose Equivalent |
| TSN | Transparence and Security in Nuclear Field Act |
| UA | Unescorted Access |
| UAA | Unescorted Access Authorization |

# 目錄

**摘要** ..... **I**
**英文名詞縮寫對照表** ..... **IV**
**目錄** ..... **VII**
**圖目錄** ..... **IX**
**表目錄** ..... **X**
**第一章、緒論** ..... **11**
**第二章、美德日法的除役法規架構** ..... **12**
2.1 美國的除役法規架構 ..... 14
2.1.1 上層法規架構-有關法案(Acts) ..... 15
2.1.2 中層法規架構-聯邦法規(CFR) ..... 16
2.1.3 下層法規-法規指引(Regulatory Guides) ..... 17
2.1.4 下層法規-NUREG 指引(NUREG Guidance) ..... 18
2.2 德國的除役法規架構 ..... 20
2.2.1 法規層級 ..... 21
2.2.2 法規指引 ..... 22
2.2.3 國際法規，標準和建議 ..... 23
2.3 法國的除役法規架構 ..... 23
2.3.1 初級立法和通用法規-基礎核設施的監管、資訊與組織 ..... 25
2.3.2 有關除役/拆除的具體活動或設施的法規 ..... 26
2.3.3 有關執行除役/拆除的導則 ..... 27
2.4 日本的除役法規架構 ..... 28
2.4.1 法規架構說明 ..... 29
2.4.2 重要的除役法規[18] ..... 30
2.4.3 除役執行的規範要項[16] ..... 33
2.5 彙整與建議 ..... 37
**第三章、美國除役法規演進** ..... **40**
3.1 美國現有除役法規概述 ..... 41
3.1.1 1996 年除役法規 ..... 41
3.1.2 1997-2014 年除役法規 ..... 43
3.2 NRC 的法規制定過程 ..... 57
3.3 除役法規預先通知(ANPR) [24] ..... 60
3.3.1 ANPR 相應意見彙整 ..... 62
3.4 除役法規基礎(RB) [24] ..... 65
3.4.1 附錄 A 緊急應變 ..... 67
3.4.2 附錄 B 核子物料保安 ..... 70
3.4.3 附錄 C 網路安全 ..... 71
3.4.4 附錄 D 人員藥物與酒精測試 ..... 72
3.4.5 附錄 E 人力精簡與人員證照規範，用過核燃料作業人員的規範 ..... 73
3.4.6 附錄 F 除役基金保證 ..... 75

3.4.7 附錄 G 廠內與廠外財務保護規範與損害賠償協議 ..... 77
3.4.8 附錄 H 現行除役的法規方法 ..... 78
3.4.9 附錄 I 回溯法案的應用 ..... 87
3.4.10 附錄 J 設施老化管理 ..... 89
3.4.11 附錄 K 疲勞管理 ..... 91
3.5 除役法規分析(RA) [26] ..... 92
3.5.1 緊急應變 EP ..... 95
3.5.2 核子物料保安 ..... 107
3.5.3 網路安全 ..... 109
3.5.4 人員藥物與酒精測試 ..... 110
3.5.5 認證燃料處理程序的定義和免除輪班技術顧問 ..... 111
3.5.6 除役資金保證 ..... 112
3.5.7 廠內外金融保護規範與賠償約定 Offsite and Onsite Financial Protection Requirements and Indemnity Agreements ..... 115
3.5.8 環境影響的考慮 ..... 116
3.5.9 紀錄保留規範 ..... 117
3.5.10 低放射性廢棄物運送 ..... 118
3.5.11 用過燃料管理計畫 ..... 118
3.5.12 回溯改善的規定 (Backfit Rule) ..... 119
3.5.13 外籍擁有權與控制權(foreign ownership, control, or domination, FOCD) ..... 120
3.5.14 釐清許可終止計畫規範的範圍 ..... 121
3.6 結論與建議 ..... 121
**第四章 美國核管會除役視察資料彙整 (IMC、IP、IR) ..... 124**
4.1 視察手冊(IMC)及視察程序書(IP)資料彙整 ..... 125
4.2 視察報告(IR)資料彙整 ..... 134
4.3 資料初步研析及未來工作建議 ..... 144
**第五章、除役審查技術文件 NUREG-1700 與德國除役相關法條指引 ..... 146**
5.1 NUREG-1700 重點內容摘述 [39] ..... 146
5.2 Guide To The Decommissioning, The Safe Enclosure And The Dismantling Of Facilities Or Parts Thereof As Defined In 7 Of The Atomic Energy Act 重點摘述 [43] ..... 154
5.3 結論與建議 ..... 173
**第六章、結論 ..... 177**
6.1 我國除役管制法規建議 ..... **錯誤! 尚未定義書籤。**
6.2 未來工作規劃 ..... **錯誤! 尚未定義書籤。**
**參考文獻 ..... 180**
**附件一 NUREG-1700 Rev.2 附錄文件 ..... 183**

# 圖目錄

圖 2- 1 我國除役法規架構圖 ..... 13
圖 2- 2 美國除役法規架構圖 ..... 17
圖 2- 3 德國除役法規架構圖 ..... 21
圖 2- 4 法國核能法規架構 ..... 24
圖 2- 5 日本核能安全法規架構 ..... 29
圖 2- 6 日本核能管制政府機構 ..... 30
圖 2- 7 反應器運營週期各階段的法規對應[16] ..... 31
圖 3- 1 為 NRC 管制運作的系統 ..... 58
圖 3- 2 典型的法規建立過程與要項 ..... 59
圖 3- 3 法規基礎草案與初級法規分析草案的意見提出者分類 ..... 61
圖 3- 4 除役時程圖 ..... 82

# 表目錄

表 3- 1 限制性使用風險揭露的行政控管建議 ..... 47
表 3- 2 新除役法規建立的活動事項 ..... 60
表 3- 3 法規基礎草案與初級法規分析草案的意見回饋參考資料 ..... 61
表 3- 4 採用 NRC 建議的修訂方案與採用不修定作法的成本效益差 ..... 94
表 3- 5 二級別方式 ..... 116
表 4- 1 建議增加視察次數之項目 ..... 126
表 4- 2 建議減少視察次數之項目 ..... 127
表 4- 3 建議不改變視察次數之項目 ..... 128
表 4- 4 為整體之基礎視察計畫 ..... 129
表 4- 5 核電廠除役核心視察程序書 ..... 130
表 4- 6 核心視察程序書之建議年視察時數 ..... 131
表 4- 7 其他輔助視察指導文件之彙整 ..... 132
表 4- 8 美國已除役核能電廠一覽表 ..... 135
表 4- 9 美國除役中核能電廠一覽表 ..... 136
表 4- 10 Zion 電廠 units 1&2 2000-2018 年視察報告彙整表 ..... 137
表 4- 11 San Onofre 電廠 units 2&3 2012-2019 年視察報告彙整表 ..... 140
表 4- 12 San Onofre 電廠 unit 1 1992-2019 年視察報告彙整表 ..... 143
表 5- 1 符合執照終止的輻射標準之參考評估標準 ..... 150

# 第一章、緒論

## 計畫目的與工作內容

核子反應器設施管制法第 23 條規定:「核子反應器設施於運轉執照有效期間內，因故不繼續運轉時，經營者應於永久停止運轉後三年內，提出除役計畫。」，我國核一廠已通過除役計畫的審查於今年(108)開始進入 25 年除役的階段，而其他核電廠的運轉執照也將陸續屆期。為協助管制機關強化對於除役作業的安全審查與管制能力，本研究計畫內容在「核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究」中之研究焦點則放在除役法規與管制面上。本報告內容為上述提及之研究計畫的子項計畫二「國際除役技術指引和法規彙整之管制研究」，按本團隊於招標時提出之計畫書內容此計畫目的乃係藉由蒐集彙整國際除役法規和相關安全指引/導則並予以比對之研究工作，作為我國核電廠除役管制研究之參考依據。透過蒐集彙整之核電廠除役相關條文，進行應用於我國核電廠之適切性評估，因應我國情境建議相應修正與細節補充。列舉本年度(108 年)工作如下：

(1) 整理美國、德國、日本、法國除役法規架構，做為本計畫除役技術指引與法規彙整計畫執行的參考。

(2) 探討美國除役相關法規演進情況，關注年代著重在近期的演進情況(2014 年以後)，提出建議作為主管機關法規研修的參考。

(3) 探討除役審查技術文件 NUREG-1700，進行摘譯，因應我國情況提出相應管制建議。

(4) 分析比較德國除役相關法條“Guide to the decommissioning, the safe enclosure and the dismantling of facilities or parts thereof as defined in § 7 of the Atomic Energy Act”，進行摘譯，因應我國情況提出相應管制建議。

(5) 蒐集美國 NRC Inspection Manual Chapter (IMC)中，有關電廠除役之定期安全檢查相關法規資料，為下一年度(109)提出我國電廠除役定期安全檢查建議延伸工作之準備。

# 第二章、美德日法的除役法規架構

我國核一廠已通過除役計畫的審查也完成環評審查，今年(108)開始進入 25 年除役的階段，依照執照許可運轉的期限，隨後核二廠與核三廠也會在近年中陸續進入除役階段。核電廠不論是處在運轉或是永久停機進入到除役階段，其對公眾與環境的安全防護管制，都受到國人相當關注。在除役過程中，如何在妥適的管制與指引下進行除役，以有效率且安全的方式進行除役作業達到除役的目標，世界各核能先進國家既有的經驗非常值得我國參考，這經驗不僅僅是除役作業的技術，除役的法規與除役規範指引也是非常重要的部分。雖然在法規方面會牽涉到各國國情或是民情上有不同，政府體制也有不同的地方，但是應能提供我國除役管制作為上值得參考之處。

國人對我國核能電廠除役的進展，隨著有關訊息受傳播媒體的關注，國人的關心程度也明顯提升，許多機構團體的參與度也增加，十分關注核電廠除役後的放射性廢棄物處理與處置的問題。所以核電廠除役的議題，在管理與管制層面上，藉由更完整清晰的除役法規設計，讓所有利害關係人-除了電廠經營者、地方政府與主管機關外，民眾與有關團體機構，都可以更清楚了解除役作業的安全防護，讓我國核電廠的除役能更順利的進行完成。

本計畫先對美、德、日、法等核能先進國家進行法規架構整理，這部分將有助於本計畫後續執行的法規資料彙整與銜接。有關上述美德法日各國的除役法規與除役策略等部分，過去國內已陸續有一些計畫進行研究探討，因此本章除了參考國外資料外，主要也參考了國內的計畫報告等資料加以整理，為輔助本計畫執行而用。[1,2,3]

依我國中央法規標準法通則將法規分為三級，法、命令與行政規則。而我國除役的法規架構以圖 2-1 表示，第一層是法的層級，例如核子反應器設施管制法、游離輻射防護法、放射性物料管理法、核子事故緊急應變法及核子損害賠償法等。中間第二層是命令的層級，例如核子反應器設施管制法施行細則，核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法，第三層是行政規則，除役計畫導則與除役計畫審查導則等，以上這三層是依我國的中央法規標準法對法令制定的通則規定。但除了法規外，許多核能先進國家的除役作業也將許多的技術規範與指引納入做為參考，在我國除役計畫也準用國外經認可的技術規範與指引，這雖非屬我國法規，但是將其置於最下層，讓核電廠除役過程的管制架構更扎實完整。




圖 2-1 我國除役法規架構 (本圖引用自原能會簡報資料)

在此列出我國核電廠除役的主管機關原子能委員會目前有關除役的法規、命令與行政規則。

[ 法 ]核子反應器設施管制法

[ 法 ]游離輻射防護法

[ 法 ]核子事故緊急應變法

[ 法 ]放射性物料管理法

[ 法 ]核子損害賠償法

[命 令]核子反應器設施管制法施行細則

[命 令]核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法

[命 令]核子反應器設施品質保證準則

[命 令]核子保防作業辦法

[命 令]游離輻射防護法施行細則

[命 令]游離輻射防護安全標準

[命 令]放射性物料管理法施行細則

[命 令]一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法

[命 令]放射性物質安全運送規則

[行政規則]核子反應器設施除役計畫導則

[行政規則]核子反應器設施設計修改及設備變更申請審核作業規範

[行政規則]核子事故緊急應變及通報辦法

[行政規則]核子事故緊急應變基本計畫

[行政規則]核子事故民眾防護行動規範

[行政規則]放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則

[行政規則]輻射工作場所管理與場所外環境輻射作業監測作業準則

[行政規則]環境輻射監測作業規範

[行政規則]核子設施廠區試樣放射性分析行動基準

[行政規則]環境輻射偵測品質保證規範

[行政規則]核子燃料運作管理規則

[行政規則]放射性廢棄物運作許可辦法

## 2.1 美國的除役法規架構

美國的除役法規因其核能工業的特性而體系十分複雜。美國核能科技應用包括有國防與民生，國防方面的管制與能源的發展屬於能源部(Department of Energy, DOE)的權責，而民用的核能管制屬於核管會(Nuclear Regulatory Commission, NRC)。民用核能工業系統非常龐大，肇因於美國有多種用途的反應器，核工業也涵蓋核子物料的生產，鈾礦的回收與核燃料循環等。所以美國進行核子設施除役的範圍，遠比我國複雜很多，其除役對象至少就包括了核物料廠址的除役、核能反應器與廠址的除役、研究與測試反應器與廠址的除役、鈾回收場的除役、核燃料循環設施的除役。

美國是聯邦政府的憲政體制型態，各州政府對許多重大政策擁有相當程度的權力，以核反應器來說，反應器與廠址散布各州，且其數量眾多外，不同反應器系統供應商對反應器也有不一樣的設計。另外，美國國情特別強調對於重大公共決策過程都要求開放與透明，並且要擴大公眾的參與，所謂的利害關係人都可以藉由法律的規範以維護自身的權益，不論是參與法規的制定或是修訂。所以美國核能管制是在龐大而複雜的國家法律架構下運作的。這龐大而複雜的管制法規，我們以圖 2-2 的法規架構圖進一步說明。與大多數國家相同，美國核能安全有關管制法規也呈現金字塔形架構，分為四個層級。金字塔的頂端是美國的憲法或可稱為基本法。第二層級是原子能法案、國家環境政策法案等相關的法案；聯邦法規(Code of Federal Regulations , CFR)則處於第三層級；各項技術標準和法規指引則在法規架構的底部，屬於第四層級。

### 2.1.1 上層法規架構-有關法案(Acts)

我們從第二層級說明除役法規有關上層法律架構。這層級屬於國會通過的法案，有一些是專門針對核能領域的，也有一些是應用在所有政府的活動之中。以下列出幾個美國核能安全管制作業所依據之最重要的法案。[3]

1. 1954 年 - 新版原子能法案：這是最重要的核能管制法案，它確立了利用核能之全面性的法律架構。為推動原子能和平用途計畫，修改了 1946 年的原子能法，新版原子能法案賦予原子能委員會(AEC)更明確的功能及角色，以推動民用的核子科技(例如核能發電)，也擴大對原子能委員會的授權，同時負責管制有關安全。

2. 1957 年 - 普萊士安德森核能工業賠償法案（The Price-Anderson Act, PAA）：採用限制核能電廠業主賠償責任，和協助業主建立損害賠償支付之互保系統，同時又可確保、並兼顧廣大民眾的索賠權益。

3. 1974 年 - 能源重組法案：國會通過 1974 年，裁撤原子能委員會，另創建兩個新的機構，於 1975 年元月，另行成立核能管制委員會（NRC）負責民用核能安全之管制事宜，而核能開發和推廣的角色，則由新成立的能源研究與發展總局（ERDA）擔任，1977 年又以 ERDA 為主體另成立能源部（DOE）。[4]

另外，不專屬於核能領域但是對核能安全管制有重大影響的法案，例如 1969 年-國家環境政策法案（National Environmental Policy Act, NEPA）：規定所有聯邦級的主要工

程計畫，須提交環境影響報告書（Environmental Impact Statements, EIS）。每一個核能反應器的建設計畫，都被認為當然是一個聯邦級的主要工程計畫。

### 2.1.2 中層法規架構-聯邦法規(CFR)

核管會實際管制核能安全有關作業所依據的法規，主要是位於法規金字塔架構第三層的美國聯邦法規（CFR）。標題 10 CFR 是能源相關的法規，其內容包含了所有 NRC 執照審查、核發、及管制等普遍適用之基本法規，以及許多的技術標準。

以目前除役有關法規，設施經營者可依循在聯邦法規第 10 篇中有關核設施除役的法規規定，遵循 10 CFR 50.82 或 10 CFR 52.110 中的除役條文來進行各階段的作業，待除役完成後得以 10 CFR 50 或 10 CFR 52 的規定依法解除電廠現有的執照。但現在 NRC 正進行新除役法規的修訂，上述 10 CFR 50 和 10 CFR 52 都會進行修訂。現將聯邦法規第 10 篇中有關核設施除役的法規整理如下，而以下所列這些法規，是此次核管會除役新法規的修訂，極可能會受到影響的幾項法規。[5]

- 10 CFR Part 20, “輻射防護標準”“Standards for Protection Against Radiation”
- 10 CFR Part 26, “適職方案”“Fitness for Duty Programs”
- 10 CFR Part 50, “有關國內核子生產設施執照之規範” “Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities”
- 10 CFR Part 51, “與環境保護有關國內執照許可及相關法規”“Environmental Protection Regulations for Domestic Licensing and Related Regulatory Functions”
- 10 CFR Part 52, “核能電廠的執照, 認證, 及批准”“Licenses, Certifications, and Approvals for Nuclear Power Plants”
- 10 CFR Part 72, “用過核燃料的獨立乾貯存設施及超 C 類放射性廢棄物的執照規範”“Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel, High-Level Radioactive Waste, and Reactor-Related Greater Than Class C Waste”
- 10 CFR Part 73, “廠內設施及物品的保安措施” “Physical Protection of Plants and Materials”
- 10 CFR Part 140, “廠方財務保護規定及賠償協定”“Financial Protection

Requirements and Indemnity Agreements”

### 2.1.3 下層法規-法規指引(Regulatory Guides)

美國有關原子能法規的重要指導文獻，就性質上有針對特定法規議題的法規指引系列(Regulatory Guides, RG-系列)，以及一般性法規議題系列(NUREG Guidance, NUREG系列)。這二系列的指導文獻，均位處於美國法規金字塔架構的最下層，為第四層級。

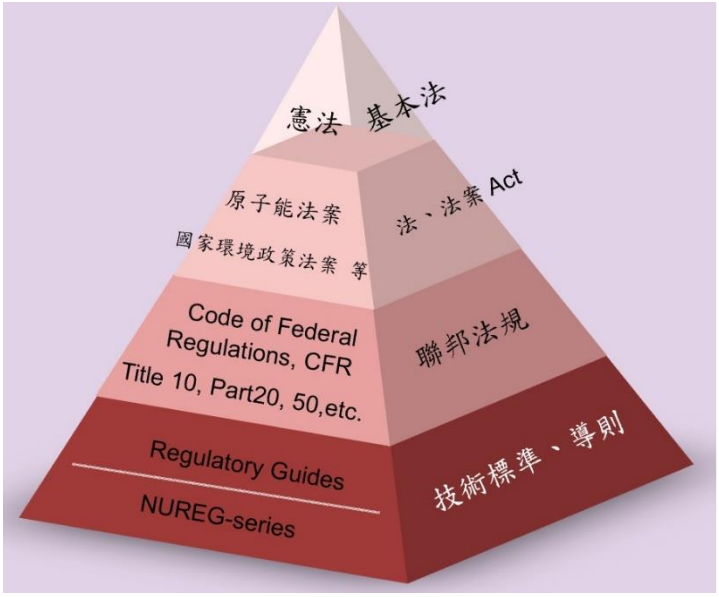



圖 2-2 美國除役法規架構圖

法規指引目的在提供設施經營者及執照申請人，在配合執行核管會各項法規的一個指引，是核管會法規體系之中很重要的一環。法規指引可提供業者有關核管會評估某些問題或事故分析時，所使用的方法和技術；可提供業者有關在審查許可或運轉執照時，所需參考的具體數據；可告知業者，申請有關作業時，所應提交之文件及其應有之內容。法規指引分為 10 個組別，其中的第 1、4、7、8、9 項與除役有關，10 項的內容如下[6]：

1. 電廠反應器(Power Reactors)
2. 研究反應器(Research and Test Reactors)
3. 燃料及物品設施(Fuels and Materials Facilities)
4. 環境與廠址(Environmental and Siting)
5. 物質與電廠保護(Materials and Plant Protection)

6. 輻射源(Products)

7. 運輸(Transportation)

8. 員工保健(Occupational Health)

9. 反托拉斯與財務保障(Antitrust and Financial Review)

10.一般性的(General)

整理蒐集到跟電廠除役有關的幾個重要的法規指引有

- Regulatory Guide 1.184-電廠除役規範 ”Decommissioning of Nuclear Power Reactors”
- Regulatory Guide 1.185-PSDAR 標準格式規範 ”Standard Format and Content for Post-Shutdown Decommissioning Activities Report”
- Regulatory Guide 1.191-電廠除役與永久停機期間火災防護程序“Fire Protection Program For Nuclear Power Plants During Decommissioning and Permanent Shutdown”
- Regulatory Guide 1.159-電廠除役基金保證”Assuring the Availability of Funds for Decommissioning Nuclear Reactors”
- Regulatory Guide 1.179-電廠終止執照計畫標準格式規範 ”Standard Format and Content of License Termination Plans for Nuclear Power Reactors”
- Regulatory Guide 1.202-電廠除役費用評估標準格式規範 “Standard Format and Content of Decommissioning Cost Estimates for Nuclear Power Reactors”

### 2.1.4 下層法規-NUREG 指引(NUREG Guidance)

NUREG 文件在法規金字塔架構之層次亦屬第四級，內容上主要關於法規決策、研究結果、事故分析結果、或是技術性的資訊。若以性質而論，它偏向是有關法規或法規指引的一種技術性報告，所以 NUREG 文件並不是法規，也非強制性的文件，但提供了一個範圍廣泛的技術課題之討論平台。可概分為下列七類：[7]

- NRC 工作人員編纂報告(Publications Prepared by NRC Staff ) NUREG-(nnnn)

- NRC 工作人員編纂手冊(Brochures Prepared by NRC Staff ) NUREG/BR-(nnnn)
- NRC 工作人員或是合約商編寫的會議手冊(Conference Proceeding Prepared by NRC Staff or Contractors ) NUREG/CP-(nnnn)
- NRC 合約商編寫的報告(Publications Prepared by NRC Contractors ) NUREG/CR-(nnnn)
- 國際協議出版品(Publications Resulting from International Agreements) NUREG/IA-(nnnn)
- NRC 工作人員知識管理編寫的報告(Publications Prepared by NRC Staff for Knowledge Management) NUREG/KM-(nnnn)
- 跨部會文件搜尋管理系統的報告(Publications Available in the Agencywide Documents Access and Management System, ADAMS)

蒐集到跟電廠除役有關的幾個重要的 NUREG 系列文件如下：

- Consolidated Decommissioning Guidance (NUREG-1757)
- The Standard Review Plan for Evaluating Nuclear Power Reactor License Termination Plans (NUREG-1700, Rev. 2)
- Final Generic Environmental Impact Statement on Decommissioning of Nuclear Facilities (NUREG-0586)
- Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM) (NUREG-1575)
- Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment Manual (MARSAME); A Supplement to MARSSIM (NUREG-1575, Supp. 1)
- Technical Study of Spent Fuel Pool Accident Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants (NUREG-1738)
- Consequence Study of a Beyond-Design-Basis Earthquake Affecting the Spent Fuel Pool for a U.S. Mark I Boiling Water Reactor (NUREG-2161)

其中的二份 NUREG 系列文件，The Standard Review Plan for Evaluating Nuclear Power Reactor License Termination Plans (NUREG-1700, Rev. 2)，以及 Consolidated Decommissioning Guidance (NUREG-1757)，是本計畫規劃進行研析的報告文件，NUREG-1700, Rev. 2 在今年完成，而 NUREG-1757 則在明(109)年進行研析。

## 2.2 德國的除役法規架構

德國原子能法中明訂其管制目標：

1. 以有條理的方式逐步停止使用核能於商業發電，並確保在停止之前的持續運作
2. 保護生命，健康和財產免受核能危害和游離輻射的有害影響，並為核能或游離輻射造成的損害和傷害提供補償，
3. 防止德國的內部或外部安全受到核能的施加或釋放的危險
4. 使德國能夠履行其在核能和游離輻射防護領域的國際義務

德國關於核能電廠除役程序的法規是建立在原子能法，以及條例辦法與通用性行政規則。作法上依原子能法授權聯邦政府，發布補充條例及其他的行政通則，再由各州當局代表聯邦政府施行，聯邦政府則負責各聯邦州有關原子能法施行的合法性和合宜性[3]。規定各州主管當局應接受聯邦最高主管機關的指導，德國最高核能安全主管機關是BMU（Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety，BMU），負責聯邦環境、自然資源保護、和核能安全等事務。

圖 2-3 為德國除役法規架構[8]，自基本法以下，德國除役法規架構可分為八個層級。最上層的基本法規規定了聯邦政府和各州在有關利用核能的事項上，在立法和行政之職能分工，同時做為建立相關核能法規之基本依據。德國在核能安全管制執行上有一特點，由聯邦各州政府負責對設施經營者核能有關的執照的申請審查與督察責任，包括核設施除役作業。德國這種由聯邦各州政府負責核能安全管制，並負責核發核能許可執照的體制，而不是由國家授權的單一機構負責有關作業的審查與安全管制工作。

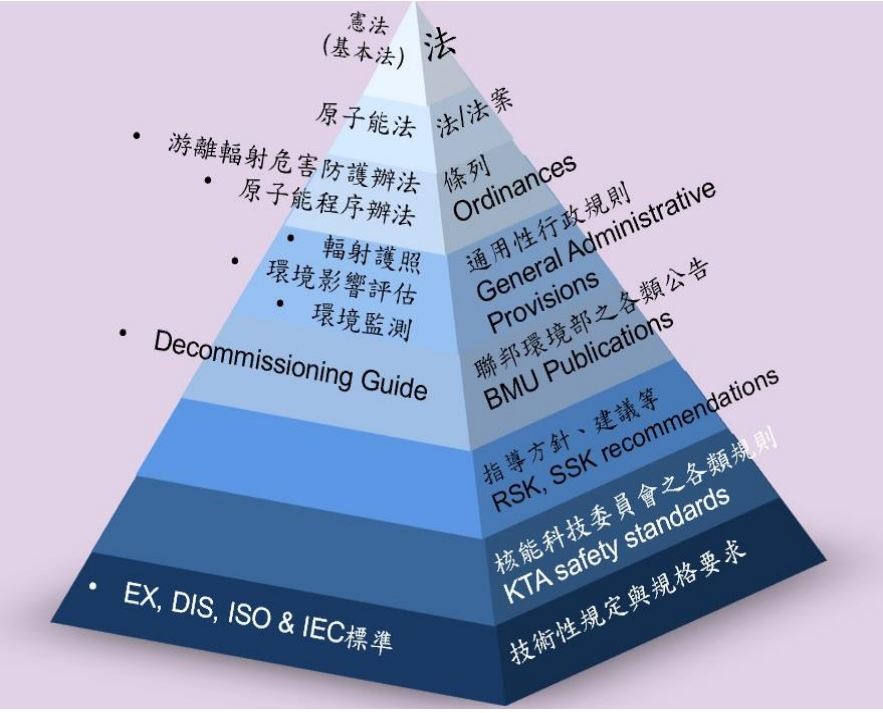



圖 2- 3 德國除役法規架構圖

### 2.2.1 法規層級

德國除役有關法規層級，指的是圖 2-3 所示的基本法、原子能法、條例與辦法以及通用性行政規則。在 2.2.2 所提德國法規層級較下層的部分，如 BMU 所發布公告，或是其他機構發布的指引與建議等，屬於沒有法規強制性的。

原子能法（1959 年聯邦法案有關原子能和平利用及防止危害之保護，Federal Act of 1959 on the Peaceful Uses of Atomic Energy and Protection Against Hazards ），期間進行了多次修訂，目前的版本是 2016 年 12 月 15 日通過的修訂版。[9]

原子能法中與除役相關的條文有原子能法第 2 條之 1 第 1 項-環境影響評估程序，這評估程序屬於核能發電廠之除役、安全封存或拆卸等事項所進行之許可程序之一部分，第 7 條第 1 項之 1 第 1 句-對於各該核電廠之最終營運期限予以明文規定，第 7 條第 3 項-明文規定對於第 1 項第 1 句所定設備之除役，以及已完全除役設備之安全封存，或是設備或設備部分之拆卸，須向主管機關申請並取得許可後，方得為之，並由「原子能法第 7 條設施許可程序辦法」予以規範。

原子能法施行補充有關除役管制的條例，特別重要的是原子能法第 7 條設施許可程序辦法(AtVfV) [10] (2006 年 11 月 9 日最後修訂)，以及游離輻射防護危害辦法(StrlSchV)

[11] (2016 年 4 月 27 日最後修訂)。

德國核設施除役需由各自的管制機關核發執照，核設施與相關輻射作業，包括核設施除役之申照與檢查，是屬聯邦各州的責任，有關執照申請、指定文件的補充都必須提交至各自聯邦州主管機關。在原子能法第 7 條設施許可程序辦法(AtVfV)中，除規範除役程序與所需補充文件外，還包含特定的與除役有關的條款，特別是環境影響法與設施許可程序辦法第 19 條(b)中的第 3 方的參與，以及第 3 條第 1 項其它規定涉及必須提交放射性殘留物的文件。[10]

另一重要的規範是游離輻射防護危害辦法(StrlSchV)，與核設施除役也密切相關。條文內容指明如何防止游離輻射傷害，有關技術與操作手續及預防措施。明確將原子能法第 7 條第 3 項所定設備或設備部分之除役、安全封存及拆卸等納入其適用範圍之中，也對防護游離輻射之危害所應採取之技術與營運措施、程序，以及相關預防措施予以明文規定。針對與放射性物質，以及受放射性物質污染之動產、建築物、表土、設備或設備部分之移除，所謂釋出處分，所應具備之要件予以明定(第 29 條)。明定聯邦政府於經聯邦參議會之同意後，得就調查輻射曝露之相關事項訂定前述一般性行政規則以作為規範(第 47 條)。[11]

依據德國環境影響法(EIA)，核設施除役需進行環境影響的評估，原子能法及設施許可程序辦法中亦提出除役的環境影響評估的相關規定。

除了上述二個重要的條例辦法外，另外跟除役有關的，還有原子能法之成本辦法(Cost Ordinance under the Atomic Energy Act (AtKostV))，2013 年 8 月 7 日版本;原子能法中規範防止放射性物質盜用、擴散或大量釋放防制的可靠性審查辦法(Nuclear Reliability Verification Ordinance (AtZüV))，核能安全管理人員及事故通報辦法(Nuclear Safety Officer and Reporting Ordinance (AtSMV))。

### 2.2.2 法規指引

如圖 2-3 所示，法規指引包含聯邦政府內政部和聯邦環境，自然保護，建築和核安全部（BMU）的各類公告（標準，原則，指南，建議），有關機構的指導方針建議，例如核安全標準委員會（Nuclear Safety Standards Commission, KTA）的標準，反應器安全委員會(Reactor Safety Commission, RSK)和輻射防護委員會(Commission on Radiological Protection, SSK）的建議等，核能科技委員會各類規則，以及技術性規定與規格要求。

BMU 的公告等同於 KTA 的標準，有關除役規則的類型分為 3 類，

第 1 類：規則通常適用，因此在除役程序應予以考慮。

第 2 類：規則與除役程序無關。但是，如果施工措施可能必須在除役或重大使用變更的框架內進行，則可以適用於第 3 類保護目標。

第 3 類：規則適用於防護的目標或部分適用於除役程序，考慮修改的要求其建造和營運相比，在許多方面減少了潛在危害。

由 BMU 發布的"除役、安全封存、設施拆卸指南，"內含有各種標準、原則、方針及建議，雖然此份指南對於相關許可程序之進行並不具有規範拘束力，但是內容上很值得研析提供主管機關參考。

另外簡單整理一些指導方針與技術標準如下：

- ESK 有關除役建議，"核設施除役準則，"2015 年 3 月 16 日。
- RSK 有關除役建議，尚無關於核設施除役程序的一般性建議。到目前為止的建議有關陳述是指實際的除役程序。
- SSK 有關除役建議，目前尚無關於核設施除役程序的一般性建議。到目前為止的陳述是指實際的除役程序。在除役程序中應考慮有關電廠特性輻射防護問題的建議。
- 各州核能委員會的決定。

### 2.2.3 國際法規，標準和建議

德國除役的規範也參考了國際法規標準和建議，例如歐洲原子能組織條約(Euratom Treaty)，巴黎公約(Paris Convention)，IAEA 的用過核燃料與核廢料管理公約(Convention on spent fuel and nuclear waste management)與規範標準等。

## 2.3 法國的除役法規架構

法國的核設施在營運期屆滿後，核設施與裝置需要在限定的時間內除役和進行拆除(法國環境法典第 L. 593-25 條（能源轉型法及 2016-128 號令亦同）規定)。核設施（包

括核能發電廠，研究用反應器，其他研究設施等）在所有過程中，都必須維持處於符合規範的安全狀態，即使反應器已經永久停止營運，也要考慮在進行除役的拆除作業時，個別設施的具體性質。除役過程中的拆除作業所產生的放射性廢棄物，不論是運輸過程還是廢棄物管理，也都必須以維護環境與民眾安全的原則進行，並符合法規的管制。

法國核能安全的法規體系，可分為法律(Law)、行政命令(Decree)、地方政府的行政命令(Order)與指引(Guide)。[12]，如圖 2-4 所示，法國核能法規架構的上二層是憲法與歐盟的條約與公約的層級，法國的內國法層級則從第三層法律性規範與法規開始，其中的 Law 與部分的 Decree 有強制性，第四層的通用性法規(Regulation)則包含行政命令與政府單位依其權責發布適用於核能各項作業的命令(Order)，其它有關指引(Guide)則屬於更下一層。前段所述有關的法規管制，法國於 2006 年頒布了兩個重要的法律：一為“核領域的透明度和安全性”法（2006 年 6 月 13 日），以下稱“TSN 法案(Transparence and Security in Nuclear Field, TSN)” [14] ，該法案對於核設施的申請、設計建造、營運以及除役過程中的安全性進行規範。並依據 TSN 法案的授權，設立了核能安全署(Nuclear Safety Authority, ASN)，其主要任務為法規、監管與資訊公開。ASN 是一個獨立的行政機構，ASN 由 5 名委員組成獨立的委員會，委員會下設一個總局和 11 個部門。另一個法為關於放射性物質和廢棄物管理的規劃法（2006 年 6 月 28 日），此“規劃法”的條文內容已納入“環境法”中。

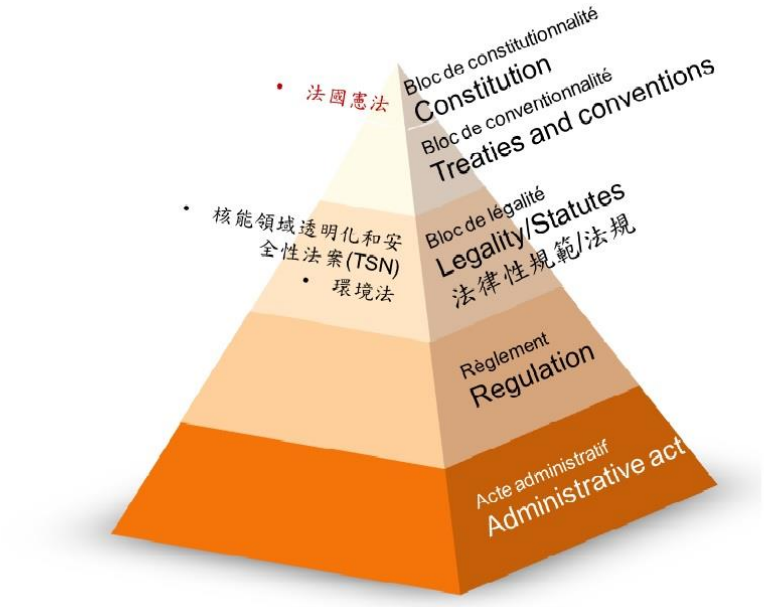



圖 2-4 法國核能法規架構

ASN 代表法國確保監督核安全和輻射防護，以保護人類和環境。它通知公眾並有助於開明的社會選擇。ASN 以嚴謹和洞察力來決定和行動，其目的是實施公民認可的監督，並將其視為國際上良好做法的基準。在法規執行過程為達到管制的目標，只要ASN認為有必要，ASN可向其技術支援組織，主要是IRSN (National Institute for Radiation Protection and Nuclear Safety, IRSN)，尋求技術上的建議。IRSN是一個獨立的技術安全顧問組織，對重要的核設施活動，支援協助 ASN 對於管制上主要問題的技術審查，例如核設施或作業的許可申請，IRSN 會提交其諮詢專家組分析的意見給 ASN，若是對於管制上的次要事項，例如某些安全分析，則由 IRSN 直接提送審查建議給 ASN。所以許可申請的許可程序的最終確定，會基於 ASN 和其他支援組織的建議。[15]

### 2.3.1 初級立法和通用法規-基礎核設施的監管、資訊與組織

TSN 法案對基礎核設施在營運過程，基礎核設施須遵守如下的通用規定：

- 規定了核能活動的主要原則（包括關於核設施終止營運和除役/拆除的條件和程序的規範）
- 設立獨立的行政機構 ASN（並定義其作用以及政府的功能）
- 核能活動資訊的透明度
- 修訂核設施管理的行政框架，澄清和加強監管系統以及適用的處罰

2007 年 11 月 2 日第 2007-1557 號法令(行政命令-basic nuclear installations and the supervision of the transport of radioactive materials with respect to nuclear safety)。該法令是關於基礎核設施的定義，許可和監管，也包括核廢料處理廠，貯存設施和處置設施，和短半衰期放射性廢棄物，低放射性廢棄物以及中階放射性廢棄物的管理。該法令關於基礎核設施永久停機和除役/拆除的許可程序，這部分與"TSN 法案" (2006-686 號法案)的規定有關。

2012 年 2 月 7 日的部長命令，規定了每座基礎核設施的操作員必須遵守的原則和規則，以確保其設計，建造和操作的品質。

**除役的法規與通用規定**

法國關於除役的法規，主要是"TSN 法案"（法律 2006-686）和 2007 年 11 月 2 日

頒布的 2007-1557 法規(行政命令)。規範基礎核設施的永久停機和除役，都必須事先獲得許可。許可的申請包括停運條件，除役和廢棄物管理程序，除役設施的最終狀態，以及對設施的監察和持續維護的規定

### 2.3.2 有關除役/拆除的具體活動或設施的法規

除役/拆除作業由 2007-1557 號(行政命令)規定。規範永久停機和除役應由特定法令許可，進行系統性調查並資訊公開。

第 2007-1557 號法令規範在永久停機日期之前至少三年，設施經營者須提供新版除役計畫，計畫須包括：

- 關於永久停機的準備活動的描述，
- 除役作業的重要系統和組件，
- 廢棄物的運輸路線。

第 2007-1557 號法令規範在永久停機日期之前至少一年，設施經營者要提出除役申請。此申請程序必須包含以下文件

- 永久停機前核設施的描述，
- 新版的除役計畫，
- 環境影響評估，
- 初步安全分析報告，
- 風險分析（公開調查），
- 除役操作法規，
- 拆除後預計的限制使用情況

即使完成除役/拆除作業和現場清理，並資訊公開調查之後，前述除役核設施的廠址，可能仍會受到使用的限制。

### 2.3.3 有關執行除役/拆除的導則

在核設施許可有效期限內，主要考慮兩個階段，營運期及停機和除役/拆除期，這二個階段的作業，都需要獲得許可。

ASN 發布關於除役的導則，說明設施經營者須根據永久停機和除役/拆除設施的授權（法令）提供文件內容。這些文件的清單載於第 1557-2007 號法令（第 37 條）中，其中包括：

- 除役計畫的最新情況，
- 初步安全分析報告，
- 環境影響評估，
- 操作規則

由於監管機構沒有規定除役作業的時間表，而只有設施經營者向監管機構提交該設施的除役時間表。儘管如此，目前除役是與監管機構的建議是一致的，目前實施的目標在快速拆除，而不採行長時間等待放射性的衰變方式，採取快速的拆除可利用現有操作人員對設施的知識。若延遲拆除(50 年內)，意味著的減少放射性有更安全的輻射環境，但除役人員對設施記憶的逐漸淡忘，以及新操作人員沒有豐富的參與經驗，會是不利的因素。

核設施除役階段的法令規定(行政命令)：

1.核設施還在營運許可的階段：

- 決定停止正常營運。設施經營者提出期限的訊息，包括預設時程表
- 依營運階段的正常操作程序，在永久停機之前的準備操作至反應器停機。此階段包括移除爐心所有的核燃料，在營運階段產生現場仍然存在的放射性廢棄物，水處理系統，清理和排除放射性物質。在開始這些作業之前，操作員必須通知 ASN 並提交安全方案。ASN 在完成報告和徹底訪察後，會發布正式核准該核設施結束營運許可。

2. 行政命令授權永久停機和除役的階段

- 反應器設施處於停機狀態的階段。拆除不再需要的監視設備和反應器安全運轉的設備。圍阻體得到強化。在本階段結束時，取得放射性存量清單。
- 永久停機狀態可能會有正常操作法規下無法完成拆除的項目。因此本階段會有額外的放射性清理和消除的設備，使用不同於正常操作階段的規定，允許逐步減少對設施及其周圍環境的監控措施與設備。
- 除役/拆除的目的是達到許可終止的狀態

3.執照終止程序

許可執照終止後廠址的管理狀態將改變，廠址也可能以限制使用的方式存在。許可的終止須遵循行政程序進行申請，ASN 將根據設施經營者的申請和除役完工報告，以及 ASN 對核設施的徹底訪察後作出決定。

建議設施經營者定義並證明設施和廠址的清理目標已達到，並根據國家和國際慣例證明設施/廠址的殘餘放射性的影響已經盡可能的低（as low as reasonably achievable , ALARA 原則）

## 2.4 日本的除役法規架構

日本於 1955 年頒布的“原子能基本法”是日本核能應用與管制的基本法，也是制定日本有關核能管制法規架構的基礎。原子能基本法規定了其他的法規，用於規範核物料，核反應器的“核原料，核燃料和反應器管理法”（以下稱“反應器管理法”），和防止輻射危害的“預防放射性同位素引起輻射危害法”（以下稱輻射危害預防法），對於緊急應變和響應的“核緊急應變特別措施法”，涵蓋所有類型災害的“災害控制措施基本法”等法律，依此建立一個核能安全的法律框架。

我們參考圖 2-5 說明日本核能管制法規的框架，日本關於核能管制的法規分級有法律、內閣總理府的政令、核能管制委員會(Japan Nuclear Regulation Authority, NRA)所制定的條例，以上法規是具強制性的，另外還有 NRA 發布的法規指引與有關技術規範，則屬於非強制性。[16]

### 2.4.1 法規架構說明

原子能基本法是核能安全管制最上層的法規，第二層是跟除役解除執照有關的“反應器管理法”，反應器管理法制訂於（昭和三十二年法律第百六十六号）(1957)，最終更新：平成二十九年四月十四日公布（平成二十九年法律第十五号），施行日：平成三十年十月一日(2018.10.01)。[17,18]

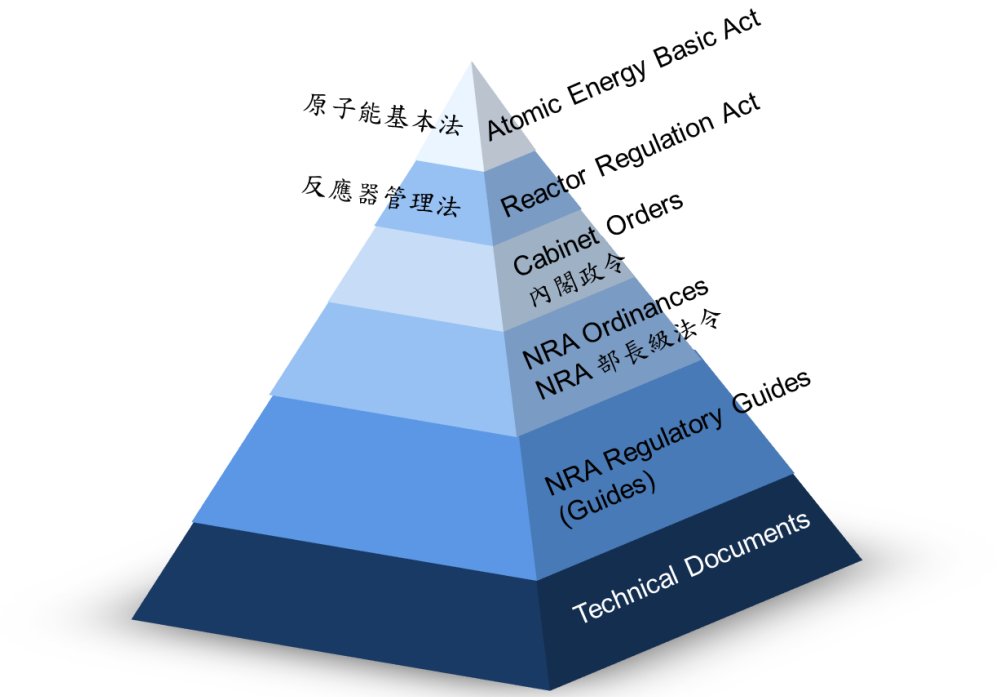



圖 2- 5 日本核能安全法規架構

**內閣政令**

2018 年所發布的內閣政令，決定政府關於制定相關政府法令的措施和執行，”核原料，核燃料物質和核反應器加強核能應用安全措施法案部分修正”，(平成三十年「原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律の一部の施行に伴う関係政令の整備及び経過措置に関する政令」の閣議決定)

日本內閣所決定的命令，有關負責的部門準備內閣命令草案並領導各部之間的磋商。在內閣立法局審查內閣命令草案後，負責的國務大臣將其提交內閣會議作出內閣決定。內閣決定的發布令不需要經國會的批准。

內閣部長的命令則由國務大臣頒布。部長法令規定了有關法案授權的法案細節。部長法令可以根據各部會的程序確定，無需國會審議或內閣立法局的審查。根據“NRA 設立法”第 26 條，允許 NRA 制定部長級的法令（以下簡稱“NRA 條例”）。日本的核能管制法規和監管要求，主要是以 NRA 制定的條例的形式進行管制。

圖 2-6 是日本核能管制政府機構的關聯，特別注意的是核能管制委員會(NRA)。[19]

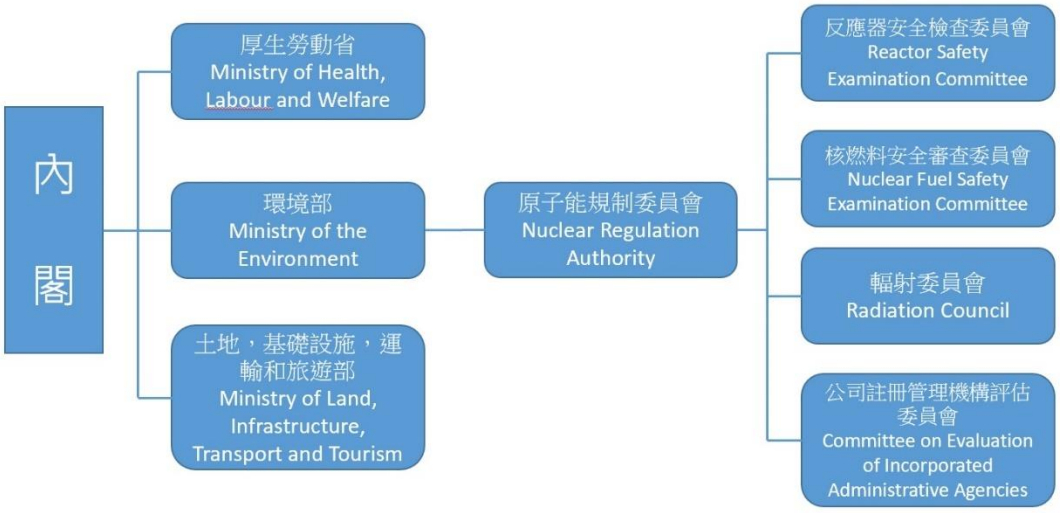



圖 2- 6 日本核能管制政府機構

### 2.4.2 重要的除役法規[18]

圖 2-7 是日本規範商用核反應器各營運階段的法規對應關聯，NRA 將商用核反應器的營運階段，分為規劃階段、設計建造階段，運轉階段以及除役階段等四個階段，各階段期間對應於法規強制規範的部分，以“反應器管理法”為主，加上內閣發布的政令及 NRA 依授權所發布的規範條例進行，再輔以 NRA 發布的法規指引與技術標準，過程中也必須擇期進行對民眾的公開說明。

我們從圖 2-7 中，在反應器的除役階段時，設施經營者必須符合”反應器管理法”的第 43-3-33 條的規定，設施經營者可依據 NRA 發布的法規指引進行除役作業的規劃。在此將反應器管理法的第 43-3 的條文內容翻譯如下，內閣政令與 NRA 的條例規定，則在進行後續年度的計畫中，視需要進行收集研析。

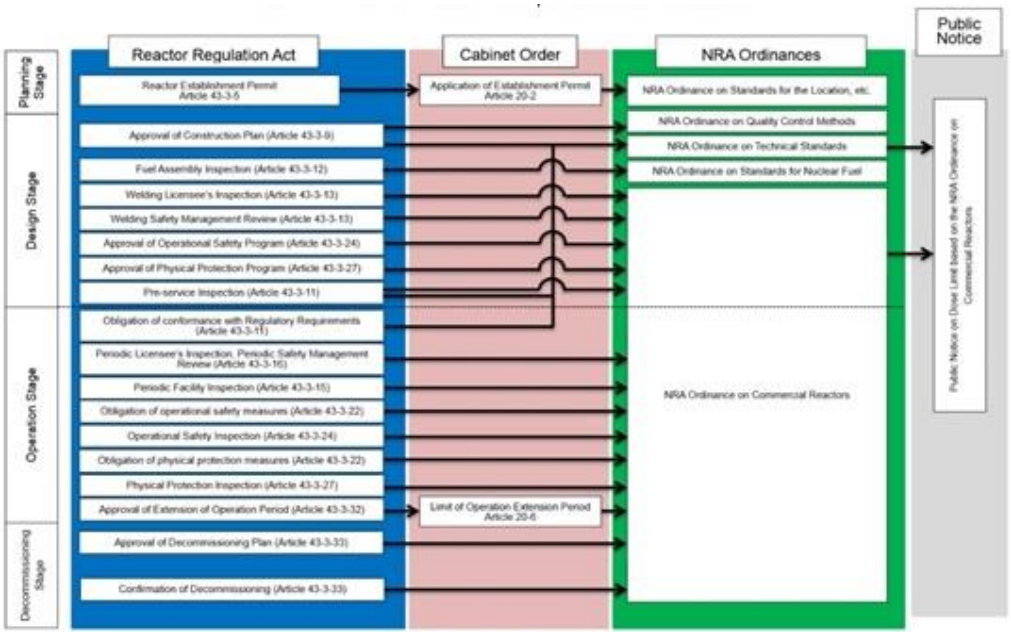



圖 2- 7 反應器營運週期各階段的法規對應[16]

**除役之實施方針**[18]

第四十三條之三 核反應器之設置者，於欲開始核反應器運轉時，對於將來該當試驗研究用等核反應器之拆解、核子燃料物質之讓渡、被核子燃料物質污染之移除、由核子燃料物質所污染物質之廢棄等，伴隨在核能管制委員會所規定試驗研究用等核反應器廢止之措施（於此節以下稱除役），就必須先作成其實施之方針（於此條以下稱除役方針）並公布之。

2. 於除役方針裡，必須訂定由廢棄之核子燃料物質所污染之物其產量之預估、除役所需費用之估價及資金之調度方法等有關除役所需之事項。

3. 核反應器之設置者，於變更除役之實施方針時，必須即時公布變更後除役之實施方針。

4. 除了前三項所規定者之外，有關除役之實施方針所需之事項，於核能管制委員會規則規定之。

**動力用核反應器之除役**

第四十三之三之三十三條 動力用核反應器運轉的設施經營者打算廢除其反應器時，應當拆除核反應器設施，移轉其核燃料物料，消除由核燃料物料引起的污染，處置受到

核燃料物料污染的物質，並採取 NRA 條例所規定的其他措施（以下稱為本條和以下條文中的“除役措施”）。

2. 動力用反應器的設施經營者打算採取除役措施時，應按照以下條例規定預先制定有關上述除役措施的計劃（以下簡稱為“除役計劃”），並獲得核監管局 NRA 的批准。

3.從第十二條之六之第三項至第九項為止之規定，準用於動力用反應器的除役。在這此情況下，

(1) 同條第三項中之「前項」適用於「第四十三條之三之三十三第二項」（即以後者取代前者），

(2) 同條第四項中之「前二項」適用於「第四十三條之三之三十三第二項及前項」，

(3) 同條第五項及第六項中之「第二項」適用於「第四十三條之三之三十三第二項」，

(4) 同條第七項中之被核燃料物料污染的物質，適用於「被核燃料物料或反應器污染的物質」，

(5) 同條第九項中之「第三條第一項之指定」適用於「第四十三條之三之五第一項之許可者，乃第四十三條之三之三十三第二項有關對於動利用核反應器之認可」。

**解除許可有關措施**

第四十三之三之三十四條　任何動力用反應器設施經營者依第四十三之三之二十條（1）或（2）撤銷許可，或動力用反應器運行的任何被許可人解散或死亡，並且依第四十三之三之十八條（1）沒有繼承權或依第四十三之三之十九條(2)規定的前被許可人等(代替破產清算人，破產受託人控制繼承財產的人)。或依第四十三之三之二十條（1）或（2）撤銷其反應器設施經營者的繼承人或反應器設施經營者解散或死亡，並且依第四十三之三之十八條（1）或第四十三之三之十九條（1）沒有繼承權比照適用第四十三之三之十四條至四十三之三之十六條，第四十三之三之二十一條至第四十三之三之二十四條，第四十三之三之二十六條至第四十三之三之二十九條規定的情況下（包括與這些

規定有關的刑法規定)，應視為是反應器設施經營者，直到依第十二之七條（9）進行必要變更並依該條（4）確認。

2. 依 NRA 法令規定，反應器營運的前被許可人等應自規定的日期起，制定除役計劃申請 NRA 的核准。依第四十三之三之二十條（1）反應器營運許可證的持有人許可被撤銷，或（2）動力用反應器設施經營者解散或死亡的日期。

3. 反應器營運等之前被許可人在獲得前項規定核准前，不得採取除役措施。

4. 第十二之七條（4）至（9）比照適用反應器營運的前被許可人等的除役措施，第二十二之九條（4）比照適用反應器營運的前被許可人等。在這種情況下

(1) 應將規定中的“第（2）項”替換為第四十三之三之三十四條（2）;

(2) 第十二之七條(5)中的“前條第(4)項”替換為第四十三之三之三十三條(3)“前條第（4）項”；

(3) 同條第 8 項所指核燃料污染物料比照適用於受核燃料污染與反應器污染的物料

(4) 同條第 9 項中”前條第 8 項”比照適用第四十三之三之三十三條（3），

(5) 第二十二之九條(4)中第(1)項比照適用第四十三之三之三十四條(1)，

(6) 第十六之二條，第十六之五條，第二十二之七之二 2 條中的製造或是濃縮放射性活度的持照人比照適用第四十三之三之十四條至第四十三之三之十六條和第四十三之三之二十九條的動力用反應器運轉的持照人

### 2.4.3 除役執行的規範要項[16]

**除役計畫(decommissioning plan, DP)的核准**

“反應器管理法”規定了每個設施和活動在除役的規定。對於核電廠反應器的除役，設施經營者必須拆除設施，轉移核燃料，清除污染物，對受污染物體和區域進行清理，並將輻射管控的記錄提交給指定的機構單位。在開始除役時，設施經營者應準備除役計畫並獲得 NRA 的批准。在“除役計畫條例”中的每項核活動，都規定了除役計畫中所包含的項目及必要的附件。對於商用核能反應器的除役，除役計畫應包括以下項目，以及除役計畫依法必須附帶的文件。

1. 除役計畫中的項目

除役對象的基本資料，例如公司法人或設施經營者及其廠址等，設施中拆除的設施和拆除方法，核燃料材料的管理和轉讓，核燃料材料對受污染材料的除污，處置核燃料材料或受其污染的材料，除役時間表。

2. 申請表須附的參考文件

- 用過核燃料從反應器移出的證明
- 與除役設施場地有關的設計圖，和除役有關的建築工作區域圖
- 因除役導致的輻射曝露與輻射防護說明
- 說明除役期間由於人為錯誤，機器或設備故障，地震，火災等可能發生的事故類型，重要性，影響等
- 由核燃料引起的放射性污染分佈描述以及評估污染的方法
- 在除役期間反應器設施需維持功能的說明，說明其性能以及各除役階段維持性能的必要
- 描述所需的除役資金數額和資金的籌備計畫
- 實施除役的系統說明
- 品質保證計畫
- 其他 NRA 認為必要的文件或設計圖

NRA 審查“除役計畫”核准的標準，在“NRA 條例”中有詳細說明。對於商用反應器的除役，應滿足下列標準：

- 已從反應爐心中取出用過核燃料
- 核燃料與物料的管理和轉移是適當的
- 核燃料或受核燃料污染的物料的管理，加工和處置是適當的
- 除役作業應正確的實施，以防止核燃料，核燃料污染物或反應器造成民眾或是環境的災害。

**確認除役完成**

在完成除役時，設施經營者應獲得 NRA 的確認，即除役的完成符合 NRA 條例中規定的標準。此類確認的申請應包括下列所示的項目。

確認除役完成申請中包含的項目：

- 基本資料，如設施或活動場所的名稱和地址與反應器的名稱
- 拆除的現狀
- 核燃料轉讓情況
- 歸因於核子燃料物料造成的污染物整治情況
- 處置核燃料或受核燃料污染的其他材料的現狀

NRA 確認完成除役，此時核設施的許可到期屆滿。

**除役前被撤銷許可的規定**

若是許可被撤銷或設施經營者因素，例如設施經營者解散，設施經營者被吊銷許可，或者在沒有繼承所有權的情況下，清算人或破產受託人或代表繼承人管理繼承財產的人，在 NRA 確認核設施完成除役之前，原設施經營者仍應被視為設施經營者。在此情況下，設施經營者必須制定除役計畫，並且必須在 NRA 條例規定的期限內進行申請取得 NRA 的批准。

**審查批准除役期間的營運安全計畫**

批准除役計畫時，設施經營者還應獲得營運安全計畫的批准。營運安全計畫應包含以下項目或通過修改其原始營運安全計畫實施，以進行除役計畫。

除役期間營運安全計畫的項目有：

- 符合相關法律規定和運轉安全計畫的系統
- 促進安全文化
- 核設施的品質保證

- 除役的品質保證
- 除役人員的職責和組織
- 除役人員的操作安全培訓
- 與停工反應器有關的永久性措施
- 反應器設施運轉的安全審查
- 管制區，可接近管制區和環境監測區的定義，以及與這些區域有關的出入限制等
- 通風監測設備和排放監測設備
- 監測輻射劑量，劑量當量，放射性物質濃度和放射性物質污染物體表面放射性物質的密度，以及除污
- 輻射測量儀器的管理
- 巡邏設施及除役行動
- 核燃料物料的接收，移交，運輸，儲存和其他類型處理
- 放射性廢棄物管理
- 緊急情況下應採取的措施
- 在發生火災時建立事故管理程序
- 在發生內部洪水時建立事故管理程序
- 在發生重大事故時建立事故管理程序
- 在發生大規模災難時建立事故管理程序
- 記錄和提報與核動力堆設施有關的營運安全
- 記錄和報告與除役有關的營運安全
- 反應器設施的維護管理

- 各設施經營者進行維護和檢查獲得的技術資訊分享
- 發生不合格情況時的資訊發布
- 除役管理
- 與營運安全所需的其他事項

**事故通報與報告**

除役過程發生 NRA 條例中所指定的事故，設施經營者必須立即向 NRA 報告，隨後在 10 天內提出後續報告，分析事故的原因，以及如何防止同樣事故再發生和對策的評估報告。對於可能導致現場緊急情況或一般緊急情況，以及"核應急法"中規定的特定事件，設施經營者也必須立即將此類事件通知主管當局。根據設施經營者的報告，由 NRA 會公佈事件與 NRA 的回應，以及事件評級 INES (International Nuclear and Radiological Event Scale, INES)。

**清潔基準程序**

在清潔許可之前，首先NRA對設施經營者提出申請中，有關放射性度量和評估目標物體的放射性濃度的方法進行審查，如果適合才核准。

其次，NRA 確認設施經營者能確實實施這些核准的方法，並通過審查書面記錄或抽樣的方式，來確認設施經營者可達到清潔基準的目標。

## 2.5 彙整與建議

核電廠進行除役到核准執照終止解除管制的過程，各國對法規管制建構以保障民眾與工作人員安全，且對環境的衝擊降低，讓廠址在除役完成後盡量以達到無限制性使用的目標。除役過程的管制要項與除役所採行的策略與作法有關，而除役法規架構都是以法規金字塔的模式上層法令授權，擴大下層有關技術規範為底，讓核電廠除役的過程，從停機、用過燃料移出爐心與管理、除污與拆除、最終輻射狀態偵檢和廠址復育與整治，透過完善的上層法規與下層適切的技術指引讓電廠除役順利完成。

我國現行除役法規有關法令，已涵蓋目前我國除役策略與作法的重點要項，但是在

下層的技術規範部分，以我國核電廠除役的規模與各項資源能投入如人力與財力的現況，我國無法做到如核能先進國家般在技術規範的研究擴充，例如美國 NRC 的 NUREG 文件，有關的工業標準，或是如德國建立來自於 RSK、SSK、KTA 的技術規則與指導方針等，這些技術規範與各國本身所採用除役方法的適用性提供重要的指引。因此我國在擴大除役技術規範的方面，除了以現行蒐集及研析國際機構如 IAEA 與核能先進國家的技術規範外，**建議**也能將國內過去執行許多除役有關的研究計畫與報告進行分類系統化彙整，除了主管機關與學界研究機構投入的努力外，台灣電力公司對核電廠累積有關技術的研究與經驗累積，也是建立適合用於我國除役規範的重要資源。原能會目前已有將我國過去執行許多除役的研究計畫報告依年度分別置於網站上提供查詢，如果可以依我國除役過程重點事項將有關的研究計畫報告分類，或是將過去執行有關的研究整理如除役重點管制事項的技術規範，這可以讓過去所投入努力的研究成果有更大的效用，對於完備我國除役的管制與技術規範有相當助益，也可以提升國人對除役過程的放心。

在引用其他國家與國外機構的法規與技術規範時，需留意各國之間的差異性，例如美國對於無限制使用的劑量上限 0.25 mSv/年，這是總有效等效劑量 (Total Effective Dose Equivalent, TEDE)，而我國使用的是總有效劑量，這在法規演進的階段請留意，如我國一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法中使用集體劑量，但在游離輻射防護安全標準使用的是集體有效劑量，這差異性與一致性都請主管機關修訂或引用時多加留意。

另外，從國際機構與核能先進國家除役法規演進比較我國除役法規，與擴充除役技術規範的引用，由於我國之相關核設施多係美國規格，且其管制規範亦多與美國之作法相近，故關注美國除役法規的調整，以美國 NRC 的做法為主要的關注對象是適合的。**建議**我國除役法規與技術規範隨國際脈動演進，除了國內自行研究發展外，參考國際機構與核能先進國家能以美國 NRC 的法令規範演變為主，IAEA 的安全技術規範為輔，當有需要更深入探討的領域主題，亦可參考其他核能先進國家的處理方式與規範，也就是以美國的除役法規與技術規範為主，IAEA 及其他先進國家的法規與技術規範為輔。這個建議是考量我國核能發電的發展過程與現況，國內的核電產業已陸續進入除役實施階段，在可見未來也無核電廠興建計畫，考量國內產官學研單位核能專業人力資源的欠缺與補充之不易，基此，建議以美國的除役法規為主，IAEA 的安全技術規範為輔，而不須對日德法各國除役法規作全面性的整理比較，建議能針對國內現有之資源與專業人力，作最有效之規劃，以使國內核電廠之除役工作能持續而順利的推行與完成。建議原

能會參考。

# 第三章、美國除役法規演進

美國商用核能電廠從六、七零年代開始積極發展，如果以一座核能電廠運轉執照為期四十年來看，許多電廠執照都已經到期屆滿，陸續要進入除役的階段。所以要整理美國除役法規的演進，可以從 90 年代開始看起。

美國核能電廠法規，在 1988 年才正式將除役納入規範，NRC 在 1988 年 6 月 27 日發布 ”General Requirements for Decommissioning Nuclear Facilities”(53 FR 24018)，而在後續的幾年間著手進行除役法規的修訂。美國目前現行的除役法規是以 1996 年”Decommissioning of Nuclear Power Reactors” (61 FR 39278) 為版本，它在電廠除役作業上做了明確的規範。

NRC 為了進一步整合法規，也為了除役的過程更有效能和提高效率，因此在 1997 年至 2001 年期間，NRC 的工作人員向委員會提供了改進與修訂除役法規的備選方案和建議，目標除了澄清除役作業的風險外，也簡化除役作業程序。

1999 年 12 月 NRC 著手制定一般性的，整合性的，以輻射外釋風險考量為基礎的除役法規，該法規涉及緊急應變(EP)，財務保險，設施保全與核子物料保安，人員的配置和證照培訓，以及回溯法案(backfitting rule)等重要主題（SRM-SECY-99-168）[20]。此除役法規設定的目標，主要是為了澄清和取消反應器在除役過程中的一些管制規定，因為與運轉中的反應器的輻射外釋風險相比，不論是對民眾的公共健康和安全，或是對除役中電廠設施的保全和保安的需求都是比較低的。因此在 2000 年 6 月，NRC 工作人員向委員會提交了“核電廠除役綜合法規制定計畫”(SECY-00-0145)[21]，該計畫提出了擬制定整合性的除役法規。按照委員會的指示，該法規制定將上述有關緊急應變計畫等主題均放入此法規制定內容中。

然而，在 2001 年 9 月 11 日發生恐怖攻擊活動後，NRC 暫停了關於除役法規制定的工作，因為當時雖然有許多電廠的執照已屆期，但是從經濟效益絕大多數電廠選擇延役，將既有執照再展延 20 年。所以 NRC 預期短時間內美國不會有反應器要進行除役，NRC 認為沒有繼續改進現有除役規定的急迫性，而將資源調整到與核電廠防衛和保全有關的領域上。

2014 年，包括美國杜克佛羅里達能源公司(Duke Energy Florida, Inc.)等所屬幾個反

應器在其除役作業計畫中，提出電廠停機與燃料永久移除後，申請 NRC 能豁免某些緊急應變的規定，而且 NRC 預估接下來也將會有許多反應器永久停機進行除役，於是 NRC 決定繼續進行除役法規修訂的計畫(SRM-SECY-14-0118)[22]，於 2015 年公告修法，預計目標在 2019 年底前完成此次法規修訂。(目前已延後完成時間，可能要到 2021 年 3 月才完成)

因此有關美國核電廠除役法規的歷史演進，在此依年代分二階段來敘述，第一階段介紹 1996 年的核電廠除役法規，以及依據此 1996 年除役法規後至 2001 年發生 911 恐攻事件期間的重要除役作業的討論，爾後再經過一段核安管制重點調整的時期。第二階段為 NRC 於 2015 年再啟動近期除役法規修訂的情況，2015 年後除役法規的修訂稱為”核子生產與核子應用設施在除役過渡的法規修訂”(Regulatory Improvements for Production and Utilization Facilities Transitioning to Decommissioning)，NRC 發布除役法規的初級報告，包括法規基礎與法規分析，將除役法規制定過程中有關預先通知(advance notice of proposed rulemaking , ANPR)收集到意見併入法規修訂的情形，NRC 將 ANPR 的內容整理於法規基礎(Regulatory Basis Document, RB)中。NRC 於 2017 年底公布了新的法規基礎與 2018 年的法規分析(Regulatory Analysis for the Proposed Rule, RA)，做為美國此次新的除役法規的基礎，也發布了另一與除役有關的法規-環評報告草案(Draft Environmental Assessment, NRC 2018) [23]。

## 3.1 美國現有除役法規概述

### 3.1.1 1996 年除役法規

為了核電廠執照終止，以及減少除役過程不必要的作業管制與調整，也為了澄清除役過程中的疑義，系統化除役作業程序，放寬管制彈性以及擴大公眾的參與，NRC 在 1996 年 7 月 29 日發布核反應器除役法規”Decommissioning of Nuclear Power Reactors” (61 FR 39278)，以下稱 1996 除役法規。在 1996 除役法規中，NRC 提出了許多理由以支持上述修法目標，針對運轉階段與除役階段的情況進行比較，相關討論在 1996 除役法規的聯邦紀事通知中描述。NRC 針對當時幾個具體的除役案例，進行除役程序與專業術語的系統化，並增加與民眾溝通除役作業，以澄清設施經營者與民眾對除役法規的疑義，並建立與除役過程之風險程度相符合的管制。

在 1988 除役法規，擬永久停止運轉的核反應器，設施經營者最遲必須在停止運轉完成後 2 年內提出除役計畫(DP)經 NRC 核准，除役計畫內容包含環境衝擊的評估，例如環境評估(environmental assessment, EA)，環境影響聲明(EIS)等，並依 10 CFR part 2 subpart G 的規定舉行公開會議。電廠除役所需的費用，設施經營者須提供合理保證確保基金足夠完成整個除役過程，設施經營者也必須在除役計畫中清楚說明，提出符合此個別廠址特性將進行的除役所需的經費估算。

在 1996 除役法規中，NRC 修訂一些規定提高管制的彈性，並依 10 CFR 50.82(執照終止)分三個階段來規範除役作業，這三個階段為初期除役作業階段，主要除役作業階段以及執照終止，另外也對財務保證，證照延期等有關電廠除役部分做明確的規範。主要的重點內容簡述如下[RB]：

A.初期除役作業階段

- 設施經營者已取得永久停止運轉證明，在永久停止運轉後 2 年內提交 PSDAR (Post-Shutdown Decommissioning Activities Report, PSDAR) (取代 DP)給 NRC。
- 設施經營者也必須將 PSDAR 依規範公告，並將副本提供給地方政府，NRC 在廠址附近地區舉行 PSDAR 的公開會議。
- 在 PSDAR 提交 NRC 如果已經過 90 天，NRC 若沒有提出異議或需補充說明，設施經營者可以進入主要階段除役作業，若有異議則必須完成異議的補充修定。在此之前，不允許進行主要階段的除役作業。
- 此階段永久停機已核准，以及將用過核燃料移除爐心外，所以若依 10 CFR 50 的規範用於除役作業管制，應該要有所修正。

B.主要除役作業階段

- 設施經營者若除役作業執行能確認符合 10 CFR 50.59 的規範，即可不用再向 NRC 申請審核同意，可從初期階段進入主要除役作業階段。
- 設施經營者提交 PSDAR 給 NRC 並依 PSDAR 的時間表進行作業，提供 NRC 隨時督察的機制。
- 設施經營者若執行與 PSDAR 不一致的除役作業，或有重大變更的除役作業之

前，必須向 NRC 提供書面通知以利 NRC 提早準備。

C.執照終止

- 設施執照終止，設施經營者必須提出執照終止計畫(License Termination Plan , LTP)，也必須如同 PSDAR 的過程依據 10 CFR part 2 舉行公開會議。
- NRC 認知在此階段用過燃料已經移除廠區外，或是已經全部貯存於用過燃料獨立貯存設施(independent spent fuel storage installation, ISFSI)中，這屬 10 CFR 72 的許可範圍，而貯存設施則類似 10 CFR 50 規範的放射性物質，公開會議可依 10 CFR part 2 subpart G 舉行。
- 要求設施經營者提供環境報告補充，以考慮現有環境影響評估中尚未涵蓋的環境影響。

D.財務保證

- 設施經營者需提出合理的財務保證，符合 SSCE 規範 (Site-specific decommissioning cost estimate, SSCE )
- NRC 同意設施經營者在初期除役階段，可以動用總除役基金的 3 %，而為了完成主要除役作業階段，在 PSDAR 提交 NRC 已經過 90 天後，可以額外再動用不超過總除役基金的 20 %(共 23%以內)。

### 3.1.2 1997-2014 年除役法規

NRC 在 1997 到 2001 年間發布一系列文件，以促進 1996 除役法規，如 SECY-99-168 “Improving Decommissioning Regulations for Nuclear Power Plants,”，也特別對用過燃料在用過燃料池的研究提出看法：

除役過程中用過燃料從爐心移出置於冷卻池中貯存，這階段是除役過程中輻射外釋風險最主要考量的階段，此時的輻射外釋風險，是假設用過燃料棒發生鋯火災致燃料棒破損，導致放射性物質外釋的事故。鋯火災致燃料棒破損肇因於用過燃料池的失水事故，這是個假設的情況，研究評估發生此事故的機率非常的低。另外，燃料棒發生鋯火災致燃料棒破損的機率，也會隨著距永久停機時間拉長衰減而逐漸地降低。NRC 從 1980 年代就十分關注此主題，1989 年發布的 NUREG-1353 “Regulatory Analysis for the Resolution

of Generic Safety Issue 82, 'Beyond Design Basis Accident in Spent Fuel Pools,'"用過燃料置於用過燃料池中發生嚴重事故的機率非常低，也與委員會 1986 年的安全目標政策宣言相符(the Commission's Safety Goal Policy Statement, 51 FR 30028)。

NRC 於 2001 年 2 月發布的 NUREG-1738 "Technical Study of Spent Fuel Pool Accident Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants,"(ADAMS No. ML010430066)，假設幾種極端保守的狀況，因用過燃料池失水致用過燃料露出水面，導致用過燃料發生鋯火災，也考量用過燃料冷卻能力與鋯火災蔓延情況，NUREG-1738 指出在這樣保守條件下的風險仍然低。NURG-1738 也評估了用過燃料以高密度存放的貯存方式導致鋯火災意外的風險也是不高。

911 後，NRC 將重點放在強化核電廠防止惡意攻擊的保安措施，特別對用過燃料池的安全防護，透過強化用過燃料棒本身的冷卻能力，用過燃料池的冷卻力與補水能力，以此加強規範後，用過燃料在用過燃料池中發生鋯火災致大量放射性物質外釋風險的機率，又比 NUREG-1738 的評估更低了。

因為 911 事件，NRC 規範設施經營者制定如何減少嚴重損壞，當用過燃料在用過燃料池中受到類似飛機撞擊破壞，導致大火或是爆炸發生。美國核能研究所(NEI)對用過燃料池遭受飛機攻擊的破壞提供防護指引(ADAMS No. ML070090060 )，NRC 支持此防護指引，也於 2006 年發布有關指引(ADAMS No. ML063560235)，2009 年發布一般通用規範(74 FR 13926)，此通用規範於 10 CFR 50.54 (hh)中。Sandia 國家實驗室(SNL)也確認上述指引的有效性，SNL 考慮了 BWR(boiling-water reactor)與 PWR (pressurized-water reactor)在用過燃料池中的不同放置型樣，以及氣體循環對用過燃料貯存的冷卻作用，SNL 指出時間是重要關鍵，此時間指失水事件發生到用過燃料組件從受損到鋯火災發生，這段時間提供設施經營者進行必要措施以減輕此事故嚴重程度的機會。

2014 年 NRC 發布 NUREG-2161"超越設計基準的地震影響美國 Mark I 型沸水式反應器用過燃料池的研究""Consequence Study of a Beyond-Design-Basis Earthquake Affecting the Spent Fuel Pool for a U.S. Mark I Boiling Water Reactor" (ADAMS No. ML14255A365)，該研究報告說明，若成功實施 10 CFR 50.54 (hh)中的減輕事故作法，當用過燃料池中冷卻水流失時，可以顯著地降低從冷卻池中的用過核燃料釋出放射性物質的可能性。此外，NRC 發現用過核燃料在 SFP 中以分散配置的方式，例如 1x4 模式，可對自然循環的促進產生積極的影響，提升空氣冷卻性，降低從完全失水事故釋出大量

放射性物質的可能性

“工作人員評估和建議-從學習日本經驗加快用過燃料轉移問題”（ADAMS ML13329A918），該報告參考 NRC 視察過燃料棒的貯存和 SFP(spent fuel pool, SFP)營運經驗（包括國內的和國際的），以及 NUREG-2161 的內容。在 COMSECY-13-0030（ADAMS ML14143A360）中 NRC 工作人員結論，SFP 是需要有較大安全係數的結構，並建議委員會採取可能的法規行動，要求將用過燃料從 SFP 中儘快轉移到乾式貯存。委員會隨後於 2014 年 5 月 23 日批准了 SRM-COMSECY-13-0030 中的建議。

NRC 對福島核災事故的回應，NRC 在 2012 年發布 EA-12-051，“核發關於修改用過燃料池可靠度儀表許可的命令””Issuance of Order to Modify Licenses with Regard to Reliable Spent Fuel Pool Instrumentation”（ADAMS ML12054A679），要求設施經營者安裝可靠的遠端監控儀表，能適用於 SFP 不同層級事故基準，支援在發生超出設計基準時的事件的情況下，確定能有效減輕事故的發展，和恢復的行動的優先順序，讓操作人員在面對意外事故時，更有能力判斷 SFP 整體性潛在破壞的情況。發布 EA-12-049“關於超越設計基準外部事件的減輕策略規範的許可修改”“Order Modifying Licenses with Regard to Requirements for Mitigation Strategies for Beyond-Design-Basis External Events”（ADAMS ML12054A735），要求設施經營者發展、執行有關行動，以維持用過燃料池的冷卻能力，包括獨立供應的電力系統。2016 年 NRC 人員提交”減輕超越設計基準事件”的法規草案(Mitigation of Beyond-Design-Basis Events, MBDBE)，這 MBDBE 法規草案是讓 EA-12-049 與 EA-12-051 更加適用，也確保了更可靠和更有效的事故減輕策略，更有能力解決 SFP 因某些重大但不太可能發生的事件所導致的惡化情況。

經過 911 事件，NRC 將 NEI 06-12 的內容放入 10 CFR 50.54 (hh)中規範，經過福島核災，NRC 發布 EA-12-049 與 EA-12-051 命令，加強提升用過燃料池的冷卻力，失水時的水位恢復能力，以及可能引起潛在鋯火災前的冷卻力。SNL 的研究也確認了減輕策略可以維持 SPF 失水時的冷卻力，這些經驗與成果都可以證明 SFP 發生鋯火災的可能性在符合現在規範下會遠比以 NUREG-1738 規範時的設計有更高的安全性。

**SECY-00-0145 文件**

2000 年 6 月，NRC 工作人員向委員會提交了“核電廠除役綜合法規制定計畫””Integrated Rulemaking Plan for Nuclear Power Plant Decommissioning “(ADAMS No.

ML003721626)[21]，該計畫提出了擬制定整合性的除役法規。按照委員會的指示，該法規制定將緊急應變(emergency preparedness , EP)，財務保險，設施保全與核子物料保安，人員的配置與證照培訓，以及回溯法案等主題均放入此次法規制定內容中。

2001 年 6 月 4 日，SECY-01-0100 “有關除役中核電廠用過燃料池的保全、保險與緊急應變法規的政策議題”“Policy Issues Related to Safeguards, Insurance, and Emergency Preparedness Regulations at Decommissioning Nuclear Power Plants Storing Fuel in Spent Fuel Pools” (ADAMS No. ML011450420)”。

2002 年 8 月 16 日，NRC 發布”Status of Regulatory Exemptions for Decommissioning Plants,”(ADAMS No. ML030550706)，NRC 判斷在近期幾年，美國沒有核電廠要永久停機進行除役，如果在除役法規修訂暫停期間時，有核電廠要進行除役，NRC 會再啟動法規關於許可作業的修訂以及有關的豁免事項。

NRC 在 2002 年表示若有核電廠要進行除役時，NRC 將再啟動法規的修訂。在 1998 到 2013 這 15 年間，美國沒有核電廠進行永久停機除役。不過在 2013 到 2016 年間有 6 部核反應機組永久停機，移除用過燃料並進行除役，特別是 2013 年有 4 部機組，在沒有預先通知 NRC 的情況下進行永久停機，這 4 部機組是 Crystal River Unit 3 核電廠 (Duke Energy Florida); Kewaunee 電站 (Dominion Energy); and San Onofre 核電廠 (SONGS), Units 2 and 3 (Southern California Edison)。另外 2014 年 Entergy Nuclear Operations, Inc. (Entergy) 在佛蒙特州揚基核電廠 Vermont Yankee（VY），及 2016 年奧馬哈公共電力區卡爾霍恩堡站的 1 號機組，這兩個設施正在過渡到除役階段。除了前述所提 6 部機組外，目前也有 8 部機組的設施經營者已經通知 NRC，預定要在 2019 到 2025 年間進行永久停機及除役，NRC 於是公告再次重啟除役法規的修訂。

**NRC REGULATORY ISSUE SUMMARY 2004-08 “RESULTS OF THE LICENSE TERMINATION RULE ANALYSIS” ML041460385 [29]**

除役完成前設施經營者需要提出執照終止計畫(LTP)，除了制定 LTP 外，還需符合執照終止相關法規(License Termination Rule , LTR)，例如 10 CFR 20 補充 E，LTR 的考慮聲明，NUREG-1757 等。NRC 發布法規議題整理(Regulatory Issue Summary , RIS)通知給各種反應器與除役廠址的設施經營者，RIS 對於設施經營者執行 LTR 遭遇的問題分析，NRC 委員會擬解決此問題的方向及時程表，提供利害關係人表達意見的機會。

委員會整理了 9 個問題的分析與做法建議，這 9 個問題整理如下：

**1. 限制外釋/替代規範和制度(機構)控制(Restricted release/alternate criteria and institutional controls)**: NRC 同意可以將廠址部分以無限制使用方式外釋，部分以限制性使用方式外釋申請執照終止(Overview of NRC'S LTR, Robert L. Johnson, May 28 2014 )。對廠址以限制性外釋使用方式，除以制度(機構)控制規範，同時要符合 LTR 的替代標準規定（10 CFR 20.1403 和 1404），對設施經營者很困難，特別是對於那些受長壽命放射性核種如鈾和釷污染的廠址。

10 CFR 20.1403 Criteria for license termination under restricted conditions. 在以下情況如果符合以下的條件，則廠址可以認為執照終止。

*設施經營者可以證明，為符合第 20.1402 條的規定而必須進一步減少殘餘放射性，也不會增加公共或環境的淨利益，或由於與限制條件相關的放射性殘留水平已經 ALARA。*

NRC 工作人員評估 NRC 法規、EPA、DOE、ASTM 標準等規範後，參考上述其他單位如何解決此問題。如何讓現行的行政控管即使長期執行也更有效率。

以風險揭露的方式分級，提供適當的行政控管。

表 3- 1 限制性使用風險揭露的行政控管建議

| 風險低 | 風險較高 |
|---|---|
| 輻射曝露因素:低基準<br>劑量約束值 0.25 ~ 1 mSv・$y^{-1}$。<br>時間因素<br>短時期危害 IC 失效的機率<br>放射性核種因素<br>短半衰期 < 100 years | 輻射曝露因素:高基準<br>劑量約束值 1 ~ 5 mSv・$y^{-1}$。<br>時間因素<br>長期危害 IC 失效的機率<br>放射性核種因素<br>長半衰期 >100 years |
| 法律可執行的行政控管 | 較長期的和法律上可執行的機構控制與每 5 年審查 |
| 使用劑量評估的情景分析來制定特定類型的行政控管和土地使用限制到現場的具體情況 | 使用劑量評估的情景分析來制定特定類型的行政控管和土地使用限制到現場的具體情況 |

另外還有二個作為，為了 NRC 所制定的規範必須進行長期的視察。第一個作為，

依據合法的協議和契約來進行強制性的行政控管,如果有必要,在執照終止後繼續採用。第二個作為，僅對具有特定許可的廠址在期間進行必要的管制，類似於以 UMTRCA 法案管制已 10 年的鈾尾礦場，由設施經營者(DOE)負責監管。

上述第一與第二作為均不是 LTR 最初的概念， LTR 最初的概念，即許可終止(LT)預期對公共健康和安全已經沒有重大威脅時，NRC 不須再進行任何管制作為。

這些少數的被限制使用的廠址已經不適合規畫採用行政控管了,將目前的許可調整為長期的許可提供了法規的強制管理的法律依據。

**2.LTR 外釋規範與 10 CFR 40.13(a)非關鍵量(微量)規範的關係 Relationship between LTR release criteria and the unimportant quantities criterion under 10 CFR 40.13(a)**:

10 CFR 40.13 (a)中規範的非關鍵量(微量):此規範對於重量在 0.05%以下的 source material 例如鈾釷原料等，不須申請許可-如同豁免的作法，與 LTR 的不一致，設施經營者向 NRC 申請以 10 CFR 40.13 (a)來處理除役，對此特定廠址 NRC 卻沒核准可依 10 CFR 40.13 (a)來處理除役。

10 CFR 40.13 (a)以重量在 0.05%以下的 source material 例如鈾 釷原料物等，不須申請許可，10 CFR 40.42(k)有終止原料物質的執照的申請核准規定，所以 NRC 不用 10 CFR 40.13 (a)於原料物質的除役規範，而是用 10 CFR 40.42(k)有終止原料物質的執照的規定。

**3.發展單用於鈾/釷系列無限制性外釋的標準的適當性 Appropriateness of developing a separate uranium/thorium unrestricted release standard**:

NRC 認為不需要，建立比 LTR 所引用 10 CFR 20.1402 更高(寬鬆限制)的鈾/釷原料物質無限制性外釋標準的適切性，(1)原料物質設施經營者被要求將除役廠址清潔到比天然基準還低的程度;(2)LTR 的無限制性外釋標準，在一些情況下比 NRC 管制鈾/釷原料物質更低;(3)原料物質體積龐大，設施經營者憂心破產。工作人員調查評估後僅有一些少數的廠址不適用 10 CFR 20.1402 管制，而 LTR 對於複雜廠址已經有彈性規範的作法

**4.LTR 與除役廠址內處置規範 10 CFR 20.2002 的關係 Relationship between the LTR and on-site disposal under 10 CFR 20.2002**:

10 CFR 20.2002 沒有清楚交代現地處置有關規範，但是同意有關當局核准依個別廠址特性核准現地處置作業，民眾的年劑量小於 1 毫西弗，如果現場是還在營運狀態，年

劑量小於0.25毫西弗的劑量約束值以及ALARA都必須列入是否核准現地處置的項目。

依時效性規則 (The Timeliness Rule)，對於已經依據 10 CFR 30, 40, 70 除役的建築物與外圍區域，若已經持續 24 個月以上未使用，可以核准現地處置。但是時效性規則不用於 10 CFR 50 規範下的設施。

NRC 一直認為 LTR 有包括現地處置。NRC 的 few millirem 概念可用於現地處置，這與未來的廢棄物接收廠址一致，1 mSv/y。現地處置以掩埋方式處理，需要額外財務保證，用以支付掩埋場許可終止的除役，此額外財務保證對設施經營者配合現行法規執行作業預留高的彈性。年劑量小於 0.25 毫西弗的劑量約束值的現地處置，如果是對於短半化期的放射性物質處置，不用額外的財務保證措施。

**5.LTR 與現行以廠址個案方式管理固體物料配置的關係 Relationship between the LTR and the current case-by-case approach for controlling the disposition of solid materials**:

有關管控固體物料的配置(Controlling the Disposition of Solid Materials, CDSM)，LTR 規範了年劑量小於 0.25 毫西弗的劑量約束值，以及須符合 ALARA 原則的廠址無限制性使用目標，而現有廠址使用 CDSM 指引，特別是在許可終止後為了無限制使用廠址的目的，從廠址移除有放射性污染物的固體物料。因為該廠址的許可將終止，為了滿足 LTR 的 0.25 mSv / y 劑量約束值讓廠址可以無限制性使用，NRC 才同意這樣做。若是非因執照終止許可，則須符合特定廠址 CDSM 指引中每年 few millirem 的規範。

LTR 與 CDSM 的概念與管制架構不同，LTR 是關注除役，在許可終止後保護民眾進入廠址，相反的，考慮個別情境的 CDSM 是許可終止前(包括廠址仍在營運以及除役階段)，為了保護現場民眾而從廠址移出固體放射性物料。注意廠址處在不同狀態下與可移出固體物料的差異。

運轉階段:建築物翻新或是拆除，都會產生大量的固態(可能含放射性)物料。除役階段:為了許可終止準備可能也會產出大量的固態物料，除了建築物中的固定設備，例如管道系統，崁入式管道無法移出，但是像桌椅等執照終止後現場不需要，或是不適合在 LT 後再進行移出的設備就應先移除。預先評估(物料與廠址)未來的可能用途對於執行也有差異。

LTR 規範，作為許可終止程序的一部分，評估許可終止時在現場存在的物料中的殘餘放射性，以確保符合 0.25 mSv /年的劑量限制。然而，設施經營者不會去評估這些固

體物料移出廠址外的可能用途，LTR 也不要求評估在現場的未限制使用的用途，雖然上述二種曝露情境都是相當保守足以保護民眾與環境的輻射安全。固體物料在 LT 前若進行移除，需檢測或是評估所移出廠外對特定對象的潛在劑量調查，目前沒有 LT 後再進行移出至廠址外的管制規範。

LTR 與個別化的 CDSM 在放射規範與劑量評估模式的差異：LT 後的廠址現場所含放射性固體物料要進行評估是否符合 0.25 mSv /年的劑量限制以及 ALARA，注意評估所有曝露途徑(例如地下水)，但是個別化的廠址的真實情境不同，關鍵群體可能不是在廠址內，例如未來在 LT 後用到移出的固體物料的人，不像 LTR 有 0.25 mSv /年以及 ALARA，個別廠址的 CDSM 沒有特別規範用於含微量放射性物料的外釋，NRC 用每年 few millirem 來規範 LT 前移出的物料，NRC 工作人員擬進行比較低的劑量基準來規範運轉與除役期間的許可重複性外釋的作業。相比之下，LTR 規範下的土地和建築物的釋放，說明了在許可終止時無限制使用的單一且很可能更大量的物料外釋。另外一個考慮因素是設備和材料可能只受到表面污染。在這種情況下，目前的 NRC 調查指引為設施經營者提供了可接受的測量方案和濃度標準，以便在除役前或除役期間外釋這些物料。

工作人員的經驗顯示，應用 ALARA，可有效地減少了許可終止時的殘餘放射性。此外，某些除污作業( 例如刮除混凝土表層 )可以進一步將殘餘放射性降低到遠低於 LTR 劑量約束的水平，因為刮除的深度通常比符合 0.25 mSv /年所需的深度更深。在某些場所使用的另一種做法是依靠遠低於劑量限制的殘餘放射性水平來增加最終狀態調查的統計可信度並降低調查的成本。最後，從現場廠址移除的物料，會包括與具有非常少或沒有殘餘放射性的物料混合，在最終處理該物料的地方還會發生進一步的混合，這種混合將導致殘餘放射性的稀釋。

工作人員的定性上的判斷，如果在許可終止後對無限制使用的廠址移除固體物料，LTR 做法可以保護公眾健康，主要是因 LTR 的保守性和當前的劑量模型假設，ALARA 因素，常規性的除污作業，以及當殘餘放射性物料移除到其他廠址時混合稀釋的效應。

委員會核准了工作人員關於在RIS中討論這些問題的建議，但在發展RIS時，工作人員需要提供一些未包含在SECY-03-0069中的其他詳細資訊，其中需描述與許可終止分析有相關作業的保守性，例如在許可終止後移除物料，以及如何可以減少一些保守性但在不受限制地使用物料的情況下仍然保證對公共健康和安全的保護。

許可終止分析中的保守性指的是使用相對保守的情景，例如現場農民的情境。但選擇更貼近真實的曝露場景可以減少這種過度保守性。但是，當選擇不夠保守和更真實的曝露情況時，這些可能會不符廠外最後的使用情境。設施經營者通常不會評估潛在的廠址外使用場景，例如移除土壤填補物料或當路基。因此，更真實的情景選項應考慮是否確定廠址外的使用情境是合理可預見的。如果是，則還應分析用以確定關鍵群組是否可能是廠址外用戶而不是廠址內用戶。此外，即使不認為廠址外使用是合理可預見的，也可以將這些情景分析為替代和不太可能的情景，以強化分析的穩健性。當使用更真實的情景選項時，這兩種方法都可以保證公共健康和安全的保護。作為一項額外的實施行動，此澄清將包含在工作人員修訂的指導中，以便更加切合真實的曝露情境。

**6.真實的曝露情境 Realistic exposure scenarios:**

設施經營者與工作人員都感受到劑量評估的過度且不必要的保守性，潛在過度保守的關鍵是 LT 許可後廠址土地使用情景，包括各種條件，在長期過程中(假設 1000 年)的無限制使用以及限制使用(機構控制失效)。

工作人員依 NRC 指引與使用經驗，個案研究，用以評估所選擇的實際情境。建議根據合理預見的未來土地使用情況，在不是過度使用非常保守的情景，例如居民農民情境。證明實際情景的合理性，這包括根據土地利用規劃者和利益相關者的建議，確定在可預見的未來（例如，未來幾十年和可能 100 年）內合理預見的土地利用情景。此選項也可以識別合理預見的場景中不太可能的場景。合乎規範的評估是基於一系列可預見合理的情景，但評估不太可能的替代情景也可以提供訊息做為風險揭露的決策依據。此選項與 LTR 關鍵組概念一致。委員會核准了工作人員的建議。

**7.預防遺留廠址除役費用問題的財務保證改變 Measures to prevent future legacy sites by changes in financial assurance:**

工作人員依 NRC 指引與使用經驗，個案研究由於財務，技術或計畫等原因，NRC 現有一些除役場所難以除役，這些廠址被 NRC 視為“遺留”廠址，那些過去的財務或營運事件肇因現在必須克服的問題，在進行充分的放射性清理並最終完成除役和 LT 的廠址。

在 1988 年頒布財務保證條例之前已獲得許可的一些廠址現在發現除役的全部費用超過了當初的預測和資金餘額。此外，過去財務保證規範實行的經驗，可用於改進法規並降低除役財務保證的風險。工作人員確定了可能導致除役資金短缺的具體風險原因：

1.低估執行限制使用的假設條件費用，2.增加成本的營運指標，3.破產，4.不正確的財務資訊公開，5.公司重組後的資產，6.投資損失造成帳戶餘額減少，7.因為意外導致輻射外釋而增加了除役成本。

對於上述的資金短缺風險，工作人員建議：

對於 1.低估，建議設施經營者 1.取得 NRC 對除役資金計畫的核准，並在假設無限制的外釋使用時，準備成本估算和財務保險金額，或是 2.證明其有能力滿足所發布限制外釋的要求，建議以風險揭露的方法，確定高風險的營運指標（例如，洩漏，地下水污染和設施修改），要求更新除役成本估算和財務保證範圍。新的規範建議對財務報表提出額外認證，通過許可條件和/或協議，讓母公司和子公司對除役費用負責，並允許設施經營者定期評估投資損失對其信託基金餘額和財務保證範圍的充分程度的影響。工作人員建議進行新的規則制定並製定新的指導方針。

委員會核准工作人員對財務保證的改變的建議，但是需依循委員會下列意見：

- 必須在核物料管理局、核子物料保安與保安辦公室(Office of Nuclear Material Safety and Safeguards, NMSS)和設施經營者之間仔細協調財務保證要求的變化，以確保整個系統均採用一致的標準。
- 工作人員應為現有設施經營者制定選項，用以制定基於限制性使用廠址的除役資金計畫，但前提是設施經營者能夠合理地證明限制性使用對於廠址是可行的。
- 關於母公司提供財務保證或以自我保證的資金破產的情況，工作人員需要記錄的不僅僅是一般性問題，應合理紀錄足以證明造成該項重大變化的問題。
- 為解決信託帳戶的投資損失而進行的任何法規變更都必須謹慎，重點關注長期市場變化，而不是短期變化或季節性調整。該項目的公眾意見非常重要，要妥善調整法規，使其不會導致不必要的重新計算除役所需的資金，但能在適當的時候採取行動。

最後，委員會並未反對工作人員制定有關意外釋放財產損失保險的擬議規則並將其公佈以徵詢公眾意見，但委員會打算在審查公眾意見之後保留對此問題的最終判定。

**8. 避免作業改變致遺留廠址環境受放射性污染 Measures to prevent future legacy sites by changes to licensee operations:**

設施經營者透過操作方式更改以保護放射性地下環境的污染。NRC 評估了從現有

受污染場地除役的經驗，並確定了在設施營運期間可能導致除役特定問題的風險。NRC 結論是長期性的釋放和報告缺失是兩個主要除役操作的風險。對於處理大量放射性物料（尤其是液態形式）的設施可能造成嚴重的環境污染。設施經營者常以最大程度降低成本並最大化利潤的角度思考。此外由於處置成本的增加，某些設施可能過度依賴將放射性廢棄物存儲在沉澱池中，而不是嘗試減少現場貯存量，這樣的做法可能會導致大量的化學物質和長期存在的放射性污染物在一段時間後漸漸地釋放到地下環境中。放射性物質對環境的釋放量雖然低但卻是長期的，NRC 必須要了解污染程度，這是對審查除役計畫的一部分。最後，有一些現行法規是為使 NRC 能夠了解地下污染的影響，但是尚未能解決此問題，因為要從對急性曝露的影響出發進行解釋適用於長期環境條件。

為了處理緩慢但是長期釋放的風險，工作人員建議規範重點是使用現有的操作設施，以達最大限度地減少污染，這是持照人所需要作的。為了解決報告方面的缺失不足，工作人員建議採取風險揭露的方法來識別地下污染高風險的點，並要求針對這些點以及其中的高風險活動增加設施經營者的監視和報告程序，NRC 也使用相同的風險揭露方法來調整 NRC 的檢查。

委員會批准了工作人員與設施經營者此項業務變化有關的建議，但有以下評論，除了採用風險揭露方法外，員工還應確保執行績效，在製作指導文件時，工作人員必須非常小心，使設施經營者和工作人員清楚需呈現那些信息就足夠了，工作人員只應要求設施經營者提供這些有用的信息。

**9.允許放射性污染土壤混合的適當性 Appropriateness of allowing intentional mixing of contaminated soil:**

混合的目的是稀釋符合目標，委員會通常不允許但並沒有規範限制乾淨土壤與受污染土壤混和，但是在某些特別情況下，允許這樣的混和可以在財務上與降低劑量率上達到無限制性外釋廠址的條件。在 SECY-03-0069 報告中指出這樣作業的合適性，工作人員將分析所得到結果在 SECY-04-0035 中說明。

工作人員結論是採取混合污染土壤以滿足廠外處置設施的廢棄物接收標準，以便於依個案滿足 LTR 釋放標準，這做法符合委員會的慣例。

因此，工作人員建議在限制的情況下，根據具體情況，可以允許以混合土壤來達到 LTR 的廠址無限制使用，同時也建議應繼續目前的做法，允許混合土壤以便廠外處置設

施符合廢棄物接收標準規範，和減少處置放射性廢棄物的量。至少工作人員考慮允許以混合污染土壤以符合 LTR 標準的限制情況包括：任何建議的混合應該是整個場地清理方法的一部分，包括應用 ALARA 原則，並僅考慮已證明無法合理地去除土壤放射性污染的情況下。此外，工作人員核准混合的使用個案的條件包括：

1.在終止許可後，包含受污染土壤的區域的足跡應等於或小於除役工作開始前污染區域的足跡：

2.乾淨土壤是從廠外含有污染土壤的區域，不應拿來與受污染的土壤混合降低放射性污染濃度。工作人員僅會考慮情況是，只有在使用來自含有受污染土壤的區域外的清潔土壤是達成 LTR 劑量水平的唯一可行方案時。

委員會核准了建議的備選方案。 NRC 的行動會在 2005 至 2006 年期間制定修訂指南，該指南將納入 NUREG-1757 中 NMSS 綜合除役指南的修訂版。

**採取行動的總體成果預期(Overall Outcomes Expected from Future Actions)**

NRC 擬採取行動解決 LTR 規範除役作業執行的問題，NRC 所核准的行動將影響現在進行除役和未來除役的廠址。現在除役包括了目前正在除役的廠址，以及之前已終止執照的廠址，都需要進行更多的清理。在這一組中有情況複雜的廠址，包括那些長半衰期的放射性核種（如鈾和釷），由於各種財務的，技術的或程序的原因而難以除役。這些廠址可被視為 NRC“遺留”廠址- 這些過去的營運或財務事件造成現在問題的廠址，現在必須以某種方法克服這些問題，進行充分的清理，最終完成除役和終止許可。

對於正在進行除役的廠址，特別是具有長半衰期放射性核種的複雜廠址，許多核准的選項應解決這些廠址必須解決的挑戰來除役。使用更實際的曝露情境可以帶來更經濟的除役，也同時確保公眾安全。此行動選項還可以導致需要使用限制性的廠址數量減少。但是，對於那些已經核准了限制使用的廠址，可能仍需符合 LTR 的限制或某些規定，這可能允許廠址的再次使用。還批准了關於選擇機構控制的風險揭露的分級方法，以及這種方法為設施經營者提供的彈性的說明。風險揭露分級方法說明對低風險廠址採用傳統的行政控管措施，如契約限制，以及採用長久的行政控管方式，以提升風險較高廠址的行政控管的有效性。

對於未來除役的廠址，將採取具體的措施進行財務保證，設施經營者營運和報告提供以及現場處置，這些措施應減少“遺留”廠址或減少未來產生“遺留”廠址的可能性。這些措施還應減少使用 LTR 的限制釋放或替代標準規定的需要。總之，這些結果有助於

委員會優先考慮許可終止，並且不受限制地外釋，從而最大限度地將廠址恢復到生產用途。

最後，許多核准的選項只是澄清和解決有關 LTR 標準與其他 NRC 法規標準之間關係的問題，例如 10 CFR 40.13（a）中可忽略量的限制; 進行現場處置的 10 CFR 20.2002; 以及目前用於控制固態物料的處置的個案限制。

**美國新除役法規修訂目標**

美國 NRC 此次啟動除役法規修正，並非現行除役過程的管制有安全不足疑慮，而是要建立系統性的法規整合，釐清現行除役過程的一些疑義，強化除役過程中利害關係人間的資訊透明以及除役作業與管制的效能提升，免除不必要的管制措施以減輕負擔。

本次美國除役立法目的與預期達成目標有下列各項；

1. 建立安全、有效力和有效能的核能電廠除役管制程序。
2. 減少美國核管會需要為既有管制法規豁免和執照條件修訂申請審查之管制工作負荷。
3. 美國核管會工作人員確認為除役相關管制技術議題，以強化除役管制依據。
4. 建構支持良好管制原則，包括安全、公開(Openness)、透明(Clarity)、可靠(Reliability)等特性的除役管制程序。
5. 採用等級式(Graded Approach)方式管制與除役各階段所可能造成之放射性風險降低一致的除役管制程序。
6. 所建置的除役管制法規，將授予美國核管會最大的管制彈性(Flexibility)，足以達成保障公眾健康和安全的目標。

NRC 此次修法從 2014 年啟動，原預定在 2019 年底完成，目前 NRC 在時程上有所延遲，可能會延遲至 2021 年才能完成此次的修法作業。

**美國新除役法規修訂歷程**

NRC 委員會在 2014 年重啟新的除役法規修訂，此次修法預定在 2019 年完成，NRC 在 SECY-14-0118 中宣告了此次新法規修訂的重點依據主要包括以下幾點：

- SECY-00-0145 討論的主題，例如緊急應變計畫的簡化與整合。

- 要擷取過去的除役經驗。
- 核管會在設施經營者所提出停機後除役作業報告(PSDAR)作為的建議與合適性。
- 評估現有的三種除役方式(亦即，立即拆除 DECON，安全暫存 SAFSTOR，固封除役 ENTOMB)的適用性與相關的除役時程。
- 地方政府與民眾團體等利害關係人在除役過程中應有的參與角色。
- 其他核管會認為的重要議題

NRC 開始新的除役法規的修訂，並提供完成除役法規修訂所需資源的估算以及時間規劃表(SECY-15-0014)。新除役法規制定的過程中，工作人員會向 NRC 的委員會提出有關資源估算和工作進度延遲的訊息，以促使除役法規修訂能夠按照規劃的時程進行。NRC 表示會繼續關注目前正在進行的過渡到除役許可的作業，同時按照除役法規制定時間表於 2019 年完成法規制訂(SECY-15-0127)。

在擷取過去的除役經驗方面，NRC 於 2016 發布"動力用反應器從運轉過渡到除役的經驗報告"(Power Reactor Transition from Operations to Decommissioning : Lessons Learned Report, ADAMS ML16085A029)，這份報告是關於 2013 到 2016 永久停機的反應器，NRC 審查所批准設施經營者提出的豁免請求，以及許可作業的修改。然後，NRC 將有關項目執行的管理和督察責任，從 NRR (The Office of Nuclear Reactor Regulation) 核反應器的管制為主，轉移到 NMSS (The Office of Nuclear Material Safety and Safeguard) 核子物料保安和保安辦公室，轉變以核子物料的管制為主，報告中還提供了值得學習的經驗做法。當然在法規修訂過程中也遭遇困難，報告中摘要了工作人員在 2013 年至 2016 年過渡到除役許可審查遇到的挑戰，以及 NRC 工作人員應對這些挑戰採取的作為。報告還討論了外部利害關係人對 NRC 審查過渡到除役許可作業的權益，這些外部利害關係人對除役許可作業議題的權益，反應在公眾的會議與聽證會中的要求，以及對 NRC 工作人員提出的問題。

為了讓除役法規的修訂更完整，NRC 在 2015 年以聯邦議事錄發布此次除役法規修訂的預先通知(Advance Notice of Proposed Rulemaking, ANPR)( 80 FR 72358)[25]，ANPR 公開了此次除役法規的修訂，以促進從運轉過渡到除役的核反應器的法規的問題改進。此除役法規的預先通知就 NRC 可能修訂要求的具體問題徵求公眾意見，NRC 工作人員

在制定法規基礎草案時，從所發布的 ANPR 收集到的可行意見納入法規基礎草案中。

NRC 針對以上各項議題得到的經驗與收集到的訊息，經過評估後放入本次法規修訂的內容，核管會在 2017 年發布除役法規初級報告，包括了法規基礎和法規分析。[26] 從除役法規的歷史過程中我們可以歸納此次新的除役法規的修訂主要有三面向的組成，參考過去除役實務的經驗，NRC 委員會本身設定的目標，透過 ANPR 向利害關係人收集到的意見，將此三面向的重點彙整於法規基礎中。因此，探討美國除役法規的制定，了解此次除役法規的預先通知所收集到的意見彙整，更能進一步了解其法規基礎與法規分析的內涵。

### 3.2 NRC 的法規制定過程

美國核管會以保護人類安全與環境保護為宗旨，透過管制作業的執行，例如法規的制定，審核並發放執照，管制美國民間對放射性物質的使用，以達到其目標。圖 3-1 為 NRC 管制運作的系統綜覽。

從圖 3-1 NRC 的管制運作關聯的綜合概述中，主要執行下列五大部分，

1. 建立法規與指引。
2. 依據各項相關的標準和法規頒發對核子物料與核子設施申請的許可、除役與有關作業的認證。
3. 督察設施經營者對於許可運作期間的管制作為的執行。
4. 擷取各設施經營者的各種核能設施之運轉經驗，以做為新標準和法規規章建立及修訂之依據。
5. 結合有關的研究、風險評估、受到新規範影響的團體意見反應以及個別觀點等，以促進法規決策制定。

NRC 透過圖 3-1 的運作系統促進以風險揭露與績效為基礎來建立管制架構。

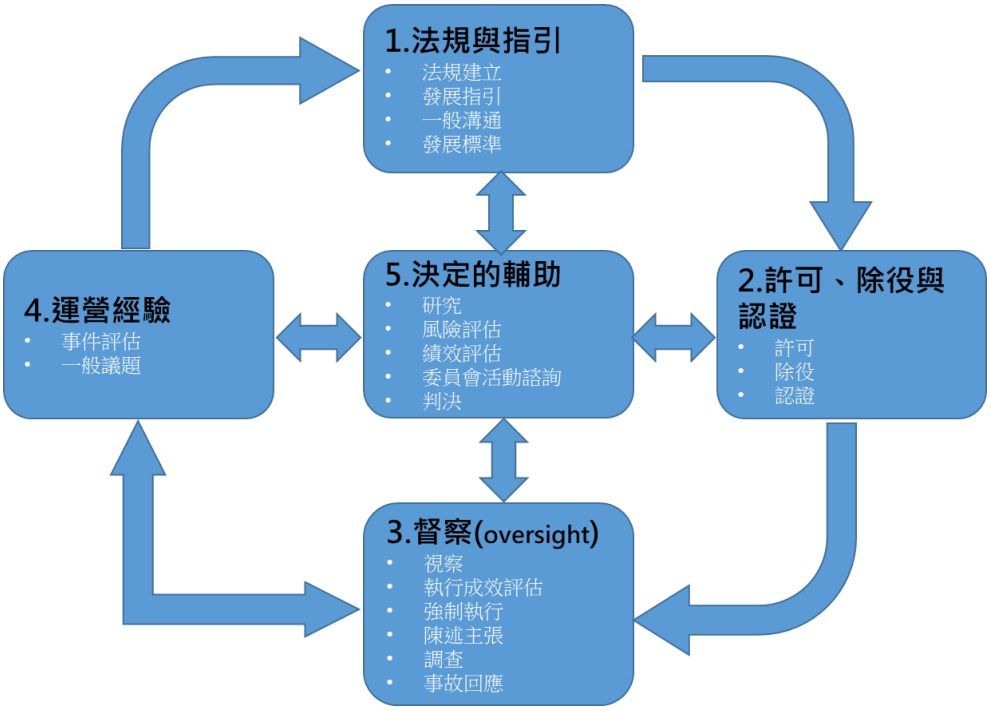



圖 3- 1 為 NRC 管制運作的系統

當 NRC 覺得公共安全或是民眾健康防護有需要時，NRC 會啟動制定新法規或是修訂法規，這法規的建立過程稱為 Rulemaking。此外，民眾或是利益有關的單位或群體也可以透過請願程序，請求 NRC 去制定、修改或是廢止法規。美國 NRC 典型的法規建立過程與要項如圖 3-2 所示。[28]



圖 3- 2 典型的法規建立過程與要項

此次新除役法規的建立雖然是由 NRC 提出，但是除役法規的牽涉層面非常廣，過程時間也相當長，NRC 除了就美國電廠實際除役的需求評估，以及過去與執行中的技術與經驗的累積，對於公眾參與以及利害關係人的意見收集也是非常重視的，NRC 依圖 3-2 法規建立的過程，從啟動，發布擬修訂法規的預先通知(ANPR)，透過書面的方式或是公開會議的過程收集利害關係人的意見，彙整 NRC 的除役法規修訂目標與過去除役有關的經驗，完成法規基礎的草案並發布。

在發布法規基礎草案後，NRC 再次進行有關意見的收集的程序與進行彙整，逐步修正發布法規基礎與分析，最後以此法規基礎作為新法規的依據，NRC 預定在 2019 年完成此次除役法規的更新。(已延遲，可能延遲至 2021 年)

我們依時間序整理此次新除役法規修訂過程中的重要活動，如下表 3-2。

表 3- 2 新除役法規建立的活動事項

| 日期 | 活動項目 | 文 件 |
|---|---|---|
| **2014.12** | NRC 委員會指示幕僚繼續進行法規制定 | SECY-14-0118<br>Request by Duke Energy Florida, Inc. , For Exemptions from Certain Emergency Planning Requirements |
| **2015.11** | ANPR | Advance Notice of Proposed Rulemaking was issued for comment in November 2015 – 80 FR 72358 |
| **2017.03** | 發布法規基礎草案(意見收集) | Draft Regulatory Basis (RB) was issued for comment in March 2017<br>– 82 FR 13778; ADAMS No. ML17047A413 |
| **2017.05** | 發布法規基礎草案的法規分析(意見收集) | Regulatory Analysis (RA) for Draft RB was issued for comment in May 2017<br>– 82 FR 21481; ADAMS No. ML16271A511 |
| **2017.11** | 發布法規基礎 | RB was issued in November 2017<br>– 82 FR 55954; ADAMS No. ML17215A010 |
| **2018.02** | 發布法規基礎的法規分析 | RA for RB was issued in February 2018<br>– 83 FR 5373; ADAMS No. ML17332A075 |
| **2018.05** | 發布法規基礎的法規分析 | RA for RB was issued in May 2018<br>– ADAMS No. ML18012A024 |

### 3.3 除役法規預先通知(ANPR) [24]

2015 年 11 月 19 日 NRC 以聯邦紀事(Federal Register, FR)發布除役法規的預先通知(ANPR)，隨後舉行了公開會議與幾場與核工業和利害關係人的會議，在發布 ANPR 後以 150 天的時間收集有關意見，將意見併入法規基礎草案中，NRC 於 2017 年 3 月 10 日發布了法規基礎草案。

NRC 發布法規基礎草案後，再次進行法規基礎草案的意見收集，規劃以 90 天時間進行。此次新除役法規制定過程共收集到 200 多個回應，NRC 工作人員將其彙整成 40 條意見，並整理於 Docket ID NRC-2015-0070 中，NRC 審查了利害關係人就法規基礎草案和法規基礎分析初稿所收集到意見，適當的加入法規基礎中，以及將在近期發布的經修訂的初級法規分析提供資訊。NRC 工作人員在法規基礎草案所提到的技術主題，

也收到了利害關係人的意見回饋，在此將此部分的內容分項整理，如圖 3-3 與表 3-3。

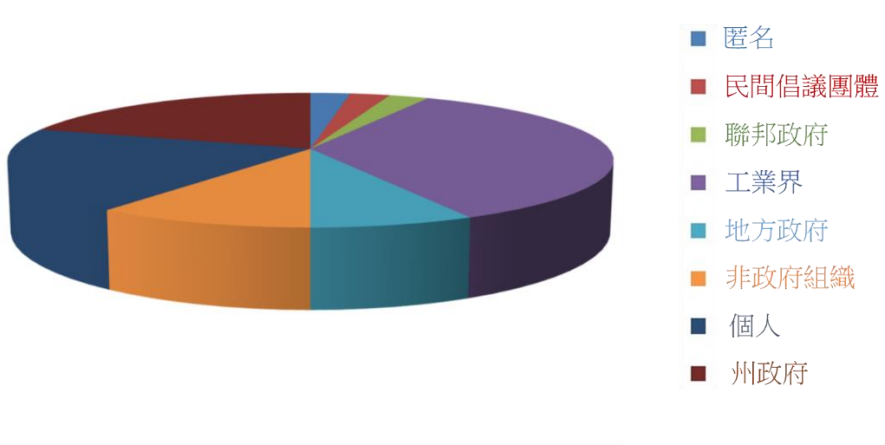



圖 3-3 法規基礎草案與初級法規分析草案的意見提出者分類

表 3-3 法規基礎草案與初級法規分析草案的意見回饋參考資料

| 編號 | 提出者分類 | ADAMS 文件 搜尋號碼 |
|---|---|---|
| 1 | 匿名 | ML17109A034 |
| 2 | 個人 | ML17123A234 |
| 3 | 工業界 | ML17139D433 |
| 4 | 個人 | ML17143A445 |
| 5 | 個人 | ML17143A446 |
| 6 | 個人 | ML17158B389 |
| 7 | 地方政府 | ML17165A204 |
| 8 | 個人 | ML17165A205 |
| 9 | 州政府 | ML17165A206 |
| 10 | 工業界 | ML17165A196 |
| 11 | 非政府組織 | ML17165A197 |
| 12 | 工業界 | ML17165A198 |
| 13 | 工業界 | ML17165A199 |
| 14 | 地方政府 | ML17165A200 |
| 15 | 工業界 | ML17165A201 |
| 16 | 州政府 | ML17165A202 |
| 17 | 個人 | ML17165A203 |
| 18 | 工業界 | ML17165A334 |
| 19 | 工業界 | ML17165A335 |

| | | |
|---|---|---|
| **20** | 工業界 | ML17165A336 |
| **21** | 地方政府 | ML17165A337 |
| **22** | 工業界 | ML17165A327 |
| **23** | 非政府組織 | ML17165A328 |
| **24** | 州政府 | ML17165A329 |
| **25** | 工業界 | ML17165A330 |
| **26** | 個人 | ML17165A332 |
| **27** | 非政府組織 | ML17165A333 |
| **28** | 工業界 | ML17165A382 |
| **29** | 工業界 | ML17165A383 |
| **30** | 州政府 | ML17165A384 |
| **31** | 州政府 | ML17165A385 |
| **32** | 州政府 | ML17165A386 |
| **33** | 州政府 | ML17165A378 |
| **34** | 州政府 | ML17165A379 |
| **35** | 非政府組織 | ML17165A380 |
| **36** | 個人 | ML17165A381 |
| **37** | 民間倡議機構 | ML17165A393 |
| **38** | 工業界 | ML17166A085 |
| **39** | 聯邦政府 | ML17167A124 |
| **40** | 工業界 | ML17173A632 |

### 3.3.1 ANPR 相應意見彙整

上述彙整的 40 項意見中，NRC 依提出者或是單位來分類，分成個人與民間倡議團體，非政府組織機構，聯邦政府、州政府與地方政府，設施經營者與業界代表。就意向來看，民眾與民間機構對於放寬管制與免除某些管制作業規定，普遍是站在反對一方，若是設施經營者或是業界的意見，則對此修法的目標表達支持，也表示有關法規修訂屬於專業技術的部份，不應該將民眾的意見納入。此次法規基礎草案透過除役法規預先通知所收集的意見內容重點簡述如下。

A.屬於個人與民間倡議團體的意見

- 反對任何放寬管制作法，包括緊急應變、保安措施或用過燃料仍在用過燃料池中的管制作業項目等
- 支持在除役過程中，提升州政府與地方政府，公眾群體的角色重要性

- 支持增加除役過程的視察與除役保證基金，有許多意見表示除役的 60 年主要目的是為除役籌集足夠的資金，而不是為了減少工人的輻射曝露和放射性廢棄物處置的費用。
- 除役的程序應該要增加有關於國家環境保護政策法案與環境法規的審視
- 大部分要求 NRC 審查回覆 PSDAR 要有核准的正式文件，並依據廠址特性的環境觀點在國家環境保護政策法案下舉辦聽證會
- NRC 要規範用過燃料要能盡快的從用過燃料池中進入乾式貯存的階段
- 一些對個別電廠除役的意見

B.屬於非政府組織的意見

- 有些非政府組織覆議上述個人與民間倡議團體的意見，也有另外的非政府組織支持 NRC 對除役法規的架構改變，這部分的內容會在法規基礎接下來進行研析整理

C.屬於聯邦政府、州政府與地方政府的意見

- 聯邦緊急事務管理署(Federal Emergency Management Agency, FEMA)要求 NRC 制定除役法規時要持續與 FEMA 協調
- 州政府的意見，不應允許超額 DTF(decommissioning trust fund, DTF)資金用於已經法規授權豁免的特定用途上（即用過燃料管理和 10 CFR 第 72 部分特別許可的 ISFSI 除役），並且 NRC 應考慮更準確的除役成本預測。
- 一些州政府就除役保證基金的使用提出了具體意見，並提出了改進除役反應器法規框架的建議。
- 只要廠址現場還有用過核燃料尚未移除廠址之外，州政府就需要保持應對與該廠址相關的任何情況發生的能力。
- 有一個州政府重申其先前在 ANPR 的評論，認為 PSDAR 應該得到 NRC 的

核准，還有 PSDAR 應該包括更多有關環境影響的細節，NRC 應該進行特定地點的 NEPA 分析。法規建立應附有環境影響聲明。

- 州政府建議 NRC 應提供更多的機會，讓有意願的公眾能意見反應以及投入參與除役的過程。
- 一些州政府建議 NRC 應明確州政府對與除役過程相關的非放射性活動的授權。
- 一些州政府還在許多技術領域提出了具體建議。
- 一些州政府要求在從 SFP 中取出所有燃料之前繼續提供緊急回應資料系統(Emergency Response Data System, ERDS)的數據。
- 一些利害關係人通常反對放寬緊急計畫(EP)的規範，直到 SFP 中的用過燃料棒已完全移除。
- 一些利害關係人對除役的經濟影響表示關心。
- 一些利害關係人支持州政府和地方政府及公共團體在除役過程中發揮更大的作用，主張 NRC 應要求組建社區顧問小組。要求設施經營者在 NRC 依法規豁免前要考慮降低當地社區的風險。
- 60 年的除役期限太長，導致整個除役期間的社會經濟影響擴大。
- 一些利害關係人表示擔心，如果減少人員配置，保險，資格和培訓規範，當地司法管轄將面臨與緊急事故回應和準備相關事項更多的負擔。這些利害關係人要求將緊急應變(EP)資金維持在目前水平。
- 一些利害關係人支持對緊急應變(EP)進行分級的概念，但要求在建立每個級別時考慮特定地點的特徵，如地理，人口和基礎設施。

D.屬於設施經營者與業界代表的意見

- NRC 應制定法規，以修改適用於正在除役的反應器的要求，使法規要求與這些設施進行除役有關的風險狀況逐漸降低的實際情況相匹配的法規。
- 業界對現行法規的擬制定修改，通常與 NRC 已批准的許可作業（即許可修

訂和豁免）一致，也為實現宣示的目標，在除役期間以適當的法規修訂變更，減少除役期間許可作業的數量。

- 法規制定(修訂)範圍應限於那些必需的已被許可的活動，且應與 SECY-00-0145 一致的範圍。業界認為除役法規制定不應該過多公眾參與意見的連結，因為許多的規範是針對特定廠址個別特性的議題。此外，不應增加任何額外資源用於附錄 H（目前規範的除役方法）所涉及的主要活動。
- 業界持續關注有關除役保證基金(DTFs)，義務責任的適合度，設施老化管理新增加的規範
- 法規用語應該要考慮業界領域在法規制定過程中所提供使用的用語，並且參考判例法澄清授權部分
- NRC 要釐清新法規適用範圍，是獨立的(ISFSI-only)場，或是分立的(standalone-ISFSI)場
- 在考慮為 DTF 提供資金保證時，不會比使用 NRC 的最小公式達到更高的準確性時，對特定廠址的成本估算不應低於最低數額表。並表示有權利在過渡除役階段期間就可使用 DTF 資金(1%)，並要求進一步澄清和舉例。
- 建議刪除 10 CFR 72.218 中關於“從反應器廠址移除用過燃料的計畫的通用許可”的條文內容，而不是在附錄 H 中的規範 PSDAR 解決這個問題，該建議認為只有能源部(DOE)才能向 NRC 提供這樣的計畫，因為用過燃料的最終處置責任在 DOE。
- 收到了一些關於“過渡階段後”除役作業豁免與調整的意見，例如紀錄保存和運送問題。

### 3.4 除役法規基礎(RB) [24]

在綜合除役法規預先通知(ANPR)收集的意見，過去除役的經驗及 NRC 設定的除役目標，NRC 於 2017 年 11 月 20 日發布法規基礎，同時也將此法規基礎提交核安諮詢會(Advisory Committee on Reactor Safeguards, ACRS)提供法規修訂的意見。

NRC 在反應器除役法規制定過程透過 ANPR 發布，收到各類別的利害關係人對各個法規修訂的反應意見，其中對法規修訂領域有最多意見反應的是有關現行除役作業，緊急應變和除役保證基金（DTFs）的管制。NRC 審查了各個領域所收到的意見，也將利害關係人提供的意見放入法規基礎中所提出的備選方案。NRC 在除役法規基礎中共彙整了 11 項的優先項目，作為新除役法規的修訂對象，這些項目包括了緊急應變、除役保證基金、用過核燃料作業人員訓練與考核、藥物及酒精檢測等，此外還加入新的項目如網路安全與核子物品的安全監控等項目。核管會以 2013-2014 年間進行停止運轉的五座反應器為基礎，在有關停止運轉後所需的執照修訂作業，如公開會議議舉辦，法規豁免的申請，法規修正的申請，現有法規廢除等，進行成本與效益分析，也發現現行法規的一些缺乏彈性，的確造成了除役作業的不便，因此這些項目應該在此次新法規修訂中考慮精簡或是廢除。

法規基礎將上述彙整的 11 項重點修訂目標，在法規基礎的附錄 A 到 K 中分別列出，這 11 項分別是：

- 附錄 A 緊急應變(Emergency Preparedness)
- 附錄 B 核子物料保安(Physical Security)
- 附錄 C 網路安全(Cyber Security)
- 附錄 D 人員的藥物與酒精測試(Drug and Alcohol Testing)
- 附錄 E 人力精簡與人員證照規範，用過核燃料作業人員的規範(Minimum Staffing and Training Requirements for Non-Licensed Operators, Including Certified Fuel Handlers)
- 附錄 F 除役基金保證(Decommissioning Funding Assurance)
- 附錄 G 廠內與廠外財務保護規範與損害賠償協議(Offsite and Onsite Financial Protection Requirements and Indemnity Agreements)
- 附錄 H 現行除役法規方法(Current Regulatory Approach to Decommissioning)
- 附錄 I 改善與回溯法案執行(Application of the Backfit Rule)
- 附錄 J 設施老化管理(Aging Management)

- 附錄 K 疲勞管理(Fatigue Management)

在法規基礎報告中，NRC 針對上述各項目進一步說明，說明的重點包括對應此項次的現行法規架構分析，擷取過去在除役技術的執行經驗，透過 ANPR 所收集的回饋意見，NRC 對此項法規制定的建議，調整的法規範疇，有關的法規指引與政策，執行造成的衝擊，改善的執行與回溯跟最終問題(Backfitting and Issue Finality)，這些 NRC 在法規基礎中的重點，值得主管機關進行國內除役法規修訂時的參考。在此我們先對法規基礎的 11 項目說明，後續再加上 3.5 節法規分析的 14 項，提供主管機關有關參考。

### 3.4.1 附錄 A 緊急應變

NRC 現行緊急應變的法規規定是依 10 CFR Part 50,“有關國內核子生產設施執照之程序”“Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities,”的 50.47 節緊急應變計畫“Emergency plans,”和其附錄 E 核子生產設施的緊急應變計畫“Emergency Planning and Preparedness for Production and Utilization Facilities,”這仍適用於反應器已經永久停機與用過核燃料移除於爐心外的情況，但卻沒有明確的區別過渡到除役階段的緊急應變與運轉時的反應器的不同。所以此次除役新法規修訂，NRC 考慮對 10 CFR 50.47， 10 CFR 50.54(q)、(s)和(t)，以及 10 CFR Part 50 的附錄 E 進行修訂。

電廠處在永久停機的反應器以及用過核燃料已經移出爐心外，NRC 認為若發生設計基準的事故已經不會有導致廠外區域有高於 1 rem (10 mSv)的情況發生，另外，若用過核燃料置於冷卻池中，因為發生超越設計基準的事故導致銷火的機率，在合理保守條件下機率也相當低(NUREG-1738, 2001)。在 2014-2015 年間 NRC 核準豁免 4 個廠址的緊急應變，NRC 要求設施經營者必須有一針對超過設計基準的事故導致銷火的個別廠址特性的預先減輕策略，有足夠的已訓練人員能在 2 小時內執行上述減輕策略。NRC 也考慮對緊急應變區域(emergency planning zones, EPZs)的逐漸豁免。

NRC 對過渡到除役作業的緊急應變的調整，有關指引導則、政策與執行問題，有如下看法：

NRC 擬採取分級的作法發展新的緊急應變導則，發布擬議規則的指引草案。NRC 工作人員將更新以下 EP 指引，或將有關的部分置入專門針對除役設施的新指引中。

- RG 1.219 “GUIDANCE ON MAKING CHANGES TO EMERGENCY PLANS FOR NUCLEAR POWER REACTORS,” May 2009.

- NSIR/DPR-ISG-01 “INTERIM STAFF GUIDANCE EMERGENCY PLANNING FOR NUCLEAR POWER PLANTS,” Nov. 2011
- NUREG-1022 "Event Reporting Guidelines: 10 CFR 50.72 and 50.73," Sept. 2014
- Inspection Procedure 82501, “Decommissioning Emergency Preparedness Program Evaluation,” dated September 4, 2014
- Inspection Procedure 82401, “Decommissioning Emergency Preparedness Scenario Review and Exercise Evaluation,” dated September 4, 2014

NRC 指出除役的緊急應變是整體深度防禦體系的一部分，緊急應變計畫的基礎在 NUREG-0396 闡述，NRC 規範的 EP 是謹慎，是風險揭露，不是以風險基礎的概念，除役作業的緊急應變計畫是以風險揭露的分級方式維持深度防禦為概念的設計，這一點 NUREG-1738 做了如此的描述：

*SFP 與核反應器的深度防禦實施，因為其危害不同而不同。燃料池的堅固結構設計，加上水池輔助系統較為簡單，在防止水量的損失或水池散熱相關的事故方面更有效果。另外，由於 SFP 基本上穩定的（低溫，低壓）初始狀態，以及防止造成大量放射性物質外釋有關的措施可以有較長的反應時間，也提供了安全餘裕，因此，沒有必要採用圍護結構作為附加屏障來為公眾提供保護，大多數 SFP 事故允許人員採用合理的恢復措施來應對系統故障，並提供足夠的時間實施保護措施。*

關於安全合理保證，要符合 10 CFR 50.47 與國土安全有關法規。除役作業放射性危害主要是用過燃料的鋯火災事故，NRC 有相當信心現行做法已經可以提供合理保證防護民眾有關的安全，即使沒有廠外放射緊急應變計畫的法規標準，以及相關的 FEMA 的調查和確定廠外計畫是否有能力實施，還是提供足夠的合理保證。

有關此次緊急應變的修法，NRC 參考了如下的法規與技術規範：

- NUREG-0396, “Planning Basis for the Development of State and Local Government Radiological Emergency Response Plans in Support of Light Water Nuclear Power Plants,” issued December 1978 (ADAMS No. ML051390356)
- EPA 400-R-92-001, “Manual of Protective Action Guides and Protective Actions for Nuclear Incidents,” issued May 1992

- NUREG/CR-6451, "A Safety and Regulatory Assessment of Generic BWR [boiling water reactor] and PWR [pressurized water reactor] Permanently Shutdown Nuclear Power Plants," issued August 1997 (ADAMS No. ML082260098)
- NUREG-1738, "Technical Study of Spent Fuel Pool Accident Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants," issued February 2001 (ADAMS No. ML010430066)
- NUREG/CR-6864, "Identification and Analysis of Factors Affecting Emergency Evacuations," issued January 2005 (ADAMS Nos. ML050250245 and ML050250219)
- EA-12-049, "Order Modyfying Licenses with Regard to Requirements for Mitigation Strategies For Beyond-Design-Basis External Events," dated March 12, 2012 (ADAMS No. ML12054A735)
- EA-12-051, "Order Modifying Licenses with Regard to Reliable Spent Fuel Pool Instrumentation," dated March 12, 2012 (ADAMS No. ML12056A044)
- NUREG-2161, "Consequence Study of a Beyond-Design-Basis-Earthquake Affecting the Spent Fuel Pool for a U.S. Mark I Boiling Water Reactor," issued September 2014 (ADAMS No. ML14255A365)
- SECY-14-0118, "Request by Duke Energy Florida, Inc., for Exemptions from Certain Emergency Planning Requirements," dated October 29, 2014 (ADAMS No. ML14219A444)
- NSIR/DPR-ISG-02, "Interim Staff Guidance, Emergency Planning Exemption Requests for Decommissioning Nuclear Power Plants," dated May 11, 2015 (ADAMS No. ML14106A057)
- NUREG/CR-7215, "Spent Fuel Pool Project Phase I: Pre-Ignition and Ignition Testing of a Single Commercial 17x17 Pressurized Water Reactor Spent Fuel Assembly under Complete Loss of Coolant Accident Conditions," issued April 2016 (ADAMS No. ML16112A022)

- NUREG/CR-7216, “Spent Fuel Pool Project Phase II: Pre-Ignition and Ignition Testing of a 1x4 Commercial 17x17 Pressurized Water Reactor Spent Fuel Assemblies under Complete Loss of Coolant Accident Conditions,” issued April 2016 (ADAMS No. ML16112A084)
- SECY-16-0142, “Draft Final Rule—Mitigation of Beyond-Design-Basis Events (RIN 3150-AJ49,” dated December 15, 2016 (ADAMS No. ML16301A005)
- EPA-400/R-17/001, “PAG Manual: Protective Action Guides and Planning Guidance for Radiological Incidents,” issued January 2017
- Public comments on the advance notice of proposed rulemaking for the power reactor decommissioning rulemaking (ADAMS No. ML16229A277)

就如前述所提，此次美國法規的修訂並非因為安全的因素考量，而是希望藉由此次法規修訂，能進一步釐清運轉與除役的安全管理不同，訊息公開以及擴大利害關係人的參與，建立一套與風險相符的除役管制體系。有關緊急應變的領域，NRC 採取現行逐步申請免除管制的方式與分級制定導則的方式進行除役過程比較，NRC 建議以風險相符的分級方式來進行除役。對於除役作業管制採分級的方式所造成的衝擊與影響，在下一節法規分析中進一步說明。

### 3.4.2 附錄 B 核子物料保安

NRC 對核電廠有關核子物料保安的管制，現行並沒有區分運轉中的反應器的電廠還是反應器永久停機進入除役階段的電廠，設施經營者看到 NRC 從風險態勢的趨勢比較除役階段與運轉階段，除役階段電廠的風險比運轉電廠的風險低非常多，在本附錄中，NRC 指明設施經營者可以逕行調整核子物料保安計畫，不需要對 NRC 提出豁免的申請或是進行法規的修改，只要設施經營者能做到不會降低 NRC 許可的核子物料保安計畫的效能即可。

本次除役法規有關核子物料保安的範圍如下：

NRC 進行強制檢查，在原子能法(1954)沒有對除役有強制檢查的授權，委員會也不認為除役過程中有強制檢查的必要，在 SRM-COMSECY-04-0015 委員會表述這意見。對運轉反應器的最終餘熱散熱器(Ultimate Heat Sink)的操作資格與訓練有規定，但是如

果用過燃料已經完全移除反應器外，不論是在 SPF 中或是乾式貯存護箱中，這訓練已經不需要了，因此，NRC 工作人員建議設施經營者處於除役狀態的核反應器，免除 EA-02-026 B.1.a 有關訓練的要求，但此規範中的其他條件仍維持有效。武裝人員數量，10 CFR 73.55 規定隨時最少要配備 10 名以上武裝人員在管制區內，NRC 同意除役過程不同階段減少武裝人員配置，但是設施經營者若減少人員配置到 10 位以下需要對 NRC 提出評估報告，NRC 依 10 CFR 50.59 規範審核與准駁。有關保安效能，設施經營者在除役階段會想修正保安計畫，例如更改 10 CFR 73.2 中定義的重要區域、減少目標設施數量、減少武裝人員數量以及需要保安的區域範圍等，但是有任何變動會降低保安效能時，設施經營者要向 NRC 申請並取得核准。另外還有與核子物料保安計畫修訂、在乾式貯存護箱的規範、反應爐心遭遇重大損壞、重要管制區域、安全措施的暫停與訊息的聯繫溝通，也是保安效能考量事項。

NRC 不是要建立新的核子物料保安指引來進行此規則制定，而是以目前的安全指引來規範有關安全計畫的制定和實施，且無需考慮設施所處的特定狀態。NRC 工作人員將定期更新受此規則制定影響的現有指導文件。

此次核子物料保安的修訂，NRC 參考 1996 Final Decommissioning Rule 與 10 CFR 50.34 以及 10 CFR 50.54 的法規與技術規範。

### 3.4.3 附錄 C 網路安全

NRC 在聯邦法規 10 CFR 73 第 73.54 節“電腦和通信系統以及網絡的保護”中闡述了當前對反應器的網絡安全要求，這些規範是 2009 年最終法規“動力用反應器的安全要求”的部分內容（74 FR 13926; 2009）。

因為除役階段電廠的風險比運轉中電廠的風險低非常多，網路攻擊對除役階段的電廠造成的風險也是隨之降低。另外，當電廠進入除役階段所使用電腦主要功能用於電廠的保全，不同階段的緊急應變以及用過核燃料用過燃料池等，電腦的數量會減少許多，所以也大大的減少了網路攻擊的機會。

網路安全擬採分級方式，方案 2A-用過燃料已置入乾式貯存護箱中，和 2B-用過燃料已經過充分的衰減時間二種情境，本項擬議規則制定將包括對 10 CFR 73.54 的修訂，

以明確規定網絡安全要求對反應器除役的適用性。建議的方案 2A 和 2B 規則制定僅限於修改 10 CFR 73.54，不會影響 NRC 目前的技術指引或政策。

NRC 認為網路攻擊對除役安全的影響與放射性物質外釋風險有關，所以在極不可能有大量放射性物質外釋的情況，符合 10 CFR 73.54 而不再適用 10 CFR 50.82 或 10 CFR 52.110 的許可，但設施經營者仍受其 CSP (Cyber Security Program)許可條件的管制，仍要有防止網路攻擊的計畫，設施經營者可以依據 10 CFR50.54 (p)和 10 CFR 50.90 調整 CSP 的內容與要項，直到根據 10 CFR 50.90 將其從許可中刪除或者終止為止。NRC 同意 NUREG-1738，當 SFP 中的用過核燃料都已經有了充分的衰減(BWR 至少 10 個月以上，PWR 至少 16 個月以上)，已經不會發生設計基準事故導致大量放射性物質外釋的情況，但是 10 CFR 73.54 並沒有反應出此特性，所以 NRC 擬修正下列指引：

- Regulatory Guide 5.71, “Cyber Security Programs for Nuclear Facilities,” January 2010 (ADAMS No. ML090340159)
- (NEI) 08-09, Revision 6,“Cyber Security Plan for Nuclear Power Reactors,” issued April 2010 (ADAMS No. ML101180437)
- NEI 13-10, Revision 4, “Cyber Security Control Assessments,” issued November 2015 (ADAMS No. ML15338A276) (Rev. 5, Feb. 2017)

對於用過燃料已經從 SPF 中移出置入乾式貯存護箱中，其網路安全計畫規範，NRC 反應在 SECY-12-0088, “The Nuclear Regulatory Commission Cyber Security Roadmap,” June 25, 2012 (ADAMS No. ML12135A050)中。

### 3.4.4 附錄 D 人員藥物與酒精測試

建立電廠的人員適職方案(fitness-for-duty, FFD programs)，是為了幫助電廠人員避免任何因為藥物或是外在因素，導致精神或是身體生理上的損害，對於電廠的安全管理的執行產生不利的影響，這程序提高對電廠執勤人員的信任保證。適職方案的架構是在 10 CFR 26”Fitness for Duty Programs”中，但是現行 10 CFR 26 有關適職方案與 10 CFR 50 以及 10 CFR 52 在除役階段的規定有不一致，10 CFR Part 52 規範在除役過程中均要有 FFD 計畫，NRC 的工作人員擬澄清這不一致，擬明確指出一旦 NRC 對設施經營者

依 10 CFR 52.110（a）許可核准永久停機，則 10 CFR 26 就不適用於 10 CFR 52 的設施經營者。

另外，10 CFR 73 “廠內設施及物料的保安措施”“Physical Protection of Plants and Materials,”，反應器的設施經營者必須執行內應人員減輕程序(Insider Mitigation Program, IMP)，IMP 的建立可以幫助確認在無人陪同下個人進入電廠區域的可靠度與信賴度。根據 10 CFR 73.55（b）（9）（ii）（B）的要求，IMP 必須包括 10 CFR 26 所要求的 FFD 程序的要素，但是目前法規並沒有明確指出哪些 FFD 計畫要素必須包含在 IMP 中。建議的規則制定範圍將修訂除役期間 10 CFR 26.3（a）中 10 CFR 50 和 10 CFR 52 許可之間的不一致，NRC 工作人員的澄清也將有助於確保運轉和除役設施的 FFD 計畫要項的一致性，以支持 10 CFR 73.55（b）（9）的實施。

NRC 未針對 10 CFR 26 人員的藥物和酒精檢測法規發布指引，因為這方面法規是明確的，NRC 工作人員將更新 RG 5.77“Insider Mitigation Program,”，如果規則制定更改 IMP 規範，則設施經營者將進行相對應的修正與 RG 5.77 一致。

內部威脅是核子物料保安的一個特殊問題，工作人員將釐清 FFD 的項目以達成 IMP 的目標，在 UAA(unescorted access authorization) 或是 UA(unescorted access) 的 PA(protected area) 與 VA(vital area)的區域 IMP 也值得信賴。明確 10 CFR 26 中的項目適用營運與除役作業的 IMP 中。

工作人員認知若完全符合 10 CFR 26 的 FFD，可以支持運轉階段與除役階段的 IMP，但是工作人員還是期望能藉由分級管理的做法處理除役廠址有關 10 CFR 26 的要項內容。

### 3.4.5 附錄 E 人力精簡與人員證照規範，用過核燃料作業人員的規範

NRC 的法規沒有指明正在進行除役的設施，其運轉人員最低配置水平以及資格培訓的規範。設施經營者已被要求修改其技術規範，以減少在除役期間維持運轉人員(有證照人員)的需求。取代許可的運轉人員，規範除役電廠每輪班次必須至少一位合格燃料操作人員（certified fuel handler , CFH）這是無執照的工作人員（Non-Licensed Operator, NLO），作為最低人員配置。此外，除役電廠可以停止後續有關反應器運轉人員培訓計畫。

除役階段電廠的放射性安全主要是用過燃料池中的用過核燃料，其作業人員所需的技能與運轉中反應器所需的技能不同，NUREG-1738 沒有提出有關人員的最低配置水平與需接受的訓練規範的建議。NRC 考慮了三種情況來思考人員出錯導致用過燃料池無法修復及鋯火發生的事故的可能性，這三種情況分別是(1)人員依現有情況不改變，(2)由可靠的業界提供為永久停機和燃料移除的反應器提供所需人員和培訓，(3)改變合格燃料操作人員的法規認定，並為除役反應器的 CFH 的最低人數配置提供法規指引。

此次的規則制定範圍將包括對 10 CFR 50.2 中 CFH 定義的修訂，對 10 CFR 50.2 中 CFH 定義的修訂將為現有定義提供自願性的替代選項，也將闡明 CFH 的職責，增加適用於 CFH 資格的用過燃料操作員培訓計畫的特定規範，並免除設施經營者就 CFH 資格的燃料操作員培訓計畫須委員會批准。此次規則制定還將闡明除役反應器已不需要有執照的運轉員，NRC 工作人員將為 CFH 和其他 NLO 的最低人員配置提供指引。NRC 工作人員還將澄清，除役的核反應器不需要輪班技術指導員 STA (shift technical advisor, STA)。

除役階段仍有許多作業需要有資格的人員執行保安、火災消防、緊急應變回應等。還有除役階段以 CFH 代替有證高級運轉員，以確保公共健康和安全為目標，監督和指導用過核燃料的監測，存儲，處理和冷卻的過程，並負責擔任監督的值班與管理的代表。設施經營者向 NRC 提交許可修改申請，以更改其技術規格，反應除役期間的人員配置變化。

關於除役階段最低人數配置，NRC 工作人員將參考 10 CFR 50.54（m）中核電廠許可運轉人員的規則制定過去歷史中的類似情形。在 1983 年 7 月 11 日發布的“核反應器設施裝置許可的運轉人員配置”（48 FR 31611）中，委員會決定，為了保護公眾的健康和安全，有必要採用該規則，以確保所有電廠都有足夠數量的運轉人員和輪班的高級運轉員，這樣的人員配置將確保在每個班次中都有技術勝任的主管來指導的整體營運作業，高級運轉員能更深入地檢查機組的條件，限制和規格。此外，高級運轉員通常具有更多的操作經驗，從而進一步增強了對可能出現的任何狀況做出回應的能力，如果現場缺乏這些知識且不易取得，可能會造成危險狀況。除反應器運轉員的技術專長外，由於其培訓和經驗的差異，控制室還需要高級運轉員的技術專長。在緊急情況下，其中一些領域的詳細知識將對控制室中的運轉員有所幫助，孰悉這些知識的人有更好的基礎可以提供更廣泛的觀點。

針對除役設施的人員配置，NRC 工作人員的說明如下：

- 過去經驗大多限於單機組廠址，因此，在沒有 NRC 指引和行業有關經驗下，不確定兩個或多個機組的設施經營者進入除役階段，設施經營者提出的 NLO 和 CFH 的人員配置水平，NRC 工作人員是否能接受。

- 儘管除役電廠的輻射外釋風險和事故後果顯著降低，但考慮某些因素以及與 1983 年規則中對運轉中的核電廠有執照的運轉人員配置類似於將申請除役的設施，尤其重要的是，每個班次要有技術知識熟練的輪班指導員配置，這對於督察除役設施的安全營運以及指導安全存儲和維護核燃料所必需的作業非常重要，先前發布對已停用其設施的設施經營者的技術規範的修訂，包括規範 CFH 擔任輪班主管職位的規定（ADAMS ML14097A145，ML14183B240，ML14217A072 和 ML16235A413）。

- 由於無法預測何時可能發生異常事件或人為失誤以及事故將以多快的速度發展，因此在緊急情況下，具有更詳細知識，經驗和培訓的 CFH 對現場其他 NLO 很有幫助。

NRC 擬對緊急應變計畫處於第一級與第二級階段的情況設定 CFH 和 NLO 的最低人數配置，第三級後不需要配置，至於 STA 則於除役所有階段均不用配置。

CFH 的訓練如 10 CFR 50.120 並需經 NRC 核准，10 CFR 50.120 是 NLO 的訓練規範，但是 NLO 依據 10 CFR 50.120 訓練不須 NRC 核准，而 NRC 並沒有特別為 CFH 訂定個別的訓練規範，但 NRC 工作人員確定 CFH 訓練應解決三個目標，而這些目標已超出 10 CFR 50.120（b）（2）和（b）（3）的內容。

前段所述的三個目標為，適用於 CFH 資格的培訓計畫應確保受訓人員（1）在安全進行除役活動方面具有必要的知識和經驗，（2）在安全處理和儲存用過燃料方面具有必要的知識和經驗，以及（3）能夠評估廠區狀況並對緊急情況做出明智的判斷。NRC 工作人員可以使用現有檢查程序（inspection process, IP）檢查適合 NLO 和 CFH 資格的培訓計畫的實施，例如 2016 年 4 月 27 日的 IP 41501“培訓和資格計畫審查”。

### 3.4.6 附錄 F 除役基金保證

NRC 要求核電廠設施經營者提供合理的保證，確保資金足夠完成除役。這個保證

的要素是設施經營者在許可和整個營運期間，要求提供除役資金的保證，其金額可多於但不能低於 10 CFR 第 50.75(c)節中最低金額表中規定的金額，這最低數額表是在 1988 年確定的，以作為確保除役預估所需的資金是合適的評估工具。10 CFR 50.75（c）中還規定了金額要依通膨將 1986 年時的美元調整到當前年度美元的過程。NRC 使用公式和調整因子定期評估設施經營者所使用的財務保證方法的充分性，包括除役保證基金（DTF）。此外，NRC 和設施經營者使用該公式作為特定地點的成本估算（SSCE），必須達到或超過規範的基準值。

在法規基礎報告中，NRC 人員建議修改允許設施經營者使用 DTF 的規定豁免了一些管制。這改變的主要目的是設施經營者在除役過程中，可以更彈性的使用 DTF，只要在能對 NRC 提供持續的保證有足夠的資金用於除役。在某些情況下，擬制定的法規將允許 DTF 可用於用過燃料的管理費用支出和經過個別許可的獨立用過燃料貯存裝置（ISFSI）的除役費用。這方法將當前的做法，包括法規指引，一般溝通訊息和 NRC 過去的前例系統化。根據 NRC 人員對法規基礎草案收到的公眾意見，NRC 對有關設施經營者使用 DTF 的初步建議作了一些修改，期望透過此法規制定提供 NRC 與利害關係人間更明確的，(1)釐清其 DTF 的規範要求，（2）關於設施經營者合法使用 DTF 的開放性和透明度以及對資金保證的期望，以及（3）有關 DTF 用於反應器的報告規範與 ISFSI 的報告規範一致。

NRC 的工作人員將修改 Regulatory Guide 1.159, Revision 2 (ADAMS No. ML112160012); Regulatory Guide 1.185, Revision 1 (ADAMS No. ML13140A038); NUREG 1577, Revision 1 (ADAMS No. ML17033B536); NUREG/CR-0672; and NUREG/CR-5884 (ADAMS No. ML14008A187).也將更新 RIS 2001-07, Revision 1 以反映 10 CFR 50.82 中建議的修訂法規，允許根據 10 CFR 50.75 收集並保存在外部信託基金中的除役資金也可用於用過燃料管理和 10 CFR 72 特別許可的 ISFISI 除役費用（如果該信託資金大於 10 CFR 50 除役所需的資金）。目前這些指引並未反映設施經營者可將 DTF 資金用於用過核燃料管理或 10 CFR Part 72 特別許可的 ISFSI 除役費用的權利，NRC 工作人員將斟酌修改 10 CFR 50.75、10 CFR 50.82 和 10 CFR 72.30。

減少豁免管制的申請是此次修訂法規的目標，允許 DTF 資金用於專門許可的 ISFSI 的用過燃料管理和除役費用是方法之一，只要設施經營者可以根據 10 CFR Part 50 規範的 SSCE 對除役提供足夠的資金合理保證。目前允許由 DTF 資出的除役費用必須與被

放射性污染的結構和物料的規劃，清潔和清除有關，10 CFR 50.82(a)(8)(i)(A) DTF 的資金必須用於如 10 CFR 50.2 規範合規定的除役活動，10 CFR 50.2 定義的除役是指安全的對廠址中的放射性物質進行移除，以達到廠址無限制使用或是限制使用並許可終止，沒有指出當透過 SSCE 評估 DTF 中累積的資金大於符合 10 CFR Part 50 的規範要求的情況，但有在 10 CFR 50.75 (h)(1)(iv) 除役完成後可以動用剩下的 DTF，所以設施經營者尋求以豁免 10 CFR 50.82 與 10 CFR 50.75 規範的方式使用 DTF。

工作人員為提高效率，擬修 10 CFR 50.75（f）（1）的每兩年除役資金報告與 10 CFR 72 的每三年 ISFSI 除役資金報告一致均為每三年，甚至修改 10 CFR50 與 10 CFR 72 將其整併為一份報告。10 CFR 72.30 規範下的 ISFSI 的除役資金計畫比 NRC 之前和核准的營運反應器的除役計畫(例如 PSDAR)的規範更嚴格，因為前者需要 NRC 的審查和批准，而後者則不需要。

關於上述問題修訂的正當性，根據 10 CFR 50.75 和 10 CFR 50.82 的規定，要求設施經營者在 40 年營運許可期間內，在延長營運許可期內（如果適用），以及在整個除役期間均須要維護 DTF，直至終止許可。此次的更改不會破壞這基本目的，即確保有足夠的資金用於 NRC 許可的動力反應器設施的安全除役。

### 3.4.7 附錄 G 廠內與廠外財務保護規範與損害賠償協議

經修訂的 1954 年“原子能法案”（AEA）第 170 條，稱為“普萊仕-安德森法案”（PAA），PAA 授予 NRC 發布和執行其電廠設施經營者的金融保護和賠償規定的權力，NRC 根據 10 CFR 140“金融保護要求和賠償協議”的規定實施，除了 PAA 財務保護法規，關注電廠廠址外放射事故的潛在責任和後果，NRC 還要求設施經營者進行廠址現場財務保護，包括反應器的穩定，和反應器本身與反應器所在地的放射性除污。

NRC 對運轉中的反應器的規定很完備，但對於已經停止運轉，燃料移除並且不再具有額定功率容量的除役反應器，PAA 和 NRC 的財務保護條例都沒有明確的指示。因此，即使運轉中的反應器已經關閉並停用，它也必須符合為運轉的反應器所設計的規定。除役反應器的設施經營者通常準備並提交法規豁免的請求，以允許他們被排除在這些要求之外。為解決這樣低效率的問題，NRC 建議在此次除役法規制定中擴大其財務保護條例，以涵蓋除役反應器所呈現的情況。這些改變將透過最大限度地減少除役反應器設施經營者的規範來降低法規的不確定性，規範獲得法規豁免，以免除僅適用於運轉中的

反應器許可的要求。

此次修訂的財務保護規範範圍，將包括 10 CFR 140 對廠外保證，10 CFR 50.54（w）對廠內保證的部分進行修訂。這些修訂可以解決許多管制的主題，包括但不限於範圍和適用性，財務保護金額，技術基礎以及賠償責任。目前，NRC 的工作人員期望制定出足夠清晰的法規條文，而不需要制定實施的指引，NRC 目前沒有有關財務保護或賠償計畫的指引， NRC 工作人員擬制定此計畫指引。

NRC 考慮但不限於上述議題，用於評估廠內外過渡期間的貨幣和技術基礎的保險水平，例如通貨膨脹的金融保護調整。而 NRC 也對於符合 10 CFR Part 50 and 10 CFR Part 72, “Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel, High-Level Radioactive Waste, and Reactor-Related Greater than Class C Waste.”規範的 ISFSI 的財務保護規範潛在的法規差異擬進行調整。

財務保護與損害賠償計畫的用意是發生廠外放射性物質外釋的意外，這與用過燃料發生銷火災的風險，以及廠區處理此意外的反應時間與能力有關，目前採取 10 小時反應時間是合理的。對於廠外的財務保險金額依分級從 4.5 億美元降為 1 億美元(三哩島事故依據 PAA 法案約賠償 7 仟萬美元)，廠內的財務保險金額也依分級從 10.6 億美元降為 5 仟萬美元，這 5 仟萬美元的估算是以廠內在此階段發生意外後進行除污到對廠外放射性影響到可略的呈遞的費用評估(一燃料束於 SPF 吊掛作業脫落導致 100%毀損的假設，評估約 9 百萬美元到 2 仟 4 百萬美元間)，因此 NRC 工作人員在確定是否需要調整前，建議先為除役階段的現場保護提供 5000 萬美元的資金。

### 3.4.8 附錄 H 現行除役的法規方法

**目前除役程序的法規框架**

10 CFR 50.82 執照終止，法規規定了除役完成的時間表，確定哪些類型的活動在實施前需要事先取得核准，管理現場必須達到符合的標準才有資格獲得執照終止，概述除役資金的使用，設定除役作業的環境考量的脈絡，以及其他規定項目。NRC 在 1996 除役法規中更新 10 CFR 50.82，爾後在 1997 (62 FR 39091)，2003 (68 FR 19727)，2011 (76 FR 35571)，和 2014 (79 FR 66603)的法規中持續更新。

**建立新的除役法規框架**

NRC 考慮了四個通用領域的除役經驗，做為制定反應器除役法規制定的基礎：

1. NRC 評估了 10 CFR 50.82（a）（4）和 10 CFR 50.82（a）（5）中的規定，以確定 NRC 是否應在核准主要除役作業階段開始之前，就明確批准每個設施經營者的 PSDAR。

2. NRC 審查了 2002 年 11 月發布的 NUREG-0586 Supplement 1, Volume 1, "關於核設施除役的一般環境影響報告""Generic Environmental Impact Statement on Decommissioning of Nuclear Facilities,"（ADAMS ML023470304）中所述的除役備選方案，也稱為除役通用環境影響聲明（Generic Environmental Impact Statement, GEIS），以確定維持三種除役選擇的適當性。

3. NRC 評估了 10 CFR 50.82（a）（3）目前要求的 60 年完成除役的時間表是否合適。

4. NRC 評估州政府和地方政府以及非政府組織的利害關係人在除役過程中的作用。

此外，工作人員對除役條例進行了全面審閱，以確定在效率，清晰度和其他方面可以改進法規程序的部分，該審閱確定了進行法規變更將有利於除役過程的五個部分：

1. 修訂 10 CFR 50.82（a），以澄清設施經營者必須在 PSDAR 中評估除役的環境影響以及它們的界限。

2. 修訂 10 CFR 50.59（d）（3）; 10 CFR 50.71（c）; 10 CFR 50"生產和使用設施的許可"的附錄 A"核電廠通用設計標準"的通用設計標準 1"質量標準和紀錄"，以及附錄 B"核電廠和燃料再處理廠的質量保證標準"的標準 XVII，"質量保證紀錄"，以及取消 10 CFR 72.72(d)在除役期間不再使用的結構，系統和部件(SSC)的某些紀錄保留規範，以及用過燃料的儲存重複紀錄的規範。

3. 修訂 10 CFR 20，"輻射防護標準"附錄 G，"低放射性廢物運送至陸地處置與設施處置和清單的規範"，第 III.E 部分，用於調查低放射性廢棄物的運送，如果托運人在運送後 20 天內未收到收貨通知，則允許 45 天通知聯絡窗口，這是基於 LLW 運送經驗的合理作法。

4. 要求 10 CFR 50.54（bb），10 CFR 50.82, 10 CFR 52.110，“許可終止”法規中所規定的除役文件，或是有關用過燃料管理計畫的資訊，也要符合 10 CFR 72.218“許可終止”的法規規範。

5. 修訂 10 CFR 51.53，“建築後環境報告”和 10 CFR 51.95，“建築後環境影響聲明”，以澄清環境報告的規範並加入 10 CFR 52.110 為參考。

這些改進主要關於（1）向設施經營者提供有關除役文件內容的更新和更詳細的指引，以強化除役過程中得到的資訊;（2）針對具體問題實施法規制定變更，基於除役電廠的風險降低或澄清現有法規以減少法規執行的負擔，以及（3）更新相關指引以反映這些法規變更，並為設施經營者提供實施澄清法規的額外指引。

**除役法規制定的技術面考慮**

除了參考 NUREG 文件、法規指引 RGs 以及 NRC 發布的文件外，法規修訂也審閱了以下的內容。

1. 1996 除役法規以前就已經終止許可的幾個核反應器（例如，Yankee Rowe 和 Trojan），業界和 NRC 對其除役過程建立的紀錄報告。

2. 電力研究所（EPRI）創建的一系列技術報告，討論除役經驗和除役課題。

3. 即將終止許可的設施，其除役資訊和許可文件支持符合現行法規(e.g., Humboldt Bay and Big Rock Point)。

4. 現有的 NUREGs 系列文件和其他技術文件，構成了當前除役過程與除役時間表的基礎。

5. 從最近進入除役階段的核電廠除役獲得的經驗與教訓（Kewaunee Power Station（Kewaunee），Crystal River Unit 3（Crystal River Unit 3），San Onofre（SONGS），2 號和 3 號機組以及佛蒙特州的洋基核電廠（VY））

6. 擬制定法規制定預先通知（ANPR）收集到的公眾意見，以及為此法規制定的法規基礎草案。

**除役法規修(制)定的潛在影響**

核反應器的除役是長時程的作業，除役作業有關的法規若有大的變更，可能會對設施經營者，利益相關者和 NRC 均產生重大影響，例如除役作業的計畫，除役保證基金的水平，除役時程表等。NRC 人員詳細討論了本附錄中考慮的每個領域以及相關法規分析文件中的具體利益和成本，以評估討論法規制定所造成的影響。

**除役法規修(制)定的正當性**

本附錄中討論了除役法規制定有關的因素，NRC 工作人員的結論是，通過更新相關指導文件，對整個除役過程的澄清或改進，將增加除役框架的清晰度和效率，收集公眾意見也能協助 NRC 反應於修訂的規範中。

3.4.8.1 NRC 對 PSDAR 分級的審閱

**PSDAR**-在 1996 最終規定發布以前，設施經營者必須提交詳細的 DP 經 NRC 審核，才能進行拆除或是進入主要除役活動階段，1996 最終規定調整了這樣的做法，其中最主要的方式就是以 PSDAR 取代 DP。PSDAR 需提交 NRC 審閱但是不須核准(因為對公眾的輻射外釋風險已經逐漸降低)，所以關於 NEPA、 ESA、 NHPA 所規範 NRC 需要的活動一併消除。除役作業符合 10 CFR 50.59“Changes, tests and experiments,” 也不須事先經 NRC 核准。PSDAR 有多重功能，通知民眾擬進行的除役活動、清楚呈現除役時程以輔助 NRC 視察活動安排與資源分配、確認設施經營者做好除役活動規劃與除役基金評估、確認設施經營者做好環境衝擊評估。NRC 收到 PSDAR 要發布通知，讓 PSDAR 適於公眾審閱，設施附近舉辦公開會議討論 D&D 計畫，以及除役時程。NRC 工作人員在審閱 PSDAR 時的標準做法是向設施經營者發確認信，概述工作人員對 PSDAR 的理解，提供 PSDAR 公開會議議的要點，並對利益相關者在 PSDAR 的意見進行分類，但是不進行准駁，如果資訊有不足(不符 10 CFR 50.82(a)(4))，設施經營者需在進入主要除役活動階段前補充完畢。設施經營者不得進行任何除役活動，可能會造成妨礙阻止廠址無法無限制使用、無法讓除役基金有合理保證、之前未考慮到可能造成重大環境衝擊的活動。

LTP-1996 最終規定至少許可終止前 2 年要提出 LTP 申請並經 NRC 核准，NRC 收到 LTP 要發布通知，讓 LTP 適於公眾審閱，設施附近舉辦公開會議討論許可終止與殘餘放射性的整治。除役過程管制流程圖如圖 3-4。

**目前的做法**-以 PSDAR 規範除役作業，PSDAR 符合 10 CFR 50.82(a)(4)(i) 與 10 CFR 50.82(a)(6)(ii)，如果 NRC 能依據 IMC 2561"Decommissioning Power Reactor Inspection Program,"(ADAMS No. ML031270502)的頻率視察，NRC 就足以在除役作業維持適當的視察與參與。

**NRC 修定指引**- RG 1.185, Revision 1, "Standard Format and Content for Post-Shutdown Decommissioning Activities Report," issued June 2013 (ADAMS No. ML13140A038) 以及修訂與 GIS 有關的 NUREG-2157, Volumes 1 and 2, "Generic Environmental Impact Statement for Continued Storage of Spent Nuclear Fuel," (ADAMS No. ML14198A440)

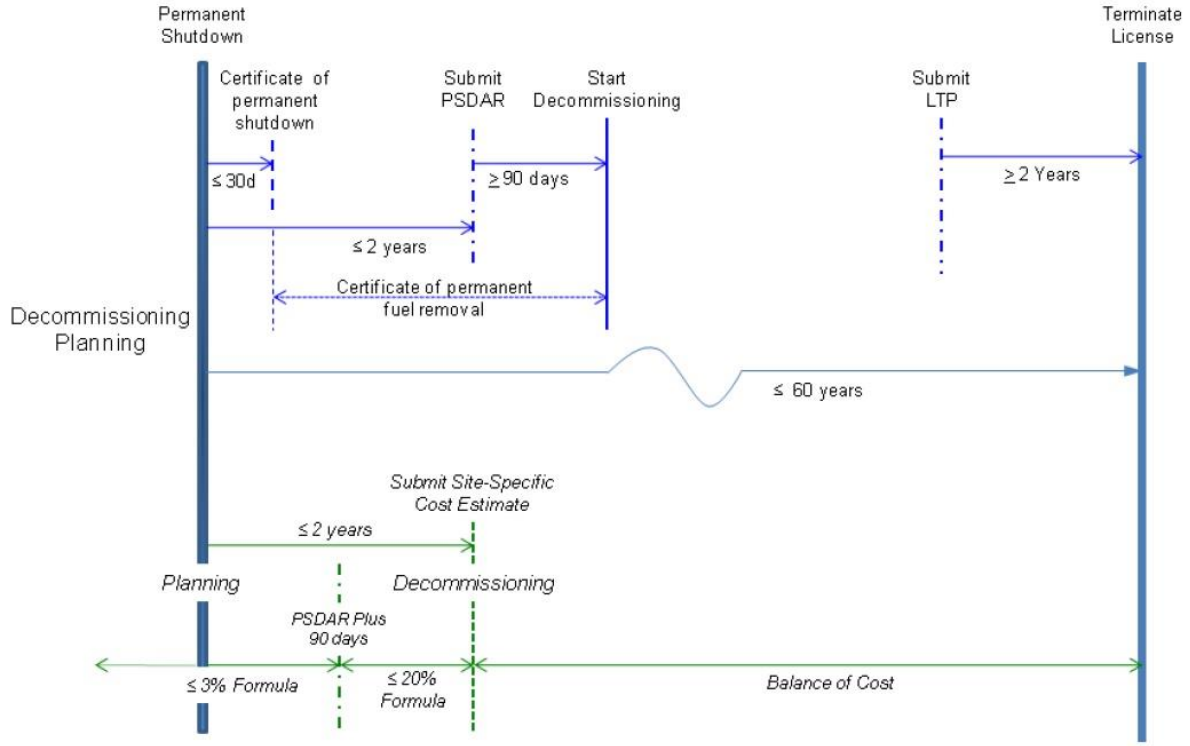



圖 3- 4 除役時程圖

**對個別議題進行規則制定**-個別議題來源包括(1)公開會議中由利害關係人所提出的意見，(2)每 5 年更新 PSDAR，(3)審閱並核准設施經營者對個別除役活動的環境衝擊評估，(4)釐清那些規範設施經營者進行除役活動前需要進行環境衝擊評估。

在此特別對(1)提出 NRC 的看法，通過這種方式增加公眾對 PSDAR 的參與可能帶

來的好處，並認為鑑於公開會議過程中已經有機會，再提供書面回覆會增加設施經營者負擔，而且（1）目前的 PSDAR 審閱程序已經公開徵求所有利益相關者的意見；（2）收集這些評論以及 PSDAR 提交後 90 天內在每個除役廠址附近舉行的 PSDAR 公開會議的其他反饋；（3）收到的所有評論都記錄在給設施經營者的確認函中，這確認信根據 10 CFR 50.82（a）的規範總結工作人員對 PSDAR 的評估，並對所收到的利益相關者對 PSDAR 的意見進行了分類。

NRC 的工作人員考慮了規範做出回應是否能提供公共健康和安全利益，進而證明實施此要求是合理的 依照目前的 PSDAR 審查程序，NRC 工作人員已經通過 RAI 程序解決了 NRC 工作人員所發現 PSDAR 中的缺陷，或者已對 PSDAR 提出實質性評論，評估設施經營者對 RAI 的回應，以確定 PSDAR 是否滿足 10 CFR 50.82（a）（4）中的訊息要求，也決定了是否可以開始主要除役活動。透過這樣的程序，設施經營者會更新其 PSDAR，如果設施經營者不依程序回應 RAI，或以符合除役規範進行缺失改正，則 NRC 會對設施經營者強制執行。此外還可以透過其他途徑（例如 10 CFR 2.206“Requests for action under this subpart,”請願程序）提請 NRC 注意利益相關者對設施經營者除役活動所確定的特定安全性或合規性的處理。因此，維持目前的做法支持該設施在監管過程中公開和透明，同時在切實可行的範圍內已考慮了所有觀點。

**PSDAR 需 NRC 核准**-依據風險揭露除役階段的輻射外釋風險比營運階段低，也可以增加設施經營者對除役活動的彈性，而且設施經營者如果有重大影響環境的事項變更需要事先通知，1996 除役法規取消 NRC 對 DP 的核准程序，也規範設施經營者提出 PSDAR。PSDAR 內容有關環境衝擊評估的部分如果要 NRC 准駁，將啟動 NRC 在 NEPA 的責任，NRC 完成 NEPA 審查和相關磋商後，就不再需要 10 CFR 50.82（a）（6）（ii）的法規約束，也不再需要 NRC 監督以確保遵守該法規，因為在 PSDAR 階段就應確認解決其對此特定廠址的影響，若在 PSDAR 提交時除役活動改變方法對 NRC 的環境影響巨大，NRC 會要求重作環境分析。

設施經營者和 NRC 可以引用特定場止的通用 EIS，以支持其環境分析。在除役過程中更早進行環境審查將為利益相關者，包括公眾以及其他州和聯邦機構，在重大的拆除和處置活動發生之前提供更早的機會參與除役過程。通過準備 NEPA 文件並完成 PSDAR 提交後的磋商，NRC 可以依靠 NEPA 分析和這些磋商來處理解決許多環境影響，這些環境影響在提交 LTP 時也必須隨附環境影響評估(EA)，總的來說，相比整體除

役規範，恢復 NRC 核准 PSDAR 並沒有增加公眾的安全，反而影響除役活動的彈性與效率。

3.4.8.2 除役的時程-60 年內

60 年是依除役過程的風險揭露與績效基礎的決定，包含了輻射外釋風險的合理抑低(ALARA)，與預估機構(行政)控制的持續績效，以及對輕水式反應爐以拆除方式估算除役費用隨時間的變化合理的掌握，NRC 提到只有在與公眾安全有關的情況下會延長除役超過 60 年時程，例如 10 CFR 50.82 (a)(3) 放射性廢棄物最終處置場因素或處置能力不足，或是個別廠址因素影響了除役的時程

對除役時程 60 年，NRC 分別考慮了(1)以目前規範進行，(2)發展或強化除役指引，(3)延長 60 年的方式，NRC 建議可以採用發展或強化指引的方式，因為 60 年的時程是 1988 年除役法規參考 RG-1.184 訂的，考慮拆除與除污技術的進步以及公共健康安全的聲明，NRC 也將修正 RG-1.185 與 PSDAR 有關的環境衝擊聲明 NRC 期望能在 PSDAR、DCE 以及 IFMO 中增加可接受基準與有關的細節 有關細節如下。

- 在電廠完成除役的擬議時間的決策過程，以及進入 SAFSTOR 的注意事項，以及將在電廠開始採取 DECON 的條件概述
- 所選除役策略的時間成本，特別是在 SAFSTOR 期間延遲主動拆除全部或部分設施的成本
- 如果有的話，可以提前釋出 NRC 許可中的部分場所或設施，以便可以更快地將其重新用於當地社區（例如，將倉庫空間用於其他工業目的或重新使用行政用途）其他用途的建築物
- 選擇的除役時間表將如何影響用過燃料的管理計畫

3.4.8.3 除役選項

設施經營者對除役有立即拆除、安全貯存與永久封存三種選項，以符合除役有關規範與 2002 年更新版的 GEIS。迄今為止，所有正在除役或已經除役的核電站已使用 DECON 或 SAFSTOR。一些設施經營者在考慮人員、資金或其他因素，以 SAFSTOR 和 DECON 的組合方式，增加了一些除污和拆除的工作。我國規範是立即拆除，但是安全貯存的做法也可以提供過渡到除役階段的參考，所以在此討論 DECON 和 SAFSTOR，

不討論 ENTOMB。

**修訂規範**-NRC 擬修訂 RG 1.184、RG 1.185 以及 GEIS 在 PSDAR 有關的內容呈現等。NRC 特別關注除役方式選定進行過程的視察、除役方式對環境的衝擊、除役方式對地方的社經影響;NRC 也關心從 ANPR 收集到非業界的利害關係人的意見，也將在 RG 1.184 與 RG 1.185 內容中增加規定，增加規定在 PSDAR、DCE (Decommissioning Cost Estimate, DCE)、IFMP (Irradiatied Fuel Program, IFMP)中，簡述如下：

- 選擇 SAFSTOR 或 DECON 作為除役方法的背後的決策過程以及相關的時間表，並概述了 DECON 將開始的條件
- 對於 DECON 方法，該設施將如何最適化-工作人員的安全性，機構知識和成本，同時最大程度地減少污染物的移動
- 如果可以知道該廠址的未來潛在用途以及該設施的結構和其他組件最終處置的總體計畫（即，將根據 10 CFR 50.83 提前外釋部分廠址，該廠址是否可供使用於工業用途，將建築物和其他結構保留在原地，還是將廠址“綠化”）以及相關的時間表

如前所述，NRC 對現有指引的更新將刪除 ENTOMB 選擇，因為這對美國不可行，並且與完成除役所需的時間框架不一致。刪除 ENTOMB 選項與 NRC 內部和外部利益相關者，以及國際法規的成員之間的先前討論是一致的。總的來說，儘管所有這些方面都承認永久封存，也知道永久封存僅適用於特殊情況。因此，在典型的法規框架內將其維持為既定策略可能並不適當。為此目的，國際原子能機構正在修改其除役安全狀況，不再認為永久封存與立即拆除和安全貯存一樣是必須的，經修訂的國際原子能總署安全立場將認為永久封存不是正常計畫內的“策略”或解決方案，而應僅在現有設施的特殊情況（例如嚴重事故）下才視為解決方案，並只在根據具體情況下才予以考慮。

3.4.8.4 外部利害關係人在除役過程的角色

NRC 並非授權外部利害關係人在除役過程的角色，但是規範有在除役過程主要參與共同審視報告如 PSDAR 與 LTP，透過 ANPR 與公開會議提供建議，對於重大變更的除役活動或與 PSDAR 活動不一致也應被告知，除役費用必須增加的原因等。NRC 建議也期望設施經營者多多與外部利害關係人進行訊息交流，也建立指導原則協助電廠與在地社群(成立社區諮詢委員會)進行溝通的方式。

針對關於外部利害關係人在除役過程的角色，NRC 在評估修改法規並不會增加公共健康與安全，但是從增加過程透明度與訊息交流的面向考慮，NRC 擬進行建立與強化規範的方式，讓社群在除役過程有更好的參與，以及讓 PSDAR 能提供社群更詳細的資訊。NRC 擬更新 RG 1.184, Revision 1, 和 RG 1.185, Revision 1 以達成上述改善的目標。

3.4.8.5 紀錄保存規範

現行營運電廠與 ISFSI 的紀錄保存須依循如下的規範

- General Design Criterion 1 of Appendix A to 10 CFR Part 50 規範設施經營者在設施營運的整個生命週期內必須保留的紀錄
- Criterion XVII of Appendix B to 10 CFR Part 50 規範設施經營者在確定的期限內必須保留符合法規要求的紀錄
- 10 CFR 50.59(d)(3) 規範設施經營者保存某些紀錄，直到根據 10 CFR Part 50 通過核准許可終止
- 10 CFR 50.71(c) 規範設施經營者保存某些紀錄，這些紀錄與 NRC 法規，設施技術規範和其他許可的基礎文件的各個要素一致
- 10 CFR 72.72(d) 規範設施經營者備份用過燃料和高放射性廢物的某些紀錄，並將它們存儲在與原始紀錄相距夠遠的單獨位置，以使單一事件不會同時破壞兩組紀錄
- 除役過程中保持合法或保護公眾健康和安全的 SSC 相關的紀錄，以及 10 CFR 50.75, “Reporting and Recordkeeping for Decommissioning Planning,”規範不適用紀錄保存規定的豁免

NRC 評估本項修改法規並不會增加公共健康與安全，但是從管制機關考慮希望維護安全，減輕不必要的管制負擔，並提高除役電廠管制過程的效率和有效性，NRC 工作人員建議採用制定規則以減少除役期間的紀錄保留規定與要求，例如進入除役後 SSC 已被移除，NRC 核准的規格已改變了，之前紀錄消除也不影響公眾的安全等

根據紀錄保存和保留的豁免條件，將要移除的紀錄與在運轉電廠或 SFP 操作期間

對安全至關重要的 SSC 有關聯，但它們不再能夠對公眾產生不利影響的事件，意外或狀況健康和安全提供效用，或是轉售使用，或是輔助、保安、品管與 ISFSI 和 SFP 營運，以及含有放射性污染等待處理等。如果 SSC 不再具提供前述功能，則可以合理地認為與這些 SSC 相關的紀錄對於協助 NRC 確定合規定和不合規定，對可能的不合規定採取行動以及在檢查後進行後續檢查是沒有必要的。因此，保留此類紀錄也無法滿足本規則的目的。

除役過程與公共安全有關的紀錄保存在 10 CFR Part 50 and 10 CFR Part 72, “Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste, and Reactor-Related Greater Than Class C Waste.”規範中

3.4.8.6 運送的調查，追蹤和報告的規範

NRC 擬修訂 Section III.E of Appendix G to 10 CFR Part 20 規範設施經營者在 LLW 運送後 20 天未收到接收通知的調查，追蹤和報告的規範，對從廠址運送至處置場的時間延長為 45 天。NRC 評估本項修改並不會增加公共健康與安全，但是對 LLW 運送的安全性，減輕不必要的管制負擔，並提高 LLW 運送過程的效率和有效性是有助益的。

3.4.8.7 澄清用過燃料管理的要求

NRC 工作人員評估 10 CFR 50.54（bb）10 CFR 50.82, 10 CFR 52.110, 和 10 CFR 72.218 中關於設施經營者，對如何在廠址除役前對用過燃料的搬運移動，卸載和運送有關的 SSC 管理，NRC 擬將特定條款從 10 CFR 72.218 加到 10 CFR 50.54（bb）10 CFR 50.82, 10 CFR 52.110 中，可以在不增加設施經營者負擔的情況下提供清晰的法規，並提高總體法規的透明度和開放性。

在考慮了利益相關者針對該規則制定的法規草案後的意見之後，NRC 工作人員確定 10 CFR 72.218 中規範設施經營者制定從現場清除用過燃料的計畫的條文是不必要的，因用過燃料最終處置是國家政策，這超出了許可設施經營者的控制範圍。因此，工作人員認為該規則應更恰當地去要求設施經營者的計畫對 ISFSI 的現場安全管理，直到將用過核燃料轉移給 DOE 擁有為止。

### 3.4.9 附錄 I 回溯法案的應用

NRC 利用回溯改善程序來決定是否對核反應器或某些核子物料的設施經營者執行，

新的或修訂的法規規範，或工作人員配置與職務。為了確保這些擬制定的法規變更有充分的界定和合理，NRC 只有在對擬制定的法規進行正式的與系統性的評估後才會執行，此過程是防止 NRC 在已經頒給許可或其他核准事項後，任意改變 NRC 所核准運行的作業和情況，以及核准依據的規定。回溯法案(Backfit Rule)在 10 CFR 50.109 定義，而回溯過程的最終條款則在 10 CFR 52“有關核能電廠的執照，認證、及批准程序”“Licenses, Certifications, and Approvals for Nuclear Power Plants”中。

10 CFR 50.109 對“Backfit”定義，

*核設施的系統，結構，組件或設計的修改或補充；或設施的設計批准或製造許可；或設計，建造或營運設施所需的程序或組織；其中任何一項是因為 NRC 新增或修訂的規定，或是由於對 NRC 條例的解釋與之前的工作人員或監管人員有所不同。*

回溯法案(Backfit Rule)在核電廠除役的應用並不明確。在 SECY-98-253（ADAMS ML992870107）“回溯法案對除役電廠的適用性”中，NRC 工作人員向委員會提交一些看法：

1. 回溯法案沒有時程終點，“是否表示執行回溯改善將持續的依除役作業進行到許可終止為止。”
2. “運轉(operate)”用於反應器除役的活動是否合理。
3. 將回溯法案用在已經不是法規關注的電廠除役上。
4. 回溯法案對“回溯改善”的定義是，使用在核設施的設計，建造和運轉相關而不是除役，儘管工作人員在 SECY-98-253 中指出“在 1996 年除役法規之前，委員會認為除役是電廠生命週期的一個階段，但與運轉階段不同。“
5. 二個用於回溯改善評估的因素，建造時程延誤/設施停機的時間成本，以及變更電廠/運轉的複雜度，這兩個因素是針對電廠運轉的，“在概念上並不適合評估對核電廠除役的影響”。
6. 35 FR 5317 (1970) ，50 FR 38097 (1985) ，53 FR 20603 (1988) 中，最終回溯法案的聲明，都沒有討論除役，而將重點放在建造和營運的規定上。
7. 對除役規範的擬議變更，側重於放寬規定或是否運轉中反應器的規範繼續適用

於除役電廠。因此，回溯改善“在除役階段保護公共健康和安全的'實質性增加'的概念，似乎沒有特別效果。”

8. 1996 年除役法規沒有直接回應公眾關於回溯法案對電廠除役適用性的問題。

NRC 可以提出不同的規則制定方法，可以列出除役期間具有或不具有回溯保護的活動和 NRC 的核准，但這樣的列表是針對廠址特定的，並不適於通用性的規則制定。當確定從運轉階段過渡到除役階段的活動和批准的範圍可能過於複雜，不易納入法規，NRC 以修改法規的一部分，該部分由現有回溯的規定和與除役的設施經營者有關的新回溯規定組成。如果需要因為“回溯法案”而修改指引以解決除役許可的設施經營者的問題，NRC 將對 NUREG-1409 進行修訂，目前 NRC 的工作人員期望制定出足夠清晰的法規，而無需實施的指引。

如 10 CFR 50.51 (b)“maintaining the facility”不僅要維護反應器，也包括貯存、控管、維護用過核燃料的安全性。10 CFR 50.109 對回溯的定義中的運轉(operate)可以解讀為不僅包括反應器的運轉，還包括用過燃料池和相關的 SSC 的操作，這樣可以保護設施經營者有合法的許可來擁有設施但是可以不運轉反應器

正如委員會和 NRC 的工作人員在 1990 年代認可的，“回溯法案”的某些規定並未明確適用於反應器的除役。2013 年 10 月發布的管理指令 8.4“特定於設施的回溯和資訊收集的管理”中的回溯法案指引（ADAMS ML12059A460）僅規定了回溯法案也適用於除役電廠，NRC 現在有機會解決並闡明除役期間將 Backfit 規則應用於反應器設施經營者的法規內容。

### 3.4.10 附錄 J 設施老化管理

為了提供合理保證用過核燃料在用過燃料池（SFP）中保持安全狀態，NRC 人員進行老化管理的必要審查，以合理保證某些長期的預期功能。在除役期間維護和監測用過核燃料處於 SFP 中被動安全的結構和部件（SCs），例如中子吸收材料，SFP 的內襯(liner)與冷卻系統。

本附錄中不適用於乾式貯存桶的存儲系統，其法規要求受聯邦法規 10 CFR 72“有關用過核燃料的獨立乾貯存設施及超 C 類放射性廢棄物的執照程序”“Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel, High-Level Radioactive

Waste, and Reactor-Related Greater Than Class C Waste”的規範。

設施老化管理 NRC 並不調整修改現行規範，而是就執行經驗與學習提出討論與看法，除役電廠的設施老化管理可分為三種類型：

1. 廠內沒有 SFP， 例如 Zion。
2. 廠內有 SFP 且在執照許可期 40 年內過渡到除役階段，這類型電廠沒有執行老化管理計畫 AMP (aging management program)，例如 SONGS、Crystal River 與 Milestone。
3. 廠內有 SFP 且在執照許可期 40 年後申請延役，這類型電廠需要有設施老化管理計畫 AMP 與有關老化管理作為，例如 Vermont Yankee 與 Kewaunee。

上述三種類型的電廠都提出修訂過渡到除役燃料移除技術規格，NRC 以個別廠址來進行審閱其所提出的需求。

SONGS 機組 2，3 (2013 永久停機) - 同意依 10 CFR 50.90 “Application for amendment of license, construction permit, or early site permit” (ADAMS No. ML15139A390)的規範調整執行 SFP 許可的作業，SONGS 沒有使用中子吸收物質以控制 SFP 臨界。

Crystal River 機組 3 (2013 永久停機) - 同意依 NEI 99-04, ‘Guidelines for Managing NRC Commitments,’” (ADAMS No. ML003696998)的規範調整執行 SFP 許可的作業，該承諾納入設施經營者的最終安全分析報告（UFSAR）的許可基礎文件中，如果在承諾中指定的日期前仍未從 SFP 中移除所有用過燃料，則提出中子吸收材料監視計畫的許可修改。

Milestone 機組 1 (1988 永久停機) - 持續貯存用過燃料於 SFP 中直到 2048 年完成將其移至 ISFSI (現今 ISFSI 沒有足夠空間容納所有 SFP 中的用過核燃料)，其執行 Boron Areal Density Gauge for Evaluating Racks (BADGER) 測試，該測的結論是觀察到中子吸收劑材料有些降解(劣化)，但是 SFP 格架能夠維持其設計功能。下一次 BADGER 測試計畫於 2018 年第三季度進行，以進一步評估 SFP 格架的降解速度。

Kewaunee 同意執行 AMP 與相關作業，並依據 10 CFR 50.59, “Changes, tests and experiments,”規範調整作業，如果在 PSDAR 中指定的日期前仍未從 SFP 中移除所有用過燃料，則提出 TSs 計畫的修改。

Vermont Yankee 在其 UFSAR 中有制訂中子吸收材料的監測計畫，ADAMS No. ML15117A551NRC 紀錄 NRC 的評估與 Vermont Yankee 提出 TSs 的修改要求，NRC 的結論是其中子吸收材料的監測計畫可以提供足夠的安全性，在 2020 前將 SP 從 SFP 中移出乾式貯存護箱中。

NRC 的工作人員以發布指引，建議採用方法如何管理被動的，長時間的 SC 的老化影響，降低法規的不確定性，並減少個案審查以及提供可接受的方法來滿足 10 CFR 50 中包含的法規要求，如果設施經營者採用某一種方法來管理其在除役期間內的被動性與長時間性的 SC 的老化，則該方法將必須受到視察。因此，NRC 工作人員將審查並根據需要更新反應器除役的視察程序，以確保對老化管理進行充分且一致的監管。

### 3.4.11 附錄 K 疲勞管理

現今法規著重於建立預防和檢驗人員因毒品和酒精造成的健康損害的規範，但是，有幾項規範解決其他引起損害的原因，包括疲勞。目前要求適用於 10 CFR 50 下的所有設施經營者，必需依 10 CFR 26.10 (a)(b)“適職方案”的“疲勞管理”規定。也必須符合 10 CFR 52 ”核電廠的執照，認證和批准程序“中的 10 CFR 52.103（g）的決定。

附錄 K 的其他部分，討論現有的法規框架和建立適當水平的疲勞管理的備選方案的技術基礎，以確保公共健康和安全，以及已永久停機和燃料移除爐心外的核反應器的共同防禦和安全。NRC 考慮三種備選方案選擇：（1）不採取新行動，（2）用於疲勞管理的自願性行業作為，以及（3）新法規制定適職方案（FFD）中系統化疲勞管理規範進行反應器的除役。

NRC 注意到在 911 之後，許可設施中安全人員的工作量和疲勞有關的負擔（例如，指控，媒體和公眾利益相關的報告）有所增加，針對 NRC 對安全人員的工作時間控制以及與利益相關者的互動的審查，委員會於 2003 年發布 EA-03-038 號命令，要求核電廠採取提高安全人員職場適任有關的措施，包括工時限制，但是委員會不贊成發布有關強化 FFD 的命令，來解決設施的安全人員的疲勞問題，NRC 工作人員應繼續進行與除役反應器安全人員疲勞有關的 FFD 計畫增強活動，這是一項單獨的、需要利益相關方進行更多互動的規則制定活動，不過這些規範是以營運為對象，對除役不明確。NRC 認知除役對公眾的輻射外釋風險遠比營運期間低許多，NRC 的工作人員考慮是否對有限的個人（即安全人員和 CFH）採行疲勞管理規定，因為這些人執行的功能可能對保護公

共健康和安全具有重要意義。

NRC 考慮了以下資源，以對除役有關疲勞管理法規框架的潛在變化

- the 2008 final rule
- “Alternative to Minimum Days Off Requirements; Final Rule” (76 FR 43548;2011)
- Regulatory Guide 5.73, “Fatigue Management for Nuclear Power Plant Personnel,” issued March 2009 (ADAMS ML083450028)
- NEI 06-11, Revision 1, “Managing Personnel Fatigue at Nuclear Power Reactor Sites,” 2008 (ADAMS ML090360158)
- NEI 15-08, Revision 0, “Managing Personnel Fatigue at Decommissioning Reactors,” 2015 (ADAMS ML15350A153)

本規則制定將包括對 10 CFR Part 26 的修訂，以將疲勞管理規定擴展到反應器除役的安全人員和 CFH。

### 3.5 除役法規分析(RA) [26]

NRC 此次制定關於反應器除役的綜合性法規，以回應：緊急應變（EP）的分級方法;從經驗（或進行中）除役過程所得到的經驗;要求設施經營者提交 NRC 的停機後除役作業報告（PSDAR）需要得到 NRC 核准的合適性; 維持除役的三個現有選項和時限(60 年內); 聯邦政府、地方政府以及非政府利益攸關方在除役過程中的功能; 以及 NRC 工作人員認為有關的問題。此次擬議法規的主要考量包括了以下領域的變化：緊急應變，核子物料保全，網絡安全，毒品和酒精檢驗，認證的用過燃料處理員-(人員的訓練與資格)，除役資金保證，廠外和現場財務保護規範和賠償協議，環境衝擊，紀錄保留與保存規範，低放射性廢棄物的運送時間，用過核燃料的管理計畫，增修法規的回溯改善，外國人的所有權，控制權或支配權，以及許可終止計畫(LTP)規範的範圍等共 14 項。

反應器除役期間，最主要的輻射外釋風險的考慮是用過燃料存放於用過燃料池與用過燃料貯存設施期間中。NRC 為了建立更有效能的除役法規，進行調整管制作為以輻射風險分四級管理，風險第一級 Level 1-此階段是永久停機後到用過燃料從爐心移出置

於用過燃料池，風險第二級 Level 2-進入第二級的條件是最熱的用過燃料束在用過燃料池中已經歷了充分的衰變-絕熱的條件，它不會在 10 小時內達到燃料束熔損火災的溫度，風險第三級 Level 3-當全部的用過燃料移出用過燃料池外置入乾式貯存設施中進入第三級，風險第四級 Level 4-所有用過燃料已從廠區移除。

永久停機經主管機關立案成立到用過燃料從爐心移出，此階段作業依據 10 CFR 50.82 及 10 CFR 52.110 的執照終止規定。在第一級的情況是燃料已經從永久停機的反應爐移出置入用過燃料池中，如果用過燃料池發生嚴重失水事故水池的水流乾，在 10 小時內用過燃料仍有發生鋯火災的可能，所以這階段包括停機後用過燃料從爐心移出開始，到最熱的用過燃料束不會發生上述鋯火災情況， NRC 預期的時間是 BWR 用過燃料在用過燃料池中至少有 10 個月時間，而 PWR 至少有 16 個月時間。

進入第二級的條件設定是用過燃料池中的燃料已經不會在失水後 10 小時內發生鋯火災的情況(如第一級情況)，此時用過燃料長期貯存在水池中，此階段 NRC 期望至少在水池中存放 5 年。另外，廠區中的放射性物質總含量會改變，例如液態放射性廢棄物，有放射性的反應器組件，與受放射性污染的結構物的拆除與除污等，這與設施經營者申請的除役作業時程表有關。

在第三級，NRC 預計自反應爐永久停止運轉並用過燃料移除爐心外至少已經 5 年以上，並且所有用過燃料都在乾式儲存（例如 ISFSI 設施）。設施經營者將所有燃料轉移到 ISFSI 設施的決定條件部分基於電廠的特定因素，如除役的時間和方法，部分基於許可的 ISFSI 是否存在以及預計開始向聯邦高放射性廢棄物的處置場或監控的可回收處理儲存設施（monitored retrievable storage, MRS）。此階段 NRC 假定用過燃料存儲在現場的 ISFSI 中 16 年以上，再將用過燃料運送到廠外的 ISFSI 或永久地質貯存場。這是基於最近提交的除役計畫將所有用過燃料轉到美國能源部（DOE）長期儲存庫。

在第四級，所有用過的核燃料都已從現場移除。現場可能還有一些放射性廢棄物，含放射性的組件和受污染結構材料。雖然此期間殘餘的放射性含量，具體取決於除役作業和時間表，此階段沒有可預期的意外事故結果會導致重大的廠外放射性污染。因此，在第四級的狀態，不論廠內和廠外可能發生的潛在事故可忽略。

本節的法規分析，NRC 參考 2013~2014 年間 5 部反應器永久停止運轉進行除役，這 5 部核反應器除役在 2013-2016 有超過 70 項除役的許可作業及法規有關活動。由於

放射性含量的減少與放射性導致民眾風險的降低,除役過程建立新的法規架構減少管制是合理的，電廠經營者對 NRC 採取提出豁免或是調整管理法規要求的作法，確認利害關係人受影響的特性，將上述所提各項進行替代方案間的分析比較， NRC 結論認為應採用擬議調整的法規，因為整個除役過程的安全目標不會降低，也為利害關係人在除役過程中帶來大部分正面的效益，經費資金的比較如下表 3-4 所示。我們在此也將對各項次進一步說明。

表 3- 4 採用 NRC 建議的修訂方案與採用不修定作法的成本效益差

| 除役作業項目 | 百萬美金 |
|---|---|
| 分級緊急應變 | 7.74 |
| 核子物料保全與保安 | 0.88 |
| 網路安全 | 0.08 |
| 職場適任-關於酒精與藥物檢驗 | 7.02 |
| 認證的用過燃料處理員與技術指導員 | 0.37 |
| 除役基金保證 | 2.06 |
| 廠內廠外財物與賠償的財務保證 | 0.56 |
| 環境保護考慮 | (0.04) |
| 報表紀錄的保留與保存 | 0.14 |
| 低放射性廢物物的運送時間 | 0.16 |
| 用過核燃料管理計畫 | (-0.30) |
| 回溯改善規定 | (-0.06) |
| 外籍人士的所有權管理權 | 0.08 |
| 總和 | 18.80 |

當然上述表中的金額會隨作業項次的不同與設定條件的不同而有差異。

### 3.5.1 緊急應變 EP

目前對 EP 的做法，規範是依據 10 CFR 50.47“緊急應變計畫”和 10 CFR 50 附錄 E“生產和使用設施的緊急應變規劃和準備”，仍繼續適用於永久停止運轉和移除爐心中核燃料的反應器，但是沒有明確的 EP 規範的區分。因此為了與除役各階段現況的風險相稱的 EP 水平，設施經營者在除役的初期提出各階段免除對 EP 的法規要求，並由 NRC 根據個別情況對每個申請進行審查。NRC 批准此豁免與否的根據為確定除役設施內的用過燃料已經充分衰變，不可能發生放射性物質外釋超過美國環境保護規定的限制，即環境保護署（EPA）的初期保護行動指南（protective action guides, PAG）在管制區邊界代表人每年的人體命琴當量為 1 rem (約當每年 10 mSv 的總有效等效劑量)。

NRC 還分析 SFP 中當超越設計基準事故造成鋯火發生的可能性極低，分析在設計基準事故用過燃料池失水事件發生後有多少時間可以處理不至於發生鋯火災，NRC 設定在絕熱的情況下，至少 10 小時以上不會發生，讓現場可以採取事故緩和的行動，廠外有反應時間可以採取適當的反應措施。2014-2015 間 NRC 所核准的 4 個除役設施緊急應變(EP)的豁免，NRC 要求設施經營者有能力在 2 小時內執行依廠址建置的緊急應變緩和措施與策略，包括足夠人力設備與有效程序，這措施與策略必須直到用過燃料已移出用過燃料池止。獲得 EP 豁免的設施經營者仍必須維護現場緊急應變計畫能依緊急情況的不同，向廠外的政府機構發出緊急情況的通知，並在通知後與指定政府官員協同在情況需要時，可以採行適當的反應行動。EP 豁免能讓設施經營者免受 10 CFR 50.47 和 10 CFR 50 附錄 E 的規範，因為上述規範有關廠外放射有關的緊急應變（radiological emergency preparedness, REP），包括維持 10 英里煙羽曝露途徑和 50 英里規範的食入曝露的緊急計畫區（EPZs）(10 CFR 50.47 and Appendix E to 10 CFR Part 50)。

此外，設施經營者必須向聯邦緊急事務管理局（FEMA）以及參與的州和地方支付其協助廠外輻射外釋緊急應變計畫的活動費用。44 CFR 350 中的 FEMA 規範，“州與地方放射緊急應變計畫的審查和批准”，審查和批准廠外回應組織的緊急應變計畫和程序以應對核電廠的放射性緊急情況，根據 44 CFR 354.4（e），設施經營者必須支付這些費用，直到 FEMA 收到 NRC 通知設施經營者已依據 10 CFR 50.54（q）取得豁免，FEMA 將從下一個財政年度開始不再收取評估該廠址的費用。

NRC 擬修改 10 CFR 50 部分中的 EP 規範，包括 10 CFR 50.47,10 CFR 50.54（q），

（s）和（t），以及 10 CFR 50 的附錄 E，並在新的 10 CFR 50.200 中增加了替代方案規範。該規則制定的目標是：（1）確定適用於除役核電廠現場的 EP 基準，從永久停止運轉到不需要 EP 的時間，和（2）簡化對設施經營者的規範和 NRC 工作人員的審查，及免除緊急應變中不再需要的規定。

**EP-2 (Rulemaking to amend regulations to provide a graded approach to emergency preparedness / emergency plan changes between levels with NRC approval)**

EP-2 法規制定與修訂，提供 NRC 依分級的緊急應變/緊急應變計畫變更核准的依據

**Level 1: Post Shutdown Emergency Plan (PSEP)**

永久停機後緊急計畫

設施經營者依據 10 CFR 50.82（a）（1）或 10 CFR 52.110（a）進行永停機和從爐心中移除燃料，進入第 1 級。PSEP 提供了反應爐從運轉的 EP 規範過渡到除役規範，當用過燃料已經衰減至少 10 個月(BWR)或 16 個月(PWR)。這種轉變將減少監管負擔，這些規範對永久停機和燃料移除的反應器設施不再是必需的。對這分級方法的分析，NRC 評估從永久停止營運之日起，設施經營者至少將在 BWR 10 個月內或 PWR 16 個月內維持第 1 級。接下討論是有關於 NRC 提出的修訂，以支持從第 1 級 PSEP 過渡到第 2 級 PDEP，仍然提供對公眾健康和安全充分保護。

**PSEP Staffing and Emergency Response Organization**
PSEP 的人員配置和緊急回應組織

在第 1 級，擬修訂法規允許從運轉過渡到 PSEP 的設施經營者可重新審視人員配置，並根據 10 CFR 50 附錄 E 第 IV.A.9 節的緊急回應組織（ERO）規定進行人員配置分析，使人員配置水平與永久關閉及燃料移除的反應爐設施的事故風險減少相符，此時最主要的可能事故是用過燃料在用過燃料池中的事故，因此，有關反應器運轉時的反應器冷卻系統(RCS)，或反應器輔助系統故障等不再適用，NUREG-0654 / FEMA-REP-1，表 B-1 中詳述的某些 ERO 角色和緊急功能可能在 PSEP 的第 1 級中不適用或不必要。NRC 修改第 1 級 ERO 人員配置水平指南，NRC 制定了新的指導文件草案 DG-1346“除役核反應爐緊急計畫“作為這項規則制定的一部分。

**PSEP Emergency Action Levels**

PSEP 的緊急行動基準(EAL)

10 CFR Part 50 附錄 E 第 IV.C 節要求設施經營者不僅要根據廠內和廠外輻射監測訊息，還要根據許多潛在的緊急情況的傳感器的讀數，例如圍阻體內的壓力和緊急爐心冷卻系統的回應等，來制定一套緊急行動基準(EAL)。擬修訂的法令將允許過渡到 PSEP 的設施經營者修改 EAL，這與永久停機及燃料移除的反應爐設施的概況一致。雖然當設施進入第 1 級時，可能沒有事件是有可能造成超出邊界的重大輻射外釋，但是第 1 級的目的是確保有足夠的 EP 以確保即使極不可能事件的發生。為了配合修訂的法令，NRC 將在 DG-1346 中準備永久停機和燃料移除的反應器設施，進行 EAL 方案改變的指引。

**PSEP Evacuation Time Estimate Studies**

PSEP 的撤離時間估算

10 CFR Part 50 附錄 E 第 IV.3 節要求設施經營者在防護行動建議(protective action recommendation, PAR)的制定使用撤離時間估算（Evacuation Time Estimate, ETE），並向州和地方政府當局提供 ETE，用於制定廠外的保護行動策略。NRC 在 2011 EP 的最終規則，修訂了有關 ETE 的規定，要求設施經營者定期評估 EPZ 人口的變化。因此，如果 EPZ 永久居民人口增加使得特定區域的最長 ETE 值增加 25%或 30 分鐘以上，那麼設施經營者必須在每十年一次的人口普查之後，以及在十年期間的任何時間更新他們的 ETE 分析，以時間短者為基準。

NRC 結論是，在第 1 級期間對 ETE 的更新將為加強保護行動策略或廠外撤離計畫提供有限的益處。即使更新 ETE 分析的標准在第 1 級時間範圍內得到滿足，更新 ETE 報告可能需要幾個月的分析。更新 ETE 後，10 CFR Part 50 附錄 E 第 IV.6 節中的規定需要額外 180 天才能使用更新的 ETE 來通知 PAR 和廠外保護行動策略。制定和實施經修訂的保護行動策略所需的額外時間和努力可能超過設施在第 1 級所花費的時間，並且也將與第 1 級作為除役過程期間過渡期的目的相抵觸。此外，根據 NRC 對提交的 ETE 的審查，在與第 1 級時間框架相當的時期內的人口變化不太可能影響 ETE 足以影響保護行動策略的制定。因為針對放射性緊急情況的正式廠外 REP 計畫和預先計畫的撤離 PAR 不是第 2 級中的要求，所以在第 1 級期間更新 ETE 幾乎不會帶來任何好處。基於這些原因，NRC 建議修改 10 CFR Part 50 附錄 E 第 IV.4 節，以澄清 ETE 規範將不再適用於設施經營者在獲得 NRC 永久停止運轉和永久從反應器中移除燃料的證明。現有的 ETE 分析在緊急應變計畫中仍然有效，直到 PDEP 已不再需要（即進入第 2 級）。

**PSEP Annual Dissemination of Public Information**

應變計畫訊息的年度公共傳播

10 CFR Part 50 附錄 E 第 IV.D.2 節，目前要求設施經營者在煙羽曝露途徑的 EPZ 內向公眾每年傳播基本的緊急應變計畫訊息，一些意見表示此一規範不再適用於除役電廠。NUREG-0654 / FEMA-REP-1，Rev.1 第 II.G 節包含了應包括在年度公共訊息傳播中的內容重點，包括輻射教育訊息，聯絡點，保護措施和特殊需求人群的訊息。在電廠運轉期間，EPZ 附近居民已有足夠的機會了解這些訊息，而且這些訊息中的大部分可能每年都保持不變。從第 2 級開始，與 REP 除役廠址的規範（包括取消 EPZ 要求）相一致，NRC 不需要每年傳播公共訊息。但是，對於第 1 級，電廠營運狀態的變化以及隨後對 EP 計畫的變更，需要向公眾提供最終的訊息傳播，最終的傳播將說明除役過程以及對未來幾年內可能發生關於廠內和廠外 EP 的最終變化。儘管 NRC 沒有提出與傳播公共訊息有關的法規變化，但 NRC 發布 DG-1346 草案以徵詢公眾意見，同時提出 NRC 可接受的最終傳播設施經營者訊息的方法與 PSEPs。該新指引將作為備選方案 EP-2 制定的一部分。

**PSEP Drill and Exercises**

PSEP 核安操演

10 CFR Part 50 附錄 E 第 IV.F 節和 10 CFR 50.47（b）（14）包括對設施經營者的定期演習和演習的要求。鑑於設計基準事故（design-basis accident, DBA）或其他可能導致超出 EPA 的 PAGs 的事件的可能性極低，以及啟動符合個別電廠條件的緩解措施的可用時間，以前對於運轉中的反應爐常規且全面的緊急事件的情景不適用於除役設施場所。因此，不應期待設施經營者以其在營運階段期間對廣泛的事件做出回應的方式。從第 1 級開始，可以降低減少相對應的演習情境，以反應較小潛在事故可能的情境。

10 CFR Part 50 附錄 E 第 IV.F.2.c 節還規範電廠的廠外 REP 計畫每兩年舉行一次演習，並由在放射緊急應變計畫下有關的廠外機構都能全面參與。根據設施經營者何時開始除役過程，在第 1 級可能有需要進行全面參與。但因為事故風險導致放射性物質釋放到廠外，在第 1 級已顯著降低，且廠外 REP 計畫的法規並不會作為第 2 級的要求，在設施經營者處於第 1 級時，進行全面參與的演習，對廠外輻射外釋的民眾安全利益有限，NRC 擬通過法規和指引，進一步說明設施經營者每 8 年演習一次的週期，和除役

時間表上舉辦全員參與演習和演習的時間和範圍。NRC 將與 FEMA 協商，對演習規範的時間和範圍進行所有可能的調整，這項新規定將作為備選方案 EP-2 制定的一部分。

**PSEP Emergency Response Data System (ERDS)**
**PSEP** 緊急應變資料系統

10 CFR Part 50 附錄 E 的第 VI 部分概述了緊急應變數據系統（ERDS）的系統，測試和執行的規範綱要。這些系統直接在設施經營者的現場電腦系統和 NRC 機構之間傳輸即時的數據。永久停機或無限期關閉的核電設施目前不需要依 10 CFR Part 50 附錄 E 提供 NRC 接收系統的硬體。

根據備選方案 EP-2，NRC 擬規範在第 1 級的設施經營者在合理的時間範圍內維持向 NRC 提供氣象，放射有關和 SFP 數據（例如，水位，流量和溫度數據）的能力。

**PSEP Hostile Action Requirements**

PSEP 惡意行動防止要求

在 2011 年 EP 最終規則中，NRC 修改 EP 規定，針對防護惡意行為事件的改進(不是加重，而是適當)。在 10 CFR 50 附錄 E，第 IV.B.1 節為惡意行動提供 EAL，第 IV.E.8.d 節 ERO 人員的替代機構設施，第 IV.l 部分現場保安行動的人員配置，第 IV.F.2.c.4 和第 IV.F.2.i 節演習和操演中的惡意行動防護方案。這些與惡意行動相關的 EP 規範與 10 CFR 73 中的保安法規是分開的。如下所述，惡意行動規範不適用於已經進入第 2 級的除役場所，NRC 確定於第 1 級設施的狀況維持惡意行動防護的規定，廠內和廠外放射緊急應變計畫中的行動必須要是謹慎的。因此，NRC 建議在第 1 級期間維持與惡意行動相關的 EP 要求。但是，與上述關於演習和演習要求的討論一致，NRC 結論繼續以全面參與基於惡意行動的（Hostile action based, HAB）防護演習，只為除役設施提供很有限的安全益處。根據備選方案 EP-2，NRC 建議修訂法規，從第 1 級開始，從 8 年演習週期中刪除 HAB 演習全員參與的規定，儘管基於潛在安全的 EAL 的演習和操演繼續維持，免除全員參與的 HAB 演習將作為備選 EP-2 的一部分。

**Level 2: Permanently Defueled Emergency Plan (PDEP)**

**用過燃料已永久移除爐心外的緊急應變計畫**

對於第 1 級，擬議的 EP 是基於以下條件：(1) 假定的永久停機廠址發生 DBA 輻射外釋，區域邊界不會超過 EPA 的 PAGs (1 rem)(2)有足夠的時間迅速採取緩解措施，

以應對 SFP 中假定的鋯火災事故，並在必要時，電廠外的被授權人員可以採取適當的對應行動以保護公眾健康和安全。NRC 的研究是 BWR 如果用過燃料在用過燃料池中冷卻經過 10 個月，PWR 用過燃料冷卻經過 16 個月的時間，就不會在絕熱過程條件下於 10 小時內發生鋯火災，所以 NRC 擬修訂規範，同意設施經營者經過此特定時間可以過渡到 PDEP(第 2 級)，當然 NRC 也接受比特定時間還短的時間進入第 2 級，只要設施經營者能舉證不會在絕熱過程 10 小時內發生鋯火災，NRC 在 DG-1346 指出採取的分析方法。

**PDEP Offsite Radiological Emergency Response Plans**

PDEP 廠外放射性緊急回應計畫

在第 2 級，NRC 將修定不需廠外放射性緊急應變計畫的基準，如果設施經營者可以在 10 小時內對廠外施行有效的緩和事故措施或是執行正確適當的回應作為，對於已永久停機與燃料移除的反應爐的廠外區域，不須依 10 CFR Part 50 執行 PDEP。

NRC 認為，如果 EP 框架沒有對運轉中電廠有預先計畫和其他要求，這樣的時間就足以採取適當的行動，因此，對於充分保護公共健康和安全，不再需要廠外放射緊急應變計畫的法規標準，在 PDEP(第 2 級)設施經營者仍維持廠內保有發生緊急應變計畫中支持廠外回應機構(Offsite Response Organization, OROs)的能力，包括放射有關訓練，常規性的協調 OROs，放射評估能力，消防，執法和救護/醫療服務，以及根據規範製作 PAR 的能力，對於 PDEP 的設施經營者，除了現場消防，執法和救護/醫療服務外，不會期望或要求州或地方政府組織針對除役現場的事件採取任何行動。

**PDEP Staffing and Emergency Response Organization**

PDEP 人員配置與緊急回應組織

對於第 2 級(PDEP)的人員配置，擬修訂規則包括§50.47（b）（1），§50.47（b）（2），以及 10 CFR 50 附錄 E 中的第 IV.A 段。除了符合運轉設施所需的人員配備水平較低的變更外，也免除 PDEP 設施經營者的正式的(法令規定的)廠外放射緊急回應規範。例如，PDEP 的設施經營者不必遵守 10 CFR 50 附錄 E 第 IV.A.3 節中的要求，在設施經營總部有 ERO(Emergency Response Organization, ERO)配置，因為除役設施廠址通常具有相當程度的緊急回應能力，不需要再有總部的回應，設施經營者無需區別負責保護行動的州和/或地方官員，因為在第 2 級，根據 10 CFR Part 50 附錄 E，第 IV.A.8，現場應急措施

提供的現場支持僅限於當地警方，消防，救護車和醫院服務。擬修訂的規則要求 PDEP 階段的設施經營者在其緊急應變計畫中，應包括電廠工作人員的緊急任務。

此外，10 CFR 50 附錄 E 第 IV.A.9 節所要求的人員配置分析將不再適用於 PDEP 階段。在 2011 EP 最終規則中，NRC 認為由於此階段運轉設施所需的人員配備水平較低，除役階段反應爐設施經營者不需要進行人員配置分析。出於同樣的理由，NRC 擬修改規定，不再要求 PDEP 階段的設施經營者執行人員配置分析。當設施經營者從運轉過渡到 PSEP 時，人員配備水平會降低，但人員配置須與保護公共健康和安全，並能安全地存儲用過燃料的需要相符。NRC 將制定新的指南，以提供在第 2 級期間 ERO 人員的配置方法。

**PDEP Emergency Classification Levels and Emergency Action Levels**

PDEP 的緊急事故分類（ECL）和緊急行動基準(EAL)

10 CFR 50 附錄 E 第 IV.C.1 節要求緊急行動分級基準，部分是基於廠區內外的輻射監測數據。擬修訂的規則將規範 PDEP 的設施經營者建立緊急事故分類（ECL）和 EAL 方案的標準，其基礎包括設施系統和污水中的參數。對於 PDEP 的設施經營者，NRC 建議的 EAL 和 ECL，類似於 10 CFR 50 附錄 E 第 IV.B 和 IV.C 節，除了將 EAL 基於廠外監測訊息和第 IV.B.1 節要求包括基於惡意行動的 EAL 的規範外，對於 PDEP 的設施，擬修訂規則將規定僅適用異常事件和警報通知的 ECL（而不適用於運轉中反應爐的緊急情況和一般緊急情況的 ECL）。擬修訂的規範將作為備選方案 EP-2 的一部分的新指南。

**PDEP Emergency Assessment, Classification, and Declaration**

PDEP 緊急事故的評估分類和宣告

10 CFR 50 附錄 E 第 IV.C.2 節，目前規範設施經營者維持能在 15 分鐘內評估，分級和申報緊急情況的能力。進行除役的反應爐發生事故導致輻射外釋需要廠外保護措施的可能性低，並且事故進展也比運轉中的反應爐要慢得多。基於上述原因，備選方案 EP-2，NRC 建議修改法規，PDEP（第 2 級）的設施經營者不需要在 15 分鐘內評估，分類和宣布緊急情況。NRC 建議 PDEP 階段的設施經營者必須盡快地書面紀錄，並維持評估，分類和宣布緊急情況的能力，並且在 60 分鐘內立即宣布，當有跡象顯示已超過 EAL 之後，並在確定合適的 ECL 後，盡快發布緊急情況。NRC 分析估計，報告時間要求從

15 分鐘到 60 分鐘的修訂，與設施經營者提交和 NRC 核准豁免請求相比，在 EP-1 的成本負擔幾乎無差異。

**PDEP Notification Requirement to State and Local Governmental Agencies**

PDEP 通知中央和地方政府機構

10 CFR 50 附錄 E 第 IV.D.3 部分，目前要求設施經營者有能力在 15 分鐘內通知 ORO 發布緊急聲明。備選方案 PEDP，第 2 級的設施經營者被要求在宣布緊急情況後的 60 分鐘內及時通知 ORO 並發出通知。由於 DBA 或其他可信靠事件發生超過 EPA 的 PAG 的可能性低，並且有足夠時間啟動符合電廠條件的緩解措施，或者在必要時實施保護措施，NRC 得出結論認為 60 分鐘是足夠第 2 級的通知時間。根據備選方案 EP-2，NRC 建議修訂條例，要求設施經營者及時通知國家和地方政府機構，並在宣布緊急情況後 60 分鐘內盡快發出通知。NRC 分析估計，報告時間要求從 15 分鐘到盡快以及在 60 分鐘內的修訂，與設施經營者提交和 NRC 核准豁免請求相比，在 EP-1 的成本負擔幾乎無差異。

**PDEP Public Alert and Notification Systems**

PDEP 公共警報和通知系統

10 CFR 50附錄E第IV.D.3，目前規範設施經營者有被授權，證明有能力在緊急情況發生時，能立即做出對民眾公開警報和通知的決定。由於發生DBA或其他可信事件的機率很低，預計會超出EPA PAG的廠外限制，以及可採行緩和措施讓事件緩解的時間，NRC結論，第2級的設施經營者不需要公共警報和通知系統，對於PDEP的設施經營者（第2級），也不再需要依10 CFR 50附錄E第IV.F.2節的規範進行該系統的演習。

根據備選方案 EP-2，NRC 建議修訂法規，提供非強制性放寬此警報和通知系統規範。但是，仍然要求第 2 級的設施經營者在宣告緊急情況後維持可在 60 分鐘內發布通知的責任，及國家和地方政府機構的能力，並能證明有足夠的時間通知公眾並在必要時採取保護措施。

**PDEP Emergency Planning Zones (煙羽曝露的 EPZ + 飲食曝露的 EPZ)**

PDEP 的緊急應變區域

緊急計畫區（EPZ）為需要進行規劃以確保在發生事故時能夠採取迅速有效的行動來保護公眾的區域。10 CFR 50規定，每個核電廠的EPZ，必須考慮短期的煙羽曝露途徑，和長期的攝取曝露途徑。由於DBA或其他可信事件預計廠外會超出EPA的PAG的可能性低，以及啟動與電廠一致的緩解措施的可用時間，所以第2級的廠外EPZ不會導致煙羽曝露途徑和攝入曝露潛在的結果，如有需要，即使在最嚴重的事故，OROs仍有足夠時間實施適當的應變行動。。

因此，備選方案 EP-2，NRC 擬修訂法規，以澄清設施經營者的緊急應變計畫不需要符合 10 CFR 50.47（b）廠外放射緊急回應計畫的標準，或是煙羽曝露路徑沒有超過場地區域邊界的 EPZ。

**PDEP Offsite Radiological Protective Action Recommendations**

PDEP 廠外輻射防護行動建議

設施經營者必須為緊急事故的工作人員和煙羽曝露途徑上EPZ的公眾開發保護措施，根據10 CFR 50.47（b）考慮疏散，掩蔽和使用碘化鉀。此外，設施經營者必須制定並擬定執行在緊急情況下保護措施選擇的指南，並為EPZ制定飲食攝取曝露途徑的保護措施。

PDEP的持有人（第2級），將被要求繼續為緊急事故的工作人員和公眾制定保護措施，但是與這些設施經營者的廠外輻射外釋緊急應變計畫的法規標準的刪除一致，擬議的規範將要求為緊急事故工作人員提供預先計畫的PAR策略，這些工作人員可能必須在放射性緊急情況期間對除役場所進行消防，執法，救護車/醫療服務，以及在某些區域內的公眾做出回應。在第2級，ORO預期有時間實施適當的應對措施，因此不需要預先計畫的廠外保護措施，可確保對廠內放射性緊急情況作出迅速反應。PDEP的電廠，發生導致超出設施經營者管控區域邊界的公眾超過EPA的PAG劑量的事件的可能性極低，NRC將要求第2級的設施經營者確定輻射外釋的影響程度並持續評估輻射外釋的影響，如果發生外釋事故，設施經營者被要求在60分鐘內將這些信息傳達給廠外當局，以便他們在採取適當的應對措施時。

**PDEP Evacuation Time Estimate Studies**

PDEP 撤離疏散時間的研究

設施經營者需根據 10 CFR 50.47（b）和 10 CFR 50 附錄 E 第 IV.3 節，制定和更新疏散時間估算（ETE）。第 IV.3 節要求設施經營者在制定中保護行動建議（PARs）包含 ETE，並向州和地方政府當局提供 ETE，用於制訂廠外保護行動策略。根據方案 EP-2 並與 EPZ 和 PAR 的決定一致，NRC 不會規範 PDEP（在第 2 級）的設施經營者維持 ETE。

**PDEP Emergency Facilities and Equipment**

PDEP 緊急事故設施與設備

10 CFR 50 附錄 E 第 IV.E，規範設施經營者適當維護緊急設施和設備的規定，包括現場人員監測設備，放射性評估設備，現場個人除污設施和用品，急救設施和醫療用品，合格醫療服務提供者的安排和受污染受傷人員的運送，以及為執行支持許可作業而受傷的安排。

NRC 確定 PSEP（第 1 級）和 PDEP（第 2 級）的設施經營者仍需要維持這些能力。因此，NRC 沒有提出替代方案，以確保設施經營者如何維護備選方案 EP-1 的應急設施和設備的適當規定。

**PDEP Hostile Action Requirements**

PDEP 惡意行動的防止

10 CFR 50 附錄 E，第 IV.A.7 節，將“惡意行動”定義為針對核電廠或其人員的行為，其中包括使用暴力摧毀設備，劫持人質和/或恐嚇設施經營者實現目標，因為它適用於此類事件期間實施 EP 的能力。2011 的 EP 最終規則依 10 CFR 50.2 將無發電能力的核電廠排除在惡意行動的防護對象之外，處於 PDEP (第 2 級)階段的核電廠就屬於此情況，PDEP 不屬於“惡意行動”的範圍，所以針對惡意行動的 EP 的改進，例如 ERO 人員的替代設施，現場人員的保護以及涉及惡意行動的演習，都不必要。但是，基於這些設施保安事件的要項仍須維持，例如保安事件的 EAL，為了核子物料保安，這些要項的目標為保護用過燃料免受破壞。防護行動的安全級別必需與破壞事件的後果相符，並依個別廠址進行評估。隨著燃料老化以及時間的推移，破壞性攻擊後果的嚴重程度會下降，可能導致廠外放射性後果的潛在擔憂也會下降。

過渡到 PDEP（第 2 級）的動力用反應爐設施經營者，必須確認 ORO 的資源可以回應保安事件，並且這些資源所期望的目的，設施經營者也要將其保留在 PDEP 中。

**PDEP Drills and Exercise**

PDEP 的操練與演習

擬修訂規則將要求 PDEP 的設施經營者定期進行演習，以評估緊急回應能力，以定期演習來發展和維護關鍵技能，並改進缺失。擬修訂的規定與 10 CFR 50 附錄 E 第 IV.F 中的現有規定不同，是以主要功能區域的改變，廠外放射的緊急回應，廠外 PAR 要求，以及 PDEP 設施可能發生的事故情況。

**PDEP Offsite Response Organization Participation in Drills and Exercises**

PDEP 廠外回應機構參與操練與演習

10 CFR 50 附錄 E 第 IV.F 部分和 10 CFR 50.47（b）(14)，規範對設施經營者的 EP 定期演習的要求。10 CFR 50 附錄 E 第 IV.F.2.c，規範每個廠址的廠外 REP 計畫每兩年一次定期演習，並且與放射性回應計畫有關的廠外機構須全面參與。擬修訂的規則，由於州和地方政府組織不會參與廠內消防，執法和救護車/醫療服務以外的演習活動，因此，參與 ORO 放射性演習有關的規範，將不再與 PDEP 設施經營者有關。PDEP 的設施經營者被規範允許州或地方政府可參加設施經營者的演習。法規分析假設放寬 ORO 參與放射性演習和從強制性參與到參與機會（即自願參與）的演習，並不代表 NRC 授予豁免請求後 EP-1 的負擔變化。

**Level 3: All Spent Fuel Transferred to an Independent Spent Fuel Storage Installation**

將用過燃料在乾式護箱中儲存，終止其 10 CFR 50 或 10 CFR 52 的許可，設施經營者必須先獲得 10 CFR 72 - 72.210, “General license issued,”規範的個別許可，才能轉換為 72.32（a）的乾式護箱貯存的 EP 規範。此外，10 CFR 72 通用許可的設施經營者需要繼續遵守所有適用的 10 CFR 50 和 10 CFR 52 規範，直到 10 CFR 50 或 10 CFR 52 許可終止為止。擬修訂規範對擁有獨立用過燃料儲存裝置緊急應變計畫（independent spent fuel storage installation-only emergency plan, IOEP）的設施經營者必須遵守並維持符合第 72.32（a）節要求的緊急應變計畫的有效性。

**Level 4: All Spent Fuel Removed from Site**

一旦所有用過燃料已從現場移走，設施經營者可以終止其 EP 程序，因為該廠址已不再有輻射外釋的風險。

**Additional Amendments for Emergency Preparedness**

**Change to Emergency Plans**

10 CFR 50.54（q）（2）要求設施經營者遵守並維持符合 10 CFR 50.47（b）的緊急計畫的有效性，以及 10 CFR 50 附錄 E 中的要求。此外，10 CFR 50.54（q）設施經營者可以未經 NRC 申請和批准更改其緊急應變計畫的條件，前提是這些變更不會降低計畫的有效性，以及能繼續符合 10 CFR 50.47（b）中的標準和 10 CFR 50 附錄 E 中的要求。

擬修訂的法令將增加新的規範，作為除役反應器的緊急應變計畫須滿足的標準，以及進行這些變更的過程的參考，也將建立以下過程：（1）EP 在除役階段的基準（即 PSEP，PDEP，IOEP）之間的轉換和（2）EP 除役基準內的緊急應變計畫的改變。

**Program Element Review under 10 CFR 50.54(t)**

根據 10 CFR 50.54（t），設施經營者必須審查 EP 計畫的要項：（1）間隔不超過 12 個月(所以每年審查)，或（2）根據設施經營者對績效指標的評估，在合理可行的情況下儘快進行在可能對 EP 產生不利影響的人員，程序，設備或設施發生變更後。如果設施經營者選擇第二選項，它仍必須至少每 24 個月審查一次所有程序。NRC 擬修訂§50.54（t），以便在 NRC 根據§50.82（a）（1）或§52.110（a）核准的計畫依據§50.54（t）進行後續計畫的要項審查。在不是對績效指標進行評估的情況下，間隔不超過 24 個月（而不是 12 個月）。因此，預計設施經營者在實施 PDEP 後不久將進行計畫要素審查。通過這一擬議的變更，NRC 尋求確保設施經營者在過渡到 PDEP 後不久就能評估其 EP 計畫。

**Reasonable Assurance and Offsite Radiological Emergency Preparedness**

每一經 10 CFR Part 50 或 10 CFR Part 52 的許可，包含 10 CFR 50.54（s）（2）（ii）和（s）（3）的要求關於合理保證的調查和確定以作為許可的條件。擬議規則對於除役中的反應器，如果已不需有廠外放射性的 EP，則不需要 FEMA 的調查和確定，因此，在此情況下，給付 FEMA 費用的規範將不再適用。

綜合上述所討論的作法，對利害關係人的利益成本的影響：核產業(設施經營者)實施與營運，主管機關實施，地方政府，公眾整理如下：

對**核產業界**：設施經營者從 EP 規範提交豁免請求數量將減少，可使依修訂法規發

布後進行除役的電廠獲得一次性利益（即，避免成本）。設施經營者將投入額外資源參與擬議規則的公開會議和評論期間成本。可免除支付 FEMA 費用，因為 SFP 中的用過燃料已經充分衰減，達到在絕熱條件下 10 小時內不會達到鋯火災的溫度，並且最終確定了免於緊急應變需支付 FEMA 有關審查作業的費用。**對 NRC**：NRC 要支出費用以制定規範與 EP 的導則，將減少 10 CFR 50.47（b）和 10 CFR Part 50 規範的豁免和修訂的數量，這將導致 NRC 的利益（即，避免成本）不須審查這些豁免和修正。**對其他政府組織**：州和地方政府將投入額外資源參與擬議規則的公開會議和評議。**對公眾**：將增加資源參加擬議規則的公開會議和評議。

### 3.5.2 核子物料保安

對核子物料的安全主要有下列的規範：10 CFR Part 73‘Physical Protection of Plants and Materials.’’，10 CFR Part 73 附錄 B “General Criteria for Security Personnel,” 附錄 C , “Safeguards Contingency Plans,”，10 CFR 73.54, “Protection of digital computer and communication systems and networks,”，10 CFR 73.55, “Requirements for physical protection of licensed activities in nuclear power reactors against radiological sabotage.”

10 CFR 73.55（b）（3）在防止反應爐心重大損壞和用過燃料的物料遭破壞。設施經營者需有 10 CFR 73.1 所列項目的核子物料保防計畫(Safeguards)。如果廠址內有 ISFSI 依 10 CFR 72.210 規定“General license issued,”設施經營者需依 10 CFR 72.212, “Conditions of general license issued under 10 CFR 72.210.”防護 ISFSI。

現行電廠從運轉過渡到除役，採取依有關規範執行核子物料保防計畫，逐漸申請免除管制的方式。NRC 將簡化流程，允許設施經營者在除役期間對 NRC 所規範的核子物料保防計畫進行更改，以符合安全目標減少與風險降低時，但無需對 NRC 提出豁免或修改。這些修改包含設施經營者一般會提出且 NRC 也會核準的豁免或調整申請(依經驗)，在 PS-2 階段，NRC 還是會持續的審查核子物料保防計畫與現場視察。

此次擬修訂核子物料保安的項目有：

**核子物料保防計畫**：NRC 擬建議除役反應器的設施經營者在§50.54（p）（2）所要求的報告中，對設施經營者確定該變更並不會降低核子物料保安保安的有效性的分析。

**乾式貯存護箱：**在除役過程中，當設施經營者以通用許可的 ISFSI，進入所有用過燃料已經從用過燃料池中移出都置於乾式護箱貯存系統(DCSS)的階段，對防止放射性損壞所需的安全措施將大幅減少，爐心有燃料的保安措施(10 CFR 73.55)已經不需要，通用規定的 ISFSI 要減少管制規定，需要提出調整許可和法規免除的申請，NRC 過去已經有豁免當除役設施經營者處於用過燃料已經全部從用過燃料池中移出置於乾式護箱貯存系統(DCSS)的 10 CFR 73.55 的規定。

NRC 擬建議，一旦所有用過核燃料（SNF）被放置在乾式護箱中，設施經營者可以選擇依§72.212（b）（9）（vii），以及保護 ISFSI 的通用許可第 73.51 節中的核子物料保安規範。設施經營者可以使用經修訂的§50.54（p）（3）中規定的流程進行更改，並將修訂後的核子物料保防計畫提交給 NRC。這些保防計畫必須繼續作為 ISFSI 的許可條件適用的安全相關的指示。NRC 還擬對第 72.13 節“適用性”進行變更，以符合反應適用於選擇遵循§72.212（b）（9）（vii）的設施經營者的要求。

**嚴重反應爐心損壞：**當全部用過燃料已經存放在用過燃料池中或是已在 DCSS 系統中，設施經營者已經不需要防護重大爐心損壞的事故，保安人員訓練也不需要，所以 NRC 擬修訂除役中的反應爐不須符合 § 73.55 (b) (3)中有關嚴重爐心損壞的規定，但是對用過燃料池中還有用過燃料存在則需要防護。

**軍事重地：**10 CFR 73.55(e)(9) 設施經營者需以軍事重地的規格管制控制室，在 10 CFR 73.2 中，軍事重地被定義為有極重要設備-包括系統、裝置、物料、或結構被破壞後會直接或間接導致公共健康輻射危害的任何設備，NRC 認定為保護公共健康和安全而需要運轉的設備或系統，若故障，破壞會導致重大事故也屬之。

對於已永久停機和燃料移除的反應器設施，不再需要與操作反應器相關的重要設備，並且可能也不再需要其他的重要設備（例如，與 SFP 冷卻有關），或可能將其與控制室分隔開重新配置。NRC 擬修訂§73.55（e）（9）（v），規定除役不再需要將反應器控制室指定為重要區域，如果它已不符合§73.2 中定義的重要區域。

**通訊：**10 CFR 73.55(j)(4)(ii) 控制室與重要機構間的通訊能力，在正常或是緊急情況都須維持通暢，也能確認控制室中的人員是安全營運與運轉人員，因為燃料已經移除爐心，運轉人員或是控制室可能都已不需要，NRC 擬修訂 10 CFR 73.55(j) ，將通訊維持為中央警報中心與認證燃料處理員(CFH))之間，或是資深輪班的設施經營者代表，因

為當反應器停止運轉設施經營者不再在控制室內有許可的資深運轉員，這種變化的用意是允許設施經營者可以靈活地保持與這些人中的一個或兩個的通信。

**暫停安全措施：**NRC 擬建議修改 10 CFR 73.55（p），以授權 CFH 可以批准除役反應器在某些緊急情況下或在惡劣天氣期間暫停安全措施，這些核反應器已符合 10 CFR 50.82（a）規定。目前是依 10 CFR 73.55（p）(i) 發生緊急狀況必須立刻執行行動以避免公眾可能立刻會受到影響導致健康危害時，(ii)惡劣天氣導致廠內人員或是保安人員的安全危害，授權最少要資深運轉員才可以核准暫停安全措施。在採取此行動之前，必須由持證的高級運轉員在安全主管或經理的批准暫停安全措施。但是在除役階段時可能沒有資深運轉員，所以 NRC 擬修訂規範讓 CFH 與資深運轉員都可以核准暫停安全措施。

此修訂對法規效率的提升有益，目前以豁免取消某些 10 CFR 73 規範的程序，以及通過修改核子物料保安相關的許可條件的過程，給設施經營者和 NRC 帶來了負擔。根據備選方案 PS-2，通過除役的設施經營者將不再需要向 NRC 提交核子物料保安豁免的申請，許可證修改申請或規範命令取消的申請，這可以從核子物料保安管理中取得彈性放寬。

### 3.5.3 網路安全

如 10 CFR 73.54 所述，申請人和設施經營者必須高度保證他們的電腦和通訊系統和網路的安全，以及和安全，保安和緊急應變重要功能有關的網絡能夠得到充分保護，免受駭客網絡攻擊，包括在 10 CFR 73.1 中描述的設計基礎內的威脅。為實現這一目標，根據 10 CFR 50，核電廠反應爐運轉許可的每個設施經營者者都已向 NRC 提交了一份網絡安全計畫（cyber security plan, CSP）經 NRC 批准。已批准的 CSP 在許可終止或許可條件通過許可修訂刪除前都繼續適用。

NRC 擬修訂 10 CFR 73.54，依據除役過程分段的方式設定網路安全規範，新的 10 CFR 73.54(i) 將聲明§73.54 的要求在下列情況之前仍然有效：(1)設施經營者符合§50.82（a）(1）或§52.110（a）且經 NRC 許可，以及（2）至少永久停機之日起已經過了 10 個月(BWR)或 16 個月(PWR)，或提交經 NRC 批准的替代 10 個月或 16 個月的用過燃料衰減期，如§ 50.54(q)(7)(ii)(A)–(B)。

新的 10 CFR 73.54(j)，在滿足§73.54（i）的兩個要求後，需要實施和維護網絡安全計畫的設施經營者的許可條件將從許可中刪除。此外，NRC 建議修改§73.55（c）（6），要求設施經營者建立，維護和實施網絡安全計畫，這變化是除役反應爐的設施經營者不再需要維持網絡安全計畫（即 SFP 中的用過燃料已經充分衰減），但仍然需要遵守§73.55（c）。在除役期間延長維持 CSP，是對 COL(混和許可)( combined license, COL)的設施經營者所加的新的規範。

### 3.5.4 人員藥物與酒精測試

根據 10 CFR 73.55（b）（9），核反應器設施經營者必須實施內部緩解計畫（IMP），該計畫包含 10 CFR 26 的 FFD 計畫的要項。但是，10 CFR 73.55（b）（9）沒有具體說明這些要項是什麼。設施經營者 IMP 的目的是幫助確保設施經營者的保護區（Protected Area, PA）或重要區域（VA），在無授權人員陪同（UAA）或無陪同人員（UA）的個人進入 PA 與 VA 的情況，仍然值得信賴和可靠，且不會對設施有危害。NRC 認知 10 CFR 26 規範 IMP 計畫的要項，適用於 UAA 或 UA 進入 PA 或 VA 的所有人員。這種作法對於許多敵意對象感興趣的目標設施的防護是有意義的。但是運轉設施相關的風險與除役設施相關的風險相比顯著降低。用過燃料池及其安全系統成為設施經營者防禦 DBT 的安全任務的主要目標，因為當反應器不再運轉時，其他目標不再與主要風險相關。因此，NRC 打算通過建立一套適當的 FFD 條款來釐清 10 CFR 73（b）（9）IMP 規則內容，並將其納入 IMP 中，以合理保證授予的 UAA 或 UA 的所有人員進入 PA 或 VA 是值得信賴和可靠的（部分是通過避免藥物濫用來證明）。

NRC 指出 10 CFR 73 附錄 B（第 I.B.1.b.（4）節）關於解決安全人員吸毒或飲酒成癮問題的規範，同一附錄要求保安人員“表現警覺精神和做出良好判斷的能力”，雖然沒有特別用此作為規則制定的基礎，但持續進行藥物和酒精測試將支持設施經營者符合遵守 10 CFR 73 附錄 B 中的規定。

作法上(DA-2) NRC 將修訂 10 CFR 26，以修正除役期間 10 CFR Part 26 與 10 CFR Part 50 和 10 CFR Part 52 間應用的不一致，這可相似的核反應器設施進行相同的處理，規則制定還將澄清設施經營者 IMP 的 10 CFR 26 的 FFD 計畫要項，此澄清適用於 10 CFR Part 50 和 10 CFR Part 52 設施，但在 10 CFR Part 50 反應器設施除役期間尤為重

要，因為 10 CFR Part 26 FFD 計畫要求目前不適用於這些除役設施。

DA-2 除了對 10 CFR 規範的不一致情況予以修正外，NRC 將規範所有反應器設施經營者根據 10 CFR 73.55（b）（9）（ii）（B）的規定實施相同的 FFD 計畫要項的 IMP，擬議規則將重點關注 10 CFR 26 對具有安全相關職責的個人，或在許可廠址常規 SFP 區域，在無人陪同下的個人的適用性，這種作法反應內應人員在除役廠址影響放射性破壞的可能性已降低，以及用過燃料造成的危害也降低，這些變化將確保在整個除役過程中始終如一地實施符合 FFD 計畫中的要項，以合理保證除役場所的個人仍然值得信賴和可靠，這些變化還將減少在除役期間內 IMP 所規範的 FFD 的人員數量。

NRC 假設除役初期電廠的人員配備水平是全面運轉時全部人員配置水平的 25%，而其中 10%的人員將進入重要區域(UA)，假設 30%的人員可以進入保護區(PA)。DA-2 將重新確定 IMP 規範結構，以允許採用與設施除役狀態相關的危險和潛在事件後果相稱的方式。因此，對於運轉中反應器，根據 10 CFR 26.31（c）（5）進行隨機藥物和酒精測試的個體數量，對於該場的除役人員的某些部分將減少，這將導致該行業的藥物和酒精測試計畫成本在除役期間會降低。

### 3.5.5 認證燃料處理程序的定義和免除輪班技術顧問

目前的運轉中反應器法規要求，每個許可需具有特定的人員配置水平，以及控制室人員配備規範和對許可營運者的相應培訓要求，它們沒有對正在除役的設施的人員培訓規範。設施經營者已經被要求修改其技術規範，以減少在除役期間維持的運轉人員的需求。除役階段設施經營者需要配置合格燃料操作人員(CFH)，CFH 定義為非執照的運轉人員（NLO），委員會批准的燃料處理程序培訓計畫獲得 CFH 資格，並需要有額外的 NLO 做為每個班次的工作人員。除役電廠將停止相關的許可運轉人員培訓計畫。

CFH 在除役電廠需要具備專業知識與經驗，以評估廠的狀況與決定保護民眾安全與防護的行動，由於 CFH 被定義為 NLO，NRC 根據 10 CFR 50.120“核電廠人員的培訓和資格”評估了 CFH 培訓計畫，其中包括 10 CFR 50.120（b）（2）中的要求，即培訓計畫必須源於 10 CFR 55.4 中定義的系統培訓方法，並且必須提供某些類別核電廠的培訓和資格認證，包括 NLO 人員類別。NRC 注意到儘管 10 CFR 50.2 中 CFH 的定義表明燃料處理者培訓計畫需要委員會批准，但是除了 10 CFR 50.120 中適用的那些要求之外，

法規沒有對所有的非執照運轉人員有具體要求，由於 NLO 受 10 CFR 50.120 的培訓計畫不需要委員會批准，除非 NLO 是 CFH 才要。NRC 已確定適合 CFH 資格的可接受燃料處理程序培訓計畫應確保受過培訓的人員：具有安全處理和儲存用過燃料的必要知識和經驗，能夠評估電廠條件並對緊急行動決定進行審慎判斷。因此，NRC 建議修改 10 CFR 50.2 中 CFH 的定義，以建立可接受的燃料處理程序培訓計畫的標準，這將免除設施經營者尋求委員會批准其培訓計畫的必要性，使用標準是可選的，設施經營者仍然可以尋求委員會批准適合 CFH 資格的燃料處理者培訓計畫，NRC 可以使用現有的檢查程序（如 IP 41501）檢查適合獲得 NLO 和 CFH 資格的培訓計畫的實施情況。

作法上(CFH/STA-2) NRC 將修訂§50.2 來增加一個具有三個目標的替代定義，作為 CFH 必須接受培訓的責任：（1）安全進行除役作業; （2）用過燃料的安全處理和儲存; （3）對電廠緊急情況的適當反應。CFH 必須符合燃料處理程序培訓計畫的資格，該計畫符合第 50.120 節要求的非許可操作員培訓計畫的相同要求。如果設施經營者不行使替代定義，則需要提交批准燃料處理者培訓計畫。

NRC 建議修改第 50.54（m）（2）（i）“根據 10 CFR 55 許可的運轉員和高級運轉 員對反應器設施現場人員配置的每班次最低要求”的聲明，NRC 根據 50.82（a）（1）或 52.110（a）要求的設施經營者基本上不需要 STA，NRC 也將更新 RG 1.184“核反應器除役”，以為除役反應器廠址的人員配置提供指導。

### 3.5.6 除役資金保證

NRC 規範電廠設施經營者需要提供合理的財務資金保證，從運轉到放射性有關的除役，最低金額要符合 10 CFR 50.75(c)規範定義，這是 1988 年訂的，NRC 考慮幣值與通膨等因素修正，每二年評估一次除役信託基金 (DTFs)。

NRC 提議修改解決 DTF 的使用問題，這些修改將澄清 DTF 可用於支付放射性有關的除役費用，例如 10 CFR 50.2 規範的用過燃料管理和 10 CFR 72 規範的特定許可 ISFSI 除役，只要設施經營者有足夠的資金，這些修改的目的是豁免減少設施經營者 DTF 的法規，同時也能確保 NRC 所要求的放射性有關除役提供足夠的資金。總體而言，NRC 建議的修正將朝最大限度地減少設施經營者免除除役資金規定，這些變更將使設施經營者在使用其 DTF 方面具有更大程度的靈活性。

目前的法規沒有解決 DTF 不適合用於用過燃料永久儲存的支出問題，但是，缺少用過燃料永久儲存庫，設施經營者提供現場用過燃料的長期儲存-ISFSI，這產生了用過燃料的管理費用，直到最終 ISFSI 除役。根據 10 CFR 72.6，用過燃料的接收，處理，儲存和移轉的許可有兩種類型：通用許可和特定許可，設施經營者可以 10 CFR 50 DTF 中的資金，為通用許可 ISFSI 的除役提供財務保證，因為通用許可 ISFSI 除役屬於 10 CFR 50.2 中除役的範疇。但是如果沒有 NRC 批准的法規豁免，設施經營者無法為特定許可的 ISFSI 的除役，以 10 CFR Part 50 DTF 中的資金來提供財務保證。

當資金混合在 DTF 中並且沒有明確區別時，NRC 沒有機制允許將這些資金用於非除役目的，例如用過燃料管理或 10 CFR 72 特定許可 ISFSI 除役的豁免程序。由於這些問題，設施經營者已經尋求並獲得了 10 CFR 50.75“除役計畫的報告和紀錄保存”的豁免，允許使用放射性除役 DTF 的超額資金來支付與用過燃料管理相關的費用。對豁免的依賴造成了法規不確定性，以及對設施經營者和 NRC 的負擔。設施經營者必須花費資源來準備獲得豁免批准所需的文件和分析，NRC 也必須轉移其他機構活動的資源來評估每個申請，以確定是否應該給予免除。

NRC 建議對現行的 DTF 法規進行以下修改，以盡量減少豁免請求並解決 DTF 法規中的模糊性：

- 修訂 10 CFR 50.82，允許除役資金按照 10 CFR 50.75 的規範收集，並保存在符合 10 CFR 50.75 的外部信託，除役資金可用於 10 CFR 50 的用過燃料管理，以及 10 CFR 72 特定許可 ISFSI 除役，只要有足夠的資金支付放射性有關除役作業。具體而言，NRC 建議增加新的 50.82（a）（8）（viii），以向設施經營者提供僅在符合以下情況時使用其 DTF 用於用過燃料管理和特定許可 ISFSI 除役費用的選項：（1）設施經營者已提交，並且 NRC 已經立案，根據 50.82（a）（1）或 52.110（a）規範的永久停機並且核燃料以從爐心移除的反應器; （2）自 NRC 收到設施經營者依據 50.82 的 PSDAR 已過 90 天;（3）設施經營者已確認在 DTF 中有多餘的資金，這些超額多出的資金是 DTF 中的資金，足以維持遵守 50.82（a）（8）（i）（B）-（C）完成放射性除役至許可終止所需的合理資金。無論是否行使此選項，設施經營者都需要按照第 50.75（a）段的規定執行一系列步驟，以遵守所有除役資金保證規定。設施經營者不會被免除需證明有合理保證除役資金可用的責任。

- 修改 10 CFR 50.75（f）（1）中的報告要求，以與 10 CFR 72.30（c）中 ISFSI 除役資

金保證的報告提交頻率一致。設施經營者將每三年而不是兩年一次的報告除役資金的狀況。

- 修訂 10 CFR 50.75（b）的規定，以進一步澄清設施經營者應保持除役資金保證。設施經營者必須及時修正資金不足，並在下一個報告週期內根據 10 CFR 50.75（f）向 NRC 提供證據，目前的指引是設施經營者可以利用 10 CFR 50.75（e）（1）中描述的方法補不足。當 DTF 中的金額低於 10 CFR 50.75（c）中規定的 NRC 最低要求，或設施經營者的特定場地成本估算所要求的法規金額時，需加入實例說明為何造成“缺口”。對 10 CFR 50.82 進行一致的修訂也作為本規則制定的一部分。

- 修訂 10 CFR 50.75（h）（1）（B）（iv），與 10 CFR 50.4“書面通訊”關於從 DTF 支付或支付的書面意向通知一致，此更改將要求所有通知文件發送到文件控制台而不是 Office Director NRR 。

- 免除 10 CFR 50.75（f）（2），因為與 10 CFR 50.75（f）（1）重複

- NRC 建議修改 10 CFR 50.82（a）（8）（i）（A）和 10 CFR 52.110（h）（1）（i）中的規定，刪除“合法”一詞，該術語不會在法規中有任何實質用處，但反而會造成混淆。

- NRC 建議修改 52.110 以與 50.82 中提出的更改保持一致性。NRC 建議在（h）（5）-（h）（7）中增加與特定場地除役成本估算報告要求相同的段落，該要求與第 50.82（a）（8）（v）-（vii）中的規範相同，只有在現場有放射性燃料曝露時，才需提交輻照燃料報告。

- NRC 建議修訂 72.30，以便在 ISFSI 初始除役資金計畫後的重新提交不再需要 NRC 批准。這一修訂將使 72.30（c）的流程更加有效率，減輕了設施經營者的負擔，同時仍然保證可合理保證為 ISFSI 的除役提供足夠的資金。

這些擬議變更的目標是：（1）向設施經營者提供使用 DTF 資金的選項，並靈活地考慮其特定場地條件以維護 DTF;（2）為 NRC 確定設施經營者是否符合 DTF 的適當使用制定一致的標準;（3）盡量減少設施經營者提交除役撥款規定豁免申請的需要。在法規效率上，設施經營者將擁有足夠的內部控制，科目報表和提出報告的工具，以區(識)別 DTF 中的不同用途資金，並確定設施經營者的使用目的並反映在會計實務上。這些控制和報告的機制使除役信託資產的預期用途具有透明度，並建立了明確和一致的法規

結構。

### 3.5.7 廠內外金融保護規範與賠償約定 Offsite and Onsite Financial Protection Requirements and Indemnity Agreements

根據安德森法案(PAA)與原子能法案(AEA, 1954)，以及對於超過 100 MWe 的反應器(核一廠 636 MWe *2; 核二廠 985 MWe * 2; 核三廠 951 MWe * 2)，廠外金融保護規範依據 10 CFR 140.11 (a)(4)-(1)主要金融保護金額為 4.5 億美元；(2)必須有匯率追溯計畫。委員會也依據 10 CFR 140.20 為規範執行賠款協議，一般協議的格式為 10 CFR 140.92 附錄 B 和 10 CFR 140.93 附錄 c。

PAA 規定設施經營者應負責核電廠址內的財產保證，依據 10 CFR 50.54 (w) 每部反應器要美金 10.6 億，或是在發生事故時，可從私人來源獲得的最大金額，至少可以控穩反應器和進行反應器除污和廠址除污。PAA 和 NRC 對大型運轉反應器都沒有明確提出除役的概念。同樣，NRC 的現地廠址的保險要求也沒有涉及除役期間設施的狀態或永久停機反應器風險降低的考量。

作法(FP-2)擬對於已經永久停機的反應器廠址，可以因為與輻射的風險降低相符而降低財務保證，不用申請豁免許可，如表 3-5 的分二級做法。

進一步有關除役中反應爐的規範 140.81 的修正，釐清特殊核子事故(Extraordinary Nuclear Occurrence, ENO)的規範，NRC 定義 ENO-關於生產或使用設施中的事件，是否導致排放或散佈放射性物質，或副產品材料，導致或將對廠外之公眾或財產造成重大損害的事件，如 140.84, “Criterion I – Substantial discharge of radioactive material or substantial radiation levels offsite,” and 140.85, “Criterion II – Substantial damages to persons offsite or property offsite,”。NRC 在 NUREG-1738 在反應爐將用過燃料放入 SFP 後沒多久若發生鋯火災，則假設廠址外的嚴重事故後果是可能與營運中的反應器相當。

NRC 也將修正 10 CFR 50.54(w)，包括立即通知 NRC 根據 10 CFR 50 提交的現場財產保險證明的任何重大變更，NRC 提議的過渡到第 2 級將促使設施經營者根據 50.54（W）（7）通知 NRC 將現場財產保險從 10.6 億美元減少到 5000 萬美元。對於 50.54（w）（7）的這一擬議修訂，也將符合 10 CFR 140.15（e）的廠外財務保護要求的一致

性。

表 3- 5 二級別方式

| 分級 | 反應器廠址概述 | 廠外財務保證 | 廠內財務保證 |
|---|---|---|---|
| 第一級 | 運轉中或<br>永久停機用過燃料已移除爐心外但尚未充分衰減(在失水時 10 小時內還有鋯火災的風險) | 4.5 億美金-10 CFR 140.11 (a)(4);<br>需參與回溯評級計畫 | 10.6 億美金-10 CFR 50.54 (w) |
| 第二級 | 永久停機用過燃料已經充分衰減(在失水時有 10 小時以上的反應時間處理鋯火災的風險);<br>在現場有 1000 加侖以上的放射性廢棄物-液體放射性廢棄物+放射性反應器組件+放射性污染的結構物 | 1 億美金-10 CFR 140.11 (a) (4);<br>退出評級計畫 | 0.5 億美金-SECY-96-256 |

### 3.5.8 環境影響的考慮

在某些情況下，設施經營者提出的 PSDAR 有關某些個別廠址的除役作業對環境影響，可能無法完全滿足以往的 EIS。在 NUREG-0586 補充 1，第 1 卷和第 2 卷，“關於核設施除役的一般環境影響聲明：關於核反應器的除役”（除役 GEIS）明定兩個一般未得到解決的資源領域(頻危物種與環境正義)，一定要個別廠址的分析。NRC 也明定了另外四個可能有需要進行個別廠址分析的資源領域(歷史遺產/文化資源、土地用途、水生生態、陸生生態)。因此，如果設施經營者無法達到 PSDAR 結論中限制對環境影響，則設施經營者必須改變其計畫中的除役作業，以便影響減少，或提交許可證修改規範並獲得批准，或申請滿足§50.82（a）（4）（i）或 §52.110（d）（1）的豁免

作法上(ENV-2)採用法規制定，NRC 修訂 PSDAR 規範中，依 50.82（a）（4）（i）或 52.110（d）（1）提供特定場地除役作業對以前環境審查對環境影響是否有限的依據。修訂規範也釐清在 PSDAR 階段必須提供環境影響評估，以及官方正式環境評估報告中所限制的除役作業，設施經營者將不再需要對環境有限影響的部分作出結論，取代的是，可以彈性地去解決無限制的環境影響，但在此之前，正在進行的除役作業可能會造成無限制的影響。如果設施經營者考慮提出 50.82(a)(6)(ii) Result in significant environmental impacts not previously reviewed or § 52.110(f)(2) Result in significant environmental impacts not previously reviewed 所禁止以外的除役作業，在進行此活動之前，設施經營者可以提交許可證修改或監管豁免的申請，決定不執行建議的活動，或修改擬議的活動，不會發生重大的環境影響，如果設施經營者選擇提交許可證修改或豁免申請，則 NRC 將根據適用的環境法規審閱。

NRC 建議修改 50.82（a）（4）（i）和 52.110（d）（1），以允許設施經營者使用符合 NEPA，ESA，NHPA 或其他規定的聯邦政府頒發的環境審查文件、環境法規，而不僅僅是環境影響的描述，此改變允許設施經營者使用更廣泛的廠址特性文件來處理各種環境資源問題。NRC 建議修改 50.82（a）（6）（ii）和 52.110（f）（2），以澄清先前對任何潛在重大環境影響的審查必須受到聯邦政府頒布的環境審查文件，根據 NEPA，ESA，NHPA 或其他環境法規文件的約束。

### 3.5.9 紀錄保留規範

目前對運轉的核電廠與 ISFSI 的紀錄保存和保留的規範整理如下，

- 10 CFR 50“質量標準和紀錄”附錄 A 的一般設計標準 1 要求設施經營者在整個運轉週期內保留哪些紀錄。
- 10 CFR 50 附錄 B“核電廠和燃料後處理廠質量保證標準”的第十七條“質量保證紀錄”，要求設施經營者本身負有設施經營者規定的期限內保留符合法規要求的某些紀錄。
- 10 CFR 50.59（d）（3）和 52.63（b）（2）要求設施經營者保留某些紀錄，直至根據 10 CFR Part 50 或 10 CFR Part 52 的許可終止。

- 10 CFR 50.71（c）要求設施經營者保留符合 NRC 法規，設施技術規範和其他許可文件的各種要素的某些紀錄。
- 10 CFR 72.72（d）要求設施經營者複製用過燃料和高放射性廢棄物的某些紀錄，並將其存放在遠離原始紀錄的單獨位置，以便單個事件不會破壞兩個紀錄資料。

除役過程中如果有關紀錄的對象(例如設施)已經移除了，就沒有再保存紀錄的必要了。尋求豁免依 10 CFR 72.72（d）的資料保存複製規定的正當性，設施經營者將使用與設施用過燃料（和其他）紀錄相同的程序和流程存儲 ISFSI 的用過燃料紀錄，而這些紀錄是根據 NRC 批准的品質保證計畫。

保存符合 10 CFR 50.82(a)(1)(i) 和 10 CFR 50.82(a)(1)(ii)的永久停機與用過燃料永久移除的設施，其 SSCs 不須再使用 NRC 任何保留紀錄的規範，NRC 將允許此更改，只要適當的變更機制（如 10 CFR 50.59 評估流程或 NRC 批准的技術規範變更）用於評估刪除這些紀錄以確定消除紀錄不會對其公共衛生和安全產生不利影響。

### 3.5.10 低放射性廢棄物運送

運出與接收時間的規範，從 20 天延長為 45 天，依據公路或是鐵路的不同(我國不一樣)

### 3.5.11 用過燃料管理計畫

§72.218（a）中規定§50.54（bb）用過燃料管理計畫（IFMP），必須包含從反應器現場移除符合 10 CFR 72 的一般許可儲存的用過燃料的計畫，IFMP 要有在開始進行除役前與用過燃料移除，卸載和運送有關的系統或是組件(SSCs)，如何進行用過燃料管理。72.218（b）節規範了依§50.82 或§52.110 提交反應器的許可終止申請，必須說明如何從反應器現場移除依 10 CFR Part 72 一般許可儲存的用過燃料。雖然§72.218 規定§50.54（bb）的 IFMP，以及§50.82 和§52.110 許可終止反應器的申請必須包括有這些訊息，但§§50.54（bb），50.82 和 52.110 的條文內容卻沒有這些信息。NRC 將釐清並一致有關§§50.54（bb），50.82,52.110 和 72.218 中的規定，以提供法規的明確性，並提高有關除

役和用過燃料管理規劃的整體法規透明度。

作法上(SFM-2)以法規制定與釐清 IFMP。

- 修改 10 CFR 50.54（bb），以明確設施經營者必須在開始除役移動，卸載和運輸用過燃料所需的系統和部件之前提交 IFMP。
- NRC 將 IFMP 和 PSDAR 的法規流程一致，透過取消目前 IFMP 的當前初始和最終核准的方式，以及將 PSDAR 的公眾通知，評論和會議流程擴展到 IFMP。
- 當 NRC 將 IFMP 要求加到 10 CFR 50 時，NRC 將刪除 10 CFR 72.218 的現行規定。此外，NRC 將修改 10 CFR 72.218 條文 10 CFR Part 72 一般許可終止有關的規範，釐清已經除役的一般許可的 ISFSI，符合 50.82 或 52.110 要求，與 10 CFR Part 50 或 10 CFR Part 52 的許可終止。
- 發展 SFM-2 指引

### 3.5.12 回溯改善的規定 (Backfit Rule)

“回溯法案”在電廠除役中的應用並不清楚。在 SECY-98-253，“對正在除役的特定核電廠的回溯法案的適用性”（ADAMS ML992870107）中，在 SECY-98-253 中，NRC 工作人員要求委員會批准對 10 CFR 50.109 等法規進行修訂，以使“回溯法案”明確適用於除役的設施經營者，NRC 工作人員還建議，在完成規則制定之前，工作人員應將回溯法案應用於“在可行範圍內”除役的電廠，在 1999 年 2 月 12 日的 SECY-98-253 SRM（ADAMS ML003753746）中，委員會批准了針對除役電廠的回溯法案的制定，委員會指示 NRC 工作人員繼續對除役的電廠應用當時的“回溯法案”，直到發布最終規定為止。

NRC 認知到如擬議規則《聯邦公報》中所述，除役規則的某些規定不適用於除役動力反應器的設施經營者。當前，管理指令 8.4“Management of Facility- Specific Backfitting and Information Collection,”中的指南僅提到回溯法案適用於除役電廠，但是缺乏對除役階段進行改善的明確要求，NRC 正在提議制定規則。

執行上(B-2)進行規則制定，以闡明 NRC 如何將“回溯法案”應用於除役的設施經營者，NRC 修改 10 CFR 50.109，以使已獲得 NRC 立案依 50.82（a）（1）或 52.110（a）

許可的反應器設施經營者，其改善過程中也要遵守類似運轉階段的回溯法案。與 10 CFR 第 1 章中的“操作”一詞的其他用法相比，針對除役許可持有者的新的改善條款，將消除與 10 CFR 50.109（a）（1）中“操作設施”一詞造成的混淆，當前的 10 CFR 50.109（a）將僅限於運轉反應器的設施經營者，而新規定將僅限於除役中的設施經營者。

### 3.5.13 外籍擁有權與控制權(foreign ownership, control, or domination, FOCD)

NRC 在第 50 部分和第 52 部分中的分別規定了針對使用或生產設施的許可，NRC 建議修訂法規，以解決根據第 50 或 52 部分獲得許可的設施不再符合使用設施或生產設施的定義的情況，但 NRC 仍保有對設施經營者的監管權。AEA(美國原子能法 1954 年)對使用或生產設施，透過釐清第 50 或 52 部分的許可設施何時不再是利用設施或生產設施，NRC 可以指定這些 AEA 規範是否仍然適用於該設施的設施經營者。

NRC 已確定 10 CFR 50.38 不適用於不再是利用設施或生產設施。具體來說，AEA 禁止向委員會知道或有理由認為是外國擁有，控制或控制權的設施頒發使用或生產設施的許可，但是，委員會在第 50.38 節中有關禁止的規定尚不清楚，該禁止規定是否還適用取得第 50 部分或 52 部分許可，但已不再是利用設施或生產設施。

NRC 建議在其法規中增加內容，以建立根據第 50 或 52 部分獲得許可的設施何時不再符合利用或生產設施的法定標準，第一個標準是設施必須已被取消法定的營運能力，第 50.82（a）（2）和 52.110（b）節為反應器設施經營者提供了上述標準。一旦 NRC 立案永久停止營運和從反應器中永久移除用過燃料，或者在最終具有法律效力的情況下，第 50 或 52 部分的許可已不再被授權，永久停止營運就生效。NRC 將修改增加第二個標準，在設施經營者將設施修改為在不進行重大設施變更的情況下已無法使用核物料的情況下，根據第 50 或 52 部分許可的設施視為不再是利用設施。

NRC 提議對§50.82（b）進行修訂以增加何時非電力生產或利用設施（NPUF）不再是生產或利用設施。

NRC 將增加新的§50.82（b）（7）並修改§50.82（a）（2）和§52.110（b），以確認對於不再符合使用或生產設施的定義許可的設施，除役後 NRC 對現有的第 50 或 52 部分許可的法定授權的活動繼續有效。

### 3.5.14 釐清許可終止計畫規範的範圍

委員會的“關於遞延電廠的政策聲明”，推遲或終止電廠建造的設施經營者，某些 COL 持有人引用了政策聲明，要求 NRC 批准撤銷其合併許可，政策聲明規定，設施經營者可以要求撤銷其許可證，並且不引用 10 CFR 50 中的許可終止條款。該政策聲明是在 10 CFR 第 52 部分頒布之前發布的，從那時起就未曾更新，所以沒有任何措施可以阻止合併許可的持有人符合政策聲明的適用部分，同時繼續遵守委員會的規定和合併許可的條款和條件，52.110(i)節中對許可終止計畫的規範不適用於尚未開始營運的工廠，雖然§52.110(i)確實涉及所有動力反應器的設施經營者，但法規歷史和背景顯示§52.110 僅適用於已開始營運的電廠。

## 3.6 結論與建議

本章從美國近期除役法規的歷史開始，整理近代從 1996 年美國除役法規後有關的發展，美國除役法規制定的程序，透過 ANPR 的過程收集利害關係人的意見看法，另外我們也關注幾份除役有關的指標文件，也對 2014 年後幾座電廠進入除役階段的過程與經驗，當然也有 NRC 此次調整法規的目標-澄清風險與疑義，提高彈性簡化除役作業程序，建立與輻射風險相符的除役作業管制。

美國核電廠除役過程從宣告(申請)停止運轉到執照解除，過程管制以 PSDAR 與審核通過的 LTP 來規畫進行，PSDAR 與 LTP 需附帶有關環境衝擊的聲明，其中的內容要項與我國現行除役計畫(DP)內容要項大部分是相同。但是執行面上有不同，例如申報時期，我國是規定在在用過核子燃料尚未移出，且在尚未排清設備及管道系統內放射性液體情況下，就要提出核能電廠拆除時之輻射劑量評估和放射性類別數量評估數據，這執行時程安排上美國比較合理，所以能進一步比較核能先進國家與我國在除役執行過程中實務上的差異，取其適合我國使用並為後續除役規畫的參考，**建議**做為計畫後續執行探討的重點之一。

在執照終止前除了完成 LTP 外，也需符合 LTR 有關的規定，NRC 發布 LTR 的管制問題整理(RIS)。雖然我國除役過程不是用 PSDAR 和 LTP 的方式，不過 RIS 當中有幾點**建議**主管機關關注。

可採取廠址內放射性現地處置嗎? NRC 認為 LTR 有此概念，做法的目的是減少放射性廢棄物的移動，但是不能因此影響廠址無限制性使用的目標，**建議**短半衰期的放射性核種可以作此方式之考量。

污染土壤的混和，NRC 同意並將導則置入 NUREG-1757 中，原則是污染土壤互混(放射性污染土壤總量不增)，低污染混高污染(土壤放射性強度只降不增)，注意放射性核種的半衰期長短，注意移動足跡範圍(污染區域不擴大)，目的是廠址 LT 後無限制使用。

**建議**關於限制使用與部分限制使用，NRC 在 LTR 通用規定中可接受廠址在部分無限制使用部分限制使用情況下許可 LT，我國除役計畫導則有關廠房再利用同意也可以採取部份限制使用的方式。NRC 的 LTR 限制使用再以年劑量約束值(0.25 mSv ~ 1 mSv)和(1 mSv ~5 mSv)進行分二級管理現場的輻射曝露。NRC 對除役作業的期望是在執照終止合理情況下能達成無限制性使用的目標，因為這樣可以不需長期的視察與行政控管，所以為了達成無限制性使用的前提，有關污染土壤的混和，固體放射性物料的移出廠區與配置，廠區內執行現地處置固體放射性物料基本上都是可允許的，但是上述幾點國人可能會有不同意見，因此若有考慮上述做法，應及早規畫如何讓民眾清楚了解其益處。

有關 ANPR 的意見收集，美國法規制定過程中，ANPR 的發布對於修法的構想與規劃、提供利害關係人儘早能參與法規制定的意見反映、並將其適當的反應意見置入法條內容中。NRC 彙整此次透過 ANPR 得到的意見，NRC 分類個人與民間倡議團體，非政府組織機構，聯邦政府、州政府與地方政府，設施經營者與業界代表。就意向來看，民眾與民間機構對於放寬管制與免除某些管制作業規定，普遍反對並要求擴大參與有關角色，設施經營者與核工業界的意見，則對 NRC 修法的目標澄清風險與疑義，簡化作業程序與提高管制彈性表達支持，也表示有關屬於除役專業技術的部份，不應該將民眾的意見納入法規規範中。

美國民眾與民間機構團體表示反對放寬與免除某些除役管制的作法，**建議**管制機關若進行修改調整除役法規如美國 NRC 依風險相符的方式管制，進行更有效能的除役，需關注如何讓國人了解我國除役過程的法規管制調整是以保障公眾安全為目標並與風險相符為依據的調整。而從 NRC 發布的法規基礎，許多民眾的意見並沒有被放入其中，例如擴大民眾參與，或是提高除役基金保證等，NRC 對除役專業的議題採取以準備充分清楚分析說明，讓民眾了解與放心的方式進行。

關於除役作業過程管制的調整，主管機關如何清楚分析提高民眾的了解與放心，對於此次收集 ANPR 相應意見外，對於美國除役法規建立過程(Rulemaking)也有些心得與建議。比較與我國法規的制定過程，我國依行政程序法第四章中法規命令與行政規則制定的規定，以公正、公開、民主及確保依法行政的方式辦理，其中法規分析的作法建議管制機關參考，在法規條文內容的草案訂定後，需要的技術規範與導則草案也隨後建立，並進行法規分析。就法規建立的過程法規分析很重要，可以讓增修法規更貼近實際情況，對於各利害關係人能更清楚了解調整修法的目標與利益。**建議**管制機關在增修除役法規時也進行法規分析。

此次美國除役法規的修訂並非因為安全的因素考量，而是希望藉由此次法規修訂，能進一步釐清運轉與除役的安全管理不同，訊息公開以及擴大利害關係人的參與，建立一套與風險相符的除役管制體系，提升除役作業與過程的效能，保障除役基金足以完成除役作業。我國核一廠除役作業採取依用過燃料風險降低逐步向原能會提出申請免除管制的方式進行，雖然 NRC 此次修法以風險相符的分級制定導則指引的方式來進行除役，減少免除管制的申請與審查，這對於除役過程減少負擔增加彈性等有益。但 NRC 的方式做法並不完全適合我國，從我國進行除役的規模遠不如美國的龐大與複雜，從我國 25 年拆除的方式進行除役，與美國 60 年內完成的長時程也有大的差異。原能會目前以每年審查除役計畫與除役計畫年度工作報告的方式來管理除役作業的進行，目前更能讓國人對除役過程放心。

但是除役作業管制採取與輻射風險相符的方式進行則是好的方式，在保障公眾安全無虞下，對於提升效能，減輕負擔，讓後續的除役作業能更順暢。核一廠的除役計畫將用過燃料情況分為 4 種組態，進行除役作業規劃，這與 NRC 的分級做法相同，本計畫是 4 年期計畫的第一年，美國原定今年完成除役法規的修訂，目前是延遲了，美國此次除役法規的修訂，在法規基礎與法規分析提出許多主題，包括了緊急應變計畫分級與項目內容，核子物料保安，網路安全，適職方案，合格燃料操作人員(CFH)的建立，除役基金，除役過程廠內外財務保證與事故賠償約定等等，**建議**持續關注美國有關分階段管制的作法，未來主管機關可以參考逐漸建立一套適合我國核電廠除役的規範。

# 第四章 美國核管會除役視察資料彙整 (IMC、IP、IR)

美國核管會(NRC)針對核電廠除役規劃了完整的監管計畫[30]，其目的如下：

- 藉由直接觀察與查驗，確定各項除役工作均安全進行、用過核燃料被安全貯存、除役現場工作遵守相關法規與業者之承諾進行
- 確定設施經營者的行政控管足夠且達到法規之要求(行政控管包括自我評估、審核、矯正措施、設計管理、安全審查、維護與監控、輻射防護、以及排放管制等)
- 找出工作表現顯著下降之處並確認設施經營者已採取行動逆轉下降之趨勢

NRC 主要藉由視察以達到監管之目的，視察重點為輻射監控 (radiological controls)、管理 (management)、程序遵守 (procedures compliance)、用過燃料池營運 (spent fuel pool operations)、安全審查計畫 (safety review program)等。很多電廠除役時需進行的工作如放射性汙染偵測、除汙、廢棄物處理與處置等是電廠營運時的例行工作。因此電廠除役時的視察工作相較於電廠營運時較不繁重，一般而言不須持續駐廠，僅須當電廠進行特定除役工作時才需到現場，例如當設施經營進行大型組件之移除時，NRC 派輻防、重型吊裝機具、放射性廢棄物包封等方面的專家到現場。當電廠密集進行除役各項工作時，NRC 的視察員每個月駐守在該設施 2-3 星期，若為長期貯存階段，每年前往數次即可。此外，NRC 並不針對除役期間放射性物質外釋進行連續性的獨立監測，但要求設施經營者提出輻射監測計畫及報告供 NRC 審查，而且設施經營者每年須提報放射性物質排放量給 NRC。

美國核管會與核電廠除役相關的視察手冊(Inspection Manual Chapter, IMC)主要為 IMC 2515 附錄 G -核電廠停機過渡階段之視察指引[31] (Baseline Inspection Guidance for Power Reactors Preparing for Transition to the Decommissioning Phase)及 IMC 2561-核電廠除役視察計畫[32] (Decommissioning Power Reactor Inspection Program)，視察手冊中提供了相關之視察程序書(Inspection Procedure, IP)資訊。

此外，與除役相關的視察手冊還包括放射性物料設施的除役視察計畫 IMC 2602 [33]以及除役視察員的培訓要求及認證 IMC 1248, APPENDIX F [34]和除役計畫管理人員及技術審查人員的培訓要求及認證 IMC 1248, APPENDIX G [35]等。

本研究本年度亦蒐集美國核管會針對除役活動的視察報告(Inspection Report, IR)，為下一年度提出我國電廠除役定期安全檢查建議做準備。

## 4.1 視察手冊(IMC)及視察程序書(IP)資料彙整

本年度主要蒐集核電廠除役視察相關資料，進行 IMC 2515 附錄 G -核電廠停機過渡階段之視察指引及 IMC 2561-核電廠除役視察計畫之相關資料彙整。

### 4.1.1 IMC 2515 APPENDIX G

核電廠由例行運轉狀態轉換至除役階段時，視察手冊 IMC 2515 附錄 G 提供了現場作業人員在此過渡階段的作業指引。此指引僅適用於核電廠的監管由 IMC 2515 輕水式反應器視察計畫(ROP)-例行運轉階段，轉換到 IMC 2561 核電廠除役視察計畫的過渡期。IMC 2515 附錄 G 提供了建議增加視察次數之項目、建議減少視察次數之項目及建議不改變視察次數之項目等三個附件，分別列於表 4-1、4-2 及 4-3 中。除了駐廠視察員的視察程序須完成外，工程、輻防、緊急應變、運轉員執照及保安等基礎視察仍持續由區域視察員進行視察。表 4-4 為整體之基礎視察計畫。

表 4- 1 建議增加視察次數之項目

| IP Number | Title/Section | Comments/Basis for Adjustment | Associated IMC 2561 Decommissioning Inspection Procedure |
|---|---|---|---|
| 71111.04Q | Equipment Alignment/Partial | Attrition in staffing levels and reduction of craft skill.<br>For example, at SONGS, non-licensed operators (NLO) were eliminated and the licnessed operators assumed the role of the NLO outside the control room (e.g. equipment manipulations, tagouts, log keeping). Ensure licensed operators could perfom their newly assumed duties that resulted from the staff reduction. | IP 60801 & IP 71801 |
| 71111.04S | Equipment Alignment/Complete | Attrition in staffing levels and reduction of craft skill. | IP 71801<br>Review SFP system or a SFP support system |
| 71111.11Q | Licensed Operator Requalification | Increase the Control Room (CCR) observation, as staffing challenges may arise which may require Senior Reactor Operator (SRO)s taking Reactor Operator (RO) watches (this was the case at VY).<br>Increase observation inside and outside the CCR as well as CCR observation during plant maneuvering or complex surveillances. | IP 41500 (Training and Qualification Effectiveness) &<br>IP 71801 |
| 71111.15 | Operability Determination and Functionality Assessments | Towards the end of the year, additional operability reviews for deferred maintenance, skipped surveillances, and degraded conditions that are accepted as-is. If engineering loses personnel and becomes short staffed, the quality of the engineering input could degrade for operability evaluations. | |
| 71111.18 | Plant Modifications | Increasing corrective maintenance backlogs<br>Decrease in problem identification and/or resolution.<br>This can result in an increase in active temporary modifications | IP 37801 Safety Reviews, Design Changes, and Modifications |
| 71111.22 | Surveillance Testing | Attrition in staffing levels and reduction of craft skill. | IP 61726 Surveillance Observation |

表 4- 2 建議減少視察次數之項目

| IP Number | Title/Section | Comments | Decommissioning Inspection Procedure as Applicable |
|---|---|---|---|
| 71111.06 | Internal Flood Protection Measures | Submerged cables for structures, systems and components (SSC) that will be taken out of service will not pose risk | |
| 71111.07A | Heat Sink Performance | Consider Spent Fuel Pool (SFP) Heat Exanger (HX) or Containment Spray HX | |
| 71111.12 | Maintenance Effectiveness | Consider 1 annual maintenance effectiveness review on an equipment issue or system important to spent fuel safety<br>Review deferral of preventative maintenance and surveillance tests<br>Attention to increasing corrective maintenance backlogs | IP 62801 Maintenance Rule |
| 71111.13 | Maintenance Risk Assessment & Emergent Work Control | Given the reduction or elimination of preventive maintenance work and planned work windows removing systems from service, there will be few planned maintenance work activities for which management of risk will be valuable sample. The noted flexibility takes into Account that emergent activities will continue to be a focus area. | |
| 71111.19 | Post Maintenance Testing | Number of maintenance activities will decrease | |
| 71114.06 | EP Drill Evaluation | As the staffing challenges arise ensure adequate staffing for Emergency response | |

表 4- 3 建議不改變視察次數之項目

| IP Number | Title/Section | Comments | Decommissioning Inspection Procedure as Applicable |
|---|---|---|---|
| 71111.01 | Adverse Weather | Hurricane season<br>Cold weather preparation | |
| 71111.05A | Fire Drill | | |
| 71111.20 | Refueling and Outage Activities | Verify SFP Foreign Material Exclusion (FME) controls and SFP protection | IP 60801 Spent Fuel Pool Safety at PSRs |
| 71151 | Performance Indicator Verification | | |
| 71152 | Problem Identification & Resolution | Consider focus on maintenance backlog and preventive maintenance history | IP 40801, Self-Assessment, Auditing and Corrective Action for Decommissioning |
| 71153 | Event Follow up | | |
| IMC 2515, App D | Plant Status | Focus on SSCs necessary for the safe storage of spent fuel including security, radiation protection, and emergency preparedness<br>Periodically discuss with licensee representatives the status of decommissioning activities, problems encountered, and performance insights | IP 71801 Decommissioning Performance and Status Review |

表 4-4 為整體之基礎視察計畫

| IP Number | Title/Section | Last year | Total Inspection Hours | Decommissioning Inspection Procedure as Applicable |
|---|---|---|---|---|
| 71114.01-.04 | Exercise Eval Emergency Action Level (EAL) Emergency Preparedness (EP) changes | Continue as scheduled until certification of permanent removal of fuel | IAW IP | IP 88XXX Emergency Preparedness |
| 71130.0X | Security Baseline Inspection | Continue as scheduled until certification of permanent removal of fuel | IAW IP | IP 81200, Security |
| 71124.0X | Radiation Protection (RP) Inspections | Continue as scheduled until certification of permanent removal of fuel | IAW IP | IPs 83750, 84750, 86750 may be used as additional guidance during transition |
| 71152B | Problem Identification and Resolution, Biennial Inspection | Recommend Reduced Scope | 212-228 hours | |
| 711111.17T | Evaluations of Changes, Tests, or Experiments and Permanent Plant Modifications | Recommend increased sample size due to increase number of temporary modifications | 172-212 hours (Maximize) | IP 37001 (Facility Modifications), IP 37700 (Design Changes and Modifications) |
| 71111.21 | Component Design Basis Inspection | Not Recommended or combine with Plant Modification | 408 hours (+/- 15%) | |
| 71111.05T | Triennial Fire Protection Inspection | Adjust schedule and scope based on licensee's schedule of decommissioning activities | IAW IP | IP 64704 (Fire Protection Program) |
| 71111.08 | In-Service Inspection | Not Recommended | 30-42 for Boiling Water Reactor (BWR)<br>80-100 for Pressurized Water Reactor (PWR) | |
| 71111.11 | Operations Training | Recommend in the 1st two Quarters (QTR)s to ensure adequate staffing and training | 96 hours | |
| 71130.11 | Material Control and Accountability Inspection | If it is in the last year of the transition cycle use the guidance of IP 85102 from IMC 2561 | IAW IP | IP 85102 (Material Control and Accounting – Reactors) as part of IMC 2561 |

### 4.1.2 IMC 2561

在電廠除役時，NRC 對核電廠的管制由專司核子反應器設施管制的 NRR(Office of Nuclear Reactor Regulation) 逐漸轉到專司核物料安全及核子保防的 NMSS (Office of Nuclear Material Safety and Safeguards)。視察手冊 IMC 2561 的目的即是在符合聯邦法規 10CFR 50.82 ”執照終止”及其他除役法規的要求下，為 NRR 及 NMSS 建立核電廠除役視察政策及指導文件。表 4-5 為核電廠除役核心視察程序書的彙整，表 4-6 為這些核心視察程序書之建議年視察時數。除此之外，核電廠進行除役時還有些視察指導文件能輔助或加強核心視察活動，這些文件整理於表 4-7 中。

表 4- 5 核電廠除役核心視察程序書

| 視察程序書編號 | 標題 |
|---|---|
| IP 36801 | Organization, Management and Cost Controls at Permanently Shutdown Reactors (PSRs) |
| IP 37801 | Safety Reviews, Design Changes, and Modifications at PSRs |
| IP 40801 | Self-Assessment, Auditing, and Corrective Action at PSRs |
| IP 60801 | Spent Fuel Pool Safety at PSRs |
| IP 62801 | Maintenance and Surveillance at PSRs |
| IP 71801 | Decommissioning Performance and Status Reviews at PSRs |
| IP 83750 | Occupational Radiation Exposure |
| IP 83801 | Inspection of Remedial and Final Surveys at PSRs |
| IP 84750 | Radioactive Waste Treatment, and Effluent and Environmental Monitoring |
| IP 86750 | Solid Radioactive Waste Management and Transportation of Radioactive Materials |
| IP 71111.01 | Adverse Weather Preparations |

表 4-6 核心視察程序書之建議年視察時數

## IMC 2561 Estimated Inspection Resources

ESTIMATED (DIRECT) INSPECTION HOURS (CORE IPs)

| Functional Area | Core IP | Title | Cat 1 Transition | Cat 2 D w/ Fuel | Cat 3 D No Fuel | Cat 4 SS w/ Fuel | Cat 5 SS No Fuel | Cat 6 FSS | Cat 7 SS Co-located w/ Fuel | Cat 8 SS Co-located w/o Fuel | Procedure Comments |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| Plant Status | 36801 | Organization, Management and Cost Controls at PSRs | 42 | 30 | 20 | 2 | 2 | 0 | 0 | 0 | Currently considering moving the contents of this IP to other core inspection procedures and deleting IP 36801. As an alternative, this procedure may be renamed to inspect Training and Qualifications. |
| Plant Status | 71801 | Decommissioning Performance and Status Reviews at PSRs | 32 | 24 | 24 | 10 | 5 | 10 | 8 | 8 | This is essentially a plant status procedure, recommend including hours for all categories. |
| Corrective Action Program | 40801 | Self-Assessment, Auditing, and Corrective Action at PSRs | 64 | 64 | 64 | 21 | 21 | 4 | 4 | 4 | Adopt IP 71152 guidance as supplemental information. Recommend always including time for corrective action program reviews. |
| Modifications, Maintenance, and Surveillance | 37801 | Safety Reviews, Design Changes, and Mods at PSRs | 32 | 32 | 12 | 6 | 2 | 0 | 2 | 2 | Hours should be included for final status surveys since a site could make changes to the license terminatin plan (as discussed in the IP). |
| Modifications, Maintenance, and Surveillance | 60801 | Spent Fuel Pool Safety at PSRs | 40 | 25 | 0 | 25 | 0 | 0 | 4 | 0 | The operating unit procedure should encompass all spent fuel pool inspection needs at the site. An exception would be for sites with separate spent fuel pools. |
| Modifications, Maintenance, and Surveillance | 62801 | Maintenance and Surveillance at PSRs | 28 | 28 | 10 | 4 | 0 | 0 | 0 | 0 | This is the "Maintenance Rule" inspection procedure. This inspection needs to be included whenever there is fuel in the pool. Alternatively, the applicable sections could be relocated to IP 60801 since the maintenance rule is limited to the safe storage of spent fuel. |
| Modifications, Maintenance, and Surveillance | 71111.01 | Adverse Weather Preparations | 12 | 4 | 0 | 4 | 0 | 0 | 4 | 0 | The operating unit procedure should encompass all adverse weather protection needs at the site. An exception would be for sites with separate spent fuel pools. |
| Radiation Protection and Health Physics | 83750 | Occupational Radiation Exposure | 64 | 48 | 46 | 28 | 24 | 30 | 4 | 4 | |
| Radiation Protection and Health Physics | 83801 | Inspection of Remedial and Final Surveys at PSRs | 20 | 78 | 78 | 2 | 2 | 96 | 0 | 0 | |
| Radiation Protection and Health Physics | 84750 | Radioactive Waste Treatment, and Effluent and Environmental Monitoring | 40 | 40 | 18 | 8 | 4 | 2 | 2 | 2 | |
| Radiation Protection and Health Physics | 86750 | Solid Radioactive Waste Management and Transportation of Radioactive Materials | 72 | 72 | 72 | 10 | 2 | 10 | 2 | 2 | |

NOTES:

1 - Multiply estimated hours by 1.5 for multi-unit decommissioning sites

2 - These are estimated hours only and may be changed to reflect actual inspection needs

3 - For decommissioning facilities co-located with an operating unit, radiation protection and other site programs will be reviewed by the resident inspector(s)

4 - In most cases, the estimated hours irepresent the direct inspection effort

表 4- 7 其他輔助視察指導文件之彙整

| | |
|---|---|
| PLANT OPERATIONS AND OVERSIGHT | |
| IP 42700 | Plant Procedures |
| IP 60705 | Preparation for Refueling |
| IP 60710 | Refueling Activities |
| IMC 0350 | Oversight of Reactor Facilities in a Shutdown Condition Due to Significant Performance and/or Operational Concerns |
| IMC 0375 | Implementation of the Reactor Oversight Process at Reactor Facilities in an Extended Shutdown Condition for Reasons Not Related to Performance |
| RADIOLOGICAL CONTROLS | |
| IP 69004 | Non-Power Reactor Effluent and Environmental Monitoring |
| IP 71124 | Radiation Safety—Public and Occupational |
| IP 83100 | Occupational Exposure During SAFSTOR and DECON |
| IP 83723 | Training and Qualifications: General Employee Training, Radiation Safety, Plant Chemistry, Radwaste, and Transportation Training |
| IP 83724 | External Occupational Exposure Control and Personal Dosimetry |
| IP 83725 | Internal Exposure Control and Assessment |
| IP 83726 | Control of Radioactive Materials and Contamination, Surveys and Monitoring |
| IP 83728 | Maintaining Occupational Exposures As Low As Reasonably Achievable |
| IP 83729 | Occupational Radiation Exposure During Extended Outages |
| IP 83890 | Closeout Inspection and Survey |
| IP 84101 | Radioactive Waste Management |
| IP 84850 | Radioactive Waste Management-Inspection of Waste Generator Requirements of 10 CFR Part 20, “Standards for Protection Against Radiation,” and 10 CFR Part 61, “Licensing Requirements for Land Disposal of Radioactive Waste” |
| IP 86740 | Inspection of Transportation Activities |
| IP 88035 | Radioactive Waste Processing, Handling, Storage, and Transportation |
| IP 88045 | Effluent Control and Environmental Protection |

| | |
|---|---|
| MAINTENANCE, SURVEILLANCE, AND FIRE PROTECTION | |
| IP 42051 | Fire Prevention and Protection |
| IP 61726 | Surveillance Observation |
| IP 62700 | Maintenance Program Implementation |
| IP 62706 | Maintenance Rule |
| IP 64704 | Fire Protection Program |
| IP 69010 | Research and Test Reactor Surveillance |
| IP 88025 | Maintenance and Surveillance of Safety Controls |
| EMERGENCY PREPAREDNESS AND PHYSICAL SECURITY | |
| IP 81311 | Physical Security Requirements for Independent Spent Fuel Storage Installations |
| IP 81502 | Fitness for Duty |
| IP 82401 | Decommissioning Emergency Preparedness Scenario Review and Exercise Evaluation |
| IP 82501 | Decommissioning Emergency Preparedness Program Evaluation |
| IP 85103 | Material Control and Accounting at Decommissioning Nuclear Power Reactors |
| IP 87137 | 10 CFR Part 37 Materials Security Programs |
| IMC 2202 | Security Inspection Program for Decommissioning Reactors |
| ENGINEERING AND TECHNICAL SUPPORT | |
| IP 37700 | Design Changes and Modifications |
| IP 41500 | Training and Qualification Effectiveness |
| IP 69007 | Research and Test Reactor Review and Audit and Design Change Functions |
| IMC 2690 | Inspection Program for Dry Storage of Spent Reactor Fuel at Independent Spent Fuel Storage Installations and for 10 CFR Part 71 Transportation Packagings |
| SAFETY ASSESSMENT AND QUALITY ASSURANCE | |
| IP 71152 | Problem Identification and Resolution |
| IP 88110 | Quality Assurance: Problem Identification, Resolution and Corrective Action |

| | |
|---|---|
| IP 90712 | In-office Review of Written Reports of Non-Routine Events At Power Reactor Facilities |
| IP 92700 | Onsite Follow-up of Written Reports of Non-Routine Events At Power Reactor Facilities |
| IP 92701 | Follow-up |
| IP 92702 | Followup on Traditional Enforcement Actions Including Violations, Deviations, Confirmatory Action Letters, Confirmatory Orders, And Alternative Dispute Resolution Confirmatory Orders |
| IP 92720 | Corrective Action |
| IMC 1230 | Quality Assurance Program for Radiological Confirmatory Measurements |
| IMC 1232 | Collection, Preparation, and Shipment of Independent Measurement Samples |
| ORGANIZATION, MEETINGS, AND DOCUMENTATION | |
| IP 69006 | Research and Test Reactors Organization and Operations and Maintenance Activities |
| IMC 0620 | Inspection Documents and Records |
| IMC 1007 | Interfacing Activities Between Regional Offices of NRC and OSHA |

### 4.2 視察報告(IR)資料彙整

為下一年度(109)提出我國電廠除役定期安全檢查建議延伸工作之準備，本年度進行美國核管會針對除役電廠的視察報告蒐集工作。表 4.-8 與 4-9 為美國已除役核能電廠及除役中核能電廠一覽表[36-38]。由於已除役電廠大多於 2007 年前完成，而美國核管會的除役管制法規近年進行修訂，為提供國內電廠除役工作之參考，考量發電功率及所採用的除役策略，以及不同的除役階段所面臨的視察重點將不同，決定針對接近完成除役工作的 Zion 電廠 units 1&2，以及處於除役前期的 San Onofre 電廠 units 2&3，於美國核管會資料庫[30]中有系統地蒐集視察報告。此外，San Onofre 電廠 unit 1 於 1992 年停止運轉後，採取安全暫存的除役策略，雖與我國立即拆除之政策不符，但由於我國在除役過渡時期，用過核燃料將有部分時間會留在爐心中，因此一併蒐集其視察報告作為參考。表 4-10 為 Zion 電廠 units 1&2 於 2000-2018 年視察報告彙整表，表 4-11 為 San

Onofre 電廠 units 2&3 於停止運轉一年前之 2012 年至 2019 年視察報告彙整表。此外，蒐集了 1992-2019 年 San Onofre 電廠 unit 1 的視察報告彙整於表 4-12 中。

美國核電廠在除役階段的監管，逐漸由 NRR(Office of Nuclear Reactor Regulation)轉到 NMSS(Office of Nuclear Material Safety and Safeguards)，由於 NMSS 對視察報告的整理方式不如 NRR 有系統，因此增加了資料蒐集的困難度，也無法確保資料的完整性，明年度進行研析以提供定期安全檢查建議時，需進一步研究。

表 4- 8 美國已除役核能電廠一覽表

| 電廠名稱 | 型式 | MWe net each | 開始運轉 | 運轉時間(年) | 停止運轉 | 除役完成 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| Big Rock Point* | BWR | 67 | 1962 | 35 | 1997 | 2007 |
| Fort St. Vrain | Prot HTR | 330 | 1976 | 13 | 1989 | 1997 |
| Haddam Neck/Connecticut Yankee* | PWR | 560 | 1967 | 29 | 1996 | 2007 |
| Maine Yankee * | PWR | 860 | 1972 | 25 | 1997 | 2005 |
| Pathfinder | Prot BWR | 59 | 1966 | 1 | 1967 | 2007 |
| Rancho Seco 1 | PWR | 873 | 1974 | 15 | 1989 | 2009 |
| Saxton | Exp PWR | 3 | 1967 | 5 | 1972 | 2005 |
| Shippingport | Prot PWR | 60 | 1957 | 25 | 1982 | 1988 |
| Shoreham | BWR | 820 | | 3 | 1989 | 1995 |
| Trojan | PWR | 1095 | 1975 | 17 | 1992 | 2005 |
| Yankee Rowe | PWR | 167 | 1960 | 31 | 1991 | 2007 |

表 4-9 美國除役中核能電廠一覽表

| 電廠名稱 | 型式 | MWe | 運轉期間 | 預估完成 | 執照狀態 |
|---|---|---|---|---|---|
| Crystal River Unit 3 Nuclear Generating Plant | PWR | 860 | 1976/12-2013/02 | 2074 | 安全暫存 |
| Dresden Unit 1 | BWR | 197 | 1960-1978/10 Decommissioning Plan was approved in September 1993 | 2036 | 安全暫存 |
| Fermi Unit 1 | fast breeder reactor | 61 | 1963/08-1972/11 | 2032 | 安全暫存 |
| Fort Calhoun | PWR | 482 | 1973/08-2016/10 | 2065 | 安全暫存 |
| Humboldt Bay, Unit 3 | BWR | 63 | 1963 to 1976 | 12/31/2019 | 立即拆除 |
| Indian Point – Unit 1 | PWR | 257 | 1962/08-1974/10 | 2026 | 安全暫存 |
| Kewaunee | PWR | 566 | 1973/12-2013/05 | 2073 | 安全暫存 |
| LaCrosse Boiling Water Reactor | BWR | 48 | 1968-1987/04 | 2019 | 立即拆除 |
| Millstone Unit 1 | BWR | 641 | 1970/12-1995/11. | 2056 | 安全暫存 |
| Oyster Creek | BWR | 619 | 1969-2018/09 | 2078 | 安全暫存 |
| Peach Bottom Unit 1 | gas cooled reacto | 40 | 1967/06-1974/10 | 2034 | 安全暫存 |
| San Onofre Unit 1 | PWR | 436 | 1968-1992 | 2030 | 安全暫存 |
| San Onofre Units 2 & 3 | PWR | 1070 & 1080 | 1982-2013/06 | 2030 | 立即拆除 |
| Three Mile Island Unit 2 | PWR | 880 | 1978/12-1979/03 | 2036 | 安全暫存 |
| Vermont Yankee | BWR | 1,912 | 1972-2014/12 | 2073(2030) | 安全暫存 |
| Zion Units 1 & 2 | PWR | 1040 | 1973/1998/02 | 2020 | 立即拆除 |

表 4- 10 Zion 電廠 units 1&2 2000-2018 年視察報告彙整表

| 報告編號 | 文件編號 | 標題 |
|---|---|---|
| IR-00-002 | ML003746044 | IR 05000295/2000-002(DNMS); 05000304/2000-002(DNMS) (ZION 1 & 2) |
| IR-00-004 | ML003782091 | IR 05000295/2000-004(DNMS); 05000304/2000-004(DNMS) Zion 1 and 2. |
| IR-01-003 | ML011580369 | IR 05000295/2001-003(DNMS); 05000304/2001-003(DNMS) - ZION |
| IR-01-006 | ML020320284 | IR 05000295/2001-006(DNMS); 05000304/2001-006(DNMS), Zion, Inspection on 12/05/2001 - 01/18/2002 Related to Management and Control, Decommissioning Support activities, spent fuel safety, and radiological safety. No violations noted. |
| IR-02-003 | ML021520003 | IR 05000295/2002-003(DNMS) - Zion, routine decommissioning inspection covered aspects of licensee facility management and control, decommissioning support activities including surveillance procedures status. No violations identified. |
| IR-02-004 | ML021960461 | IR 05000295-02-004 (DNMS) on 06/25/02 - Zion, routine decommissioning inspection covered aspects of licensee facility management and control, decommissioning support activities. |
| IR-03-005 | ML040510355 | IR 05000295-03-005(DNMS) on 01/23/2004 for Zion, concerning decommissioning activities. |
| | ML042600265 | Illinois Emergency Management Agency - Bureau of Nuclear Facility Safety Decommissioning Inspection Report, Quarterly Inspection Period: July 1, 2003 through September 30, 2003. |
| IR-05-001 | ML051820446 | IR 05000295-05-001(DNMS) Zion Nuclear Station on 6/8/05 |
| IR-07-002 | ML072630562 | IR 05000295-07-002, On 09/05 - 09/07/2007, Zion Nuclear Station. Routine Decommissioning Inspection Focused On The Evaluation Of The Licensee's Facility Management & Control, Decommissioning Support Activities, Spent Fuel Safety, & Radiological Safety. |
| IR-09-002 | ML090860846 | IR 05000295-09-02 & 05000304-09-02; on 03/09-11-2009; Exelon Generation Company LLC; Zion Nuclear Station Decommissioning Inspection. |

| | | |
|---|---|---|
| IR-09-002 | ML090860846 | IR 05000295-09-02 & 05000304-09-02; on 03/09-11-2009; Exelon Generation Company LLC; Zion Nuclear Station Decommissioning Inspection. |
| IR-10-002 | ML102800318 | IR 05000295-10-002(DNMS), 05000304-10-002 on 09/07/10 - 09/09/10 for Zion Nuclear Station. |
| IR-11-002 | ML111330338 | NRC Inspection Report Nos. 05000295/11-02(DNMS); 05000304/11-02(DNMS) - Zion Nuclear Station Units 1 and 2. |
| IR-11-007 | ML11304A144 | IR 05000295-11-007 & 05000304-11-007, (DNMS), for Zion Nuclear Power Station. |
| IR-12-007 | ML12163A349 | IR 05000295-12-007, 05000304-12-007 (DNMS), on 03/23/2012, Zion Nuclear Power Station, CoverLetter. |
| IR-12-008 | ML12222A405 | IR 05000295-12-008 (DNMS), 05000304-12-008 (DNMS), 6/28/2012, Zion Nuclear Power Station. |
| IR-12-012 | ML13008A219 | Exelon Generation Co., LLC, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) Office of Investigations (01) Investigation; Summary of 01 Report No. 3-2010-034; NRC Inspection Report Conference Letter - Licensee. |
| IR-13-008 | ML13115A272 | IR 05000295-13-008 (DNMS); 05000304-13-008 (DNMS), 03/13-15/2013 and 03/25-29/2013; In Office Review Through 04/15/2013, Zion Nuclear Power Station. |
| IR-13-011 | ML13350A020 | Zion, Units 1 and 2, Reply to Notice of Violation for Inspection Reports 05000295-13-11 and 05000304-13-11. |
| IR-13-013 | ML14028A207 | IR 05000295-13-013, 05000304-13-013 & 07201037-12-002, on 12/17/2013, Zion Nuclear Power Station, Units 1 & 2. |
| IR-14-001, IR-14-007 | ML14141A123 | IR 05000295-14-007 (DNMS); 05000304-14-007 (DNMS); 07201037-14-001 (DNMS), 12/18-21 & 28-31/2013, 01/1-4, 7-9 & 21-24/2014, 02/10-14 & 24-28/2014 and 03/13-14/2014, Zion Nuclear Power Station First Quarter 2014. |
| IR-13-404 | ML14148A013 | EA-14-025, Notice Of Violation And Proposed Imposition Of Civil Penalty - $17,500; Zion Nuclear Power Station (Permanently Shut Down); NRC Security Inspection Report 05000295-13-404 (DNMS); 05000304-13-404 (DNMS). |
| IR-2014-008 | ML14231A033 | IR 05000295/2014-008 (DNMS), 05000304/2014-008(DNMS); 07201037/2014-002 (DNMS) - Zion Nuclear Power Station, Second Quarter 2014 Inspection Report. |
| IR 2014004, IR 2014010 | ML15037A539 | Zion Nuclear Power Station Fourth Quarter 2014 Inspection Report 05000295/2014010(DNMS); 05000304/2014010(DNMS); 07201037/2014004(DNMS). |

| | | |
|---|---|---|
| IR 2015001, IR 2015007 | ML15131A248 | Zion Nuclear Power Station First Quarter 2015 Inspection Report 05000295/2015007(DNMS); 05000304/2015007(DNMS); 07201037/2015001(DNMS). |
| IR 2015008 | ML15218A359 | IR 05000295/2015008(DNMS); 05000304/2015008(DNMS), 06/19/2015 - Zion Nuclear Power Station. |
| IR 2015009 | ML15309A341 | NRC Inspection Report No. 05000295/2015009(DNMS); 05000304/20150009(DNMS) Zion Nuclear Power Station. |
| IR 2015401 | ML15329A113 | IR 05000295/2015401 (DNMS), 05000304/2015401 (DNMS), and 07201037/2015401 (DNMS), October 27, 2015, Zion Independent Spent Fuel Storage Installation - Security Inspection. |
| IR 2015002, IR 2015010 | ML16047A092 | IR 05000295/2015010 (DNMS); 05000304/2015010 (DNMS); and 07201037/2015002 (DNMS), Zion Nuclear Power Station, October 1, 2015, through December 31, 2015. |
| IR 2016401 | ML16165A414 | Zion Nuclear Power Station (Permanently Shut Down) NRC Security Inspection Report 05000295/2016401(DNMS)05000304/2016401(DNMS)Public. |
| IR 2016001, IR 2016002 | ML16228A187 | Inspection Report 05000295/2016002 (DNMS); 05000304/2016002 (DNMS); 07201037/2016001 (DNMS), Zion Nuclear Power Station. |
| IR 2016003 | ML17047A500 | NRC Inspection Report No. 05000295/2016003(DNMS); 05000304/2016003(DNMS) - Zion Nuclear Power Station. |
| IR 2017001 | ML17200C932 | Zion Nuclear Power Station - NRC Inspection Report No. 05000295/2017001(DNMS); 05000304/2017001(DNMS). |
| IR 2017002 | ML18044A577 | NRC Inspection Report No. 05000295/2017002(DNMS); 05000304/2017002(DNMS) - Zion Nuclear Power Station. |
| IR 2018001 | ML18271A122 | NRC Inspection Report No. 05000295/2018001(DNMS); 05000304/2018001(DNMS); And 07201037/2018001(DNMS) Zion Nuclear Power Station. |
| IR 2018002 | ML19058A248 | NRC Inspection Report No. 05000295/2018002(DNMS); 05000304/2018002(DNMS) Zion Nuclear Power Station. |

表 4- 11 San Onofre 電廠 units 2&3 2012-2019 年視察報告彙整表

| 報告編號 | 文件編號 | 標題 |
|---|---|---|
| FOIA/PA-2011-0157, IR-10-001 | ML100621410 | Annual Assessment Letter - San Onofre Nuclear Generating Station (NRC Inspection Reports 05000361-10-001 and 05000362-10-001). |
| ERRATA, IR-10-002 | ML101830402 | San Onofre Nuclear Generating Station - NRC Integrated Inspection Report 05000361/2010002 And 05000362/2010002 - Errata. |
| IR-12-002 | ML12129A562 | SAN ONOFRE NUCLEAR GENERATING STATION – NRC INTEGRATED INSPECTION REPORT 05000361/2012002 and 05000362/2012002 |
| IR-12-003 | ML12220A053 | IR 05000361-12-003, 05000362-12-003; 03/25/2012 - 06/23/2012; San Onofre Nuclear Generating Station, Units 2 and 3, Integrated Resident and Regional Report; Fire Protection, Maintenance Effectiveness, Plant Modifications, Problem Identification and |
| IR-12-004 | ML12312A385 | SAN ONOFRE NUCLEAR GENERATING STATION – NRC INTEGRATED INSPECTION REPORT 05000361/2012004 and 05000362/2012004 |
| IR-12-005 | ML13046A164 | IR 05000361-12-005 and 05000362-12-005 - SONGS Integrated Resident and Regional Inspection Report, Follow-up of Events. |
| IR-12-007 | ML12188A748 | IR 05000361-12-007, 05000362-12-007, 03/15/2012 through 06/18/2012, San Onofre Nuclear Generating Station; Augmented Inspection Team. |
| IR-12-009 | ML13263A271 | IR 05000361-12-009; 05000362-12-009; 12/03/2012 - 06/07/2013; San Onofre Nuclear Generating Station; Confirmatory Action Letter Response Inspection. |
| IR-12-009 | ML13357A058 | San Onofre Nuclear Generating Station - Final Significance Determination of White Finding and Notice of Violation, NRC Inspection Report 05000361-12-009 and 05000362-12-009. |
| IR-12-010 | ML12318A342 | IR 05000361-12-010 and 05000362-12-010, 08/20/2012 - 09/28/2012, San Onofre Nuclear Generating Station, Augmented Inspection Team Follow-up Inspection. |
| IR-12-403 | ML12164A832 | IR 05000361-12-403 and 05000362-12-403, 5/16/2012, San Onofre Nuclear Generating Station Units 2 and 3, NRC Special Inspection Report, Preliminary Greater than Green Finding. |

| | | |
|---|---|---|
| IR-13-003 | ML13218A142 | IR 05000361-13-003 and 05000361-13-003 San Onofre Nuclear Generating Station, Units 2 and 3 Integrated Resident and Regional Inspection Report; Internal Flooding, Other Activities. |
| IR-13-501 | ML14085A502 | IR 05000361-13-501, 5000362-13-501, on 01/01/13 - 02/27/2014; San Onofre Nuclear Generating Station, Regional Report, Emergency Plan, 71114.04. |
| IR-14-001, IR-14-007 | ML14045A317 | IR 05000206-14-007, 0500036-14-007, 05000362-14-007, and 07200041-14-001, On 01/14-16/2014, San Onofre Nuclear Generating Station (SONGS)and Independent Spent Fuel Storage Installation (ISFSI). |
| IR 2014201 | ML14059A197 | SAN ONOFRE NUCLEAR GENERATING STATION, UNITS 2 AND 3 – U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION SECURITY INSPECTION REPORT 05000361/2014201 AND 05000362/2014201 |
| IR 2015001, IR 2015002, IR 2015003, IR 2015004, IR 2015005, IR 2015006 | ML17236A496 | San Onofre , NRC IR 05000361/2015001, 05000362/2015001, 05000361/2015002, 05000362/2015002, 05000361/2015003, 05000362/2015003, 05000361/2015004, 05000362/2015004, 05000361/2015005, 05000362/2015005, and 05000361/2015006, 05000362/2015006. Cancellation. |
| IR 2016001 | ML16127A580 | San Onofre Nuclear Generating Station - NRC Inspection Reports 05000361/2016001, 05000362/2016001 and 07200041/2016001 |
| IR 2016001 | ML16216A364 | Errata to San Onofre Nuclear Generating Station - NRC Inspection Reports 05000361/2016001; 05000362/2016001; and 07200041/2016001. |
| IR 2016004 | ML17129A617 | San Onofre Nuclear Generating Station - NRC Inspection Report 05000206/2016004, 05000361/2016004, 05000362/2016004, and 07200041/2016002 |
| IR 2016005 | ML16287A735 | San Onofre Nuclear Generating Station - NRC Inspection Report 05000361/2016-005 and 05000362/2016-005. |
| IR 2016404 | ML16321A210 | San Onofre Nuclear Generating Station - NRC Security Inspection Report 05000361/2016404 and 05000362/2016404 (Letter Only). |
| IR 2017001 | ML17059D526 | San Onofre Nuclear Generating Station - NRC Inspection Report 05000361/2017-001 and 05000362/2017-001. |

| | | |
|---|---|---|
| IR 2017002 | ML17158B317 | San Onofre Nuclear Generating Station - NRC Inspection Report Nos. 05000361/2017-002 and 05000362/2017-002. |
| IR 2017003 | ML18200A400 | San Onofre Nuclear Generating Station - NRC Inspection Report 05000206/2017-003, 05000361/2017-003, 05000362/2017-003, And 07200041/2017-001 |
| IR 2017004 | ML17268A393 | San Onofre Nuclear Generating Station - NRC Inspection Report 05000361/2017-004 and 05000362/2017-004. |
| IR 2017005, IR 2017006 | ML17326A734 | San Onofre, Inspection Report 05000361/2017-005, 2017-006 and 05000362/2017-005, 2017-006 |
| IR 2017007 | ML17345A924 | San Onofre, NRC Inspection Report 05000361/2017007 and 05000362/2017007. |
| IR 2018001 | ML18061A013 | San Onofre - NRC Inspection Report 05000361/2018-001 and 05000362/2018-001. |
| IR 2018003 | ML18323A024 | Southern California Edison Company; San Onofre Nuclear Generating Station - NRC Inspection Report 05000361/2018-003 and 05000362/2018-003. |
| IR 2018004 | ML19044A506 | San Onofre Nuclear Generating Station - NRC Inspection Report 05000206/2018-004, 05000361/2018-004, And 05000362/2018-004. |
| IR 2018005 | ML18332A357 | NRC SPECIAL INSPECTION REPORT 050-00206/2018-005, 050-00361/2018-005, 050-00362/2018-005, 072-00041/2018-001 AND NOTICE OF VIOLATION |
| IR 2018005 | ML18341A172 | ERRATA: SAN ONOFRE NUCLEAR GENERATING STATION - NRC SPECIAL INSPECTION REPORT 050-00206/2018-005, 050-00361/2018-005, 050-00362/2018-005, 072-00041/2018-001 AND NOTICE OF VIOLATION |
| IR 2018006 | ML19190A217 | NRC SUPPLEMENTAL INSPECTION REPORT 050-00206/2018-006, 050-00361/2018-006, 050-00362/2018-006, 072-00041/2018-002 |
| IR 2018410 | ML18092A119 | San Onofre Nuclear Generating Station - Physical Security Inspection Report 05000361/2018410; 05000362/2018410. |
| IR 2018412 | ML18197A421 | San Onofre - Security Inspection Report 05000361/2018412 and 05000362/2018412. |
| IR 2019001 | ML19071A349 | San Onofre - NRC Inspection Report 05000206/2019001, 05000361/2019001, and 05000362/2019001. |

| | | |
|---|---|---|
| IR 2019002 | ML19141A296 | San Onofre Nuclear Generating Station, NRC Inspection Report 05000206/2019002, 05000361/2019002, and 05000362/2019002 |
| IR 2019003 | ML19197A048 | Southern California Edison Company; San Onofre Nuclear Generating Station - NRC Inspection Report 05000361/2019-003 and 05000362/2019-003 |
| IR 2019004 | ML19267A078 | San Onofre Nuclear Generating Station - NRC Inspection Report 05000361/2019-004 and 05000362/2019-004 |
| IR 2019401 | ML19221B645 | San Onofre Nuclear Generating Station-Physical Security Inspection Report 05000361/2019401 And 05000362/2019401. |

表 4- 12 San Onofre 電廠 unit 1 1992-2019 年視察報告彙整表

| 報告編號 | 文件編號 | 標題 |
|---|---|---|
| IR-92-001+A5:D21 | ML14227A239 | IR 05000206-92-001, on 01/06-10/1992, San Onofre Nuclear Generating Station, Units 1, 2, & 3. |
| IR-03-001, IR-03-010 | ML040060764 | IR 05000206-03-010; 05000361-03-010; 05000362-03-010; 07200041-03-001; on 08/4/2003 - 10/01/2003; Southern California Edison Co., San Onofre Nuclear Generating Station; Units 1, 2, 3. ISFSI Report. No violations. Cover letter, 01/06/2004. |
| 050-00206/2003-012 | sano_2003012 | SAN ONOFRE NUCLEAR GENERATING STATION - NRC SAFEGUARDS INSPECTION OF COMPLIANCE WITH ORDER - INSPECTION REPORT 05000206/2003-012, 05000361/2003-012, and 05000362/2003-012 |
| IR-05-010 | ML052240420 | IR 05000206-05-010, on 08/01-05/05, San Onofre, Unit 1, Organization, Management, and Cost Controls. |
| IR-06-012 | ML062220655 | IR 05000206-06-012, on 07/17-21/2006, SONGS, Unit 1. |
| IR-08-009 | ML081300338 | IR 05000206-08-009, on 04/07-10/2008, San Onofre, Unit 1. |
| IR-08-016 | ML083570057 | IR 05000206-08-016, on November 17-20, 2008, San Onofre Nuclear Generating Station, Unit 1. |
| IR-09-006 | ML090890529 | IR 05000206-09-006, on 02/23-26/09 for Southern California Edison Company, San Onofre Nuclear Generating Station, Decommissioning Activities. |
| IR-11-011 | ML111430612 | IR 05000206-11-011, 05000361-11-011, 05000362-11-011 & 07200041-11-001, on April 19-21, 2011, San Onofre Nuclear Generating Station, Independent Spent Fuel Storage Installation. |

| | | |
|---|---|---|
| IR-14-001 | ML14045A317 | IR 05000206-14-007, 0500036-14-007, 05000362-14-007, and 07200041-14-001, On 01/14-16/2014, San Onofre Nuclear Generating Station (SONGS)and Independent Spent Fuel Storage Installation (ISFSI). |
| IR 2016402 (security inspection) | ML16111B327 | SAN ONFORE NUCLEAR GENERATING STATION – NRC SECURITY INSPECTION REPORTS 05000206/2016402 AND 07200041/2016401 AND EXERCISE OF ENFORCEMENT DISCRETION |
| IR 2016004 | ML17129A617 | SAN ONOFRE NUCLEAR GENERATING STATION – NRC INSPECTION REPORT 05000206/2016004, 05000361/2016004, 05000362/2016004, AND 07200041/2016002 |
| IR 2017001, IR 2017003 | ML18200A400 | SAN ONOFRE NUCLEAR GENERATING STATION – NRC INSPECTION REPORT 05000206/2017-003, 05000361/2017-003, 05000362/2017-003, AND 07200041/2017-001 |
| IR 2018004 | ML19044A506 | SAN ONOFRE NUCLEAR GENERATING STATION – NRC INSPECTION REPORT 05000206/2018-004, 05000361/2018-004, AND 05000362/2018-004 |
| IR 2018005 | ML18332A357 | NRC SPECIAL INSPECTION REPORT 050-00206/2018-005, 050-00361/2018-005, 050-00362/2018-005, 072-00041/2018-001 AND NOTICE OF VIOLATION |
| IR 2018005 | ML18341A172 | ERRATA: SAN ONOFRE NUCLEAR GENERATING STATION - NRC SPECIAL INSPECTION REPORT 050-00206/2018-005, 050-00361/2018-005, 050-00362/2018-005, 072-00041/2018-001 AND NOTICE OF VIOLATION |
| IR 2018005 | ML19016A206 | SOUTHERN CALIFORNIA EDISON COMPANY RESPONSE TO NRC SPECIAL INSPECTION REPORT 050-00206/2018-005, 050-00361/2018-005, 050-00362/2018-005, 072-00041/2018-001 AND NOTICE OF VIOLATION |
| IR 2018006 | ML19190A217 | NRC SUPPLEMENTAL INSPECTION REPORT 050-00206/2018-006, 050-00361/2018-006, 050-00362/2018-006, 072-00041/2018-002 |
| IR 2019001 | ML19071A349 | San Onofre - NRC Inspection Report 05000206/2019001, 05000361/2019001, and 05000362/2019001. |
| IR 2019002 | ML19141A296 | San Onofre Nuclear Generating Station, NRC Inspection Report 05000206/2019002, 05000361/2019002, and 05000362/2019002 |

### 4.3 資料初步研析及未來工作建議

第 4.1 節主要彙整核電廠除役時的視察手冊及視察程序需等資訊，其中核電廠由例行運轉狀態轉換至除役階段時，視察手冊 IMC 2515 附錄 G 提供了現場作業人員在此過渡階段的作業指引。此指引僅適用於核電廠的監管由 IMC 2515 輕水式反應器視察計畫(ROP)-例行運轉階段，轉換到 IMC 2561 核電廠除役視察計畫的過渡期。表 4-4 為在此

階段的基礎視察計畫，主要包含 IP 71111、71114、71124、71130、71152 等視察程序書。建議明年度針對這幾份程序書進行進一步研析，並搭配表 4-1、4-2、4-3 之訊息，以提出我國電廠在除役過渡時期定期安全檢查之建議。

視察手冊 IMC 2561 的目的是在符合美國聯邦法規 10CFR 50.82 ”執照解除”及其他除役法規的要求下，為 NRR 及 NMSS 建立核電廠除役視察政策及指導文件。表 4-5 為最重要的核電廠除役核心視察程序書，建議明年度進一步研析表中所列之程序書，配合表 4-6 所列之建議年視察時數，作為提出我國電廠除役定期安全檢查之建議的參考。表 4-7 所列出的其他輔助視察指導文件之彙整則視需求選擇所需的主題進行研析。

第 4.2 節蒐集接近完成除役工作的 Zion 電廠 units 1&2，處於除役前期的 San Onofre 電廠 units 2&3，以及採取安全暫存的 San Onofre 電廠 unit 1 的視察報告列於表 4-10 ~ 表 4-12 中，蒐集的視察報告將近 100 份，每份報告大約為二三十頁，可以看出該方面報告資料量是相當大的，如何才能有效運用這些資料是需要去思考的課題。首先建議委託單位應該要提供手上的視查程序書，再比對本研究所蒐集的程序書，加以增刪並進行分類，而這些報告要如何能對主管機關在視察方面有所助益，則建議可以進行資料庫建立，並妥善規劃使搜尋功能幫助使用者便捷地找到需要的參考資料。

另一方面，本團隊成員並無實際視察經驗，實難真正了解視察方面實際需求，因為觀點不同而無法真正傳遞報告內容閱讀後之重點與意義。後續相關計畫建議採用協作方式執行，請原能會推薦具實務上駐廠視察經驗之退休人員參考名單給本團隊選擇協作員，同時委託方也應該固定派員出席參與討論會議指導，方能讓此部分之計畫案對委託單位有實質幫助。

# 第五章、除役審查技術文件 NUREG-1700 與德國除役相關法條指引

## 5.1 NUREG-1700 重點內容摘述 [39]

NUREG-1700 為引導美國核管會職員針對核電廠執照終止計畫(License Termination Plan, LTP)進行安全審查之指引文件。此標準審查計畫(Standard Review Plan, SRP)文件在本報告中分為三個部分：第 1 部分、介紹；第 2 部分、LTP 標準審查計畫和接受標準；以及第 3 部分、評估發現。該文件內容定義了審查事項，審查基準以及核管會審查員將如何制定結論。對於 LTP 的申請，NRC 審查員將基於除役狀態選用適用的範圍。

本章節中將按 NUREG-1700 文件編排順序進行各部分之重點摘述。第 1 部分介紹 NUREG-1700 文件之目的，以及相關法規與導則。第 2 部分總結審查目的與其適用的 NRC 要求。第 3 部分為審查評估的發現，NRC 必須將每一個特定審查範圍內的發現/結果列入 LTP 審查中。對每一個審查範圍，安全評估(Safety Evaluation, SE) 都將應有審查內容的描述，包含選擇或強調的審查角度，以及 SRP 的基準。

### 第 1 部分 介紹

NUREG-1700 之原則目標是為了確保美國核管會職員審查的品質與一致性，並且從中提供完整定義的基礎用以評估 LTP 的許可要求。其次，提供管制資訊使公眾與核能業者能更了解核管會職員的審查程序，也是目的之一。

以整體而言，核管會先將按遞交資訊進行執照終止初步審查。LTP 應該包含足夠資訊以利核管會獨立驗證以下方面：(a) 除役資金計畫之合適性；(b) 執照終止之廠址外釋標準；以及 (c) 驗證最終偵檢設計是否符合外釋標準的合適性。當持照者向 NRC 提交 LTP 後，NRC 審查員將會採用此一 SRP 進行評估，審查包含：(1) 接受/驗收審查 (2) 詳細的安全審查 (3) 額外資訊要求 (Requests For Additional Information, RAIs)，如有需要；以及 (4) 環境報告審查 (environmental report, ER)。NRC 職員必須準備環境評估 (Environmental Assessment, EA)，如有超出 NUREG-0586 Supplement 1 [40] 定義之重大影響，或先前沒有審查過的重大影響，則也需準備 EIS 或減緩的無顯著影響發現(Finding of No Significant Impact, FONSI)。為了支持 NRC 的發現結果，LTP 必須包含劑量評估、最終偵檢計畫、更新的廠址除役費用估算和環境報告補充。

NRC 職員藉由驗收審查的執行決定申請是否完成，如果沒有完成則將其退還。如果申請完成，NRC 將執行細節審查，並準備初步技術評估。透過此過程，NRC 職員能夠確認需要釐清議題的區域。這個方法可以確保問題限制在需要額外資訊的區域，並應有助於減少問題的數量。

電廠除役活動可分成三個階段：(1)初始活動 (2) 主要除役和貯存活動和 (3)執照終止活動。法規指引 Regulatory Guide 1.184 [41] 描述了施行與第 1、2 階段相關規則可接受的方法與程序。而第 3 階段的執照終止活動，10 CFR 50.82(a)(9)規定 LTP 必須在提出執照終止申請之前或伴隨提交，需要經過 NRC 的審查和批准。10 CFR 50.82(a)(9)亦規定，LTP 必須於執照終止至少兩年前提交，而 NRC 必須在廠址附近召開公開會議(Public Meeting)。根據 10 CFR 50.82(a)(10)規定，LTP 的批准是藉**執照修正方式進行**。

NUREG-1757 文件乃係依據 10 CFR Part 20 Subpart E 提供如何證明符合非限制性外釋、限制性外釋與執照終止的替代標準此等方面的導則，也是此份文件之參考。執照終止規則要求持照者在執照終止時對整個廠址進行評估以符合 Subpart E 之規範內容。LTP 所考量的整個廠址應該為原執照或最終安全分析報告 (Final Safety Analysis Report, FSAR) 所定義的範圍以及後續任何附加的場界。另外，當執照終止前計畫部分外釋時也應注意 10 CFR 50.75 所規定的紀錄保存要求，避免劑量分布不會損害未來的部分外釋計畫或執照終止時的最終外釋。

提交的 LTP 資訊應該要反映出設施除役的最近狀態。按 10 CFR 50.82(a)(9)(ii) 規定 LTP 需要說明之資訊包含：1. 廠址特性；2. 確認剩餘拆除活動；3. 廠址整治計畫；4. 最終輻射偵檢的詳細計畫；5. 在限制性使用下，描述廠址的最終使用；6. 更新廠址特定剩餘除役費用估算；7. 環境報告(ER)的補充，描述任何和執照終止活動相關的新資訊或重要的環境改變；8. 以及在執照終止批准前，確認是否有任何部份的設施或廠址被外釋使用。

## 第 2 部分 LTP 的標準審查計畫與接受標準

### (1) 基本資訊

LTP 審查的第一步驟為藉由驗收審查的執行決定申請是否完成，即接受申請之審查。適用於此的審查之法規為 10 CFR 50.82(a)(9)、10 CFR 50.82(a)(10)，與 Part 20 Subpart E。申請者應依規定在時限前以合格形式提交 LTP (至少在執照到期前 2 年)，廠址基本

資訊(包含廠址內設施、鄰近社區城鎮、廠址輪廓等)為基本應備齊之資料。此外，資料還應該確認廠界曾發生的變化，並需要遵守 10 CFR 50.75(g)要求保存任何改變原始廠界之文件紀錄 (例如部分廠址外釋)。LTP 應涉及 10 CFR 50.82(a)(9)提及之部分，以及 10 CFR Part 20 Subpart E 中定義之非限制性或限制性外釋的輻射標準，即提出上一章節提及之 8 項內容。

**(2) 廠址特性**

適用於此範圍之審查規範為 10 CFR 50.82(a)(9)(ii)(A)。LTP 提供之廠址特性資料係用於決定廠址內輻射污染的程度與範圍並基於該特性進行最終輻射偵檢的設計，以評估以前存在、殘留或是可能留下污染的所有區域。持照者亦應該使用廠址特性資料發展可用於劑量模型的輸入參數(如 ROCs)。NRC 職員應著重審查持照者的廠址特性計畫和廠址紀錄(10 CFR 50.75(g))。審查目的有二： 一、NRC 確保 LTP 中的廠址特性內容之完整性。二、驗證持照者提交數據的可信賴度。即，使用足夠靈敏的儀器取得數據，以及如果特性數據作為最終偵檢數據，持照者是否採用適當的品質保證程序取得決定廠址是否符合除役限制相關的可靠數據。其他與廠址特性、特性偵檢指引，以及水文地質資訊等可參照 NUREG-1757。

LTP 採用摘要形式描述原始停機，以及廠址目前的輻射與非輻射狀態。審查時應注意，LTP 應識別 (Identify)設施內外，放射性物洩漏、處置、操作活動或其他曾發生的放射性事故和/或事件並可能造成污染，如有需要可以逐個房間或逐個區域為基礎來執行。LTP 的廠址特性描述需足夠詳細，使審查者能確定每一部分的放射性汙染程度與範圍(包含結構、系統、地面排水、通風管道，管線和嵌入式管線、瓦礫，地下水和地表水、組件、殘留物以及環境)。另外也需注意偵檢儀器使用的適當性與背景值，數據的品質保證部分。LTP 也需描述需要更進一步整治才能允許審查員(Reviewer)評估輻射情形之區域和設備。

**(3) 剩餘廠址拆除活動之識別**

此部分為描述剩餘廠址拆除活動，適用於此範圍審查之規範為 10 CFR 50.82(a)(9)(ii)(B)。LTP 內容應該要：1. 討論與除污和拆除相關的剩餘工作； 2. 估算放射性物料要運送數量；3. 能提供進行未來除役活動使用規劃之數據(如：計畫時程、花費、廢棄物數量、劑量評估等)；4. 列出不需要任何額外授權行為的剩餘活動。

另外，在討論與除污和拆除相關的剩餘工作時，應提出建議控制機制以確保區域不受二次污染，以及職業曝露估算與放射性廢棄物特性。

**(4) 整治計畫**

LTP 的整治計畫部分之目的係為符合 NRC 廠址外釋標準以終止執照，故應詳細討論設施與廠址區域將如何進行整治以符合建議的殘餘輻射水平(即 DCGLs)。 適用於此審查範圍之法規有 10 CFR 50.82(a)(9)(ii)(C)與 10 CFR Part 20 的 Subpart E [41]，可參照 NUREG-1757, Vol. 2 第四章作為指引。討論應聚焦在用來評估是否能符合 DCGLs 的特別技術或程序，包含：建物、結構和組件之整治技術；設備除污；表面與次表面土壤，地下水，地表水和沉積物移除或整治技術。該部分內容也應描述實施放射性控制產生的任何變化，以控制相關活動的放射性汙染。也應說明執行相關整治時採用之輻射防護方法。

本文件特別提及持照者需承諾執行根據核准的書面程序執行除役活動。另外，如果有廠址內處置除役廢棄物計畫也應一併描述於此。

**(5) 最終輻射偵檢**

適用最終輻射偵檢範圍之法規有 10 CFR 50.82(a)(9)(ii)(D) 和 10 CFR 20.1501(a)及(b)，可參照 NUREG-1757, Vol. 2 第四章作為指引。LTP 該部分內容說明最終狀態偵檢計畫，最終狀態偵檢為區域已經完成特性調查與整治作業後的輻射偵檢。其目的是為了證明該區域符合執照終止的廠址外釋標準。

在 LTP 中最終輻射偵檢部分包含 NUREG-1757 Vol 2 第 4 章所描述的「遞交資訊」之內容，除此外也包含以下：

- 識別主要放射性污染物
- 處理難測核種使用之方法
- 取得控制程序，以避免乾淨區域再污染
- 品質保證(QA)計畫之描述，以支持現場偵檢(field survey)工作與實驗室分析。計計畫應說明品質保證組織；訓練與資格要求；偵檢說明與程序，包含水、空氣和土壤取樣程序；文件紀錄控制；採購品項控制；視察；偵檢設備的控制；處理，儲存，校準和反應檢查(response checks)；偵檢設備和實驗室樣品的運輸；品質保證紀錄；以及偵檢稽核，包含審查、分析和稽

核數據的使用方法。

- 嵌入式及埋入式管線的偵檢方式

最終偵檢計畫應符合NUREG-1757 Vol 2 第4章中定義的評估標準。

**(6) 符合執照終止的廠址外釋標準**

持照者在 LTP 中必須清楚說明建議執照解除的廠址外釋標準，並且按照所選描述用於證明合規性之方法。解除之方式有三類：1. 非限制性外釋，10 CFR 20.1402 規範適用之； 2. 限制性外釋，CFR 20.1403 和 10 CFR 50.82(a)(9)(ii)(E) 規範適用之；3. 要求替代輻射標準，10 CFR 20.1301(a)(1)、20.1404 和 50.82(a)(9)(ii)(E)規範適用之。NUREG-1757 文件中描述 LTP 中應提交之資訊與其相關之評估標準可參考下表

表 5- 1 符合執照終止的輻射標準之參考評估標準

| 應用 | NUREG-1757, Vol. 2相應內容部分 |
|---|---|
| 採用篩選標準(screening)之非限制性外釋 | 5.1& Appendix H |
| 採用廠址特定資料之非限制性外釋 | 5.2 & Appendix I |
| 限制性外釋 | 5.3 & Appendices I & J |
| 替代標準 | 5.4 & Appendices I & J |
| 合理抑低(ALARA) | 6.0 & Appendix N |

**(7) 更新廠址特定除役經費**

更新廠址特定除役經費適用之審查規範為 10 CFR 50.75、10 CFR 50.82(a)(4)(i) 、10 CFR 50.82(a)(8)(iii)、10 CFR 50.82(a)(8)(vi)、10 CFR 50.82(a)(9)(ii)(F)。除役成本估算方法與可接受的財務保證機制可參考 Regulatory Guide 1.159 [42]。LTP 成本估算包含整治活動花費，活動產生之廢棄物的運送與處置花費，以及適用於特定情況之其他花費。NUREG-1307 提供廢棄物處置成本估算導則。

根據 10 CFR 50.75，持照者必須向 NRC 表明將如何提供合理保證可用於除役過程之資金/基金。持照者必須持續每年向 NRC 提交一份財務狀況報告，直到持照人完成最

終輻射偵檢，並證明殘留放射性活度已經降低到允許執照終止的程度，該報告應該討論持照者所依賴的除役財務保證方法提供之金額。如果這些除役財務保證方法提供的金額不能承擔廠址特定除役成本估算，則需要討論額外的財務保證以支付這些成本估算(10 CFR 50.82(a)(8)(vi))。

10 CFR 50.82(a)(4)(i) 和 10 CFR 50.82(a)(8)(iii) NRC 要求發展的詳細廠址特定除役成本估算。根據 10 CFR 50.82(a)(9)(ii)(F)，LTP 必須包含最新廠址特定剩餘除役成本估算。持照者被要求僅更新廠址特定成本估算以反映自最初提交以來發生的任何變動。更新內容應反映設施的當前狀態，以及持照者將如何完成行動的計畫。因為根據 10 CFR 50.75 要求，財務保證方法必須提供成本估算金額之資金，以及因為持照者已經被允許在除役期間撤回分配資金，因此更新的廠址特定成本估算要能完成除役的必要剩餘活動，以確保有足夠的除役資金可用。另外，NRC 不要求持照者遞交持照者與其除役承包商之間的合同文件或協議，且成本估算不應受到該合約或協議之影響。

LTP 在此部分內容著重於按照活動成本估算的詳細活動，該估算乃基於可靠的工程假設，以及與主要剩餘除役活動與任務相關之假設，而假設應與本標準審查計畫之剩餘廠址拆除活動和整治計畫提供之訊息是一致的。除役成本估算包含以下花費項目之評估：

- 使用的成本假設，包含應急因素(通常為 25%)
- 主要除役活動與任務
- 單位成本因素
- 設備、建物除污與移除之花費估算
- 廢棄物處置的花費估算，包含合適處置場的附加與運輸費用
- 最終偵檢花費估算
- 總成本估算

**(8) 環境報告(ER)之補充**

環境報告補充適用之審查規範為 10 CFR 50.82(a)(9)(ii)(G)、10 CFR 51.53。法規 10 CFR 50.82(a)(9)(ii)(G) 要求持照者根據 10 CFR 51.53 遞交 ER 之補充，補充描述任何與提議之終止活動相關的新資訊或重大環境改變。

在環境報告補充內容中應詳細描述自 LTP 遞交起直到執照終止期間所提議之終止

活動(即，剩餘活動)，活動和環境之間的相互作用，可能產生的環境影響與為避免影響而採取的任何緩和措施，以及廠址執照終止時可能的狀況(例如：剩餘建物、結構，與殘留放射性物質)。 ER 補充也應該聲明持照者對於活動或效果是否會受到潛在影響限制之確認，該潛在影響描述於任何廠址特定的 EIS 或為了支持設施許可發展的 EA 之中，NUREG-0586 作為補充，或是 PSDAR

除上述應該包含之描述內容，還應該包含自持照者遞交“Applicant’s Environmental Report—Operating License Stage” 或 “Applicant’s Environmental Report—Operating License Renewal Stage” 起的變更數據，並標示出於執照終止計畫核准前，設施或廠址被外釋使用之部分。審查需要著重但不侷限在與設施的放射性污染相關之活動。

**第 3 部份 評估發現/結果**

在審查 LTP 時，NRC 職員考量持照者是否符合每一項列於下方之要求，以及是否針對下列結果/發現提供合適的基礎：

- 根據 10 CFR 50.82(a)(9)(i)，持照者遞交之 LTP 做為設施最終安全分析報告(FSAR)或對等文件之補充。
- 按 10 CFR 50.82(a)(9)(ii)(A)之要求，持照者符合提供適合的廠址特性之目標。
- 按 10 CFR 50.82(a)(9)(ii)(B)，持照人識別完成設施除役作業必要之剩餘廠址拆除活動。
- 按 10 CFR 50.82(a)(9)(ii)(C)之要求，持照者充分地描述廠址整治計畫。
- 如 10 CFR 50.82(a)(9)(ii)(D)所定義，持照人的最終輻射偵檢計畫可充分地證明，電廠與廠址將符合執照終止的廠址外釋標準。
- 如果持照者依據限制性外釋標準要求執照終止，持照人充分描述關於廠址的最終用途部分將如何符合 10 CFR 50.82(a)(9)(ii)(E)之要求。
- 持照人滿足 10 CFR 50.82(a)(9)(ii)(F)之要求，提供最新廠址特定的剩餘除役費用估算以及確保能為除役提供足夠資金的計畫。
- 持照者滿足 10 CFR 50.82(a)(9)(ii)(G) 和 10 CFR 51.53 “Post-Construction Environmental Reports”之要求，提供“Environmental Report Operating License

Stage”可接受之更新。

- 持照者滿足 10 CFR 50.82(a)(9)(ii)(H)之要求，識別設施或廠址在執照終止計畫獲准之前就被外釋之部分(如果有)。
- 關於非限制性外釋，持照者滿足 10 CFR 20.1402 和 NUREG-1757 附錄 H 之要求，LTP 中的篩選值(screening values)將證明符合非限制性外釋之輻射標準。
- 關於限制性外釋，持照者滿足 10 CFR 20.1403(a)之要求， LTP 證明進一步降低殘餘放射性活動以允許作為非限制性使用外釋 (a) 將造成 淨公眾或環境危害 或 (b) 由於殘餘水平為合理抑低而未被製造。
- 關於限制性外釋，持照者滿足 10 CFR 20.1403(b)之要求，LTP 證明 在實施機構控制(institutional controls)狀況下，將能符合限制性外釋的劑量標準。
- 關於限制性外釋，持照者滿足 10 CFR 20.1403(c)之要求，LTP 證明能獲得足夠的財務保證使第三方能承擔並對廠址進行任何必要之維護。
- 關於限制性外釋，持照者滿足 10 CFR 20.1403(d)之要求，LTP 證明已經滿足公眾參與之要求。
- 關於限制性外釋，持照者滿足 10 CFR 20.1403(e)之要求，LTP 證明 即是在可能喪失機構控制狀況下，依然能符合限制性外釋的劑量標準。
- 對於使用替代標準之執照終止，持照人滿足 10 CFR 20.1404（a）之要求，LTP 證明使用替代標準之執照終止將符合劑量標準。
- 對於使用替代標準之執照終止，持照人滿足 10 CFR 20.1404(a)(4)之要求，LTP 證明已經滿足公眾參與標準的要求。
- LTP 包含授予持照者之豁免說明，允許根據 10 CFR 50.82(a)(3)超過 60 年完成除役(如適用)。

## 5.2 Guide To The Decommissioning, The Safe Enclosure And The Dismantling Of Facilities Or Parts Thereof As Defined In 7 Of The Atomic Energy Act 重點摘述 [43]

此德國除役指引包括關於除役、安全貯存和拆除設施或其部件之適當程序的建議，如原子能法(Atomic Energy Act, AtG)第 7 條對於非法定指導文書的應用所定義，用於除役措施的規劃與準備以及許可和監督。這些建議主要針對核電廠的除役程序。而對研究型反應爐和核子燃料循環設施，這些設施可能有不同條件需要專門的考慮

這份指引目的：1. 總結與除役程序許可和監督方面有關內容，2. 達成聯邦和各州之間的共識，確保適當地執行除役程序，並且 3. 盡可能協調既有的觀點和程序。

本修訂指引取代了 2009 年 8 月 12 日（2009 年 10 月 28 日的聯邦公報（BGBl.）第 162a 號）原子能法第 7 章中定義的除役，安全貯存和拆除設施或其部件之指引，並且代表一份與未來除役程序相關和適合其實施的輔助工具之文件。在主管機關認為合適的情形下，它也已經可以做為正在進行程序的指導使用。

### 第 1 部分 除役規劃和申請文件

下述用於規劃和編寫申請文件的方法是根據迄今累績之經驗發展而成，目的是促進根據核子法律統一未來除役程序的做法。

德國在除役規劃中最根本的決定是除役策略的選擇，立即拆除或安全貯存。除役方案這一詞被理解為在設施建造和運營期間已經存在的除役概念方法。該除役方案更進一步與設施的營運並行發展，以便在首次申請除役時可以提交如核子許可程序條例(Nuclear Licensing Procedure Ordinance, AtVfV)第 19b（1）條所述的除役計畫。

根據原子能法第 7（3）條內容，在原子能法第 7（1）條中定義的設施除役，除役設施的安全貯存以及設施或其部件的拆除需要取得許可，無需更近一步於申請許可中說明情況。在目前狀況中，必要的許可執照是**採取逐步授與方式**。在第一個許可(First License)程序框架中，所有計畫的除役措施和程序中措施的執行都將被評估，主要針對採用的措施是否會干擾或防止其他方面的進行，以及是否提供適合的拆除措施順序。同時，關於整個除役項目的環境影響評估也在第一個執照許可程序框架中執行 (核子許可程序條例第 19b（3）條)。另外，對於將進行除役的設施，現有的管理系統應要能適應潛在危險與除役過程中之變動。

**(1) 除役策略**

根據原子能法第 7（3）條，德國電廠可採用以下除役策略：

1. 拆除。立即拆除設施或其部分，並從解除監管控制

2. 安全貯存。將設施轉移到長時間較低的維護要求狀態，並推遲拆除和從解除監管控制至後期。

原子能法和德國法律規範認為除役策略中“立即拆除”和“安全貯存”是等同的。為了安全貯存，必須通過記錄和資訊保留來確保將具有操作經驗的工作人員的知識轉移給工作人員以進行延期拆除。主管機關應在安全貯存期間定期（至少每十年）指定設施的安全審查的種類和範圍。

**(2) 除役方案**

對於準備除役，核電廠安全要求規範第 3.11 點 [44]規定：「核電廠應確保其能夠按照輻射防護規範進行除役。另一方面應就輻射防護規範完成除役後之移除行為有所規劃」，核子燃料供應設施的安全要求第 2.15 點規範了相同要求 [45]，需要考慮除役和移除的問題。

一般規定核電廠的運營執照需對除役計畫(除役方案)進行定期性檢查。重要方面在於設施的技術文件，其系統、組件、建物和物料與輻射防護相關數據（劑量率圖集(Dose Rate Atlas) 和污染地圖集(Contamination Atlas)），以及 與除役程序相關的特殊事件後果。此外，所有維護規定都可用於規劃除役措施。

**(3) 運轉後階段**

在運轉後階段，應對設施的安全狀況進行評估。在運轉後階段所需的系統可用性是根據核設施停機操作手冊（BHB）判斷。運轉商保有權力申請進一步長期停機調整，特別是考慮到相關核子危害。安全規範領域的簡化（Simplifications in the area of Safety Specifications, SSP），例如：系統的可用性或減少在役檢查是可能的。在某些情況下，運轉後階段可能已經包括安全貯存或設施移除的準備工作，只要這些準備涵蓋在運轉許可執照內或者不代表重大變更（即，它們可以做為非重大變化，按照操作手冊執行）。舉例來說：

- 儘早移除燃料組件或核子燃料；
- 對設施和系統進行除污
- 為了除役許可申請所需，從系統和組件中取樣（例如，為了輻射特性目的），
- 清點危險物質
- 調整操作程序
- 放射性物質的使用和從運轉階段中移除放射性廢棄物
- 停止服務並隔離不再需要的系統和裝置，以及
- 創造開放空間和內部運輸路線

**(4) 申請文件**

核子許可程序條例第 3（1）條規範，依據原子能法第 7（3）條的許可授予申請應附有在原子能法第 7（2）條類似申請中的檢查許可先決條件所需之文件。

根據核子許可程序條例第 19b（1）條，於第一次申請必須提供關於除役、安全貯存或拆除設施或其部件的所有措施資訊，以概述除役程序將在何種申請和許可步驟中進行，亦要考慮根據原子能法第 7（3）條申請許可執照的情況。這些資訊應能提供評估基準，特別是，其他措施是否受到干擾或妨礙，以及拆除方式是否符合輻射防護也按照合適的順序計畫。

在第一次申請的情況下，核子許可程序條例第 19b（3）條規定環境影響評估(EIA)延伸至為了除役、安全貯存或拆除設施或其部分計畫的所有措施（見第 4.4 節）。

關於申請文件的**技術內容**，特別要求以下**細節**：

a. 設施、廠址和其周邊區域以及設施運行歷史的描述，只要是與除役相關，以及廠址的後續使用的預覽。

b. 除役程序中考慮的法律規定，技術規則和其他規定

c. 說明執行的除役措施與計畫的完整除役程序，並且證明 後續拆除不會受到採取措施的干擾或阻止。

d. 描述所計畫的除役和拆除技術，如除污方法、切割技術和遙控拆除技術

e. 描述新系統或要修改的系統

f. 包括事故分析在內的安全研究，並考慮輻射防護條例(StrlSchV)第 50 條規定，其關於除役活動以及新系統或修正系統的操作，以及滿足輻射防護條例第 6（2）條的最小化要求，和對作業人員、環境和公眾的其他輻射防護規定。它必須要證明如何確保避免危害的必要防護

g. 放射性清單(Radioactive Inventory)以及危險物質和支持文件（如適用）的估算和評估

h. 描述和分類產生的放射性廢物類型，它們的條件狀況，貯存與處置，以及減少放射性廢棄物的措施

i. 放射性物質的清潔程序及其使用的說明，以及移除程序的說明

j. 描述廢氣和廢水中的放射性排放，排放值與從中計算輻射曝露

k. 環境監測計畫

l. 在執行除役措施期間對於保護作業人員、消防和輻射防護的措施，包括新設施的建造或現有設施的修改

m. 描述運行組織和除役責任；負責人員的技術資格證明，以及技術資格的維護和其他已知必要技術之人員的參與

n. 對於附隨控制(Accompanying Control)(即，品質保證)，及其表現（例如，通過工作時間表）之說明

o. 描述廠址的清潔程序和拆除程序

p. 計畫向監管機構報告

q. 設施之實體安全防護措施的描述

r. 關於除役項目的其他環境影響的資訊

s. 為獲准進行拆除步驟的的程序計畫（例如，拆除步驟程序）。

對於需要進行環境影響評估的項目（例如，首次申請除役)，除環境影響研究報告外，申請還必須包括以下文件（核子許可程序條例第 3（2）條)：

t. 由申請人審查的最重要的替代技術過程的調查，包括選擇程序的主要原因說明

u. 提及編制環境影響評估數據時所遇到之困難

在安全貯存狀態的情況下，應在申請文件中對安全貯存階段和已經達成階段做出相應陳述。此外，還應提交以下：

v. 描述設施在安全貯存階段的物理技術(physical-technical)狀態

w. 規劃的監測和維護計畫

x. 用於維護安全貯存的既有或新系統的描述，例如，障礙、通風、冷凝水移除、儀表監測等。

**(5) 安全考量**

與電廠運轉相比，除役期間核子設施的潛在是危險顯著降低的。燃料組件移除後，潛在危險主要取決於具放射性活度之物料等(Activity Inventory)以及與除役有關的放射性核種外釋的可能性。如果核設施中仍有燃料組件，為了必需遵守保護目標，則應在規劃的拆除措施說明這些措施不會對系統、部件的安全運轉有影響。如果廠址內有其他核子設施，則應說明拆除措施可能對其他核子設施產生的影響，並且必須證明（對其他設施產生）沒有任何不允許之影響。在使用核分裂燃料設施的情況下，僅透過燃料組件移除就能顯著減少具放射性活度之物料，也就排除臨界的可能性。受活化組件之活性已被安全地存於組件本身。因此，設施中存在的污染，以及可以透過拆除活動轉化成可釋放形式的活化活動，是與除役活動有關事故考量的相關議題。

如輻射防護條例第 50 條第（2）項連同該條第（1）項所述，進行原子能法第 7（3）的除役程序時，考慮潛在的危害程度，應採取結構或技術防護措施，以便在發生事故時限制輻射曝露。主管機關應該確認防護措施的種類和範圍，並針對個別情況進行考量，特別是設施的潛在危險和事故發生的可能性。根據輻射防護條例第 50（4）條，對於事故預防的防護目標應由一般行政規則制定。在其生效之前，輻射防護條例第 117（18）條中定義 50 mSv 之有效劑量做為事故計畫限值。

一些在設施建造和運轉時做的安全考量（事故分析），在除役時期能繼續被提及，只要除役期間設施中的核子燃料超過原子法第 2（3）條提及之存量或濃度，所有必要性的預防措施都將繼續遵守，並且必須包含於相應的考量之中。

許多除役活動，特別是設施部分的拆除活動，涉及的技術與許可運營時的維護程序和修改措施的技術非常相似。因此，只有在設施狀態改變時，對於組件的拆除、待安裝的新系統或待修改的系統、以及新的技術程序，才需要特殊的安全考慮或事故分析。與必要的危害預防措施之種類和範圍相關的標準，是根據最新科學和技術制定，以減少除役期間核設施的潛在危害。根據個別具體情況，對於除役程序的安全性方面，將從以下兩大類危害(內部與外部)事件進行考慮和評估（另見 ESK 的核子設施除役導則[46]）。

內部危害之事件包括有內部火災、管路或系統洩漏、淹水、重物負載的掉落與衝擊、在運輸過程中，對安全非常重要之結構、系統和組件與廠址車輛發生碰撞、與廠址其他設施的相互作用、爆炸、化學危害、供應系統或監測系統，通風系統和用於保留放射性物質的裝置故障。

外部危害又可分為自然災害與人為危害。前者例如：極端的氣象條件、洪水、生物危害、外部火災（例如森林火災）、地震等；後者包括飛機失事、外部爆炸、有害物質入侵、外部火災等。

根據核電廠的安全要求 [44] 規範如果核設施中仍有燃料組件，則關於用過燃料池的熱移除降低、喪失用過燃料池冷卻水、用過燃料池的反應度改變與臨界事故、處理和貯存燃料組件時等上述事件，對於安全考量方面亦是具相關性的。

除放射性的曝露外，危害也可能來自礦物棉和石棉以及設施中存在的或用於除役的化學物（來自操作的殘留物、除污劑）。另外，設施運作期間所用以防止輻射物質逸散至設施或者環境的屏障系統，應配合除役作業進行修改。例如，電廠內，在拆除作業過程中，反應器內部和主迴路經熱或機械拆除。針對此方面，在除役程序期間必須建立具有固定/移動通風和過濾系統的現場基地或建築物形式的屏障系統。

當燃料組件自設施移出後，幾乎所有的內部事故都可以歸類為“基本類型”的火災、含有放射性流體的管路或系統洩漏，以及負載掉落。一般而言，設施內的事故火災是這些“基本類型”的放射性代表，特別是過濾系統因火災發生而失效。

**(6) 除污和拆除技術定義**

除污與拆除技術包括對於系統、組件和建築物進行除污、分開、切割和拆除技術的所有過程。需要進行的除污工作的種類和程度取決於設施的類型（不同物質、污染程度

等）、放射性物質的清潔和移除以及除役目的。

除污方法應按照輻射防護、放射性物料使用，以及其他方面進行選擇：

a. 輻射防護方面

- 避免不必要的輻射曝露
- 減少劑量
- 移除污染，以增加個人可以留在工作區域的時間或達到執行除役工作的適當條件

b. 放射性物料的使用方面

- 盡可能無害地使用放射性物質或部分設施
- 減少存在貯存設施中的放射性物質數量，直至處置
- 除污和拆除過程中產生的二次廢棄物的最小化

c. 其他方面

- 如果需要，為設施或廠址的其他用途建立邊界條件

關於拆除技術部分，應該要區分傳統方法上一般會進行之程序，包含在操作期間使用的維護技術，而另一方面是遠程遙控技術，以及相關的輻射防護和事故預防措施。

拆除技術的選擇取決於：

d. 技術任務（材料、組件尺寸、環境條件、可達性），

e. 輻射防護條件（存在活度的類型和數量，氣霧體形成的可能性，污染危害，移動活度的限制，以及限制個體和集體劑量的措施），

f. 物質的預期進一步處理和利用，傳統廢棄物和放射性廢棄物的管理，以及

g. 產生的二次廢棄物。

至今，有大量經過試驗和測試的技術可用於設施或其部件的除污和拆除。工作人員的操作安全、排放行為、輻射防護的適用措施乃至於成本都是已知之事。因此，就許可

程序而言，從安全的角度充分描述這些經過試驗和測試的方法並確立其使用的邊界條件就足夠了。

對於與劑量相關的拆除步驟採用何種除污和拆除技術，應根據 IWRS 指南第 II 部分[47]，在計畫中詳細說明要求採用特殊輻射防護程序並伴隨監督管制。如果提出之申請使用尚未經過證明且與除役項目至關重要的程序，則應在許可程序的說明中證明各拆除步驟的一般可行性，並說明何種方式可以在監督程序中提供適用性的明確證明。在使用此類程序之前，應提供此適用性證明的確認。

在某些情況下遙控拆除技術的應用需要使用特殊操縱器和裝置。如果不能立即假定該設備的操作可靠性，而且還需考量設施的具體特性，則必須提供該設備的適用性證明（初步檢查、驗收和功能測試、在役檢查、安全分析）。在這種情況下，拆除的原則程序必須與申請文件一起提交。在適當的情況下，可以在試驗台上進行初步測試，以優化各個拆除步驟。

**(7) 人員編制**

人員編制規定的要求同時適用於內部以及外部工作人員，經營者必須確保在除役程序期間與所有階段內都有足夠數量且具備所需資格和知識的工作人員，直到解除管制。採用內部工作人員作為技術資格準則方面的負責人，應能證明維持人員的連續性。

根據原子能法第 7（2）1 條，負責人須具備必要的技術資格，並且必須建立確保安全所需的組織結構。其他參與除役措施人員必須具備原子能法第 7（2）2 條規定的必要知識。除此之外，必須確保在所有所出現之人員變更情形，以及在執照持有人可能變更的事件下，與設施真實情況相關的文件都將完全轉移和保留，而沒有重要的設施資訊遺失。申請人/經營者必須提交與人員編制規定相關的適當證明。關於內部員工和外部員工的可靠性，適用核子可靠性驗證條例(AtZüV)之規範。

**(8) 財務安全**

有關保險金額的規定載於核子金融安全條例(AtDeckV)第 7 章及以下。只要設施中有核子燃料，保險金額就須按照核子金融安全條例第 9 章計算；如果設施中不再有核子燃料，則根據該條例第 12 章定義較低的保險金額計算。

核子金融安全條例第 12 章的應用條件是，只有被活化和被污染的部件(parts)以及

放射性物質（如果有的話）為了測試目的仍保留在設施內。視個別案件情況，對活動的評估必然涉及不必要的費用，行政機關可以將保險金額減少到除役前最後確定的保險範圍的 5%，或以其他方式使其不可運作。執照持有者必須提供指定保險金額的證明。

**第 2 部分 許可程序**

如原子能法第 7（3）條所定義之除役、安全貯存或設施拆除，該許可執照的權限和條件是根據適用原子能法第 7（2）條之許可申請為基礎(限制)。

核設施的除役措施，根據申請的類型，可以是透過單一許可執照進行管制，也可以是分開授權的步驟並有各自許執照，如原子能法第 7（3）條定義。迄今已經進行的程序證明適用於大型項目例如核電廠或核子燃料循環設施的拆除，將除役程序劃分為多項技術上可劃分的步驟。全面性的除役許可執照對於較小的項目是有利的，例如，對於研究型反應器、熱室、或是可能為了實現安全貯存的狀態。

**(1) 檢查許可先決條件**

只有在滿足原子能法第 7（3）條結合第 7（2）條 AtG 定義的許可先決條件，或者如果通過輔助條件可以確保其滿足（核子許可程序條例第 15（2）條第 1 句），並遵守其他公法規定時（核子許可程序條例第 14 章），才能授予許可。

**(2) 運轉執照過渡至除役執照**

如果運轉許可在除役許可執照頒發之後暫停，則持續要求的運轉許可條件與規範將涵蓋在除役許可執照中；如果於核發除役許可後沒有完全中止運轉許可，則在運轉許可下尚未改變的條件與規範將繼續執行生效。從運轉到除役許可執照的過渡期間，在確保設施安全所需的條件與規範方面不應出現有遺漏未規定之情形。自始自終都必須確保條件與規範是明確和完整的。

**(3) 多步驟許可程序**

在多步驟的許可程序情況下，除役程序可以分成單獨的步驟，這些步驟分別進行申請和授權許可。根據原子能法第 7（3）條，除役、安全貯存、設施及其部件的拆除，構成必須個別申請許可的情況。

核子許可程序條例第 19b（1）條規定，依據原子能法第 7（3）條進行的第一次申

請許可執照，其隨附文件應該包含所有對於除役、安全貯存或拆除的措施規範。這些資訊應為評估提供一個基準，特別是，實施的措施是否會干擾或妨礙其他措施的進行，以及拆除措施是否按合適順序規劃。然而，該評估並不構成具有相應連接功能的初步正向總體評估，因為其係根據核子許可程序條例第 18（1）條內容要求建造和運轉的部分許可授予。此外，在總體概念發生根本性變化的情況下，例如，如果是選擇立即拆除而非安全貯存，則執照申請必須包含能夠在可行性，合理性以及相關步驟之一致性和邏輯順序方面進行整體概念評估的文件。

劃分除役程序有助於引進新技術，並從先前實施完成的階段中獲得的經驗。針對下一個步驟的評估也可以和已經許可階段的執行平行進行。此方法也可能節省整個項目完成的時間。

根據原子能法第 7（3）條的個別許可執照，可以根據以下來定義條件：除役程序中不再需要的設施部分或輔助設備；與從監管控制中釋出的設施部分或輔助設備可能用於其他地方，因此可以重新定義設施範圍，以及根據輻射防護條例規定的受控制和監管區域的限制。這代表著設施中不受安全目的要求之部分（建築物、系統、組件），對於實現原子能法第 1 章定義的保護目標不是必需的，以及為了設施的安全擁有（例如“設施的非活化部分”），只有在原子能法第 7（1）條規定的範圍內，才能在收到相應的許可執照後進行拆除和移除。

根據輻射防護條例第 29 章，拆除系統和組件後剩餘的建築物可以解除監控管制或清潔以做非限制性使用，具體取決於是否滿足先決條件；受控制區域的建築物都需要清潔，以便從監管控制中釋放。

**(4) 環境影響評估和第三方參與**

根據環境影響評估法(UVPG)附錄 1 的第 11 點，對於核子燃料的連續熱負載超過 1 千瓦(kW)的除施、安全貯存或固定設施拆除需要進行環境影響評估。儘管有核子許可程序條例第 4（4）條規範，核子許可程序條例第 19b（2）還規定，如果此類設施提交原子能法第 7（3）條中規定的第一次除役申請，則不能免除該項目的公告和揭露。根據核子許可程序條例第 19b（3）條，環境影響評估延伸至計畫除役，安全貯存，或設施或其部分拆除的所有措施。為此目的，核子許可程序條例第 6（1）和 6（2）條中規定必須揭露文件供公眾檢視。

關於根據核子法(Nuclear Law)所許可，整個設施或設施個別部分的除役或安全貯存或拆除之個別措施的進一步申請要求，需要依據環境影響評估法第 3e（1）2 條連同第 3c 條，進行個案初步評估（見環境影響評估法附錄 1 第 11.1 點）。主管機關的初步評估中，必須考慮如殘留放射性清單（有時會減少幾個數量級），無顯著釋放力（如高壓和高溫），以及拆除期間經常不斷變化的設施結構等因素。

對於應進行環境影響評估的項目中，環境影響評估包括確定、描述和評估對核子許可程序條例第 1a（2）條中提及的法律保護對象之主要影響情形（人、動植物、土壤、水、空氣、氣候和景觀、文化資產以及其他材料物質，包含各別的交互作用）。根據核子許可程序條例第 4 至 6 章，主管機關必須向公眾公佈根據原子能法第 7 章之項目計畫，並且必須揭露這些文件供公眾查閱。

主管機構於決定核發原子能法第 7（3）條（除役，安全貯存，拆除）許可過程中，根據核子許可程序條例第 4（2）條，安全分析報告中不需要有額外說明，或其他方面描述可能對第三方有任何不利影響情形，主管機關可按核子許可程序條例第 4（4）條規定免除公告和揭露。

如果必須根據環境影響評估法 UVPG 準備環境影響評估，則必須公告和揭露以供公眾檢視，而異議提出和聽證會舉辦的可能性僅限於對已提出申請的項目。（核子許可程序條例第 4（4）第 3 句與第 4（2）第 4 句）。根據核子許可程序條例第 8（1）條，所有及時提交的異議應由主管機關與申請人和（聽證會）提出異議的人進行討論。如果根據核子許可程序條例第 4（4）條不需要第三方的參與 (因為不需要有額外說明或其他方面描述可能對第三方有任何不利影響情形) 主管機關可以免除核子許可程序條例第 19b（2）條中定義的異議討論（另見原子能法第 7（4）條）。

根據原子能法第 2a 條，環境影響評估是核子許可程序的一個組成部分，受核子許可程序條例的規範管制。原子能法第 7（4）條規定，所有涉及管轄權的聯邦、州、地方和其他地區當局都應參與許可程序。

**第 3 部分 監督**

原子能法第 19（1）條規定，其他事項中，放射性物質的處理和原子能法第 7 章所述類型設施的佔有都應受國家監督。因此，核子設施的除役、安全貯存或拆除有關的所有措施都受核子法的監督，設施除役前的運作也是如此。在監督（附隨控制）的框架內，

核子主管機關必須確保，特別是根據原子能法第 7（3）條的許可規定已被遵守。根據原子能法第 20 章，核子監督機構可以就此任務向授權專家諮詢。因此，必須在授予許可證之前審查，除役計畫的方法與過程是否合適並定義明確，以及其確保在除役進行期間是否根據最新科學和技術進行必要的危害預防措施。於此方面，也要在核發許可執照中確定，例如，關於在個別工作步驟中應用的方法和程序，是否，以及至何種程度仍應保留由監督範圍內的許可程序決定。

**(1) 除役活動的作業許可**

對於核子設施除役期間的實際工作，具體拆除措施的規劃和執行需要適當的許可程序。在除役過程中，有組織的方法對於確保輻射防護和職業安全尤為重要。因此，待除役設施中的所有相關活動，考慮到輻射防護的要求（例如 IWRS 指引第 II 部分[48]），職業安全和消防，設施之實體安全和所有其他與安全有關的防護目標，都應遵循這樣的程序。

為了使與拆除相關作業的規劃、控制和監控，若干許可程序在實踐中運作良好。因此可以，如：管理特定的工作步驟和輔助設備，計畫分離和切割方法，要使用的裝置，除污技術，處置目標，防火措施，運輸方法，和藉由逐步拆除程序對規定的拆除工作進行輻射防護措施（隔離帳篷，抽氣，呼吸防護等）。在這方面，應該考慮相關的輻射邊界條件。逐步拆除程序使得，例如，由主管機關或授權專家預先定義工作項目中的劑量相關工作以及後續的工作成果紀錄等得以受到監督。

在許可程序中使用的文件和輔助方法可用於記錄除役程序，除役期間獲得的經驗，以及個別程序中工作人員的個人和集體劑量。

**(2) 文件紀錄**

在除役期間執行的措施是根據除役執照規則進行記錄。該紀錄必須確保設施的放射性清單及其分佈，以及存在之建築物，剩餘操作系統和組件的當前狀態是很清楚並可供官方檢查。除此之外，必須紀錄與工作人員輻射防護和放射性和非放射性物質運送有關的數據。只有在核燃料被移除之前，才需要保留第二套文件。

為了使設施（包括廠址）解除管制，根據許可條款必須提供主管機關提供一系列文件。該文件必須包括：除役完成後對廠址狀況的描述，和用於清潔和移除措施方法的標

準，以及留在廠址內的所有結構與廠址本身區域的結果。該文件應從設施解除管制之日起算保存 30 年。在完成所有除役工作後，運營人應準備最終除役報告，並將其與文件一起保存。最終的除役報告總結了除役，設施拆除，產生的放射性廢棄物和放射性殘留物的去向，以及解除管制時廠址的最終狀態，或者是，如果根據核子或輻射防護法將廠址轉換為另一種用途時廠址的狀態。

**第 4 部分 除役產生之放射性與非放射性物料的處理**

在設施除役期間，放射性殘留物和經拆卸(Disassembled)或拆除(Dismantled)產生的放射性組件，根據原子能法 9a 條，可以在沒有危害影響的情況下使用，例如：透過經核子或輻射防護法許可的其他設施中清潔或再利用。或者作為放射性廢棄物妥善處置。清潔是一種行政行為，它影響放射性物質和任何可被放射性物質被活化或污染的建築物，土壤區域，設施或其部分等可移動物品的釋放，這些行為根據輻射防護條例第 2（1）1（a）、（c）或（d）實踐。

為了使用(Use)、利用(Utilization)、處置(Disposal)、擁有(Possession)或其作為非輻射物質轉讓(Transfer)給第三方，簡而言之為解除管制，其清潔的要求規定在輻射防護條例第 29 中。由於在除役期間還會產生大量受監督但未被污染或被活化的物質，這些物質可透過清潔而解除管制。

**(1) 解除管制(脫離原子能法治之監管)**

關於原子能法第 7（1）條所定義的設施外釋或其部分脫離原子能法之監管相關事項，是根據第 7（3）條規定所核發之許可予以規制。對於被活化或污染的物質，根據輻射防護條例第 29 章乃透過清潔而外釋。根據原子能法第 7（1）條，但非根據輻射防護條例第 29 章之許可執照涵蓋的物質和可移動物品，建築物，設施或其部分，如果其不是來自控制區且未被污染或活化則可以被移除。根據輻射防護條例第 29 章，土壤區域如果排除其受污染，則無需清潔便可以解除管制而外釋(移除)。此類外釋(移除)將在許可文件中描述，而不妨礙輻射防護條例第 44（3）條之規定。

除此之外，設施包含有剩餘結構（建築物，系統）的廠址可以轉換成經核子或輻射防護法授權的另一個設施（作為新設施或與現有鄰近設施的關係）不需要進行清潔，根據輻射防護條例第 29 章。在這種情況下，核子法所規定的程序根據核子或輻射防護法更改為另一個程序，因而持續進行核子監督。

**(2) 量測方法與取樣**

根據輻射防護條例第 29 章放射性物質清潔的必要先決條件是清潔量測的表現，以證明符合輻射防護條例第 29 章的清潔標準。如果確定了核種向量(Nuclide Vector)，取樣策略扮起著重要作用，它包括在程序積累點(Procedural Accumulation Point)代表性取樣位置的確定與適當取樣方法的選擇。這些取樣方法必須考慮基礎材料的化學性質和污染，並顯示再現性的去除因子。可用於 β/γ 污染物質的清潔量測方法有：β 表面量測、伽馬能譜、以及總伽馬量測。已經驗證的方法可用於 α 污染材料的清潔量測，有 α 光譜測定法和總伽馬量測以及總 α 活度量測。對於來自核子燃料循環設施的材料的量測方法必須根據具體情況決定。在移除未受污染和未活化的物質之前，上述測量方法也可用於證據保存量測(Preservation of Evidence Measurement)。

在初步分析中應闡明所使用之特定量測技術的先決條件。對於這種分析，通常使用代表性材料樣品來確定放射性核種混合物，通過光譜量測方法各別核種的相對比例 (核種向量)，並在必要時針對個別情況進行放射性核種分析或平衡量測方法。此外，藉由隨機材料樣品確定空間活度分佈或透過表面量測確定表面活度。基於確定的放射性核種混合物定義出“參考核種”（可良好測量的放射性核種），其與核種向量一起可用於清潔量測，以得出各個核種的總活度和各別活度。

清潔量測(Clearance Measurement)係按照清潔通知(Clearance Notice)之規定進行。對於材料的清潔，參考空間活度分佈和放射性核種向量可能組成最同質的材料批次(Batches)，以獲得代表性的量測結果。清潔量測的進行使得材料的比活度或污染不被低估（測量的保守性）。

**(3) 清潔 (Clearance)**

根據輻射防護條例第 29 章，放射性物質以及源自輻射防護條例 2（1）1（a），（c）或（d）條之行為產生之具放射性或被活化或污染的可移動物品，建築物，土壤，設施或其部分，如果管制機關已經許可清潔申請並已經確認符合清潔通知規定的要求（例如透過量測），則可以被使用，利用，處置，擁有或轉讓給第三方。

清潔是一項影響解除管制的行政行為。清潔物質對公眾造成的有效劑量只能為 10 微西弗每年之量級（10 微西弗概念）。清潔申請由持照者提出 (輻射防護條例第 29（1）條第 1 句所規定)，也是主管機關作出清潔(釋出)決定的通知對象。上述亦適用於放射性

物質的清潔(釋出)目的，持照者透過承包商執行個別處理步驟（例如，除污或測量）。紀錄保存與通知主管機關有關物質的清潔部分規定在輻射防護條例第 70 章中。

輻射防護條例第 29 條中規定的清潔規範適用於無法排除源自輻射防護條例 2（1）1（a），（c）或（d）條之行為產生的受汙染或被活化區域。對於在控制區中之物料，其區域曾處理未密封放射性物質，不能排除受污染可能（例如核電廠的控制區）。如果符合輻射防護條例附錄 III 表 1 中不同清潔選項訂定的清潔值，和該條例附錄 IV 中規定的清潔規定，則可以認為滿足 10 微西弗之概念。然而，輻射防護條例附錄 IV A 部分第 2 點之規範說明，針對個別情況可以提供證據證明不適用輻射防護條例附錄 III 的值或該條例附錄 IV 中的清潔規定。例如，通過提交專家意見。對於特定的曝露途徑，一般公眾個體每年只能受到僅 10 微西弗範圍內之劑量。根據輻射防護條例第 29（2）條第 4 句，不得以有目的性地透過混合或稀釋方法提出，促成或促進清潔要求。

輻射防護條例附錄 III 表 1 包括以下清潔選項：

1. 不受限制清潔

    a. 固體物質和液體，

    b. 拆除廢棄物，挖掘土壤超過 1000 噸/年，

    c. 土壤區域

    d. 再利用或未來進一步使用建築物;

2. 清潔

    a. 在垃圾掩埋場處至至多 100 噸/年的固體物質，

    b. 在焚化設施中處理至多 100 噸/年的固體物質和液體，

    c. 在垃圾處置至多 1,000 噸/年的固體物質，

    d. 在焚化設施中處理至多 1,000 噸/年的固體物質和液體，

    e. 拆除的建築物，

    f. 回收的金屬碎片

根據核子法，在清潔後，在垃圾掩埋場或焚化設施處置經清潔的固體或液體物質以及待回收的金屬碎片均受《循環經濟法》（Circular Economy Act，KrWG）規定約束。於此方面，應注意遵守輻射防護條例第 29（5）條的規定。於（2a）至（2d）規範的情況下，主管機關沒有理由懷疑廢棄物管理設施現場將對公眾造成超過每年 10 微西弗之量級的有效劑量。

對於土壤區域（1c）的清潔，只考慮設施對其造成的污染。預先存在的天然放射性核種污染以及核子武器試驗和車諾比事故造成的輻射沉降不列入清潔考量，例如：根據對設施環境中可比較區域的測量。根據輻射防護條例第 29（2）條第 3 句，針對個別情形的土壤區域清潔，依該條例第附錄 IV A 部分第 2 點第 3 句，基於廠址特性，特別是由於地理位置和地質條件，而排除的曝露途徑可以不納入考量。

對於建築物再利用和未來進一步使用的清潔（1d），遵守輻射防護條例第 29（2）條第 2 句第 1（d）號的清潔值和附錄 IV A 部分第 1 號和 B、D 部分中的規範。

對於拆除建築物的清潔（2e），建築物根據清潔通知的規定進行清潔量測，其根據輻射防護條例第 29（2）條第 2 句 2c 點規定之清潔值的考量，然後按常規拆除。根據輻射防護條例第錄 IV D 部分，建築物的清潔量測原則上在站立結構處進行。在這種情形下，拆除產生之廢棄物不得單獨清潔(即，不得分別進行釋出)。

建築物的清潔量測原則上應在站立結構處進行。只有在合理的情況下，建築物才可以在拆除後進行清潔量測。對於這種情況，必須在拆除建築物後進行測量以證明符合拆除廢棄物的清潔值（1a 和 1b 以及 2a 和 2c）。

最後，根據輻射防護條例附錄 IV G 部分，回收金屬碎屑的清潔（2f）部分要求將清潔後金屬碎屑熔化。

對於除役，主管機關可以在許可執照中或另行通知（輻射防護條例第 29（4）條）確定程序，以符合根據輻射防護條例第 29（2）條之清潔要求。在清潔量測程序的審查框架內，主管機關可進一步要求專家意見並證明清潔量測程序的適用性。清潔程序一般包括：

– 根據輻射防護條例第 29（1）條第 1 句，持照者應提交清潔申請給主管機關，該申請內容包括例如，根據清潔程序執行的相應工作說明和清潔計畫表，

- 根據輻射防護條例第 29（2）條第 1 句，如果對公眾造成僅 10 微西弗數量級之有效劑量，主管機關將授予持照人書面許可通知。該通知還規定，即，依據欲進行的清潔量測要求（例如，量測程序），
- 設施的輻射防護監督員或輻射防護官員根據輻射防護條例第 29（3）條決定清潔量測結果是否符合通知中規定的要求。清潔量測及其結果應記錄和保存（輻射防護條例第 70 章），
- 監管控制方面，例如，透過在監督框架內於適當情況下，經授權的專家參與隨機取樣的進一步檢查步驟，以及
- 作為非放射性物質進一步使用、使用、處置、擁有或轉讓給第三方。

在監督框架內，主管機關必須控管遵守清潔通知中規定的清潔標準，取樣和測量方法，以及與清潔有關的許可條件。在這方面是根據隨機抽樣方式進行檢查，在適當情況下讓專家參與審查，審查其是否經輻射防護監督員或輻射防護官員驗證，相應批次清潔量測確實符合輻射防護條例第 29（3）條中定義的清潔通知之要求。監管控制包括：

- 文件的審查，
- 檢查測量方法，測量裝置，測量裝置的使用和工作人員的技術資格的適用性，
- 控制對經許可程序的遵守情況，以及
- 在適當的情況下，自我隨機抽樣量測或由諮詢授權專家進行。

**(4) 移除 (Removal)**

在本指南中，移除是指將**未受污染**和**未受活化**物質以及可移動物品，建築物，設施或其部件（在本節中簡稱為“物料（Materials）”）**解除法規管制外釋的程序**，除非物料來自控制區。移除可以適用於可以藉由運轉歷史和使用方式排除區域中受污染或活化之物料。因此，土壤區域也可以不執行根據輻射防護條例第 29 章之清潔程序而解除法規管制外釋（移除）。移除的一般程序將在許可文件中描述。在考慮運轉歷史的情況下，土壤區域的未受污染和非活化物之移除應透過適當的量測確認其不存在汙染和活化。可依個案情況在核子監督程序(Nuclear Supervisory Procedure)中說明類型和範圍。執行外釋的指定程序後，根據輻射防護條例第 29 章，不需要清潔通即可解除法規管制。

這並不妨礙輻射防護條例第 44（3）條，亦即，在移除和帶到（監管區域）外面這兩者狀況之間作出區分。後者的案例(帶到外面)受輻射防護條例第 44（3）所規範，以再利用或修復為目的將可移動物品帶出控制區（或根據輻射防護條例第 44（3）條第 3 條的規定，主管機關決定之監管區域），並應對這些有潛在受污染可能物體進行檢查其是否符合輻射防護條例第 44（3）條的先決條件規範。與此相反，涉及在使用方面不受限制的物料之移除，並且可以經由證據保存量測證實其未受污染或活化。

**(5) 放射性物質的處理與貯存**

核子設施除役所產生的放射性物質和廢棄物的處理方法通常與核子設施運轉所產生的放射性物質和廢棄物的處理方法相當。與核電廠或研究型反應器不同，核子燃料循環設施通常只含有受污染但不含被活化之物質。對於核反應器和核子燃料循環設施兩者而言，大多數在完成拆除過程中產生的物料既不會被活化也不會被污染。同樣的邊界條件適用於放射性廢物的收集，分類，調節（Conditioning）和紀錄以及運轉廢棄物。

為了減少廢棄物量，剩餘物應在產生時按可利用的物質和放射性廢棄物兩類分開。具放射性但未分割之大型組件，藉由衰變存放(Decay Storage)可以達到減少放射性廢棄物體積以及避免非必要的輻射曝露。若具備原子能法第 6 章或輻射防護條例第 7 條的許可先決條件，大型組件的長期貯存於法律上是可接受的。在這些情況下，可以在處理許可(Handling License)所定之範圍內進一步處理大型組件。但是，只要該設施的所有者尚未決定要如何處理這些組件，且客觀而言其仍有使用的可能性，這些物質便不應被視為放射性廢棄物（原子能法第 9a（1）條之主觀的廢棄物術語）。因此，對清潔目標而言，其物質可以作為放射性殘留物進行(中期)貯存。

為了避免工作人員受到非必要的輻射照射，放射性殘留物的處理重點在於使其能夠進行長期的中間貯存，隨後放射性廢棄物不花太多氣力便可調節處理至處置場貯存的形式。特別如果是受污染和受活化的金屬部件，其核種向量說明在可預期的期間內活度的衰減，物料可以進行清潔或再用於核子技術中，將優先考慮後者再利用方式而非處置一途。

在貯存一段適當時間之後對大型組件的後續分割，應該要確保進行再利用時可能產生的放射性廢棄物可以被送至處置場。於此方面，便要將國家廢棄物管理計畫納入考量。

在設施中未調節廢棄物（原始廢棄物）之貯存應予以說明，在必要時應規範在許可

通知中，以及必須在設施現場準備經調節廢棄物包裝(Conditioned Waste Packages)的運輸或貯存工作。對於運轉和除役產生的放射性廢棄物的貯存，以及放射性殘留物的衰變貯存，可在除役地點申請建造與營運現場貯存設施。在除役和拆除期間該貯存設施將被整併入剩餘營運(Residual Operation)，但在設施拆除後它必須進一步獨立進行運作。根據輻射防護條例第 78 條，設施運轉和除役產生的放射性廢物應貯存在貯存設施中，直至可以將其運送到(最終)處置場，並由作業員進行最後處置為止。為了優化除役過程，亦可以在具備上述先決條件情況下，在貯存設施中規劃大型組件使用空間。許可通知中亦可以特別規定，在具備何種先決條件下可以使用外部調節設施(External Conditioning Facilities)，在此關聯下便有外部運送之需求，且需要另外取得許可，相關規範可參照輻射防護法第 16 到 18 條。

## 5.3 結論與建議

本章完成之翻譯摘述技術文件分別為第 5.1 節美國 NUREG-1700, *Standard Review Plan for Evaluating Nuclear Power Reactor License Termination Plans* 與第 5.2 節德國原子能法第 7 條之程序建議指引文件 *Guide to the decommissioning, the safe enclosure and the dismantling of facilities or parts thereof as defined in § 7 of the Atomic Energy Act*。

**NUREG-1700**

NUREG-1700 是引導美國核管會職員針對核電廠執照終止計畫(LTP)進行安全審查之指引文件，該文件內容提供了審查事項(範圍)，審查基準以及審查評估後應注意的結論要點。美國核管會進行執照終止計畫審查時，整體原則著重在應該要能從 LTP 中就以下三大方面進行獨立驗證：1. 除役資金計畫之合理性，使電廠能完成剩餘的除役活動； 2. 為達執照終止目的所建議之廠址外釋標準(DCGLs)與整治計畫；3. 用於證明符合外釋標準之最終偵檢設計的合適性。該份技術文件要求 LTP 要按照 10 CFR 50.82(a)(9)(ii) 規範提供資訊，並建議 LTP 提供之資訊要能夠反映出設施除役的最近狀態。雖然 NRC 提供了此份審查導則，但 NRC 也強調該份文件在法治位階上並沒有強制效力，重要的是業者提送 LTP 資訊的基礎是符合法規規範，與此份文件建議之方法與解決方案是能被採納的。

NUREG-1700 文件針對 10 CFR 50.82(a)(9)(ii)規範，說明 NRC 預期應該呈現在 LTP 中的資訊範圍，以及審查標準，以下整理該份技術文件中審查目的與應該注意之處，並將各項內容之審查清單置於附錄一供管制單位參考。

- LTP 提供的廠址特性資料是用於決定廠址內輻射污染的程度與範圍。此部分審查重點在於廠址特性計畫和廠址紀錄。此審查目的是為確保 LTP 中的廠址特性內容的完整性，並同時驗證持照者是使用足夠靈敏的儀器取得數據，以及是否採用適當的品質保證程序說明數據取得的可靠性。

- LTP 需討論與除污和拆除相關的剩餘工作，同時應提出如何避免區域的二次汙染，並估算工作人員執業曝露以及估算廢棄物量。其中亦應詳細描述剩餘拆除活動，以便審查人員確認所需的任何相關視察或技術資源。

- LTP 需詳細討論設施與廠址區域將如何進行整治以符合建議的殘餘輻射水平

(DCGLs)以終止執照，討論應聚焦在用來評估任何是否能符合 DCGLs 的特別技術或程序。於此核管會也要求業者須承諾將執行根據核准的書面程序執行除役活動，如果持照者確定除役無法如期完成，執照者或責任方應向管制單位提出更新時程。另外，LTP 應提供一時程表，說明持照者將如何以及什麼時序內完成相互關聯的除役活動。

- 最終狀態偵檢計畫是為驗證電廠與廠址將符合建議的外釋限制，應注意到最終狀態偵檢並非為了確認殘留輻射活度、歷史廠址評估及特性偵檢等目的而執行。本文件建議此部分 LTP 應包含 NUREG-1757 Vol 2 第 4 章的遞交資訊 (Information to be Submitted)，以及採用 NUREG-1757 Vol 2 第 4 章中的評估標準(Evaluation Criteria)作為審查標準。

- 業者應該使用廠址特性資料發展可用於劑量模型的輸入參數(如，考量核種)，在 LTP 應清楚說明建議執照解除的輻射標準，並描述用於證明合規性之方法。

- LTP 的成本估算包含整治活動花費，活動產生之廢棄物的運送與處置花費，以及適用於特定情況之其他花費。在此部分內容著重於按照詳細活動成本估算，該估算乃基於可靠的工程假設，以及與主要剩餘除役活動與任務相關之假設，應注意該假設需與剩餘廠址拆除活動和整治計畫提供之訊息的一致性。

- 補充說明任何與廠址特定終止(與廠址最終使用相關)活動相關的新資訊或潛在重要環境影響 (環境評估不需要提及除役活動而是著重於廠址最終使用)，審查需要著重但不侷限在與設施的放射性污染相關之活動。

另外，NUREG-1700 文件中的廠址特性、整治計畫、最終輻射偵檢、符合執照終止的輻射標準等部分都採用 NUREG-1757 vol.2 之相應內容作為建議 LTP 應包含之資訊參考或審查標準的依據，顯示出該指引文件的重要性。

**Guide to the decommissioning, the safe enclosure and the dismantling of facilities or parts thereof as defined in § 7 of the Atomic Energy Act**

此份德國除役指引文件乃係關於德國核電廠除役程序建議，可用於業者進行除役措施規劃與準備，亦幫助管制單位進行許可與監督。在德國除役規劃中首先要決定的是除役策略，亦即立即拆除或是安全貯存的選擇。而從文件內容得知所謂除役方法或除役概念(Decommissioning Concept)，其應該是電廠建造與營運期間就已經存在之概念，隨著

設施的運行一同發展而成為最後的除役計畫。德國對於除役的許可是採取逐步授予方式進行管制，無論是單一或是多執照，進行許可評估時主要針對實施的措施是否會干擾或妨礙其他措施的進行，以及拆除措施是否按合適順序規劃，相當於是以整體概念評估申請文件資訊的可行性、合理性以及相關措施步驟的一致性和邏輯順，以及確保在除役進行期間是否根據最新科學和技術進行必要的危害預防措施。業者在第一次申請所提交之申請文件資訊應該要包含所有對於除役、安全貯存或拆除等措施之規範，從而提供主管機關評估之基礎。在運轉執照過渡至除役執照期間，無論電廠運轉執照是持續或暫停，監管機關應該要在確保設施安全所需的條件與規範方面不應出現有遺漏未規定之情形。

文中提及於實際作業中，有組織的方法對於安全有關的防護目標(如輻射防護、職業安全等)是相當重要的，另外也說明確實的文件紀錄與保存除了在管制機關監督方面扮演重要的腳色，在解除管制時亦要提交相應文件並保存長達 30 年的時間。

另外，將該文件指出德國在除役申請文件應特別說明之細節與我國核子反應設施除役計畫導則要求比較，雖然文件詳細程度大不相同，仍可大致歸納出以下資訊：

- 該份德國導則文件和核子反應設施除役計畫導則相比，並沒有特定格式規範，僅寫出申請文件應包含的技術內容細節
- 該文件沒有針對如核子反應設施除役計畫導則第四章"特性調查"之內容，但仍有放射性存量清單估算與評估等重點
- 國內除役計畫導則內容並無提及向監管機構報告之規劃
- 國內除役計畫導則著重放射性廢棄物相關內容，並無論其他危險物質

**建議**

毒害物質於我國屬環保署業管，故我國核子反應設施除役計畫導則中並無關注放射性廢棄物以外的毒害物質。經向專家學者諮詢後，了解此一方面議題實屬重要，除役後產生之毒害物質的處理也不比放射性廢棄物來得容易，根據國際除役經驗顯示除役產生之有害廢棄物量(如，石棉、汞等)並不少，對工作人員的健康危害影響值得關注，此一方面管理相關負責之監管機關也應密切留意。

另外，從檢視我國現有除役相關導則中發現，目前尚無和除役最終狀態偵檢計畫相關之導則文件，而然論及 NUREG-1700 一文之內容是否能做為將來我國電廠除役最終狀態偵檢計畫審查之參考，應去考量台灣電廠除役面臨類似情況期程約為 20 年後，現

在言之或許尚早。即使如此，這仍是要持續去關注思考的要項，也因為除役期程規劃的20 年間仍存有一定的變動性，技術與知識的傳遞是一項挑戰。建議目前需要的是從概念上持續的建立，不論是審查員乃至於台電的管理階層(Project Manager)都應具備相關知識與資格，才不致使面臨問題當下才發現有所缺失遺漏，而概念的建立未來也不宜變動太多才為合適。

# 第六章、結論

## 6.1 我國除役管制法規建議

本計畫執行國際除役技術指引與法規彙整的管制研究，為四年期計畫的第一年。計畫執行就我國管制法規建議，我們分別從法規面與執行面來看：

法規面

- 以美德日法的除役法規架構整理與我國初步比較，**建議**我國應該強化有關技術規範與指引部分，作法除了引用國際機構與核能先進國家的技術規範外，也能彙整分類我國近年有關電廠除役的研究計畫，這包括了產官學研過去所投入的努力，期能建立一套具系統性適合我國除役使用的規範。
- 考量有效利用國內現有之資源與專業人力達成除役的目標，**建議**先以美國的除役法規與技術規範為主，IAEA 的安全技術規範為輔，對日德法各核能先進國家的除役法規則視符合我國需要或是值得我國借鏡的部分先進行研析，而作全面性的除役法規整理與比較則視後續需求再規劃考慮。
- **建議**對於除役法規調整時，考慮如美國做法進行法規分析。
- 除役是長時程的工作，按照我國除役進程，距離電廠執照解除尚有約 25 年的時間，**建議**管制機關應從除役初期開始持續關注與電廠執照終止等相關議題，例如最終狀態偵檢，例如在符合廠址無限制使用的目標下，對含短半衰期核種的固態物料進行現地處置的作法等預做準備。而相關導則的建立尚不具急迫性，應從概念的建立開始。

執行面

- **建議**比較核能先進國家與我國在除役執行過程中實務上的差異，取其適合我國使用並為後續除役規畫的參考，做為計畫後續執行探討的重點之一。
- 對於除役議題不僅管制單位，工作人員乃至台電的管理階層皆應具備專業知識與必要資格。**建議**管制單位應注意專業知識的傳承與傳遞，在漫長的除役期程扮演重要

的角色，而完善的紀錄保存將是很有幫助的。

- 美國民眾與民間機構團體表示反對放寬與免除某些除役管制的作法，**建議**管制機關若進行修改調整除役法規如美國 NRC 依風險相符的方式管制，進行更有效能的除役，需關注如何讓國人了解我國除役過程的法規管制調整是以保障公眾安全為目標並與風險相符為依據的調整。

- 美國此次除役法規的修訂，在法規基礎與法規分析提出許多主題，包括了緊急應變計畫分級與項目內容，核子物料保安，網路安全，適職方案， CFH 人員資格與訓練系統的建立，除役基金，除役過程，廠內外財務保證與事故賠償約定等等，**建議**持續關注美國有關除役管制的作法，未來主管機關可以參考逐漸建立一套適合我國核電廠除役的規範，匯集民間及學者專家的力量，達成「輻安核安、民眾心安」的目標。

- 我國核一廠已建有如 ISFSI 設施的用過燃料乾式貯存設施，**建議**管制機關對未來 ISFSI 使用時有關的管制規範逐步蒐集研析。

- 我國目前放射性廢棄物最終處置場尚未決定場址，對於除役過程所拆除的受放射性污染的廢棄物，設施經營者將如何處理？例如先作現場貯存的方式或是其他可行方案，**建議**管制機關也該加以注意此議題。

## 6.2 未來工作規劃

明年(109 年)是計畫的第二年，擬進行的工作規畫，延續第一年計畫繼續朝補充我國除役作業有關參考的技術規範與指引的方向進行，也對除役過程對執行視察作業有關的視察手冊與視察程序資料收集研析。

A.技術規範與指引的收集研析

1. NRC 執照終止法規(LTR)有關的 NUREG-1757，摘要探討 NUREG-1757 Vol.2 Rev.1, “Consolidated Decommissioning Guidance: Characterization, Survey, and Determination of Radiological Criteria”的重點要項。

2. 蒐集 IAEA 除役有關安全規範與指引進行探討，這部分再與委託單位討論所關注的安全規範與指引進行研析。

B.視察作業有關的視察手冊與視察程序

針對核電廠除役時的視察手冊及視察程序需等資訊未來需進一步討論項目有：

- 針對 IP 71111、71114、71124、71130、71152 等程序書進行進一步研析，並搭配表 4-1、4-2、4-3 之訊息，以提出我國電廠在除役過渡時期定期安全檢查之建議。
- 進一步研析表 4-5 中所列之程序書，配合表 4-6 所列之建議年視察時數，作為提出我國電廠除役定期安全檢查之建議的參考。
- 從目前蒐集之 IP 視察報告顯示數量甚大，建議委託單位著手資料庫的建立，並仔細思考如何做有效運用才能對主管機關有所幫助。

委託單位應瞭解本團隊成員並無實際視察經驗，建議未來後續相關計畫採用協作方式執行。

# 參考文獻


1. 「研析核電廠除役所涉法制基礎之比較研究」，高仁川、陳信安、張惠東，行政院原子能委員會委託計畫，107 年度
2. 「國際核電廠除役資訊整合專題研究」，財團法人核能資訊中心，105 年度
3. 「世界主要核能安全法規檢視」，侯明亮，台灣電力公司 核能月刊，102 年度
4. 「核能電廠除役作業與管制規範」，陳士友，行政院原子能委員會研討會，2017.12.22
5. 「介紹美國核能電廠除役的最新發展」，陳士友，第 152 期，財團法人中華民國輻射防護協會，108 年度
6. NRC, Regulatory Guides, https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/reg-guides/
7. NRC, NUREG-Series Publications, https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/
8. Decommissioning of Nuclear Facilities, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, 2nd edition 2017
9. Atomic Energy Act, Bundesamt für kerntechnische Entsorgungssicherheit, 2016
10. Verordnung über das Verfahren bei der Genehmigung von Anlagen nach § 7 des Atomgesetzes (AtVfV), Germany, 2006
11. Verordnung zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung (StrlSchV), 2016
12. 法國核能安全署 ASN，http://www.french-nuclear-safety.fr/References/ Regulations
13. 地方法規定位之研究，行政院研究發展考核委員會
14. TSN 法案，http:// http://www.french-nuclear-safety.fr/References/Regulations/Act-No.-2006-686-of-13-June-2006
15. RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT AND DECOMMISSIONING IN FRANCE, Andra – ASN – CEA – IRSN, 2013
16. Outline of Nuclear Regulation of Japan - Reference documents for the IAEA IRRS Mission -, NRA, 2015
17. 原子力基本法，https://elaws.e-gov.go.jp/search/elawsSearch/elaws_search/lsg0500/detail?lawId=330AC1000000186
18. 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(關於核材料，核燃料物質和反應器管理的法律法 http://www.nsr.go.jp/law_kijyun/law/003/index.html
19. 原子力規制委員会 (NRA)，http://www.nsr.go.jp/nra/gaiyou/about.html
20. NRC, SRM-SECY-99-168, “Improving Decommissioning Regulations for Power Plants,” Dec. 21, 1999.
21. NRC, SECY-00-0145, “Integrated Rulemaking Plan for Nuclear Power Plants,” June 28, 2000.
22. NRC, SRM-SECY-14-0118, “Request by Duke Energy Florida, Inc., for Exemptions from

Certain Emergency Planning Requirements," Dec. 30, 2014.
23. NRC, "Draft Environmental Assessment for the Proposed Rule—Regulatory Improvements for Production and Utilization Facilities Transitioning to Decommissioning," May 2018.
24. NRC, "Regulatory Improvements for Power Reactors Transitioning to Decommissioning," Regulatory Basis Document, Nov. 20, 2017.
25. NRC, "Advance Notice of Proposed Rulemaking, ANPR," 80 FR 72358, 2015.
26. NRC, "Regulatory Analysis for the Proposed Rule: Regulatory Improvements for Production and Utilization Facilities Transitioning to Decommissioning," May 2018.
27. NRC, "How we regulate," https://www.nrc.gov/about-nrc/regulatory.html
28. NRC, "Rulemaking Process," https://www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/rulemaking/rulemaking-process.html
29. NRC, "NRC Regulatory Issue Summary 2004-08 Results of the License Termination Rule Analysis," RIS 2004-08, May 28, 2004.
30. NRC 網站 https://www.nrc.gov/waste/decommissioning/oversight.html
31. IMC 2515, APPENDIX G - Baseline Inspection Guidance for Power Reactors Preparing for Transition to the Decommissioning Phase
https://www.nrc.gov/docs/ML1518/ML15183A264.pdf
32. IMC 2561 - Decommissioning Power Reactor Inspection Program
https://www.nrc.gov/docs/ML1734/ML17348A400.pdf
33. IMC 2602 - Decommissioning Oversight and Inspection Program for Fuel Cycle Facilities and Materials Licensees
https://www.nrc.gov/docs/ML0816/ML081690257.pdf
34. IMC 1248, APPENDIX F - Training Requirements and Qualification Journal for Decommissioning Inspectors
https://www.nrc.gov/docs/ML1526/ML15266A113.pdf
35. IMC 1248, APPENDIX G - Training Requirements and Qualification Journal for Decommissioning Project Managers/Technical Reviewers Facilities and Materials Licensees
https://www.nrc.gov/docs/ML1529/ML15294A372.pdf
36. WNA 網站 "Decommissioning Nuclear Facilities", https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-wastes/decommissioning-nuclear-facilities.aspx
37. 「國際核電廠除役資訊整合專題研究」，財團法人核能資訊中心，行政院原子能委員會放射性物料管理局勞務採購案，105 年度
38. NRC 網站 https://www.nrc.gov/info-finder/decommissioning/power-reactor/
39. NRC, Standard Review Plan for Evaluating Nuclear Power Reactor License Termination Plans (NUREG-1700, Revision 2), 2018

40. NRC, NUREG-0586, “Final Generic Environmental Impact Statement on Decommissioning of Nuclear Facilities,” November 2002
41. NRC, RG 1.184, “Decommissioning of Nuclear Power Reactors,” October 2013.
42. NRC, RG 1.159, “Assuring the Availability of Funds for Decommissioning Nuclear Reactors,” October 2003.
43. Guide to the decommissioning, the safe enclosure and the dismantling of facilities or parts thereof as defined in § 7 of the Atomic Energy Act, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, 2016
44. Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke in der Fassung der Bekanntmachung vom 3. März 2015 (BAnz AT 30.03.2015 B2) und die Interpretationen zu den Sicherheitsanforderungen vom 29. November 2013 (BAnz AT 10.12.2013 B4), zuletzt geändert durch Bekanntmachung vom 3. März 2015 (BAnz AT 30.03.2015 B3)
45. Sicherheitsanforderungen an Kernbrennstoffversor- gungsanlagen von April 1997 und Juni 2004 BMU RS III 3
46. ESK-Leitlinien zur Stilllegung kerntechnischer Anla- gen, Empfehlung der Entsorgungskommission vom 16. März 2015
47. ESK-Leitlinien für die Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung (Revidierte Fassung vom 10. Juni 2013) sowie eine Erläuterung der Änderungen vom 10. Juni 2013 Gesetz zu dem Gemeinsamen Übereinkommen vom 5. September 1997 über die Sicherheit der Behand- lung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle (Ge- setz zu dem Übereinkommen über nukleare Entsor- gung) vom 13. August 1998 (BGBl. 1998 II S. 1752)
48. Richtlinie für den Strahlenschutz des Personals bei Tätigkeiten der Instandhaltung, Änderung, Entsorgung und des Abbaus in kerntechnischen Anlagen und Einrichtungen: Teil 2: Die Strahlenschutzmaßnahmen während des Betriebs und der Stilllegung einer Anlage oder Einrichtung – IWRS II vom 17. Januar 2005 (GMBl 2005 S. 258)

# 附件一 NUREG-1700 Rev.2 附錄文件

## 附錄 A

## 對於廠址非限制性或限制性外釋的接受審查清單

### A.1 一般資訊GENERAL INFORMATION

**持照者姓名與地址：**

**案卷號碼：**

**設施：**

- 設施名稱與地址
- 廠址位置與地址
- 廠址與周圍環境之簡述
- 對發生在廠址的許可活動的原廠址邊界概要的任何改變的簡述

**廠址位置和周圍環境之描述:**

- 廠址大小，以英畝或平方公尺表示
- 廠址所位於的州和縣
- 鄰近社區、城鎮和城市的名稱以及與之距離
- 廠址的輪廓與特徵之描述
- 廠址高度
- 廠址周圍的財產描述，包含鄰近社區或個體使用的廠界外圍籬之位置
- 廠址相對於河流和湖泊等突出特徵之位置
- 使用等高線距顯示詳細地形的地圖
- 廠址附近的最近居民以及所有重要設施或活動之位置
- 廠址設施(建物、停車場、固定設備等)與廠址污染的性質與程度之描述
- 由持照者建議提出之除役目標(即，限制性或非限制性使用)

## A.2 廠址特性 (運轉歷史) SITE CHARACTERIZATION (OPERATING HISTORY)

**特性偵檢時期使用的背景值:**

**每一個位置存在的放射性核種**

- 最大與平均放射性核種活度(單位為 dpm/100cm$^2$、pCi/gm 或 pCi/l) ，放射性核種比例，如果存在多種放射性核種

**放射性污染結構、系統和設備：**

- 描述或列出許可活動發生之設施內所有結構、系統和設備含有超過廠址背景值的殘留放射性物質之清單
- 持照方或責任方已經完成未受許可操作影響之設施結構、系統、設備和位置的摘要，以及結論的理由。
- 描述或列出受污染結構內的各房間或區域，以及設備之清單
- 各房間或工作區域受污染位置之摘要或地圖
- 各表面的污染模式(即，放射性物質是否僅存在於物質表面或污染可能已經滲入穿透材料)

**特性偵檢:**

- 受影響媒介偵檢量測的描述與理由
- 偵檢結果，包含殘留放射性活度量測濃度之表格或圖表
- 廠址、區域或建物的繪圖或地圖，顯示區域被分類為受影響或非受影響，並有理由考量其為不受影響區域

**表土與次表土之污染:**

- 描述或列出設施中所有含有超出廠址背景值的殘留放射性物質的表土或次表土位置清單
- 顯示次表土污染位置的按比例繪製圖或地圖

**地表水和地下水:**

- 摘述廠址內含有超出廠址背景值的殘留放射性物質的所有地表水體和含水層

## A.3 識別剩餘廠址拆除活動與整治計畫 IDENTIFICATION OF REMAINING SITE DISMANTLEMENT ACTIVITIES AND REMEDIATION PLANS

- 摘要說明將施行之輻射防護方法與控制程序
- 摘要說明依據現有執照已授權，以及之LTP中提出許可申請之程序，根據已批准書面程序執行之除役活動
- 摘要說明和整治受污染結構，系統和設備有關之獨特的安全或整治議題
- 按發生時序摘要說明計畫對各房間、區域和/或系統之整治任務
- 描述將執行於各房間、區域或系統的整治技術

**土壤:**

- 按時序摘要說明計畫將針對廠址表土或次表土實施之移除或整治任務，包含將由持照方員工與承包商執行之活動
- 描述將在廠址表土與次表土執行移除或整治的技術

**地表和地下水:**

- 描述將對地表或地下水實施之整治技術

**時程:**

- Gantt 或 PERT圖表按照發生訊順序詳細說明提議之整治任務
- 聲明承認在除役期間情況可能有所改變，如果持照者確定除役無法如期完成，執照者或責任方將會向NRC提出更新時程

## A.4 最終輻射偵檢計畫 FINAL RADIATION SURVEY PLAN

- 陳列考量的每一放射性核種和受影響媒介之DCGL總表或清單
- 如果存在第一級偵檢單元， 區域因子(area factor)的總表或清單將被使用於決定每種考量的放射性核種和媒介之$DCGL_{emc}$
- 如果存在第一級偵檢單元，每種考量的放射性核種和媒介之$DCGL_{emc}$
- 如果存在多種放射性核種，則於偵檢方法使用適當的$DCGL_{w}$
- 討論為什麼持照者考量的特性偵檢適合於證明大量的殘餘放射性活度不太可能沒被偵測到
- 對於無法觸及或不易觸及之區域或表面，討論如何針對這些區域是執行偵檢或為什麼不需要執行
- 對於有多種放射性核種的廠址，區域或建物， 討論證明用於最終狀態偵檢中假設的放射性核種比例，或指明不存在固定比例且放射性核種將被各別量測

**整治偵檢：**

- 描述現場篩選方法和儀器
- 證明現場篩選方法應能夠偵測到10-50% DCGL值的核種活度

**最終狀態偵檢計畫：**

- 概要簡述最終狀態偵檢設計
- 按照殘餘放射性活度程度分級(第1、2、3級)之廠址、區域或建物的受影響區描述與製圖或繪圖，以及劃分偵檢單位並說劃分單元之依據
- 背景參考區域和物料的描述(如果使用)，並說明選擇理由
- 將使用於評估偵檢結果的統計試驗簡介
- 描述各媒介/介質和放射性核種的掃描儀器、方法、校正、操作檢查、範圍與靈敏度
- 對於現場儀器執行的現場取樣量測，描述掃描儀器、方法、校正、操作檢查、範圍、靈敏度與取樣方法且能證明儀器和方法具有足夠的靈敏度
- 描述用於實驗室量測樣品的分析儀器，包含校準、靈敏度與方法，且證明儀器具有足夠的靈敏度

- 描述於實驗室分析之樣品將如何蒐集、控制與處理
- 描述最終狀態偵檢調查基準(Investigation Levels)與其確定方式
- 概要說明在廠址特性期間未考慮之任何重要的額外殘留放射性活度
- 直接量測結果與/或土壤濃度水平(使用可與DCGL比較的單位)，以及 數據是否能用於估算或更新偵檢單元
- 描述 確認偵檢的執行狀況
- 描述分割取樣(Split Sampling)的執行狀況
- 描述並排量測(Side by Side Measurements)的執行狀況
- 摘要說明 使用於評估整治成功與評估偵檢單元差異/變動的 直接量測或取樣數據

**品質保證計畫以支持最終偵檢：**

- 描述品質保證(QA)計畫管理組織，組織內每一個單位的義務與責任，除役計畫中是如何管理責任授權以及評估工作表現
- 描述品質保證計畫中每個單位的權限
- 品質保證計畫的組織架構圖
- 承諾影響廠址除役品質的活動將受到品質保證計畫的適用控制，以及在計畫定義文件中亦明確指出品質保證計畫涵蓋的活動
- 描述自我評量計畫，以確認影響品質之活動符合品質保證計畫
- 承諾進行自我評量活動之人員不會在他們評估範圍承擔直接責任

**最終狀態偵檢報告：**

- 最終狀態偵檢結果之概述
- 討論執行最終狀態偵檢和LTP中提議的部分有所不同之處
- 描述確定每個偵檢單元的取樣數量之方法
- 概要說明 用來決定取樣數量之值以及採用其值之理由
- 每個偵檢單元的偵檢結果，包含偵檢單元的取樣數量，以及 針對第1、2級偵

檢單元的參考系統和隨機起始系統性取樣位置地圖與製圖 與 針對第3級偵檢單元的隨機位置 與參考區域

- 量測的樣品濃度
- 量測濃度的統計評估，偵檢儀器校正程序，以及偵檢儀器效率計算
- 判斷性與雜項(Miscellaneous)樣品數據集，要和為了進行統計評估而蒐集的樣品分開報告
- 討論異常數據，包含 掃描期間偵測到任何超過調查基準之區域或超過$DCGL_W$的量測位置
- 如果任何取樣點超過$DCGL_W$ ，聲明給定一個滿足$DCGL_W$的偵檢單元與升高量測比較
- 如果偵檢單元失效， 描述 初始偵檢單元假設相對於殘餘放射性活度的任何變化，為查明失效因素之調查 以及 失效對於設施已經準備好進行最終輻射偵檢之結論的影響；如果是一個偵檢單位失效，則討論失效對其他偵檢單位訊息之影響

## A.5 符合執照終止之輻射標準 (劑量模型) COMPLIANCE WITH RADIOLOGICAL CRITERIA FOR LICENSE TERMINATION (DOSE MODELING)

**非限制性外釋使用篩選標準：**

- 對於非限制性外釋之建物表面殘餘放射性活度使用篩選標準，一般廠址的概念模型(對於射源項與建物環境)，以及篩選方法之摘述
- 對於非限制性外釋之表土殘餘放射性活度使用篩選標準，說明在廠址使用篩選方法(對於射源項與建物環境)的合適性，以及篩選方法之摘述(例如: 執行DandD程式，或查表)

**非限制性外釋標準使用廠址特定資訊：**

- 射源項資訊，包含感興趣的核種，射源的配置，射源的區域可變性
- 描述 用於推導廠址特定之DCLGs的曝露情節，包含關鍵群體的描述
- 描述廠址的概念模型，包含射源項，對於模擬傳輸途徑而言重要的物理特徵，以及關鍵群體
- 識別與描述使用的數學模型 (例如，手動計算、DandD Screen v1.0, RESRAD v 5.81等)
- 描述用於分析的參數
- 描述關於不準確性對於結果之影響
- 輸入與輸出檔案或打印輸出，如果使用程式計算

**合理抑低分析：**

- 描述 持照者或責任方將如何達到低於劑量限制的除役目標
- 定量的成本效益分析
- 描述如何估算成本
- 證明 關鍵群體的平均成員受到之劑量為合理抑低

## A.6 廠址特定除役花費之更新 UPDATE OF SITE-SPECIFIC DECOMMISSIONING COSTS

- 使用的成本假設，包含每個的應急因素和基礎
- 用於解決主要的除役活動和任務，以及其與剩餘拆除活動的關係的成本估算
- 描述單位成本因子
- 估算除污與移除設備、結構之成本
- 估算廢棄物處置之成本，包含適用的處置場附加費
- 估算運輸費用
- 估算最終偵檢費用

## A.7 環境報告之補充 SUPPLEMENT TO THE ENVIRONMENTAL REPORT

- 任何與廠址特定終止(與廠址最終使用相關)活動相關的新資訊或潛在重要環境影響 (環境評估不需要提及除役活動而是著重於廠址最終使用)
- 描述與那些廠址特定的終止與最終使用活動相關之影響，將影響與之前分析的除役活動進行比較，並分析每個廠址特定活動的潛在環境影響
- 描述建議的終止活動可能造成潛在的重大環境影響，活動不受NUREG-0586限制或作為先前審查補充，或PSDAR，或先前發布的廠址特定環境評估或環境影響聲明

# 附錄 B

# 非經 NRC 批准便無法變更的 LTP 範圍

持照者應該執行與維持經核可之執照終止計畫 [標題，版本，日期](以下稱LTP)的所有條款，如執照修訂日期 [日期] 所核可，並受以下規範與修訂:

如果提議的更動不符合以下條件，持照者可以在未事先獲准的情況下對LTP進行更改：

- 依10 CFR 50.59要求委員會批准
- 造成未經事先審查的重大環境影響的可能性
- 貶低或否定合理保證有足夠的除役可用資金
- 沒有在執行分類變更前至少14天通知NRC，就降低偵檢單元區域分類(例如，影響改為未受影響；第1級降為第2級；第2級降為第3級或第1級降為第3級)
- 對於掃描和固定量測方法，增加導出濃度指引水平和相關最少可偵測濃度(MDCs)。如果最少可偵測濃度增加(相對於批准內容)，持照者應該取得NRC的許可
- 增加放射性活度水平，相對於調查時適用的導出濃度指引水平
- 更改應用在除Sign檢定或WRS檢定外統計檢定
- 採用情境A時增加Type I 決定誤差許可，或採用情境B時增加Type II誤差(MARSAME和新版的MARSSIM包含更多情境B內容)
- 更改規定具法律強制執行力的機構控制的文件（僅適用於在限制性條件下的執照終止（10 CFR 20.1403））。
- 在限制性條件下更改執照終止所需的財務保證方法（僅適用於在限制條件下執照終止（10 CFR 20.1403））。
- 根據10 CFR 20.1404更改委員會核准的替代標準（僅適用於 使用替代標準的執照終止）。
- 改變用於證明符合劑量標準之方法(例如，從證明遵守使用導出濃度水平改變成證明遵守使用基於最終濃度數據的劑量評估)
- 改變用於計算劑量的參數值或途徑劑量轉換，使得結果劑量低於核准的LTP，以及如果使用劑量評估來證明符合劑量標準

# 行政院原子能委員會

# 委託研究計畫期末報告

## 計畫名稱：

# 核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究

## 子項計畫三：

# 除污策略和技術彙整

**案號：AEC10801004L**

執行單位：國立清華大學

計畫主持人：梁正宏

子項計畫三主持人：葉宗洸 教授

報告作者：歐陽汎怡、林明緯、王本誠、李進得、葉宗洸、王美雅

報告日期：中華民國 108 年 11 月

# 摘要

藉由本子項計畫，蒐集除污策略和技術之相關資料，並彙整國外的應用案例，以符合我國除役之實際狀況與需求，此完整而全面的結果將可提供管制單位在審查除污技術之適切性時的參考資料，以強化審查技術之能量，並有助於管制機關的除役安全管制。

此計劃第一分項的工作即介紹文獻所示國際標準化組織(ISO)與匈牙利訂定的除污標準在操作方法上的差別與結果比較。此工作並研討與摘要 ISO、美國、俄羅斯、德國與日本的除污標準，以對污染溶液製備、量測系統規範、污染與除污流程以及除污效果測定等步驟有全盤的了解。

在工作項目二中主要彙整比較各式化學，電化學及機械、化學凝膠與化學泡沫之除污技術，進一步綜合評估及建議各項除污標準及技術用於我國電廠除役管制之適切性，提供管制機關對於相關除役作業的安全管制參考。

在工作項目三中金屬物件經由拆解切割後，進行後續之除污工作，其目的即是為了隔離物質表面或表面下的污染。常見的化學除污技術包括 LOMI process、CITROX process、CAN-DECON process、CORD process 等多種方式。蒐集並分析文獻中各項現行化學除污技術的優缺點，選擇適當的技術來使得除污後物件可再進行二次使用或是殘餘的放射性廢棄物處置能更有效率，可降低或是減少職業或是公眾輻射曝露。

# Abstract

The major object of this project is to survey relevant data and reports on decontamination strategies and technologies, and consolidate application cases in foreign countries to meet the actual conditions and decommission needs of nuclear power plant in Taiwan. This complete and comprehensive reports will provide appropriate references for the review aspects of decommission technologies and safety regulation of regulatory agencies.

The first object of this report focuses on investigating the published paper which compares the procedures of decontamination standards defined by the International Organization of Standardization (ISO) and the Hungarian Standard, including experimental results that demonstrates the effect of decontamination operations. In addition, this report introduces details of the decontamination standards regulated by ISO, American National Standard Institute, Russian Interstate Standard, German Institute for Standardization, and Japanese Standards Association; in this way, principles for the preparation of contamination solution, criteria of radioactive measurement, contamination/decontamination processes, and the determination of decontamination factor provided in those international standards are examined, accordingly.

In project item 2, the consolidations and comparisons among various decontamination technologies are undergoing, such as chemical, electrochemical, mechanical, chemical gel and chemical foam. It can comprehensively evaluate the appropriateness of various decontamination standards and technologies for the decommissions of nuclear power plants in Taiwan. In addition, the recommendations for the safety regulations of the relevant decommissioning operations can be given for the regulatory authorities.

In project item 3, the purpose of the decontamination process for the metal objects is to isolate the pollution of the material surface or inside the material. The common chemical decontamination technologies include LOMI process, CITROX process, CAN-DECON process, electrolysis, and CORD process. We would collect and analyze the advantages and disadvantages of the current chemical decontamination techniques to find out the appropriate processes for the recycled object, more efficient for the disposal of radioactive waste, and reducing occupational or public radiation exposure.

# 目錄

摘要 ..... 2

目錄 ..... 4

圖目錄 ..... 7

表目錄 ..... 9

一、彙整比較國際除污標準，目標國家包含但不限於俄羅斯、美國、德國及日本等，評估用於我國電廠除役管制之適切性，以作為制訂我國電廠除役工作時之管制作業要項的參考。 ..... 11

(一) 前言 ..... 11

(二)除污標準比較與除污因子(Decontamination factor，DF)測定[1] ..... 11

(三) ISO 8690:1988 除污標準介紹[2] ..... 18

(四) 美國 ANSI N5.12-1974[3]與 ASTM D5144 - 08(2016) [4]標準 ..... 27

(五) 俄羅斯 GOST 25146-82 除污標準[5] ..... 31

(六) 德國 DIN 25415 除污標準[6] ..... 36

(七) 日本 JIS Z 4507:1998 除污標準[7] ..... 37

(八) 除污測試實例介紹 ..... 40

(九) 工作成果摘要 ..... 42

（十）給予管制機關之建議： ..... 44

參考文獻 ..... 45

二、參考技術報告彙整比較各式化學，電化學及機械、Chemical Gel & Chemical Foam 之除污技術，進一步綜合評估及建議各項除污標準及技術用於我國電廠除役管制之適切性，提供管制機關對於相關除役作業的安全管制參考。 ..... 47

(一) 前言[1] ..... 47

(二) 核電廠污染的氧化物類型[5]及除污可用技術彙整[8] ..... 48

(三) 組件在選取除污技術時的特點[6、7、9] ..... 50

3.1 化學除污 ..... 50

3.1.1 一般考量.....50
3.1.2 化學試劑.....51
3.1.3 用過的除污試劑.....60
3.1.4 選擇適當的化學除污技術指南.....60
3.1.5 前蘇聯案例摘要[8].....61
3.1.6 美國案例摘要[9].....65
3.1.7 DFD 應用案例摘要[1].....66
3.2 電化學除污.....75
3.2.1 一般考量.....75
3.2.2 化學試劑.....76
3.2.3 二次廢物的產生.....76
3.2.4 選擇適當的電化學除污技術指南.....76
3.2.5 前蘇聯案例摘要[8].....78
3.3 泡沫除污.....80
3.3.1 一般考量[9、11、12、13].....80
3.3.2 美國案例摘要[14].....81
3.4 凝膠除污.....82
3.4.1 一般考量[7、9、15、16、21].....82
3.4.2 韓國案例摘要[17].....84
3.4.3 前蘇聯案例摘要[8].....84
3.5 機械除污.....87
3.5.1 一般考量.....87
3.5.2 機械除污技術綜合比較[7].....88
3.5.3 高壓水噴射除污[7].....88
3.5.4 噴砂除污系統.....88
3.5.5 使用的研磨料介質.....90
3.5.6 二次廢物的產生.....90
3.5.7 選擇適當的噴砂除污技術指南.....91

3.5.8 前蘇聯案例摘要[8] ..... 91

(四) 研究結果及管制相關建議 ..... 95

4.1 除污技術選取建議流程 ..... 95

4.2 文獻綜整比較 ..... 97

4.3 管制相關建議[19、20、21] ..... 105

參考文獻 ..... 106

三、 針對現有開發的化學除污技術進行研析，目標包含但不限於 LOMI process、CITROX process、CAN-DECON process、CORD process 等。另亦進行不銹鋼表面氧化層的結構差異對於各化學除污方式之管制評析，提供管制作業執行的參考。 ..... 107

(一) 前言 ..... 107

(二) 各類化學除污方法 ..... 107

2.1 CORD （Chemical Oxidation Reduction Decontamination） ..... 107

2.1.1 CORD 實際案例- Obrigheim ..... 112

2.2 LOMI (Low-Oxidation-state Metal Ion) ..... 114

2.2.1 LOMI 實際案例 ..... 116

2.3 CITROX (Citric and Oxalic acids) ..... 117

2.4 (AP/)CAN-DECON™ ..... 117

2.4.1 CAN-DECONTM 實際案例[21] ..... 120

2.5 主要化學除污方法的比較 ..... 122

2.6 化學除污方法應用於電廠實例 ..... 125

(三) 不銹鋼表面氧化層的結構差異對於化學除污 ..... 127

3.1 水化學對組件表面氧化層的影響 ..... 127

3.2 材料在除污過程的腐蝕型態 ..... 132

3.3 金屬氧化層狀態與需求的除污因子 ..... 133

3.4 除污方法的選擇 ..... 134

(四) 管制評析 ..... 135

參考文獻 ..... 140

# 圖目錄

圖 3.1.1 匈牙利 MSZ 標準所規範的化學吸收污染試片架[1].....12
圖 3.1.2 ISO 標準所規範的化學吸收污染試片架[1].....13
圖 3.1.3 依匈牙利 MSZ 標準，在化學吸收污染下所測得的除污因子。[1].....14
圖 3.1.4 依 ISO 標準，在化學吸收污染下所測得的除污因子。[1].....15
圖 3.1.5 比較匈牙利 MSZ 標準與 ISO 標準，在化學吸收污染下所測得的除污因子。操作條件為皆使用水為除污劑所得之結果。[1].....15
圖 3.1.6 (a) CS 和 BSS1 對於 $Co^{2+}$和 $Cs^{+}$在不同溫度下的吸附行為, (b) CS 和 BSS1 對於 $Co^{2+}$和 $Cs^{+}$之 Kc(反應常數)與溫度的倒數之關係[10].....17
圖 3.1.7 $Cs^{+}$和 $Co^{2}$水核結構(hydration shell)示意圖，$\delta$為極性方向.....17
圖 3.1.8 ISO 標準訂定之污染試片的載台 –(a)下部件 L ，(b)上部件 U。[2].....21
圖 3.1.9 ISO 標準測量試片的特定放射性計數率之實驗架設[2].....21
圖 3.1.10 ISO 標準所訂污染測試試片的載台[2].....22
圖 3.1.11 ISO 標準所訂污染試片用的載台(插入測試試片) [2].....22
圖 3.1.12 ISO 標準所訂籠式攪拌儀器機構圖[2], 藍線為所應填滿的最低水位(即覆蓋窗口的最上端).....23
圖 3.1.13 ISO 標準所訂籠式攪拌儀插入樣品操作示意圖 [2].....24
圖 3.1.14 ISO 8690:1988 除污標準操作流程圖 [2].....26
圖 3.1.15 美國 ANSI N5.12-1974 標準除污操作流程圖[3].....29
圖 3.1.16 JIS 形試料皿 [14].....38
圖 3.1.17 日本 JIS Z 4507:1998 除污標準中評價方法 A 除污操作流程圖[7].....40
圖 3.1.18 經由 Gammaster München 鈷-60 輻照場測試所得的 Corrobesch-DF-Nuklear 塗層其除污特性隨累計劑量之變化。[15].....41
圖 3.1.19 經由 KFA Jülich 混合加馬光輻照場測試所得的 Corrobesch-DF-Nuklear 塗層其除污特性隨累計劑量之變化。[15].....42

圖 3.2.1 核電廠(PWR 及 BWR)污染的氧化物類型[5].....48
圖 3.2.2 金屬或合金採用化學溶液除污示意圖[8].....63
圖 3.2.3 EPRI DFD 流程示意圖.....71
圖 3.2.4 手套箱垂直壁上的滾輪測試[8].....79
圖 3.2.5 簡單電極的情況[8].....79
圖 3.2.6 使用化學凝膠進行表面除污[16].....84
圖 3.2.7 磚表面[8].....85
圖 3.2.8 陶瓷表面[8].....85
圖 3.2.9 金屬表面[8].....85

圖 3.2. 10 含有金屬氧化物的可剝離塗層[8].....86
圖 3.2. 11 化學除污技術選取建議.....95
圖 3.2. 12 機械除污選取建議.....96

圖 3.3. 1 AISI 316 試片在 12 小時 WWER(Loviisa, 左圖)及 BWR(Olkiluoto, 右圖)環境中的 GDOES 成分分析結果.....110
圖 3.3. 2 HP/CORD UV 的原則[4].....111
圖 3.3. 3 HOP 方法.....111
圖 3.3. 4 Obrigheim 電廠全系統除污的流程圖[1].....113
圖 3.3. 5 A533 碳鋼(左) 106 碳鋼(右)於 90ºC，經過 LOMI 除污 2.5 小時候表面形貌[10].....115
圖 3.3. 6 金屬移除量與暴露時間的關係[21].....120
圖 3.3. 7 放射性物質移除量與時間的關係[21].....121
圖 3.3. 8 316 SS 在不同水化學下的氧化膜結構[24].....128
圖 3.3. 9 蒸汽產生器管件表面形成的氧化膜 SEM 圖[26].....129
圖 3.3. 10 不銹鋼氧化膜結構圖[26].....130
圖 3.3. 11 304 不銹鋼氧化膜的金屬元素分佈[26].....131
圖 3.3. 12 化學除污的 pH 與電位圖[8].....132
圖 3.3. 13 CORD 程序[28].....134
圖 3.3. 14 二次廢棄物生成量[29].....136
圖 3.3. 15 二座電廠使用 DFD 與 CORD 比較[27].....137
圖 3.3. 16 BWR 成本/效益分析(LOMI)[30].....138
圖 3.3. 17 BWR 成本/效益分析(CAN-DECON)[30].....138
圖 3.3. 18 PWR 成本/效益分析(LOMI)[30].....139
圖 3.3. 19 PWR 成本/效益分析(CAN-DECON)[30].....139

# 表目錄

表 3.1. 1 除污標準比較分析中所使用之塗層屬性[1]....12
表 3.1. 2 匈牙利 MSZ 標準與 ISO 標準之除污操作比較。[1]....14
表 3.1. 3 實驗條件與溶液環境設定[10]....16
表 3.1. 4 $Cs^{+}$和 $Co^{2+}$吸附反應特性比較....17
表 3.1. 5 ISO 標準所定除污程序所使用之籠式攪拌器零件表 [2]....23
表 3.1. 6 ISO 標準所定鈷-60 和銫-137 除污程度評估表 [2]....25
表 3.1. 7 ASTM D5144 - 08(2016) [4] 所列之核電廠塗層相關測試標準....30
表 3.1. 8 背景計數值$N\Phi$與所需的量測計數值$Nc$以獲得特定統計誤差$\sigma CT$....33
表 3.1. 9 tβ 在 $m$ 組量測的出現機率 [5]....36
表 3.1. 10 Student t 分布分位數tγ, p [5]....36
表 3.1. 11 鈷-60 與銫-137 核種參數 [6]....37
表 3.1. 12 日本 JIS Z 4507:1998 除污標準所定評價方法之種類 [7]....37
表 3.1. 13 JIS 形試料皿之尺寸及容許差（單位 mm）[14]....38
表 3.1. 14 含放射性核種之污染液參數 [7]....38
表 3.1. 15 含分裂產物之污染液參數 [7]....39
表 3.1. 16 各國除污標準所規範之污染操作比較 [1, 2, 3, 6, 7]....43
表 3.1. 17 各國除污標準所規範之除污操作比較 [1, 2, 3, 6, 7]....44

表 3.2.1 核電廠(PWR 及 BWR)污染的氧化物成份[5]....48
表 3.2. 2 除污技術彙整表[8]....49
表 3.2. 3 除污因子間的關係[8]....62
表 3.2. 4 用於除污的水溶液化學品[8]....63
表 3.2. 5 針對 SS 使用兩種及三種試劑的 DF 及其燃料循環次數[8]....64
表 3.2. 6 不銹鋼的電化學除污（滾動電極）[8]....79
表 3.2. 7 不銹鋼（平板電極）的電化學離子交換除污[8]....79
表 3.2. 8 泡沫除污主要三步驟[11]....81
表 3.2. 9 成批的發泡化學品依以上比例混合....81
表 3.2. 10 具體的除污操作和結果(C 代表 smear test，形式 R 代表 Radiation test)....81
表 3.2. 11 凝膠除污結果[17]....84
表 3.2. 12 實際受 Cs-137 污染的不銹鋼樣品的除污效率[8]....86
表 3.2. 13 實際受 Sr-90 污染的不銹鋼樣品的除污效率[8]....86
表 3.2.14 不同性質樣品的除污[8]....87
表 3.2. 15 乾式及濕式噴砂對於金屬除污的部份結果[8]....91
表 3.2. 16 混凝土表面的處理深度[8]....92
表 3.2. 17 機械除污的應用及優缺點[7]....93
表 3.2. 18 各項除污技術之優缺點比對....97

表 3.3. 1 CORD® Family 中各類除污程序[1] .....108
表 3.3. 2 AREVA NPs 運轉中機組之全系統除污案例[1] .....108
表 3.3. 3 AREVA NPs 已停止運轉機組之全系統除污案例[1] .....109
表 3.3. 4 除污流動路徑中材料與其表面特性[1].....113
表 3.3. 5 Obrigheim 全系統除污的結果[1].....114
表 3.3. 6 不同條件下材料腐蝕速率 (左：間隙試片；右：棒狀試片) [10].....115
表 3.3. 7 採用 DFD 除污程序之實際案例[12].....116
表 3.3. 8 不同材料試片除污後的腐蝕速率.....122
表 3.3. 9 LOMI、CAN-DECON、HP/CORD UV 方法之比較[3].....123
表 3.3. 10 除污步驟之描述[3].....123
表 3.3. 11 各類材料於不同除污方法下的測試[8].....124
表 3.3. 12 化學除污實際應用的美國電廠(至 1987 年止)[22].....125
表 3.3. 13 BWR 與 PWR 所使用材料比例與生成 Crud 成分[8].....129
表 3.3. 14 除污進行中與除污後各種材料可能會出現的腐蝕類型[8].....133
表 3.3. 15 金屬污染層狀態與需求的除污因子[27].....133
表 3.3. 16 一般核電廠的沉積物數值[27].....133
表 3.3. 17 不同水環境下的金屬氧化膜結構與可能採用的化學除污方法.....134
表 3.3. 18 五個 BWR 電廠採用 LOMI 與 CITROX 樹脂廢棄物產生量[22].....137

一、彙整比較國際除污標準，目標國家包含但不限於俄羅斯、美國、德國及日本等，評估用於我國電廠除役管制之適切性，以作為制訂我國電廠除役工作時之管制作業要項的參考。

## (一) 前言

除役的重要工作是進行除污(decontamination)，不同的目標物、除污標準和周遭工作環境均會對選取除污方式造成影響。在待除污的電廠環境中，各表面使用的漆(paint)或塗層 (coating)其是否易於除污(ease of contamination)之特性決定是否可以達成快速並有效除污的理想操作準則以降低除役工作的風險。原理上，物理吸附(基於污染物與表面材料的凡得瓦力)與化學吸附(污染物與表面材料產生化學鍵結)為表面污染最主要的兩種作用。此外放射性污染物質也會藉由擴散效應而滲透進入多孔性材料之表面。有鑑於此，電廠操作環境需選用特製之表面漆與塗層以儘量減少放射性污染物質因滲透進入材料孔隙而增加後續除污工作的困難度。為有效評估各表面材質所表現的易於除污特性，多個核能使用國與國際標準化組織(International Organization for Standardization，ISO)皆訂有標準實驗操作流程使測試結果得以量化比較並分類歸納各表面材質之性質。基於管制單位對多國除污標準操作程序，諸如污染溶液製備、量測系統規範、污染與除污流程以及除污效果測定等步驟皆需有全盤的了解，本分項係以 L. C. Hao, et. al.,“Comparison of decontamination standards”[1]及 ISO 8690:1988 [2]標準為依據與美國 ANSI N5.12-1974 [3]與 ASTM D5144 - 08(2016) [4]標準、俄羅斯 GOST 25146-82 [5]標準、德國 DIN 25415 [6]標準及日本 JIS Z 4507:1998 [7]標準進行比較及彙整。

本分項工作所研討摘要之除污標準注重測試可用於電廠環境表面之塗層的除污特性，管路/結構內部與放射性物質接觸之表面除污技術與相關指引彙整於本計畫分項二和分項三之報告。所研討的除污標準中 ISO、俄羅斯、德國與日本之除污標準皆為實驗室環境下的標準操作流程、量測方法與量測結果的分析。而美國的 ANSI N5.12-1974 [3]與 ASTM D5144 - 08(2016) [4]標準則會考量電廠環境下，適當選用的塗層可助於保護設備表面免於銹蝕或放射物質之污染，因此除了定義除污測試步驟外，還會明確規範測試塗層之化學抗性、物理性質、防火性與品保等相關標準。特別是電廠內塗層須避免發生嚴重的剝離與脫落情況以避免因部份塗層掉落進安全系統組件中(譬如貯水槽)進而造成管路或噴嘴阻塞使安全系統失效。因此美國塗層標準[3, 4]即作為評估與選用電廠塗層之依規，並在本節分段四做進一步介紹。

## (二)除污標準比較與除污因子(Decontamination factor，DF)測定[1]

就一表面材料而言，決定其是否易於除污的主要參數為：1. 表面孔隙率(porosity)，2. 表面粗糙度(roughness)，3. 表面可濕性(wettability)，4. 放射核種與表面的化學反應，5. 固液介面之電雙層(electric double layer)外部發生之吸收過程。依標準操作程序，除污效果可由所定義的除污因子 DF 估算：

$$DF = \frac{\text{污染程序後的放射性活度}}{\text{除污程序後的放射性活度}}。 \quad (3.1.1)$$

L. C. Hao, et. al. 即在其“Comparison of decontamination standards” [1]的研究著作中，選用四種不同的塗層材料(摘要如表 3.1.1)依匈牙利 MSZ-05 22.7662-83 標準與 ISO 8690:1988 標準操作並依所測得之相應除污因子結果對兩種除污標準結果做比較。在測試中，各塗層皆塗布於 40x40 公釐的鋁試片上並儲存 24 小時使其完全乾燥。所需比較的 MSZ 與 ISO 標準皆要求對每個塗層做五次獨立的量測。

在污染過程的操作上，匈牙利 MSZ 標準與 ISO 標準皆建議使用體積莫耳濃度為每公升 $10^{-5}$ 莫耳($10^{-5}$ mol $dm^{-3}$, 1 立方公寸 $dm^3$ 即為一公升)，pH 值為 4 的銫-137 ($^{137}Cs$)與鈷-60 ($^{60}Co$)的污染溶液。在研究以化學吸收為主要機制的污染與除污效果時，匈牙利 MSZ 標準指定將塗層試片放入如圖 3.1.1 所示之試片架中，再由上方滴入 0.565 立方公分之污染液。待兩小時後移出試片並用超純水(ultrapure water)沖洗受污染之試片。而相應 ISO 標準的操作中，塗層試片即放入如圖 3.1.2 所示之試片架中，再由上方滴入 1 立方公分之污染液並靜置兩小時。待污染操作完成後，試片即可移至除污裝置中。

表 3.1. 1 除污標準比較分析中所使用之塗層屬性[1]

| **ID** | 塗層類型 | **塗布方式** | **顏色** | **粗糙度** |
|---|---|---|---|---|
| DC | based-modified Silicon resin | **噴塗** | **灰色** | **輕度粗糙** |
| CV | alkyd resin | **噴塗** | **深灰色** | **相當粗糙** |
| KM | enamel paint | **刷塗** | **棕色** | **有光澤** |
| NR | epoxy resin | **刷塗** | **米黃色** | **半光澤** |

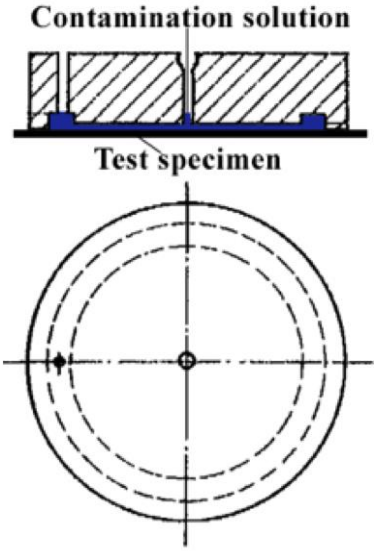



圖 3.1. 1 匈牙利 MSZ 標準所規範的化學吸收污染試片架[1]

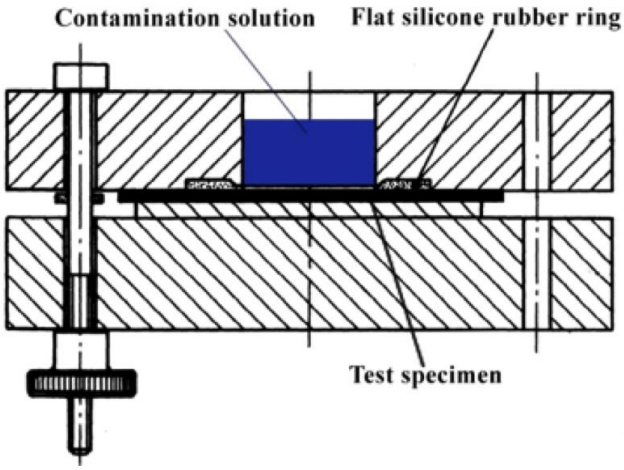



圖 3.1. 2 ISO 標準所規範的化學吸收污染試片架[1]

在測定特定放射性計數率(specific counting rate)以決定污染後試片的放射活度上，實驗使用一台效率達 40 %的高純鍺偵測器(high purity germanium detector) 量測 661.6 keV 的銫-137 加馬光譜線與 1173.4 keV 和 1332.5 keV 的鈷-60 加馬光譜線訊號的計數值。依匈牙利 MSZ 標準，受污染的試片在乾燥後即可使用高純鍺偵測器量測 1000 秒後來決定污染後的特定放射性計數率。相對的，不同於直接量測污染試片的計數值，ISO 標準操作下特定放射性計數率由滴定 0.1 立方公分的污染液於一片玻璃試片來獨立完成計數。因此，MSZ 標準與 ISO 標準對測定污染試片的特定放射性計數率的方法有相當大的差別。

在除污過程的操作上，匈牙利 MSZ 標準指定三個連續的步驟。第一步驟使用超純水為除污液，並將塗層試片浸沒在水中 10 秒後拿出，而後重複浸沒試片至水中共 15 次以累計共 150 秒的浸沒時間。在完成第一步驟後，試片經紅外光燈照射乾燥後即可量測殘留(residual)放射性計數率以決定除污因子的數值。MSZ 標準的第二除污步驟則使用指定成分的除污溶劑執行除污。此特殊除污溶劑的成份為 polyethylene glycol nonylphenyl ether (5 g $dm^{-3}$)，citric acid (4 g $cm^{-3}$)，與 EDTA (4 g $cm^{-3}$)，借以了解清潔液(detergent)的除污效果。塗層試片如同第一步驟中的操作共浸沒至特殊除污溶劑中 150 秒，並在乾燥後量測相應的殘留放射性計數率以測定除污因子數值。注意在第二次除污後，相應除污因子的計算應以第二次除污後的殘留放射性計數率除以第一次除污後的放射性計數率

MSZ 標準的第三除污步驟則指定使用濃度為 1 mol $dm^{-3}$ 的鹽酸(HCl)為除污溶劑，以測試在可造成表面塗層結構改變的強烈除污溶劑使用時的測試結果。此種強烈除污劑也可更有效去除附著在多孔材質上的污染物。在此步驟中，除污(浸沒至除污溶劑中共達 150 秒)與量測的操作過程皆與前兩項步驟相同，並用以決定相應的除污因子數值。在 ISO 標準所指定的除污過程操作上，塗層試片在污染操作後立即固定在特製的籠式攪拌儀器(cage-stirrer apparatus，如圖 3.1.12)的試片架上。除污時，試片浸沒至超純水中，而後攪拌器裝置的馬達驅動試片架以 100 rpm 的轉速旋轉操作 150 秒的除污時間。此後，試片即可在乾燥後量測相應的殘留放射性計數率並測定除污因子數值。匈牙利 MSZ 標準與 ISO 標準之除污操作摘要於表 3.1.2。

表 3.1. 2 匈牙利 MSZ 標準與 ISO 標準之除污操作比較。[1]

| 標準 | 操作步驟數 | 除污方法 | 除污劑 |
|---|---|---|---|
| 匈牙利 MSZ-05 22.7662-83 | 3 | 浸沒至除污劑中 150 秒 | 1. 超純水<br>2. 類清潔劑<br>3. 1 mol $dm^{-3}$ 鹽酸 |
| ISO 8690:1988 | 1 | 利用指定攪拌器使試片浸沒至除污劑中 150 秒 | 超純水 |

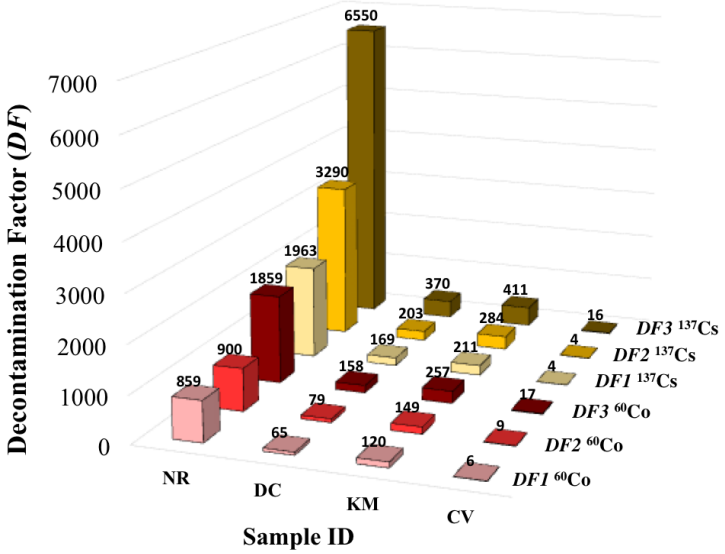



圖 3.1. 3 依匈牙利 MSZ 標準，在化學吸收污染下所測得的除污因子。[1]

圖 3.1.3 為 L. C. Hao, et. al. [1] 依照匈牙利 MSZ 標準在化學吸收污染下對表 3.1. 1 所列四種塗層材料所測得的除污因子。以鈷-60 的結果為例，DF1 為依照第一步驟使用超純水除污所量測的除污因子。DF2 與 DF3 則分別為使用清潔劑與鹽酸除污後所量測的除污因子數值。實驗結果顯示利用水除污的效果約略等同於清潔劑（DF1 與 DF2 數值相近）。文獻[1]中的實驗結果普遍顯示 CV 塗層的除污效果最差，作者解釋主因為 CV 塗層為粗糙表面，因此污染物質銫-137 與鈷-60 皆得以擴散進入內部的孔隙進而使得該材料變得較難除污。然而文獻[1]中僅用文字描述 CV 塗層的表面粗糙度為“相當粗糙”但並沒有提供確切粗糙度之數值，因此僅能從文獻[1]的實驗結果得知不同塗層定性上的除污效果，無法推表面粗糙度對除污效果定量上的變化。藉由圖 3.1.3 除污因子數值的比較，CV 塗層可分類為不易於除污，KM 與 DC 塗層可屬於較易於除污塗層，而 NR 為易於除污塗層。

圖 3.1.4 則為依照 ISO 除污標準所測得相應四種塗層材料的除污因子。此結果顯示 CV 塗層仍是不易於除污，而 NR 塗層則保有易於除污的特性。較特別的是 KM 塗層在 ISO 除污標準的操作下顯現出最好的易於除污特性。此外，實驗結果也顯示銫-137 普遍有比鈷-60 更易於除污之特性。

考量皆使用水為除污劑的情況下，匈牙利 MSZ 除污操作的第一步驟結果與 ISO 除

污操作結果可選用以比較在較相近的情況下 MSZ 標準與 ISO 標準下測得之除污因子如圖 3.1.5 所示。此比較結果顯示在利用不同除污標準測試塗層時仍可測定出 CV 塗層為不易於除污材料而 NR 有好的易於除污特性。然而 KM 塗層在 ISO 標準操作下卻表現出特別好的易於除污性質。測試結果皆顯示銫-137 污染可比鈷-60 污染更易於被清除，但文獻一並未深入討論為何銫-137 普遍有比鈷-60 更易於除污。

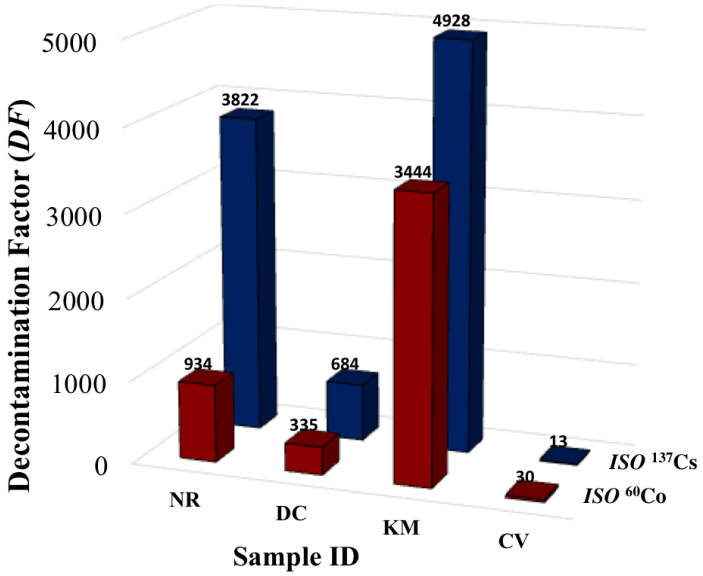



圖 3.1. 4 依 ISO 標準，在化學吸收污染下所測得的除污因子。[1]

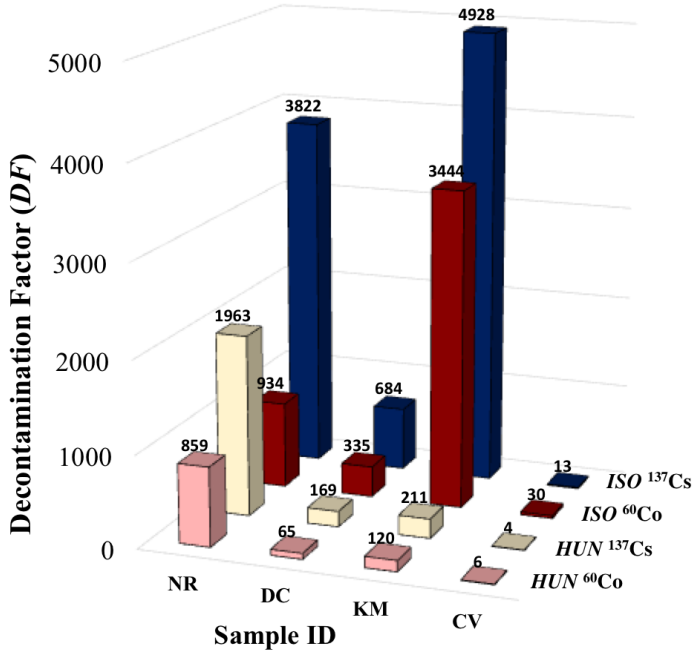



圖 3.1. 5 比較匈牙利 MSZ 標準與 ISO 標準，在化學吸收污染下所測得的除污因子。操作條件為皆使用水為除污劑所得之結果。[1]

一般而言，污染的成因可以經由許多方式造成，但是最主要的兩種來源方式分別是物理吸附跟化學吸附。化學吸附的時候，離子會離開溶劑的水核結構(hydration shell)擴

散結合到被吸附的表面。而物理吸附發生時，離子會與水核結構一起吸附到被吸附表面[8, 9]。在其他文獻[10]中指出，利用 Clay Sample (CS) 和 Brown Sand Sample (BSS1) 作為吸附劑可探討 $Co^{2+}$ 和 $Cs^{+}$ 的吸附行為。實驗條件與溶液環境，如下表 3.1.3 所示。首先將 0.1mg 的樣品(BSS1 或 CS)，與 $Cs^{+}$或 $Co^{2+}$(濃度:100mg/L)10ml 裝入 25 ml 的玻璃瓶中，密封玻璃瓶並搖晃均勻。放置在 298 K-333 K 的溫度下 2 分鐘至 2 小時。在不同的時間下取出溶液，並利用 spectrophotometrically (Buck scientific model VGP 210) 在波長 455 nm 與 347 nm 狀況下進行 $Cs^{+}$和 $Co^{2+}$殘餘濃度量測。

表 3.1.3 實驗條件與溶液環境設定[10]

| | |
|---|---|
| $Co^{2+}$ & $Cs^{+}$ 溶液濃度 | 100 mg/L |
| 溶液體積 | 10 ml |
| CS 或 BSS1 重量 | 0.1 mg |
| 溫度 | 298-333 K |
| 實驗時間 | 2 min - 2 h |

濃度量測後，接著探討材料吸收的動力學，吸收的金屬離子劑量可由下式表示[11]

$$q_t = (C_o - C_t)V/m \quad (3.1.2)$$

其中$q_t$(mg/g)為在時間 t 時每單位重量的金屬離子吸收劑量，$C_o$為初始金屬離子濃度，$C_t$ 為時間 t 時的金屬離子濃度，$V$為金屬離子溶液的體積，$m$為吸收物的重量。由圖 3.1.6(a)的結果顯示，樣品對於 $Cs^{+}$ 和 $Co^{2+}$ 的吸附量與時間，皆是呈現指數關係如下式[11]表示，最終都會趨向於一平衡吸附量$q_e$,

$$q_t = \ q_e \ (1 - \exp(-K_1 t)) \qquad (3.1.3)$$

其中$q_t$(mg/g)為在時間 t 時每單位重量的金屬離子吸收劑量，$q_e$為平衡時的金屬吸收濃度，$k_1$為吸收速率的常數(與平衡常數$K_c$不同)。再者結果可以發現對於不同溫度下，$Cs^{+}$的平衡吸附量$q_e$隨溫度上升而下降，而 $Co^{2+}$的平衡吸附量$q_e$則是隨溫度上升。考慮$q_e$與平衡常數$K_c$為正相關的關係下如公式 3.1.4 ，可以利用熱力學(公式 3.1.5)找出反應的熱量$\Delta H$將 $Kc$ 取 ln 對 $1/T$ 作圖，如圖 3.1.6(b), 斜率即為$\Delta H/R$，可看出 $Co^{2+}$吸附反應為吸熱反應而 $Cs^{+}$為放熱反應。

$$q_e \propto K_c \ , \Delta G = -RT\ln(K_c) \qquad (3.1.4)$$

$$\ln K_c = \frac{\Delta S}{R} - \frac{\Delta H}{RT} \qquad (3.1.5)$$

$Co^{2+}$和 $Cs^{+}$之吸附特性整理於表 3.1.4 ，在室溫下 Cs+吸附為放熱反應 $Co^{2+}$為吸熱反應，且在室溫下 298K，$Cs^{+}$ 吸附行為是自發反應，$Co^{2+}$為非自發反應，在 Gibbs 自由能的部分，$Cs^{+}$的吸附 ΔG 隨溫度上升，而 $Co^{2+}$下降。因此根據上述結果及如圖 3.1.7 所示，物理吸附行為主要的鍵結為凡德瓦鍵，不須藉由脫離水核結構來完成吸附過程。所以室溫下就可以反應，而當溫度提升的時候，吸附的離子動能提升而導致吸附不易，進而使吸附的自由能隨著溫度提升而提升；而化學吸附則需要藉由脫離水核結構來與吸附表面結合形成鍵結，所以反應熱為吸熱反應(吸收能量來完成反應)。導致較高溫度下吸附反

應的自由能下降，更容易進行吸附。綜上所述，$Cs^{+}$吸附行為傾向物理吸附而 $Co^{2+}$偏向化學吸附。

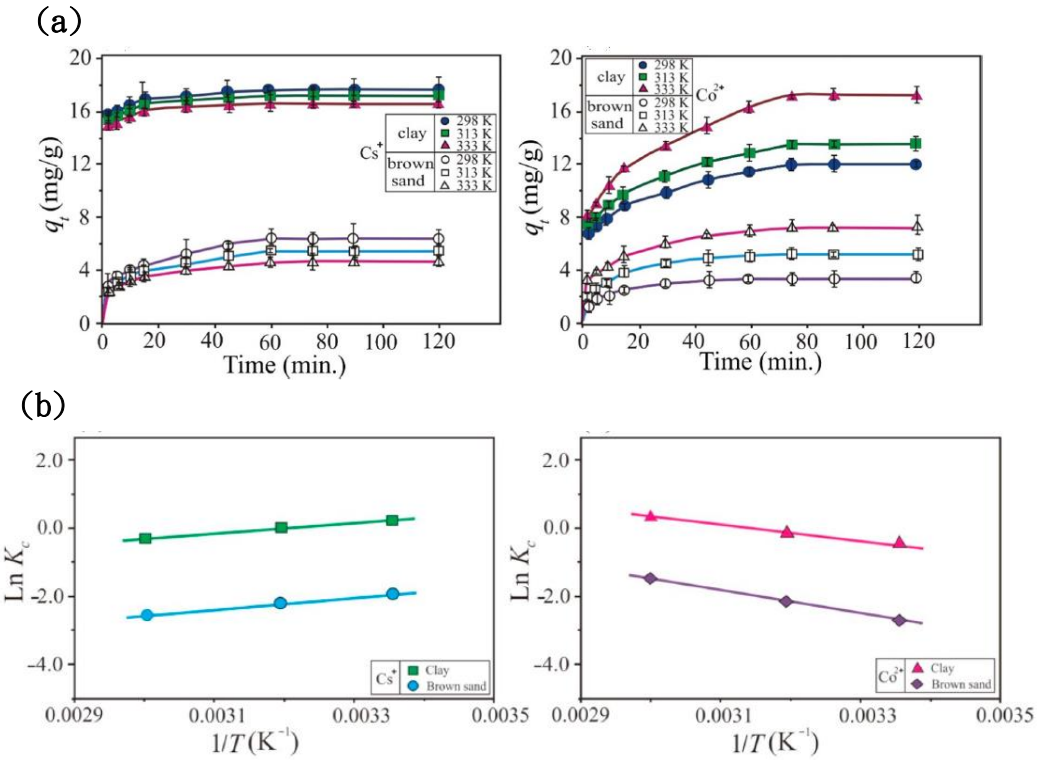



圖 3.1.6（a）CS 和 BSS1 對於 $Co^{2+}$和 $Cs^{+}$在不同溫度下的吸附行為，（b）CS 和 BSS1 對於 $Co^{2+}$和 $Cs^{+}$之 Kc(反應常數)與溫度的倒數之關係[10]

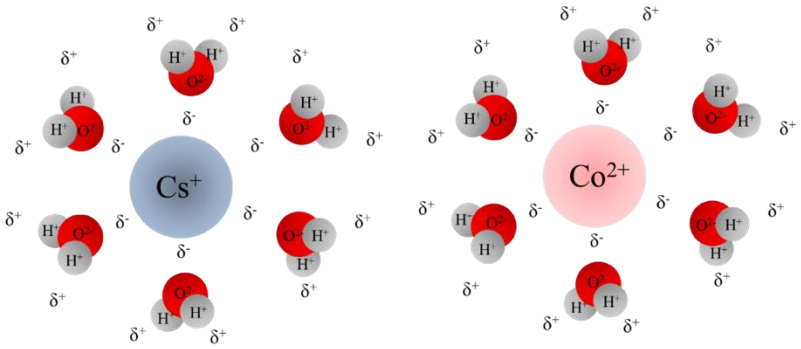



圖 3.1.7 $Cs^{+}$和 $Co^{2}$水核結構(hydration shell)示意圖，δ 為極性方向

表 3.1.4 $Cs^{+}$和 $Co^{2+}$吸附反應特性比較

| | $Cs^{+}$ | $Co^{2+}$ |
|---|---|---|
| 反應熱 ΔH | 放熱 | 吸熱 |
| (T=298K，ΔG<0 )室溫下反應 | 自發 | 非自發 |
| ΔG 隨溫度上升 | 上升 | 下降 |
| 吸附發生 | 低溫(313 K↓) | 高溫(333 K↑) |
| 吸附特性偏向 | 物理吸附 | 化學吸附 |

## (三) ISO 8690:1988 除污標準介紹[2]

在原理上，首先準備含有鈷-60 和銫-137 的污染溶液 (pH 值: 4 濃度: $10^{-5}$ molar)並利用大面積輻射偵檢器量測 100µl 的污染溶液，透過量測結果來計算污染溶液的脈衝速率。之後使用污染物溶液去定義被污染試片區域，並使用去離子水去污及通過測量污染試片決定剩餘脈衝率。最後計算每個放射性核種的平均殘餘脈衝率，並使用鈷-60 和銫-137（最終剩餘脈衝率）的算術平均值來評估通過經驗分類的除污難易程度。

污染溶液與除污液的製備步驟如下:

1. 污染溶液的製備

應使用放射性元素鈷-60 和銫-137 污染試片。其他放射性元素也可以，但要根據實際應用與表面材料的需求進行設計。然而，污染物溶液需有一定的化學穩定性且不應腐蝕試片。去污化的試片需在穩定的狀態下才便於量測殘留的污染物劑量。偵測器有無感時間(dead time)與背景值等需考量的因素，調整到適當的條件後，脈衝值需在每分鐘大於 200,000 的脈衝計數率，並將活化濃度在 0.2 MBq / ml 以上符合活化濃度條件的污染溶液蒸發 100 µl。此外，放射性核種須被使用在載子濃度(1±0.1) x $10^{-5}$ mol/l 且 PH 值 4.0±0.2 的硝酸中。污染物的 PH 值必須每個月進行檢查，每次檢查後，已使用的各污染液不適合後續實驗進行，請依實驗室規定棄置於廢液區。

製備污染溶液時，除了 $Co^{2+}$和 $Cs^{+}$離子與相應的硝酸根離子，放射性核種儲備液不得含有在下述的蒸發溶液殘留的成分。所用的試劑均需在可分析或更佳的劑量。藉由銫-137 和鈷-60 儲備溶液的活度濃度數據可以計算出製備所需污染物溶液的量，而用於製備污染物溶液的方程式請見附錄一。下一步是根據這些輸入量計算用於放射性核種轉移的載體量，並從這些量依次計算硝酸鈷（II）或硝酸銫溶液的量，這些增加的量需建立在載子濃度個別為(1±0.1) x $10^{-5}$ 的溶液中。之後將計算量的載體溶液置於足夠大的聚四氟乙烯容器中，使溶液可稀釋至其最終體積。為了增強放射性核種儲備液中可能存在的氯離子的置換，會在每 90ml 最終體積下的污染物溶液添加 5ml 的硝酸溶液（高純度）[c（$HNO_3$）= 1mol / l]。 最後，加上分別計算的鈷-60 和銫-137 儲備溶液的相應輸入量。

使用紅外光燈將混合溶液蒸發至乾燥，直到蒸發的霧釋放停止。然後再將紅外光燈移至初始兩倍遠的距離再額外加熱容器兩小時。冷卻後，通過加入使用二次蒸餾水將 7 µl 硝酸（ρ = 1.4 g / ml）稀釋至 1 公升所產生 pH 值為 4 的硝酸至容器以達到各自的最終體積。並根據除污程序的操作步驟第 1 點(第 20 頁)，檢查達到最終體積之溶液的特定放射性計數率。pH 值測定應在乾燥殘留物溶解後至少 12 小時後進行。為了避免腔體效應（wall effects）改變濃度，個別溶液應保存在閉封的聚四氟乙烯容器中並封裝在最小尺寸的玻璃容器中以防止蒸發。按照此程序製備的溶液只要其 pH 值在指定範圍內且活化濃度變化量衰減校正實施下不超過其初始值 5%即可使用。

2. 除污劑

除污劑可在溫度為 23±2°C 的測試中使用去離子水(最大導電度 3 µS/cm) 。

試片的製備與初步檢驗步驟如下:

1. 清潔溶液抗性

為了達到初步測試的目的，試片至少要有一充足面積的板狀面(參閱小節 4.試片數目與尺寸)且可由任何合適的材料組成—例如非金屬材料或金屬材料，塗層系統，基板覆層。試片必須有足夠的對清潔溶液抗性；可以使用下述製程確認：

a） 將一小塊棉絨浸泡在清潔液中，將其放在試片表面並用培養皿蓋住

b） 接觸 10 分鐘後，取下棉絨並用水清潔試片

c） 然後在 40±5°C 下乾燥一小時

d） 確認試片狀況

如若試片顯示出較嚴重的顏色與光澤變化則不適合用來測試。

2. 非金屬試片

非金屬材料 - 例如高莫爾分子量聚合物，玻璃，陶瓷材料等 - 應具有典型實際使用質量的表面。如果試片的背面是多孔的或是未塗覆的金屬，背面和邊緣應以易於去除的塗覆方式塗覆，例如使用環氧樹脂，聚氨酯或氯化橡膠塗料。而對於製備已塗層的試片，應將有待研究的代表性樣品從塗料取出，並按照準備測試相關的標準方法進行。而塗層材料應塗在載體或實際常使用背面，並且適當地進行後處理；然而須注意的是任何不恰當的處理是不被允許，例如額外的熱時效。試片的製備日期應備標示清楚。

3. 金屬試片

金屬或金屬表面的試片應使用實際常使用的方式進行預處理並用於塗層反面和邊緣，如上第 2 節所述。且製造商應附表面粗糙度（平均粗糙度值）並提及樣品材料的性質描述。

4. 試片數目與尺寸

應具備 15 個相同的測試製備樣本，且至少製備兩組平行試片，一組需由至少五個試片以上的數量進行測試。而剩餘的試片可按照 3.1 所述的步驟進行初步試驗，並作為接下來試驗的參考試片。

標準試片的面積應為 50 毫米 x 50 毫米且長或寬的誤差藉於+10 毫米 ~ -2 毫米之間，厚度在 1~10 毫米之間。並選具有最佳矩形形狀的一個角落作為參考角使用，並在其試片背後產生一個十字標記淺刮痕作標記。若受制於前置工程而需使用其他試片尺寸和不同條件的準備，應在測試報告中清楚標示。且為了有助於避免待測表面之間的接觸，採用試片尺寸不大於 51 毫米 x 51 毫米 x 3.5 毫米的試片可以使用滑動式儲存容器以方便地儲存和運輸。

5. 試片調整與清潔

試片應保存在開放的容器中，並在環境 20±5°C 且乾淨，無腐蝕性的測試實驗室中超過 14 天。然而這個需求並不適用於待測表面是由陶瓷材料或玻璃所組成的試片。清潔時，應使用柔軟的擦拭紙巾清潔試片。首先，將紙巾浸泡在由石油醚（沸點區間

60~80°C）和異丙醇（最小含量 99%）體積百分比 1：1 所組成的清潔液中再將其擦拭待測表面。接著，使用幾乎〝乾燥〞的紙巾重複擦拭。第三次擦拭流程則使用沾滿純水的紙巾擦拭。在以上每種狀況下，擦拭方向須統一且每次擦拭的紙巾須用不同部位，擦完整個試片表面視為一次流程，須進行五次流程。紙巾至多只能被使用一次流程，每次流程結束需再更換新紙巾。最後，使用裝滿純水的塑料擠瓶去除所有在待測表面的纖維與粒子，然後將試片垂直放置乾燥並在環境 40±5℃下保持 1 小時。此外，用有機表面材料塗覆整個表面的試片可根據特殊要求在沒有任何事先清潔的情況下進行測試。在這種情況下，試片的製備應按照製造商的說明由中心進行試驗，但需確保待測的試片表面沒有任何污染。如若省略清潔階段，則應在報告中清楚註明。

除污程序的操作步驟如下:

1. 決定污染溶液的特定放射性計數率 (specific pulse rate)

在三個載玻片上塗抹 100 μL 污染物溶液，尺寸為 50 毫米 x 50 毫米 。使污染的區域與中心重合，並利用如圖 3.1.8 輔助定位。溶液液滴在乾燥之後(最高 45℃)，如圖 3.1.9 的架設，測量試片的特定放射性計數率。此外應注意測量幾何（如受污染的玻璃表面距離探測器）在測量每個試樣上應相同（可參照第 24 頁小節“4.確定殘留放射性計數率於”）。

測量時，分別對兩種污染溶液進行測定。且每片的測量週期為 1 分鐘。應校正背景和偵測器無感時間(dead time)的損失。最後將三個結果的算術平均值乘以係數 10，結果以每分鐘脈衝數表示。

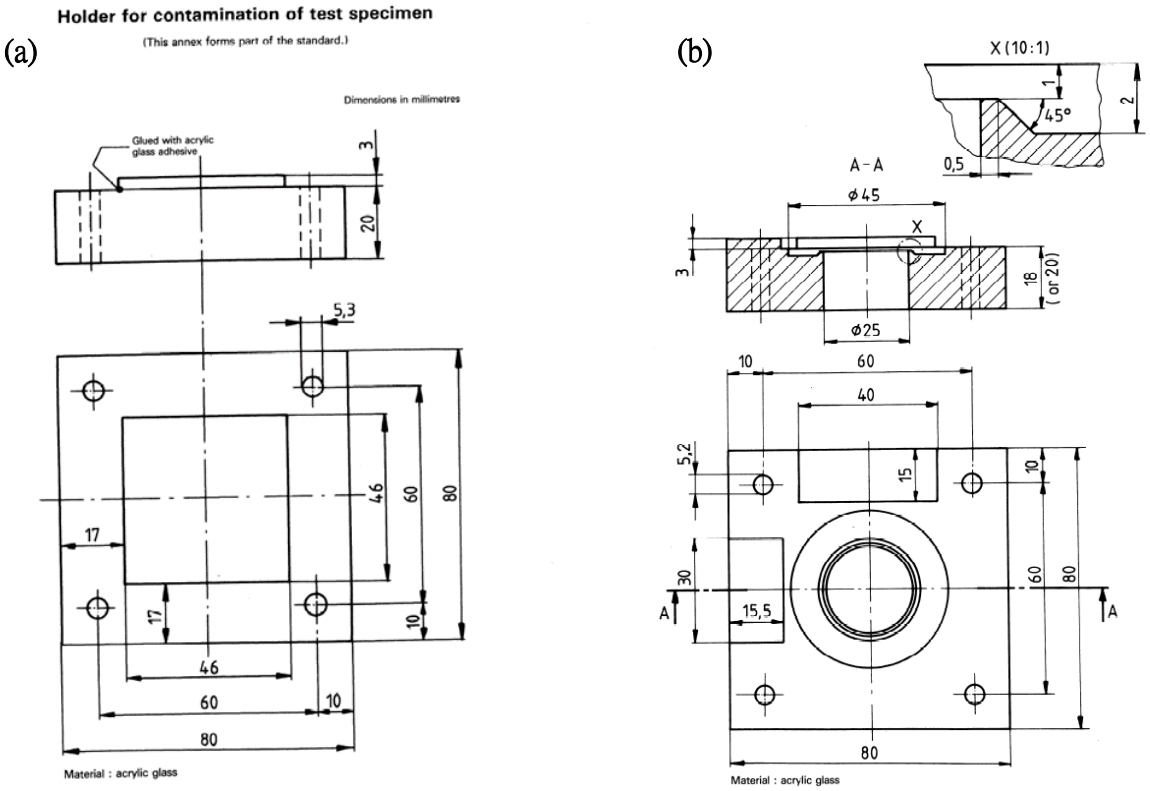
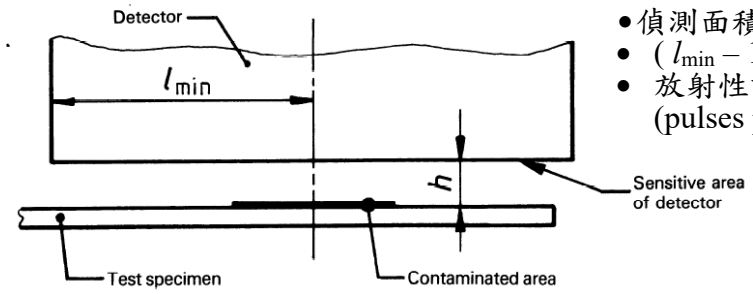



圖 3.1. 8 ISO 標準訂定之污染試片的載台 – (a)下部件 L，(b)上部件 U。[2]




- 偵測面積 > 直徑 30 mm
- ( $l_{min}$ – 12.5 mm ) : h > 3 : 1
- 放射性計數率 > 200,000 (pulses per minute)

圖 3.1. 9 ISO 標準測量試片的特定放射性計數率之實驗架設[2]

2. 試片污染

污染應使用下圖 3.1.10 所示的組件進行。首先將試片插入定位輔助裝置（如圖 3.1.8）中，參考角 R 如圖 3.1.11 所示。將試片的邊 A 和 B.與上部 U(upper part U) 的 a 和 b 線對齊，(對齊 B-b 先)。 然後將測試樣品對著矽膠圈的上部件 U.(upper part U)通過螺釘緊固試片，使得矽膠圈上邊緣與上部件 U 接觸。接著通過施加 1 ml 污染溶液在圓圈中間污染測試樣品。並將支架保持在水平位置。 如果在高度疏水的材料表面上，污染物沒有立即覆蓋測試圈的情況，載台可以傾斜以確保液體充分擴散。記得將一個小培養皿放在 U 部分頂部的測試圓上防止污染物溶液蒸發。在放置 120±5 分鐘後，用具有容積 1000 µL 的移液管盡可能完全吸出污染溶液，因此這個過程必須傾斜支架，然後翻轉支架。最後取下螺母後，抬起下部 L，然後垂直測試試片防止污染溶液分佈到未受污染的部分。而為了避免蒸發的影響，需立即固定測試樣品到攪拌塔以及盡快的開始去污一組樣品。

從試片在載台卸下到將它們固定在載台上的整個過程不得超過 12 分鐘。

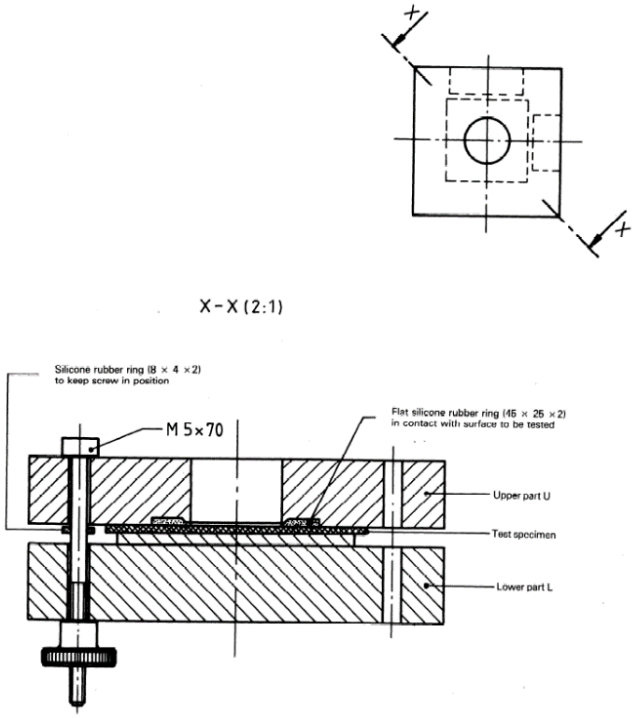



圖 3.1. 10 ISO 標準所訂污染測試試片的載台[2]

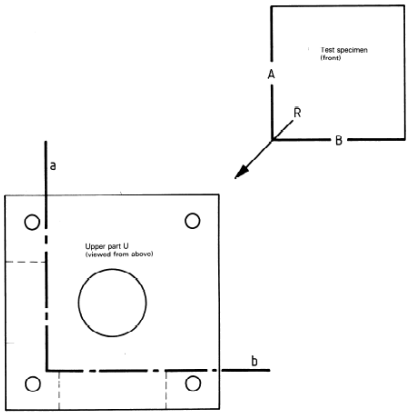



圖 3.1. 11 ISO 標準所訂污染試片用的載台(插入測試試片) [2]

3. 除污流程

除污工作主要使用如圖 3.1.12 所示的籠式攪拌儀器(cage-stirrer)，表 3.1.5 即為攪拌器各組件參數。先將五個試片分別使用薄橡皮筋或由耐酸鋼製成彈簧片固定在籠式攪拌器的視窗上( 圖 3.1.11 )。為了確保測試樣品的污染區域位於窗口的中間，可根據圖 3.1.13 所示，將測試樣品的參考角覆蓋在窗口的右下角，並讓試樣邊 A 和 B 與線 d 和 e 對齊。應使用一塊耐酸鋼來封閉第六塊鋼窗口。這種鋼板也應用於支撐非常薄的試樣，使樣品有足夠平整的表面。

**Cage-stirrer apparatus for decontamination**

(This annex forms part of the standard.)

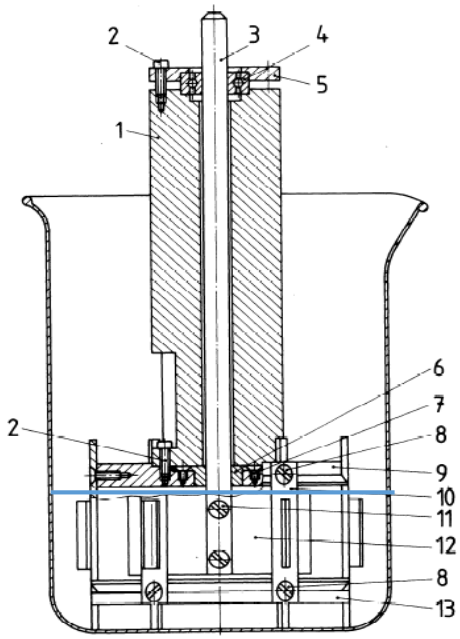



圖 3.1. 12 ISO 標準所訂籠式攪拌儀器機構圖[2], 藍線為所應填滿的最低水位(即覆蓋窗口的最上端)

表 3.1. 5 ISO 標準所定除污程序所使用之籠式攪拌器零件表 [2]

| 對應上圖數字 | 數量 | 用途描述 | 材料 |
|---|---|---|---|
| 1 | 1 | 支撐攪拌器 | 壓克力玻璃 |
| 2 | 6 | 六角螺絲,<br>M3 x 12,<br>ISO4762 | 耐酸不鏽鋼 |
| 3 | 1 | 攪拌軸 | 耐酸不鏽鋼 |
| 4 | 1 | 深槽滾珠軸承<br>ISO 15<br>(尺寸: d=10 D=26 B=8) | |
| 5 | 1 | 軸承的連接 | 壓克力玻璃 |
| 6 | 1 | 攪拌軸的軸承<br>ψ3,4<br>ISO 273<br>ISO 2009 | PTFE |
| 7 | 2 | 皿頭螺絲 M3 x 5<br>ISO 2009 | 耐酸不鏽鋼 |
| 8 | 12 | 皿頭螺絲 M4 x 10 | 耐酸不鏽鋼 |

| | | | |
|---|---|---|---|
| | | ISO 2009 | |
| 9 | 1 | 上部六角墊片 | 壓克力玻璃 |
| 10 | 6 | 連接部件<br>ψ4,5<br>ISO 273<br>ISO 2009 | 耐酸不鏽鋼 |
| 11 | 2 | 皿頭螺絲 M3 x 10<br>ISO 2010 | 耐酸不鏽鋼 |
| 12 | 1 | 攪拌葉片 | 耐酸不鏽鋼 |
| 13 | 1 | 下部六角墊片 | 壓克力玻璃 |

將標準物浸入 900±20 毫升且最大導電率 3 μS/cm 的去離子水中，且使得攪拌器接觸燒杯(燒杯:ISO 3819)的底部。如果使用的是(ISO 3819)以外的燒杯，則應填滿到如圖 3.1.13 所示的最低水位 (即覆蓋窗口的最上端)。水的初始溫度應為 23±2℃。先以 100±5 轉/分鐘的速度運行攪拌器 2.5 分鐘。將燒杯更換為另一個含有水的燒杯再攪拌 10 秒鐘。從攪拌器取下試樣，然後在 40±5℃下乾燥。如果檢查去污劑溶液的再污染是必要的，可以用靠近第六窗口的鋼片將未污染的試樣進行替換。

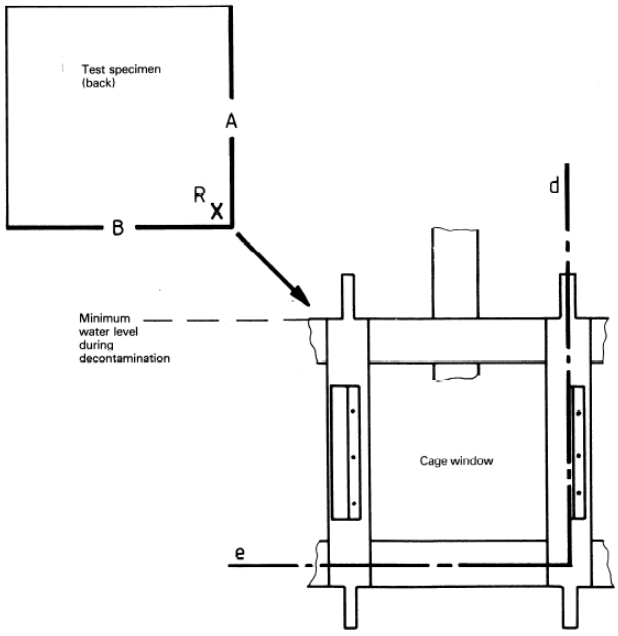



圖 3.1. 13 ISO 標準所訂籠式攪拌儀插入樣品操作示意圖 [2]

4. 確定殘留放射性計數率(residual pulse rate )

乾燥後，使用輻射偵檢設備測量除污染試片的脈衝速率。對於所有試片測量幾何，

包含距離和探測器與試樣之間的相對位置等都應相同，詳細流程可查看前述小節“1. 決定污染溶液的特定放射性計數率”。在測量測試樣品的剩餘脈衝率之前，要先測量未污染的試樣的背景脈率。每次測量應進行扣除背景值，並應考慮無感時間的損失。計數應高於背景 5000。

結果計算與除污難易程度評估:

除污後，分別計算每組樣本的鈷-60 和銫-137 五次試驗殘餘脈率的算術平均值。 結果應以每分鐘脈衝數表示，並根據以下等式分別計算對鈷-60 和銫-137 的標準化平均值殘餘脈衝率：

$$\text{標準化平均殘留放射性計數率} = \text{平均殘留放射性計數率} \times \frac{3 \times 10^6}{\text{特定放射性計數率}}。$$

如果使用放射性核種鈷-60 和銫-137 進行污染，則可使用以下表 3.1.6 方法評估去污的程度。

表 3.1. 6 ISO 標準所定鈷-60 和銫-137 除污程度評估表 [2]

| 最終殘留放射性計數率<br>(Final residual pulse rate, FRP)<br>pulses / min | 除污程度 |
|---|---|
| FRP < 3000 | 良好 |
| 3000 < FRP < 15000 | 好 |
| 15000 < FRP < 60000 | 普通 |
| 60000 < FRP | 差 |

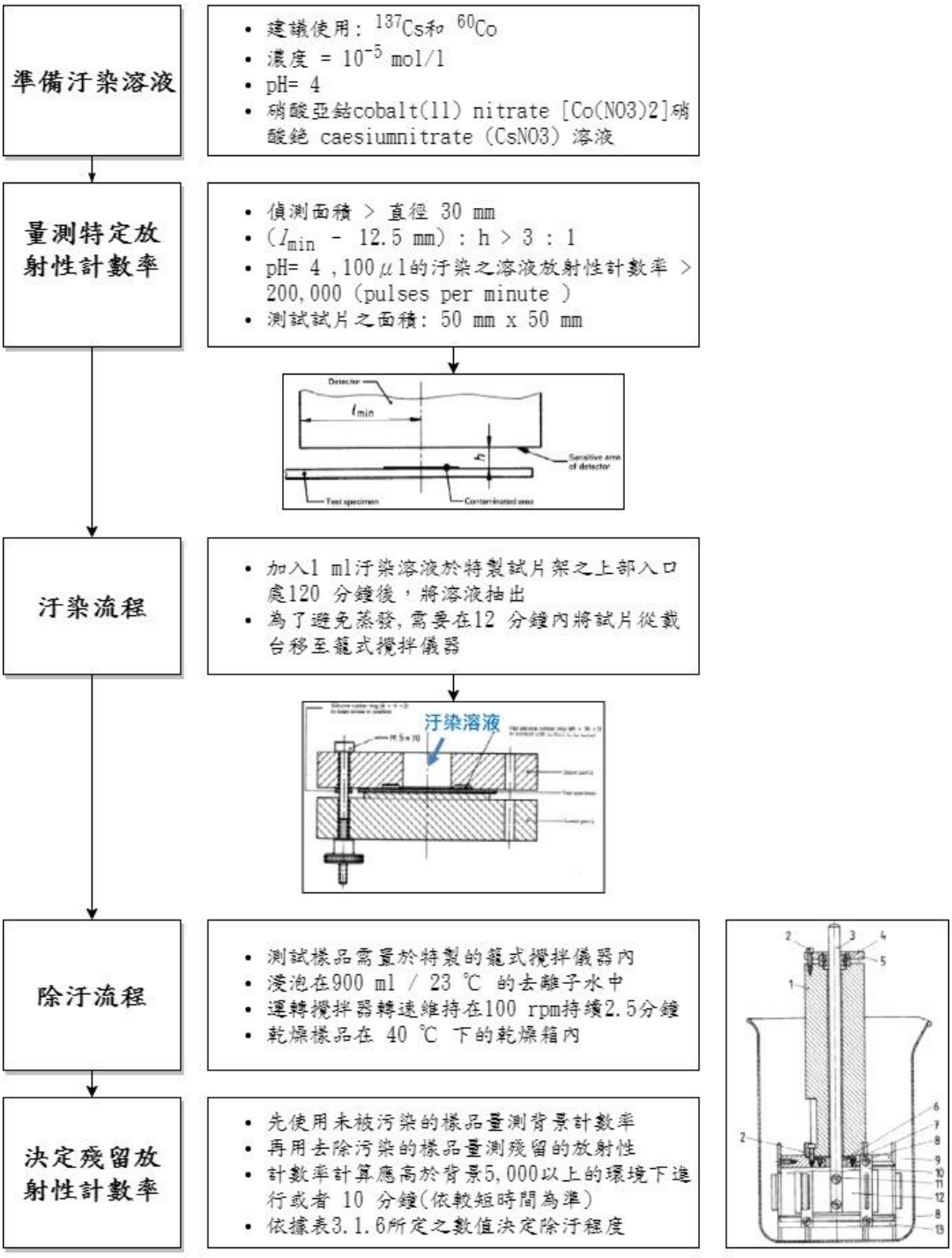



圖 3.1. 14 ISO 8690:1988 除污標準操作流程圖 [2]

附錄一：準備 $^{137}Cs$ 和 $^{60}Co$ 污染溶液的方程式

附錄所給的公式主要是計算放射性儲存液與標準載體溶射的體積，以利於後續準備體積莫爾濃度為 $10^{-5}$ 且活性濃度大於 0.2MBq/ml 的放射性污染溶液（說明：溶液不包含添加的硝酸）

污染溶液最終體積：r，單位 ml

污染溶液最終活性載子：(0.2MBq/ml)r=0.2r，單位 MBq

可達到最終體積溶液的活化濃度 0.2MBq/ml 所需的放射性儲存液體積：r
儲存液的活化濃度(根據廠商資料)：s，單位 MBq/ml
儲存液需求體積算法：0.2r/s ，單位 ml
最終載子體積莫爾濃度：$10^{-5}$，單位 mole/l
最終莫爾數計算：$10^{-5}$ x (r x $10^{-3}$) = r x $10^{-8}$
($10^{-3}$ 是為了單位轉換：1ml=$10^{-3}$l)
而儲存液的貢獻部分
載子濃度(根據廠商數據)：t，單位 mole/l
整體貢獻計算：t(0.2r/s) x $10^{-3}$ = (2rt/s) x $10^{-4}$
標準載子溶液 $Co(NO_3)_2$ 或 $CsNO_3$ 的載子貢獻計算：單位 mole
(r x $10^{-8}$) – ((2rt/s) x $10^{-4}$) = y
載子濃度：u，單位 mole/l
要達到標準載子濃度為 $10^{-5}$ 所需的污染溶液體積：單位 l
〔(r x $10^{-8}$) – ((2rt/s) x $10^{-4}$)〕/u = y/u

## (四) 美國 ANSI N5.12-1974[3]與 ASTM D5144 - 08(2016) [4]標準

美國對於塗層的除污特性測試標準可參考 1974 年公佈的 ANSI N5.12-1974 “Protective coatings (paints) for the nuclear industry” [3]。除了除污特性(decontamination factors)的測試外，ANSI N5.12-1974 廣泛建構了測試塗層的輻射耐受性(radiation tolerance)、化學抗性(chemical resistance)與物理性質(physical properties)之標準操作程序。化學抗性測試用以評估塗層在與電廠常用的化學溶液作用後其剝落(flaking)、剝離(delamination)、起泡(blistering)與退色( discoloration)等特性的變化。物理性質試用以評估塗層的抗磨損(abrasion)、附著力(adhesion)、直接碰撞(direct-impact resistance)與風化(weathering)等的特性。相關於反應器圍阻體使用塗層的評估與選擇上則規範於 ANSI N101.2-1972 “Protective Coatings (Paints) for Light Water Nuclear Reactor Containment Facilities”[12]標準，其中也對測試塗層的阻燃性(fire-retardant properties)、導熱性(thermal conductivity)以及其在設計基礎事故(design basis accident, DBA)情況下受化學溶液噴灑後的性質變化訂定測試標準。此外、對所有核設施所使用塗層的品保標準定於 ANSI N 101.4-1973 "Quality Assurance for Protective Coatings Applied to Nuclear Facililies[13]。因此，ANSI N5.12-1974 [3]、ANSI N101.2-1972 [12]與 ANSI N 101.4-1973 [13]長年為美國對電廠設施表面塗層的主要測試與評估標準。然而此三個標準目前皆已撤銷，目前相關標準統一規範於 2016 年公佈的 ASTM D5144 - 08(2016) “Standard Guide for Use of Protective Coating Standards in Nuclear Power Plants” [4]標準中，統一規範測試塗層材料的輻射耐受性、化學抗性、物理性質、阻燃性、導熱性，DBA 測試、品保與試片準備的標準規範。基於對美國除污相關標準的全盤了解，此部分工作將先整理 ANSI N5.12-1974 內第四節所訂之除污標準，而後再介紹 ASTM D5144 - 08(2016)標準中對塗層的除污特性測試的最新準則。

依 ANSI N5.12-1974 標準，塗層測試可使用碳鋼(carbon steel)或水泥作為試片基板。當使用碳鋼基板時，試片尺寸為 50 x 100 x 3 公釐 (2x 4x 1/8 英吋)，而表面應至少符合 SSPC-SP6 之噴砂清理標準 (commercial blast cleaning)。塗佈塗料後，試片需在華氏 70° - 80 °F 的溫度下藉空氣乾燥 30 至 45 天完成固化塗料，亦或在加溫至 150 °F 的環境下以 72 小時完成固化。

在污染試片的操作上，ANSI N5.12-1974 標準規範製備含混合分裂產物(冷卻 90 天至三年)，莫耳濃度 8 mol $dm^{-3}$ 的 $HNO_3$ 前驅放射性溶液。此前驅污染液的貝他-加馬活度(beta-gamma activity)在每 0.1 毫升下須高於 5 x $10^6$ dpm (disintegrations per minutes, 每分鐘衰變數)。在污染試片前，此前驅污染液需與 8 mol $dm^{-3}$ 的 $NH_4OH$ 混合成 pH＝4 的污染液執行測試。在污染操作上，取用 0.2 毫升的污染液塗佈於塗層試片上並確保直徑約達 1 公分的污染面積。受污染的試片即可在室溫乾燥後使用一台加馬光譜偵測器量測試片的放射性計數率。

在試片除污的測試上，ANSI N5.12-1974 標準藉使用不同的除污劑而指定三個連續的測試步驟：

第一步驟使用水為除污劑

在此步驟中，400 毫升的水先裝入一個容量為 600 毫升的聚乙烯標準燒杯中，而後固定試片達 50 公釐的浸沒深度並使受污染面面向燒杯中心。使用一個磁性攪拌器，並調整轉速使產生的水渦旋(water vortex)可延伸碰觸到位於燒杯底部的攪拌棒(stirring bar)而達到足夠的強度。在攪拌除污達 10 分鐘後取出試片，先用手沖洗試片未污染的背面，而後將試片的受污染的塗層面朝上放置使試片乾燥。乾燥後的除污試片即可放入塑膠袋中再進行量測殘留放射性計數率。在此步驟下，原始放射性計數率與水除污後所得之殘留放射性計數率的比值及決定水除污因子(water DF)。

第二步驟使用室溫(25 ℃)的混合酸為除污劑

繼續除污經第一步驟測試完的試片。第二步驟的除污操作與第一步驟完全相同，唯獨除污劑換成 400 毫升、混合 0.4 mol $dm^{-3}$ 的草酸(oxalic acid)，0.05 mol $dm^{-3}$ 的氟化鈉(sodium fluoride)與 0.03 mol $dm^{-3}$ 的過氧化氫(Hydrogen peroxide)的 25 ℃酸性溶液。待除污並乾燥後，試片即可用以量測第二個殘留放射性計數率並與第一步驟下所得之水除污後的放射性計數率相比而決定室溫混合酸的除污因子。

第三步驟則是使用加溫(80 ℃)的混合酸為除污劑

繼續除污經第二步驟測試完的試片。第三步驟的除污操作與第二步驟完全相同，唯獨將混合酸性除污劑的溫度提高至 80 ℃。操作完後試片即可量測出第三個殘留放射性計數率並可與第二步驟下所得之第二殘留放射性計數率相比而決定加溫混合酸的除污因子。

整體除污過程的除污因子則可由原始放射性計數率除以第三步驟後所得之殘留放射性計數率計算。實驗也須保留一組未經除污的試片作為控制樣本(control specimen)並用以試定因自然衰變使得在第三步驟執行完後的放射性計數率下降值並用以修正相應的除污因子計算。




圖 3.1. 15 美國 ANSI N5.12-1974 標準除污操作流程圖[3]

如前所述，美國 ANSI N5.12-1974 標準已被取消而由 ASTM D5144 - 08(2016)標準統一規範用於核電廠表面塗層的測試與評估準則。而 ASTM D5144 - 08(2016)第 5.4 段關於除污特性測試的規範明述[4]

“5.4.1 Certain coatings may contaminate more readily than others, and the responses to decontamination treatments also vary. For this reason, there is no reliable test to compare the decontaminability of different coatings. In some cases, the desired level of decontamination may be achieved merely by cleaning the coating surface; in other cases, decontamination may be achieved only by partial or complete removal of the

coating.”

因此，當前美國對電廠使用之表面塗層並沒有訂定一個明確的除污程序與測試標準。如上摘錄內容，其主因為不同塗層材料對污染吸附與除污操作的變化可能相當大而使測試結果有很大的落差。然而就電廠表面塗層的評估與測試 ASTM D5144 - 08(2016)為一相當重要且有價值的參考文件。其在第二段彙整 ASTM 目前與核電廠塗層相關的測試標準以及美國電力研究所(EPRI)與美國核管會(USNRC)的準則與法規指引規範，可作為台灣管制機關的重要參考文獻。下表 3.1. 7 彙整 ASTM D5144 - 08(2016) [4] 所列之核電廠塗層相關測試標準。

表 3.1. 7 ASTM D5144 - 08(2016) [4] 所列之核電廠塗層相關測試標準

| | | |
|---|---|---|
| 安全考量指引 | | USNRC Regulatory Guide 1.54<br>USNRC Standard Review Plan 6.1.2 |
| 專業術語索引 | | ASTM D4538 |
| 安全相關 (safety-related) | Coating Service Level I | ASTM :<br>D3911、D4082、D5139、C177、D3843、D3912、D4060、D4227、D4228、D4537、D4541、E84、E648、E1461、E1530、D5163、D7491 |
| | Coating Service Level III | ASTM:<br>D4541、D7230 、D7167、<br>EPRI:<br>1019157 (Secs 4.4 and 4.5)<br>USNRC:<br>10CFR50.65、10CFR50. (Appendix B) |
| 輻射管制區域 (radiation controlled area) | Coating Service Level II | ASTM:<br>D3912、D4060、D4082、D4541、D5139、E84、E648<br>USNRC:<br>Regulatory Guide 8.8. |
| 塗層測試相關 | | |
| 試片準備 | | ASTM D5139 |
| 輻射耐受性 | | ASTM D4082 |
| 物理性質 | | ASTM : D4541、D7234、D4060 |
| 化學抗性 | | ASTM : D3912 |
| 火災評估 | | ASTM : E84、E648 |
| 導熱性 | | ASTM : C177、E1461 、E1530 |
| DBA 測試 | | ASTM : D3911 |
| 品保 | | D4227、D4228、D4537 |

## (五) 俄羅斯 GOST 25146-82 除污標準[5]

如同 L. C. Hao, et. al. 在其研究中[1]所提及，俄羅斯除污標準 GOST 25146-82 “Radiochemical production and atomic power plant materials. Method for determination of decontamination ratio”著重於規範量測儀器的架設與操作、量測方法與量測結果的統計分析。

在試片的準備上 GOST 標準規範使用貝他放射核種(beta-radiating nuclides)，諸如鍶-90 (strontium-90, $^{90}$Sr)或釔-90 (yttrium-90, $^{90}$Y )，製作污染液。試片尺寸大小應相對應偵測器的偵檢窗尺寸，但建議若為圓盤狀試片則其直徑小於 35 公釐而若為方形試片則其邊界小於 50 公釐。放射性污染液應均勻塗佈於試片上，而試片活度應適當選擇使其量測時產生的計數率小於偵測系統可解析的最大值。在放射測定系統的架設上，每次固定試片後其相對於輻射偵測器的距離偏移量應小於±0.5 %。試片與偵測器入射窗(entrance window)之前應有銅製橫格架以便後續實驗時可以放置鋁濾片(aluminum filter)。此銅橫格架其孔徑(aperture)應小於偵測器入射窗的 0.6 倍，並且其材質密度應高於 1700 mg/cm$^2$。用於量測背景輻射值的鋁濾片其材質密度應高於 2000 mg/cm$^2$ 以完全吸收試片端放射出的貝他粒子。系統周遭的鉛屏蔽設施其厚度應大於 30 公釐。在計數率的穩定性要求上，計數率在連續 6 小時操作中其偏差量應小於平均值±2%。而在連續四次的量測上，計數率偏差量應小於平均值±1%。在放射測定系統內偵測器的架設上，若使用蓋革-牟勒計數器(Geiger-Muller counter)則其入射窗材質密度應介於 1.5 – 5.0 mg/cm$^2$。偵測器連接的高電壓供應器其所供應的電壓在連續 8 小時操作中的偏差量應小於±0.3%。系統使用的計數器鑑別兩個連續脈衝訊號的時間解析度應小於 10 微秒，並可讀取 0.3 伏特至 10 伏特的脈衝，而在N個計數下其計數誤差應小於 0.012%N±1。

在放射性計數的量測準備上，GOST 標準要求操作者須確實去除量測系統任何可能的放射性污染，並建議使用酒精擦拭清潔濾片，格架，屏蔽內部表面以及偵測器等。當使用蓋革計數器為偵測器時，應注意調整外加電壓使計數器操作於蓋革平線區(Geiger plateau)。如此，平線區之電壓區間(plateau length) $\Delta v_p = v_{p2} - v_{p1}$由平線區的起始電壓與$v_{p1}$與結束電壓$v_{p2}$定義。計數器之特徵平線區電壓斜率 $K_p$ 為

$$K_p = \frac{2(n_2 - n_1)100}{(n_2 + n_{1)}\Delta v_p} \quad \text{單位為百分比每伏特 \%/V，(3.1.6)}$$

在此$n_1$與$n_2$為平線區的起始與結束位置對應的計數率(單位為每秒的脈衝數目 imp/s)。GOST 標準要求平線區電壓區間應大於 100 伏特，而平線區電壓斜率應小於 0.3%/V。若使用閃爍偵檢器(scintillation detector)為偵測器，則其光電倍增管的工作電壓$v_{\Phi\ni y}$應仔細調整來最大化下列函數值

$$\frac{n_i^2}{n_{i+\Phi} + n_\Phi + 2\sqrt{n_{i+\Phi} \cdot n_\Phi}} = \mathrm{f}(v_{\Phi\ni y})，(3.1.7)$$

在此$n_{i+\Phi}$為射源與背景共同之計數率，$n_i$為射源計數率而$n_\Phi$為背景計數率。

在放射測定系統的穩定度測試上，GOST 標準要求在架設、維修與每三個月的維

護工作後，應做持續 6 小時、重複 20 次以上的計數率穩定度測試。此外，在當天實驗操作前也應使用貝他參考射源做至少 4 次、每次 1000 秒的量測且計數率大於 100 imp/s 的穩定度測試。系統穩定度的規範為比較相對統計誤差 $\sigma_{CT}$(relative statistical error)與各量測結果之間的相對標準差 $\sigma_n$(relative standard deviation) 並要求

$$|\sigma_n| - |\sigma_{CT}| \leq |a| \qquad (3.1.8)$$

在此 $a$ 為穩定度測試的特徵值。若在 6 小時的測試 a=2，而在 1000 秒的測試時 a=1。量測的相對標準差 $\sigma_n$為

$$\sigma_n = \frac{100}{\bar{n}} \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^{m}(\bar{n} - n_i)^2}{m-1}} \quad , \quad (3.1.9)$$

$n_i$為第 $i$ 次試片(無背景值)量測之計數率，而 $\bar{n}$ 為各$n_i$的算數平均數。相對統計誤差 $\sigma_{CT}$則為

$$\sigma_{CT} = \frac{100}{n_{i+\Phi} - n_\Phi} \sqrt{\frac{n_{i+\Phi}}{t_{i+\Phi}} + \frac{n_\Phi}{t_\Phi}} \quad , (3.1.10)$$

$n_{i+\Phi}$為使用參考射源量測$t_{i+\Phi}$時間並含背景值的計數率，而$n_\Phi$為量測$t_\Phi$時間下的背景計數率($t_\Phi$須大於 100 秒)。

在執行量測的步驟上，GOST 標準要求須先決定正式量測時將採用的參數。首先要求估算放射測定系統的計數率量測之低限值$n_{H.\Pi}$ (lower limit)。藉由量測至少四次背景計數率(未放試片)，

$$n_{H.\Pi} = \frac{1}{\sigma_{CT} t} \sqrt{2\overline{N_\Phi}} \quad , (3.1.11)$$

在此$\overline{N_\Phi}$為背景計數率的平均數，$t$ 為 100 秒而在此$\sigma_{CT}$ = 30 %。為初步估算$n_{i+\Phi}/n_\Phi$之數值以最終決定量測時間 $T$，GOST 標準建議可先使用 100 秒的量測時間量測除污前試片計數率$n_i$，背景計數率$n_\Phi$與含背景之總計數率$n_{i+\Phi}$。而對除污後的試片，相應的初步量測時間為 1000 秒。注意量測背景計數$n_\Phi$時應在試片前放置一密度大於 2000 mg/cm$^2$ 的鋁濾片以完全吸收試片端放射出的貝他粒子。待$n_{i+\Phi}/n_\Phi$之數值決定後，即可用以決定正式量測時每一試片的量測時間 $T$

$$T = \frac{n_{i+\Phi}\sqrt{n_{i+\Phi} n_\Phi}}{{\sigma_{CT}}^2 n_i^2 10^{-4}} \quad , \quad (3.1.12)$$

在此$\sigma_{CT}$之數值則需依照$n_{i+\Phi}/n_\Phi$之數值於GOST標準內附錄的第二表格(摘要於本報告表 3.1.8)查表決定。較好的操作情況為 $n_{i+\Phi}/n_\Phi \geq 20$ 使得$\sigma_{CT}$ = 5 %。若在除污後，因試片活度降低因而需要縮短試片與偵測器入射窗間距 $h$ 以執行除污後的量測時，每次量測應決定相應的幾何修正係數

$$K_{cq} = \frac{1}{\omega} \quad , (3.1.13)$$

若試片尺寸大於偵測器前橫格架的孔徑時，

$$\omega = \frac{1}{2}\frac{r^2}{R^2}\left[1 - \frac{h}{R_s} - \frac{3}{R_S^2}\frac{hR^2}{R_S^3}\cdots\right]\ ,\ R_s = \sqrt{h^2 + R^2}\ ,\ (3.1.14)$$

表 3.1.8 背景計數值$N_\Phi$與所需的量測計數值$N_c$以獲得特定統計誤差$\sigma_{CT}$

| $n_{i+\Phi}/n_\Phi$ | $\sigma_{CT}$ = 5% | | $\sigma_{CT}$ = 10% | | $\sigma_{CT}$ = 20% | | $\sigma_{CT}$ = 30% | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | $N_\Phi$ | $N_c$ | $N_\Phi$ | $N_c$ | $N_\Phi$ | $N_c$ | $N_\Phi$ | $N_c$ |
| 1.3 | 9500 | 14000 | 2400 | 35000 | 600 | 875 | 270 | 390 |
| 1.5 | 3600 | 6500 | 900 | 1600 | 225 | 400 | 100 | 180 |
| 1.7 | 2000 | 4000 | 470 | 1000 | 120 | 250 | 55 | 112 |
| 2.0 | 1000 | 2700 | 240 | 710 | 60 | 180 | 30 | 80 |
| 3.0 | 450 | 1800 | 115 | 450 | 30 | 115 | 15 | 50 |
| 5.0 | 80 | 900 | 20 | 230 | 5 | 60 | 3 | 30 |
| 10.0 | 20 | 650 | 5 | 160 | 2 | 40 | – | 18 |
| 20.0 | 6 | 540 | – | 130 | – | 35 | – | 15 |
| 50.0 | – | 480 | – | 120 | – | 30 | – | 14 |
| 100.0 | – | 450 | – | 112 | – | 28 | – | 14 |
| 1000.0 | – | 400 | – | 110 | – | 28 | – | 13 |

若試片尺寸小於偵測器前橫格架的孔徑時，

$$\omega = \frac{1}{2}\left[1 - \frac{h}{R_r} - \frac{3R^2}{8R_r^2}\frac{hr^2}{R_r^3}\cdots\right]\ ,\ R_r = \sqrt{h^2 + r^2}\ ,\ (3.1.15)$$

其中 $R$ 為試片半徑(mm)，$r$ 為橫格架孔徑之半徑(mm)而 $h$ 為試片與偵測器入射窗間距。此外，另一貝他吸收修正因子(correction factor) $K_\Pi$為修正貝他射線穿過試片與偵測器間的空氣層與偵測器入射窗時的吸收效應。校正方法為依序增加試片與偵測器間鋁濾片的等效厚度以決定脈衝計數率與鋁濾片厚度之關係，而後貝他吸收修正因子$K_\Pi$可估算為

$$K_\Pi = \frac{n_0}{n_i}\ ,\ (3.1.16)$$

在此$n_0$為外插至鋁片厚度為零之計數率而$n_i$為無外插時之計數率。修正係數$K_{cq}$與修正因子$K_\Pi$皆須在除污前後相應的實驗量測前即已測定。如此在試片除污前，第 $i$ 個試片於 $T_1$ 的量測時間下測得計數 $N_{c1i}$，並記錄四次以上($i \geq 4$)的量測結果。此試片除污後，第 $i$ 個試片於 $T_2$ 的量測時間下測得計數 $N_{c2i}$，並記錄四次以上($i \geq 4$)的量測結果。若除污後的量測結果使$N_{c2i}/T_2 \leq n_\Phi + n_{H.\Pi}$，則此時的試片計數即可為$n_{H.\Pi}$。

在除污前後所測得結果的處理上，第一步為計算第 $i$ 個試片除污前的平均計數$\overline{N_{c1\iota}}$與除污後的平均計數$\overline{N_{c2\iota}}$。如此，第 $i$ 個試片除污前的放射性計數率為

$$n_{1i} = \frac{\overline{N_{c1i}}}{T_1} - n_{1\Phi} \quad ; \quad (3.1.17)$$

而第 $i$ 個試片除污後的放射性計數率為

$$n_{2i} = \frac{\overline{N_{c2i}}}{T_2} - n_{2\Phi} \qquad 。(3.1.18)$$

在此$n_{1\Phi}$與$n_{2\Phi}$為除污前後所量得的背景值計數率。如此，第 $i$ 個試片的除污因子$K_{\Lambda i}$為

$$K_{\Lambda i} = \frac{n_{1i}K_{1\Pi}K_{1cq}}{n_{2i}K_{2\Pi}K_{2cq}} \qquad ，(3.1.19)$$

所總共使用了 $m$ 個試片做測試，則該種塗層試片的平均除污因子$\overline{K_\Lambda}$為

$$\overline{K_\Lambda} = \frac{1}{m}\sum_{i=1}^{m} K_{\Lambda i} \qquad 。(3.1.20)$$

而相應的除污因子標準差$S_K$為

$$S_K = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^{m}\left(\overline{K_\Lambda} - K_{\Lambda i}\right)^2}{m-1}} 。(3.1.21)$$

在得出$\overline{K_\Lambda}$與$S_K$後，每一測得的試片除污因子$K_{\Lambda i}$還可再對其做統計上的錯誤測試。依據基準

$$t_{\beta i} = \frac{\left|\overline{K_\Lambda} - K_{\Lambda i}\right|}{S_K} \qquad 。 \quad (3.1.22)$$

錯誤測試即是將$t_{\beta i}$與 GOST 標準內附錄第三表格(摘要於本報告表 3.1.9)所示、在量測總數 $m$ 的統計模型下給定的$t_\beta$值做比較。每一$t_\beta$值皆對應一個特徵參數 $\beta$，其值介於 $\beta = 0.01$ 與 $\beta = 0.1$ 之間。若$t_{\beta i}$大於 $\beta = 0.01$ 對應的$t_\beta$值，則相對應的除污因子$K_{\Lambda i}$量測視為錯誤應去除而後從新計算$\overline{K_\Lambda}$與$S_K$。若$t_{\beta i}$小於 $\beta = 0.01$ 對應的$t_\beta$值但大於 $\beta = 0.1$ 的$t_\beta$值，則$K_{\Lambda i}$結果留用或捨棄皆可。若$t_{\beta i}$小於 $\beta = 0.1$ 對應的$t_\beta$值，則此除污因子$K_{\Lambda i}$正確可用。

經過公式 3.1.22 的統計錯誤測試後可有 $p$ 個試片($p \le m$)的除污因子數值$K_{\Lambda i}$可用。若除污後因放射性計數率變為極低使得而第 $i$ 個試片除污後的放射性計數率$n_{2\Phi}$等同量測低限值$n_{H.\Pi}$($n_{2\Phi} = n_{H.\Pi}$)，則使用者可依據是否接受狀況$n_{2\Phi} = n_{H.\Pi}$發生來決定最終除污因子的表示格式。

<u>情況一</u>: 使用者不接受第 $i$ 個試片數值為$n_{2\Phi} = n_{H.\Pi}$:
對此 $p$ 個試片計算平均除污因子$\overline{K_\Lambda}'$及標準差$S_K{}'$

$$\overline{K_\Lambda}' = \frac{1}{p}\sum_{i=1}^{p} K_{\Lambda i} \ , \qquad (3.1.23)$$

$$S_K' = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^{p}\left(\overline{K_\Lambda}' - K_{\Lambda i}\right)^2}{p-1}} \qquad 。(3.1.24)$$

藉由樣本數 $p$ 及依使用者需求的準確度決定的單邊信賴區間機率γ，於 GOST 標準內附錄第四表格(摘要於本報告表 3.1.10)，查表對應出 Student t 檢定分位數$t_{\gamma,\mathrm{p}}$。則此 $p$ 試片的除污因子絕對標準差$\Delta K_\Lambda$可計算為

$$\Delta K_\Lambda = t_{\gamma,\mathrm{p}} \cdot \frac{S'_K}{\sqrt{p}} \quad \text{。(3.1.25)}$$

藉由前述得到的單邊信賴區間值γ，轉換出雙邊信賴區間值$\gamma^*$

$$\gamma^* = 2\gamma - 1 \quad \text{。} \quad (3.1.26)$$

最終實驗所得的除污因子可記錄為下列格式：

$$K_\Lambda = \overline{K_\Lambda}' \pm \Delta K_\Lambda \ , \gamma^* \quad \text{。(3.1.27)}$$

舉例而言，若$\overline{K_\Lambda}'$=10、$S'_K$=3、通過測試之試片數 $p$ 為 4，使用者需要的單邊信賴區間機率為 90%，雙邊信賴區間值$\gamma^*$為 80%，對應表 3.1.10 得到之 $t_{\gamma,\mathrm{p}}$為 1.638，則$\Delta K_\Lambda = 1.638 \cdot \frac{3}{\sqrt{4}} = 2.457$，表示$K_\Lambda$有 80%機率落在$10 \pm 2.459$之間，而最終表示結果即為$K_\Lambda = 10 \pm 2.459 \ , 0.8$。

<u>情況二</u>: 使用者接受第 $i$ 個試片數值為$n_{2\Phi} = \ n_{H.\Pi}$:

對於前述之 $p$ 個試片，計算出平均除污因子$\overline{K_\Lambda}'$以及標準差$S'$

$$S' = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^{p}\left(\overline{K_\Lambda}' - K_{\Lambda i}\right)^2}{p-1}} \quad \text{。(3.1.28)}$$

平均除污因子$\overline{K_\Lambda}'$計算同(3.1.23)式。藉由樣本數 $p$ 及依使用者需求的準確度決定的單邊信賴區間機率$\gamma$，於 GOST 標準內附錄第四表格(摘要於本報告表 3.1.10)，查表對應出 Student t 檢定分位數$t_{\gamma,\mathrm{p}}$。藉由除污因子平均值減去除污因子絕對標準差，計算得出低限信賴區(Lower limit of confidential interval) $K_\Lambda^H$:

$$K_\Lambda^H = \overline{K_\Lambda}' - \frac{\mathrm{t}_{\gamma,\mathrm{p}} \cdot \mathrm{S}'}{\sqrt{p}} \quad \text{。} \quad (3.1.29)$$

最終實驗所得的除污因子可記錄為下列格式：

$$K_\Lambda \geq K_\Lambda^H, \gamma \quad \text{。} \quad (3.1.30)$$

舉例而言，同樣假設$\overline{K_\Lambda}'$為 10，$S'$為 3，通過測試之試片數 $p$ 為 4，使用者需要的單邊信賴區間機率為 90%，對應表 3.1.10 得到之 $\mathrm{t}_{\gamma,\mathrm{p}}$為 1.638，則$K_\Lambda^H = 10 - \frac{1.638 \cdot 3}{\sqrt{4}} = 7.543$，表示$K_\Lambda$有 90%機率大於 7.543，最終結果表示即為$K_\Lambda \geq 7.543, 0.9$ 。

表 3.1.9 $t_\beta$ 在 $m$ 組量測的出現機率 [5]

| m | β | | | |
|---|---|---|---|---|
| | 0.1 | 0.05 | 0.025 | 0.01 |
| 3 | 1.41 | 1.41 | 1.41 | 1.41 |
| 4 | 1.65 | 1.69 | 1.71 | 1.72 |
| 5 | 1.78 | 1.87 | 1.92 | 1.96 |
| 6 | 1.89 | 2.00 | 2.07 | 1.13 |
| 7 | 1.97 | 2.09 | 1.18 | 2.27 |
| 8 | 2.04 | 2.17 | 2.27 | 2.37 |
| 9 | 2.10 | 2.24 | 2.35 | 2.46 |
| 10 | 2.15 | 2.29 | 2.41 | 2.54 |

表 3.1.10 Student t 分布分位數$t_{\gamma,p}$ [5]

| p | 單邊信賴區間機率γ | | | |
|---|---|---|---|---|
| | 0.8 | 0.9 | 0.95 | 0.975 |
| 2 | 1.375 | 3.078 | 6.314 | 12.706 |
| 3 | 1.061 | 1.886 | 2.920 | 4.303 |
| 4 | 0.978 | 1.638 | 2.353 | 3.182 |
| 5 | 0.941 | 1.533 | 2.132 | 2.776 |
| 6 | 0.920 | 1.476 | 2.015 | 2.571 |
| 7 | 0.906 | 1.440 | 1.943 | 2.447 |
| 8 | 0.896 | 1.415 | 1.895 | 2.365 |
| 9 | 0.889 | 1.397 | 1.860 | 2.306 |
| 10 | 0.883 | 1.383 | 1.803 | 2.262 |

## (六) 德國 DIN 25415 除污標準[6]

德國除污標準在前言中即闡明該標準內容大部份與 ISO 8690:1988[2](已摘要整理於前段(三)中)相符，在試片易於除污性質的檢驗及評量程序上與 ISO 8690:1988[2]中所描述的程序實質相同因此不在此段重複介紹。

然德國除污標準額外提供一份透過中子活化製造污染溶液的計算輔助公式，也值得

做為相關實驗的操作參考。若污染溶液的特定放射活性為 $A_S$，則活化公式為

$$A_S = \frac{0.602 \cdot \sigma \cdot \phi \cdot H}{M} \cdot \left(1 - \left(\frac{1}{2}\right)^{\frac{t}{t_{\frac{1}{2}}}}\right) \qquad (3.1.31)$$

其中$\sigma$為反應的作用截面積，$\phi$為中子流量，$H$ 為試件初始核種的頻率，$M$ 為初始核種的莫耳質量，$t_{1/2}$ 為合成核種的半衰期。依照上列公式，以日為單位的活化時間為

$$t = \frac{\ln\left(1 - \frac{A \cdot M}{m \cdot N_L \cdot \phi \cdot \sigma}\right)}{-\ln 2} \cdot t_{\frac{1}{2}} \cdot 365 \quad \text{(days)} \qquad (3.1.32)$$

其中 $A$ 為期望的活性以 $s^{-1}$ 為單位，$M$ 為初始核種的莫耳質量以 $g \cdot mol^{-1}$ 為單位，$m$ 為初始核種的質量以 g 為單位，$M$ 為初始核種的莫耳質量，$N_L$ 為亞佛加厥常數以 $mol^{-1}$ 為單位，$\phi$為中子通量以 $cm^{-2} \cdot s^{-1}$ 為單位，$\sigma$為反應截面以 $cm^2$ 為單位，$t_{1/2}$ 產生核種的半衰期以年為單位。若要產生鈷-60 ($^{60}$Co)與銫-137 ($^{137}$Cs)核種，可依據下表 3.1.11 的數值套用至公式 3.1.32 計算。

表 3.1. 11 鈷-60 與銫-137 核種參數 [6]

| | $^{59}$Co $(n,y)^{60}$Co | $^{133}$Cs $(n,y)^{134}$Cs |
|---|---|---|
| $M$ | 59 $g \cdot mol^{-1}$ | 133 $g \cdot mol^{-1}$ |
| $N_L$ | 6.022 x $10^{23}$ $mol^{-1}$ | 6.022 x $10^{23}$ $mol^{-1}$ |
| $\sigma$ | 16.4 x $10^{-24}$ $cm^2$ | 26.5 x $10^{-24}$ $cm^2$ |
| $t_{1/2}$ | 5.27 年 | 2.06 年 |

## (七) 日本 JIS Z 4507:1998 除污標準[7]

日本除污標準明定適用範圍為當材料之表面有可能被放射性物質污染時，針對表面(塗層)除污之容易性進行試驗及評價方法所訂之規格。此除污標準訂定 A 與 B 兩種評價方法。評價方法 A 為日本過往規定之方法並在此除污標準中訂為主文明確規範。評價方法 B 即為 ISO 8690:1988[2]除污標準，並在此除污標準中訂為附件明定規範。操作者可依著眼點不同評價，依表 3.1.12 所列選擇 A 或 B 任一種方法來評價材料之易於除污性。由於相同於評價方法 B 之 ISO 8690:1988[2]除污標準已摘要整理於前段(三)中，本段僅就評價方法 A 之操作流程做摘要介紹。

表 3.1. 12 日本 JIS Z 4507:1998 除污標準所定評價方法之種類 [7]

| 種類 | 評價方法之著眼點 |
|---|---|
| 評價方法 A | 不考慮試驗數據之誤差，將著眼點放在不論何地都能評價，依照此標準主文所規定之評價方法操作。 |

| | |
|---|---|
| 評價方法 B | 盡量避免試驗數據之誤差，將著眼點放在試驗室條件下之評價，依照此標準附件(即 ISO 8690[2])中規定之評價方法操作。 |

在評價方法 A 中，試片需先以中性洗劑清洗後再水洗，並讓試片自然乾燥。試片尺寸需適合輻射偵測器及 JIS Z 4401 標準[14]所規定之放射線測定用試料皿之大小。圖 3.1.16 即為可使用之 JIS 形試料皿示意圖並於表 3.1.13 列出其相應之尺寸及容許誤差。試片之數量為同一材質、同一核種各 3 個。

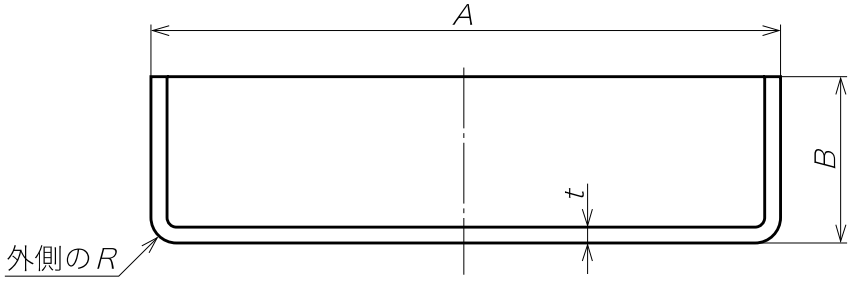



圖 3.1.16 JIS 形試料皿 [14]

表 3.1.13　JIS 形試料皿之尺寸及容許差（單位 mm）[14]

| 直徑 | | 高度 | | 厚度 | R |
|---|---|---|---|---|---|
| A | 容許差 | B | 容許差 | t | (外側) |
| 25.4 | 0 | 3.2 | ±0.2 | 0.2 | 0.8 以下 |
| | -0.2 | 6.2 | | | |
| 50.6 | 0 | 3.3 | | 0.3 | |
| | -0.4 | 6.3 | | | |

在污染試片的操作上，方法 A 規範可使用表 3.1.14 所定之放射性核種與溶液製備污染液。亦可依表 3.1.15 所定製備含分裂產物之污染液。試驗報告書的試驗結果中，需記載核種、水溶液之種類及 pH 值。在污染操作上，取用 0.1 ml 污染液以微量吸管滴在水平放置的試片中央後，在常溫下經一至數日自然乾燥(需將乾燥時間記載於試驗報告書中)。若是布類等污染會擴大之有滲透性之試驗片，可在玻璃板上或測定用試料皿中進行污染。污染後的試片即可測定試片所帶有的放射性計數率。

放射性計數率之測定可使用鐘罩型蓋革計數器計數器、閃爍偵檢器、流氣型比例計數器等測定試片放射性。若使用含含分裂產物之污染液，則可以使用半導體檢測器測定所有放射線，也可以測定具代表性之高放射核種。

表 3.1.14 含放射性核種之污染液參數 [7]

| 核種 | 水溶液 | pH | 計數率 ($min^{-1}$/0.1ml) | 備註 |
|---|---|---|---|---|
| $^{137}Cs$ 或 $^{134}Cs$ | 鹽酸或硝酸 | 2～4 | $1x10^3$~$5x10^4$ | 不需特別添加載體 |
| $^{60}Co$, $^{144}Ce$ 或 $^{147}Pm$ | | | | |

表 3.1. 15 含分裂產物之污染液參數 [7]

| 核種 | 水溶液 | pH | 計數率 ($min^{-1}$/0.1ml) | 備註 |
|---|---|---|---|---|
| 核分裂生成物 | 硝酸 | 1～2 | $1x10^3$~$5x10^4$ | 不需特別添加載體 (使用經冷卻半年 ～兩年之分裂產物) |

在試片除污測試的操作上，方法 A 規範使用(1)水清洗試片以求得試片之耐污染指數，或使用(2)除染劑清洗試片以求得試片之除染指數。當使用水為除污劑時，準備使用的水可為去離子水或蒸餾水，並將 pH 值記載於試驗報告書中。將已污染的試片放進裝有 200－300 ml 水的玻璃製容器中。此容器尺寸需為 2 倍使用水之容量（即 400-600 ml 的容量)。在污染表面可被洗淨的狀態下放入 1-3 個試片，在水溫 30±1℃下充分攪拌水洗 10 分鐘。而後將試片瀝乾，置於常溫中使其通風乾燥或自然乾燥。乾燥後的除污試片即可用於測定試片水洗後的放射性計數率。試片的耐污染指數 A 定義為水洗前與水洗後所測定的放射性計數率依下列公式計算

$$A = \log\frac{D0}{D1} \qquad (3.1.33)$$

在此 $D_0$ 為水洗前受污染試片表面之放射性計數率($min^{-1}$)而 $D_1$ 為水洗後殘留於試片表面之放射性計數率($min^{-1}$)。使用 3 個試片先分別求得水洗前與水洗後之放射性計數率的平均值，最後再計算出耐污染指數，數值需標示到小數點第一位。對應文獻[1]所定義之除污因子 DF，日本標準方法 A 中所定義之耐污染指數即為除污因子之對數值，即 A＝log DF。當使用除染劑清洗試片時，所對應之除污與乾燥操作與上述使用水清洗試片的程序相同。而使用除染劑清洗後的試片不需再用水洗，並用以計算相應的除染指數 B，其定義為

$$B = \log\frac{D0}{D2} \qquad (3.1.34)$$

在此 $D_0$ 為使用除染劑清洗前受污染試片表面之放射性計數率($min^{-1}$)而 $D_2$ 為除染劑清洗後殘留於試片表面之放射性計數率($min^{-1}$)。在日本除污標準的方法 A 中並沒有定義除染劑之成分，應為實驗者自行於實驗中定義。試驗報告書需記載以下事項: a)試驗日期，b)試驗場所，c)評價方法之種類(例:方法 A)，d)除污液，e)放射線測定方法(試驗片)與 f)污染方法和乾燥時間。

下頁圖 3.1.17 摘要日本 JIS Z 4507:1998 除污標準[7]中評價方法 A 除污操作流程圖。

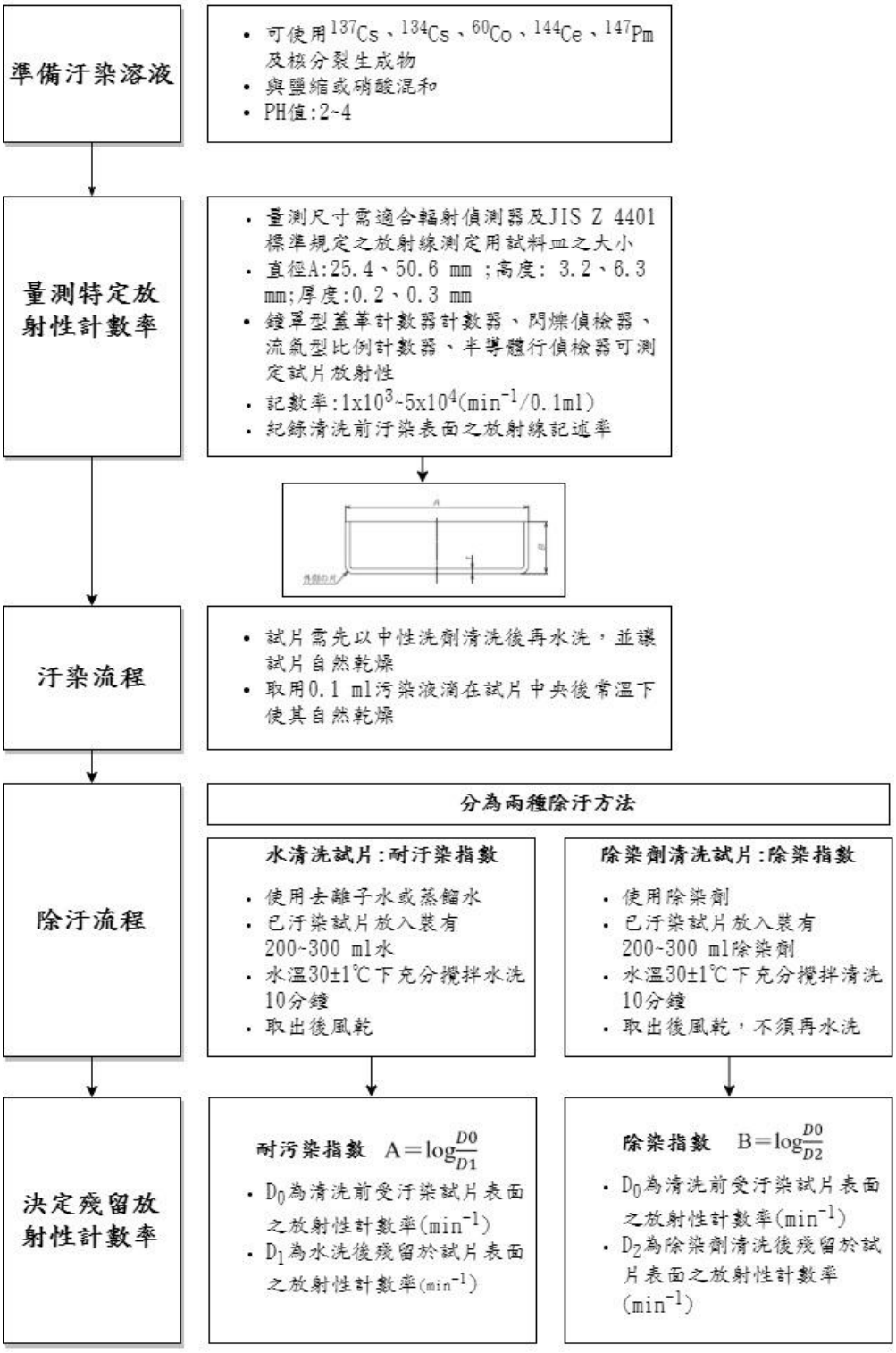



圖 3.1. 17 日本 JIS Z 4507:1998 除污標準中評價方法 A 除污操作流程圖[7]

## (八) 除污測試實例介紹

此類標準定義一系列測試程序以評估塗層材料之除污特性。由於為相對單純的材料特性檢測以作為工程選擇上的參考，因此顯少有公開的學術論文或技術報告提及除污測試結果。本計畫研討與摘要的 L. C. Hao, et. al. “Comparison of decontamination standards”

[1] 研究論文即為代表性的除污實例學術著作。藉由操作匈牙利 MSZ-05 22.7662-83 標準與 ISO 8690:1988 標準所定義之步驟測試並比較四種塗層材料之易於除污的特性。本報告也已將相關結果整理於前段(二)中。

在相關技術報告上則以 S. Kunze and H. Geiser "Radiation Resistant and Decontaminable Coatings for Shipping, Interim Storage and Repository Storage Casks Containing Radioactive Wastes" [15] 為公開可搜尋之相關測試結果。在此報告中，作者利用德國 DIN 25415 [6] 標準所定義之步驟，測試可用於放射廢料儲存桶之 Corrobesch-DF-Nuklear 塗層材料在受到輻射曝照的情況下其除污特性隨著漸增的吸收劑量的變化。實驗中塗層材料接受最高至 $10^7$ 戈雷(Gy)的累計吸收劑量。圖 3.1.18 為使用 Gammaster München 輻照場所得之 Corrobesch-DF-Nuklear 塗層之除污特性隨累積劑量之變化。此 Gammaster München 輻照場使用鈷-60 ($^{60}Co$) 射源而劑量率為每小時 0.9 - 1x$10^3$ 戈雷。試驗中每一個累積劑量結果中各有黑、黃、藍、紅、白五片不同顏色的塗層材料作測試。實驗結果顯示約在累積劑量達 3x$10^6$ 戈雷以上時塗層的除污結果會由優(excellent)等級下降至好(good)等級。相同的塗層材料也經由 KFA Julich 的混合加馬光輻照場照射後測試其除污特性變化如圖 3.1.19 所示。KFA Julich 輻照場以分裂產物為射源，劑量率為每小時 0.22 – 2.7x$10^3$ 格雷。實驗結果顯示在混合加馬光輻照下，累積劑量約達 1. 7x$10^6$ 戈雷時塗層的除污結果會由優(excellent)等級下降至好(good)等級。然而在累積劑量約 $10^7$ 戈雷時塗層的除污結果會繼續下降至普通(fair)等級。

本報告所摘錄的除污實例[1,15]顯示除污標準所定義之測試有助於定性了解不同塗層的易於除污特性。此類測試也可用於了解塗層材料在受到高輻照劑量下其除污特性的變化。因此，相同測試程序應也有潛力用於測試塗層材料在受到高溫、高壓、化學侵蝕或潮濕等環境影響下的除污特性變化，並用以評估塗層在電廠操作期間與除役時的除污特性。

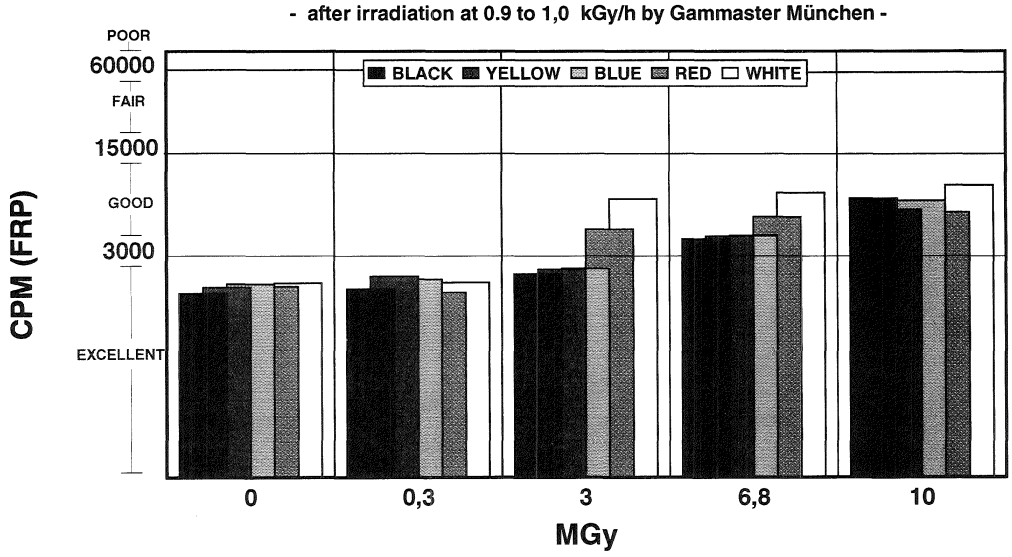



圖 3.1. 18 經由 Gammaster München 鈷-60 輻照場測試所得的 Corrobesch-DF-Nuklear 塗層其除污特性隨累計劑量之變化。[15]

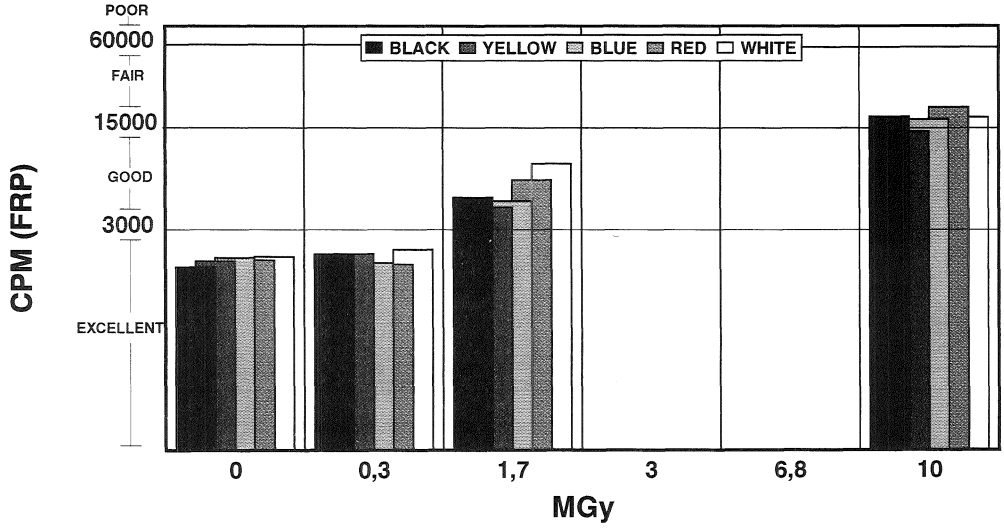



圖 3.1. 19 經由 KFA Julich 混合加馬光輻照場測試所得的 Corrobesch-DF-Nuklear 塗層其除污特性隨累計劑量之變化。[15]

## (九) 工作成果摘要

在此計畫分項下已完成之工作重點摘要如下：

1. 研討與摘要 L. C. Hao, et. al. “Comparison of decontamination standards” [1] 之研究論文。藉該論文之分析了解依匈牙利 MSZ-05 22.7662-83 標準與 ISO 8690:1988 [2]標準的操作重點以及各步驟可能的差別，也藉由研讀該論文所示的實驗結果了解依照不同標準操作時在實驗結果可能造成的差異。
2. 研討與摘要 ISO 8690:1988 標準[2]。此標準對污染液製備、量測特定放射性計數率、污染試片流程、除污流程到決定殘留放射性計數率和塗層除污因子等重要步驟皆提供相當完整的描述與操作指引。此 ISO 8690:1988 標準相當適合我國管制機關作為訂定相關標準時的參考依歸。
3. 研討與摘要美國 ANSI N5.12-1974 標準[3]。此標準的特別之處在於訂定三個連續的步驟，依序以水、室溫下混合酸液與 80 ℃加溫酸液作為除污液來量測相對應的除污因子，其結果可作為利用較侵蝕性溶液除污時的參考。ANSI N5.12-1974 已被取消，當今的 ASTM D5144–08(2016)標準[4]內文並未明確規定除污程序與標準操作。
4. 研討與摘要俄羅斯 GOST 25146-82 標準[5]。此標準詳細規範再利用貝他射源做測試時，相應的試片尺寸、格架材質、鋁濾片密度、鉛屏蔽與使用蓋革計數器或閃爍偵檢器量測時的適當量測操作要點。此標準也依統計模型建立系統穩定度測試規範與量測低限值測定的依據，並提供理論公式讓實驗者測定實驗量測時間。此標準並訂定幾何修正係數與貝他吸收修正因子以最終決定正確的除污因子數值。此標準可作為管制機關在制定標準時訂定實驗量測流程的重要參考文獻。
5. 德國 DIN 25415 標準[6]實質上與 ISO 8690:1988 標準[2]中所描述的程序相同。標準中所介紹的中子活化方法產生污染溶液的計算輔助工具尚具參考價值。
6. 研討與摘要日本 JIS Z 4507:1998 標準[7]。評價方法 A 對放射線測定用試料皿、

污染試片操作、適用的輻射度量儀器與放射性計數率測定、試片除污測試操作與耐污染指數(或除染指數)計算皆有明確定義。評價方法 B 則與 ISO 8690:1988 標準[2]相同。

7. 第二節公式 3.1.1 所定義除污因子 DF 為公認的標準參數。在美國 ANSI N5.12-1974 標準[3]、俄羅斯 GOST 25146-82 標準[5]與工作項目二與三所彙整之多項除污技術皆以 DF 因子評估除污效果。ISO 8690:1988 標準[2]則規定在污染試片初始特定放射性計數率為每分鐘 $2x10^5$ 脈衝下(圖 3.1.9)以表格 3.1.6 所示之殘留放射性計數率數值評估材料之除污特性。而日本 JIS Z 4507:1998 標準[7]之評價方法 A 則定義公式 3.1.33 之耐污染指數與公式 3.1.34 除染指數為除污因子 DF 之對數值。

表 3.1. 16 各國除污標準所規範之污染操作比較 [1, 2, 3, 6, 7]

| 標準 | 污染液所含之放射同位素 | 試片尺寸 | 試片上之污染規範 |
|---|---|---|---|
| ISO 8690:1988 | 銫-137 ($^{137}Cs$)與鈷-60 ($^{60}Co$)混合之污染溶液。污染物體積莫耳濃度=$10^{-5}$ mol $dm^{-3}$，pH= 4，$Co(NO_3)_2$ 與 $CsNO_3$ 溶液。 | 50x50 公釐 | 1. 污染液體積：1 $cm^3$。<br>2. 時間：2 小時<br>3. 溫度：室溫<br>4. 污染面積：直徑 25 公釐之圓 |
| 匈牙利 MSZ-05 22.7662-83 | 銫-137 ($^{137}Cs$)與鈷-60 ($^{60}Co$)混合之污染溶液。污染物體積莫耳濃度=$10^{-5}$ mol $dm^{-3}$。另加入 $10^{-4}$ mol $dm^{-3}HNO_3$，pH= 4 | 40x40 公釐 | 1. 污染液體積：0.6 $cm^3$。<br>2. 時間：2 小時<br>3. 溫度：室溫<br>4. 污染面積：12 $cm^2$ |
| 美國 ANSI N5.12 | 製備含混合分裂產物，莫耳濃度 8 mol $dm^{-3}$ 的 $HNO_3$ 前驅放射性溶液。此前驅污染液需與 8 mol $dm^{-3}$ 的 $NH_4OH$ 混合成 pH = 4 的污染液執行測試 | 50x100 公釐 | 1. 污染液體積：0.2 $cm^3$。<br>2. 時間：無規範<br>3. 溫度：室溫 25 ℃<br>4. 污染面積：1 $cm^2$ |
| 德國 DIN 25415 (與 ISO 8690 相同) | 銫-137 ($^{137}Cs$)與鈷-60 ($^{60}Co$)混合之污染溶液。污染物體積莫耳濃度=$10^{-5}$ mol $dm^{-3}$，pH= 4，$Co(NO_3)_2$ 與 $CsNO_3$ 溶液。 | 50x50 公釐 | 1. 污染液體積：1 $cm^3$。<br>2. 時間：2 小時<br>3. 溫度：室溫<br>4. 污染面積：直徑 25 公釐之圓 |
| 日本 JIS Z 4507:1998 評價方法 A | 含銫-137 ($^{137}Cs$)或銫-134 ($^{134}Cs$)、鈷-60 ($^{60}Co$)、鈰-144($^{144}Ce$)或鉕-147($^{147}Pm$)之鹽酸或硝酸污染液。pH = 2 – 4。計數率達 $1x10^3$ ~ $5x10^4$ $min^{-1}$/0.1ml<br>或使用含核分裂產物之硝酸溶液。 pH = 1 – 2。計數率達 $1x10^3$ ~ $5x10^4$ $min^{-1}$/0.1ml | 未指定。僅敘述適合偵測器尺寸。 | 1. 污染液體積：0. 1 ml ($cm^3$)<br>2. 時間：1 ~ 數日<br>3. 溫度：室溫<br>4. 污染面積：未指定 |

| | | | |
|---|---|---|---|
| 日本 JIS Z 4507:1998 評價方法 B (與 ISO 8690 相同) | 銫-137 ($^{137}Cs$)與鈷-60 ($^{60}Co$)混合之污染溶液。污染物體積莫耳濃度=$10^{-5}$ mol $dm^{-3}$，pH= 4，$Co(NO_3)_2$ 與 $CsNO_3$ 溶液。 | 50x50 公釐 | 1. 污染液體積：1 $cm^3$。<br>2. 時間：2 小時<br>3. 溫度：室溫<br>4. 污染面積：直徑 25 公釐之圓 |

表 3.1.17 摘要各國除污標準中所規範之除污操作要點

表 3.1. 17 各國除污標準所規範之除污操作比較 [1, 2, 3, 6, 7]

| 標準 | 偵測放射粒子 | 除污步驟與方法 | 除污液 |
|---|---|---|---|
| ISO 8690:1988 | 加馬光 | 一個步驟。利用指定攪拌器使試片浸沒至除污劑中 150 秒。 | 浸泡在 900 ml / 23 ℃ 的去離子水中。 |
| 匈牙利 MSZ-05 22.7662-83 | 加馬光 | 三個連續步驟。每一步驟中試片浸沒至除污劑中 150 秒。 | 第一步驟：水。<br>第二步驟：類清潔劑。<br>第三步驟：1 mol $dm^{-3}$ 鹽酸 |
| 美國 ANSI N5.12 | 加馬光 | 三個連續步驟。每一步驟中試片浸沒至除污劑中 10 分鐘。 | 第一步驟：25 ℃ 水。<br>第二步驟：25 ℃ 混合酸。<br>第三步驟：80 ℃ 混合酸。<br>混合酸成份：<br>0.4 mol $dm^{-3}$ 草酸(oxalic acid) + 0.05 mol $dm^{-3}$ 氟化鈉(sodium fluoride) + 0.03 mol $dm^{-3}$ 過氧化氫(Hydrogen peroxide) |
| 德國 DIN 25415 (與 ISO 8690 相同) | 加馬光 | 一個步驟。利用指定攪拌器使試片浸沒至除污劑中 150 秒。 | 浸泡在 900 ml / 23 ℃ 的去離子水中。 |
| 日本 JIS Z 4507:1998 評價方法 A | 加馬光與貝他粒子 | 一個步驟。將試片放進裝有除污劑的玻璃製容器中並充分攪拌 10 分鐘。 | 浸泡在 200 -300 ml / 30±1 ℃ 的去離子水或蒸餾水中。也可為試驗者使用的除染劑。 |
| 日本 JIS Z 4507:1998 評價方法 B (與 ISO 8690 相同) | 加馬光 | 一個步驟。利用指定攪拌器使試片浸沒至除污劑中 150 秒。 | 浸泡在 900 ml / 23 ℃ 的去離子水中。 |

## （十）給予管制機關之建議：

1. 各標準對污染溶液之製備、量測儀器、污染與除污程序與使用之硬體設備皆有明

確規範。管制機關須確認實驗者有能力建置相應的實驗室環境以獲取可信的除污效果(除污因子)於各項結果比較與評估中。此外，量測不同輻射粒子往往需選用適當之輻射偵測器。因此，實驗單位需要對輻射偵測技術有相當的經驗與知識方能準確量測除污前後之放射性計數率變化以決定除污因子。

2. 以本計劃所研討的實驗室操作標準而言，除污效果測定所需量測的輻射粒子主要依污染程序中所加入之放射性同位素來決定。譬如在 ISO 8690:1988 標準[2]中使用含銫-137 ($^{137}$Cs)與鈷-60 ($^{60}$Co)之混合污染液，則測定程序中利用閃爍偵檢器量測加馬光子(γ粒子)即已足夠。若參考文獻[16]所彙整之各國除污標準，污染液所含之放射性同位素可為$^{137}$Cs(β/γ)、$^{134}$Cs(β/γ)、$^{60}$Co(β/γ)、$^{106}$Ru(β)、$^{144}$Ce(β/γ)、$^{95}$Zr(β/γ)、$^{90}$Sr(β)、$^{90}$Y(β/γ)、$^{239}$Pu(α/γ)、$^{35}$S(β)、$^{32}$P(β)、$^{131}$I(β/γ)與 $^{140}$Ba(β/γ)。因此，大部分同位素在衰變時皆同時放射出加馬光子(γ粒子)與貝他粒子(β粒子)，僅 $^{239}$Pu 衰變時放出阿伐粒子(α粒子)。然而，文獻[16]也提及若考量污染試片同時放出貝他粒子與加馬光子，則偵測加馬光子則較為有利，如此即可避免貝他粒子通過偵測器壁材(入射窗)以及因試片厚度造成的衰減影響。考量輻射偵測器的特性，蓋革-米勒計數器（Geiger-Müller counter）主要適用於量測阿伐粒子與貝他粒子。部分蓋革計數器亦可量測加馬光子計數但其偵測效率低於閃爍偵檢器。碘化鈉閃爍偵檢器有高的加馬光子偵測效率但不適用偵測貝他粒子，而特定含塑膠閃爍體之偵檢器可偵測貝他粒子與加馬光子，但具有加馬光子偵測效率低的缺點。因此，若考量同時偵測貝他粒子與加馬光子以決定放射性計數率的量測準確性，則可建議使用具有較高加馬光子偵測測效率的蓋革計數器於量測實驗中。
3. 在制定相關除污標準時，對於實驗操作流程可以 ISO 8690:1988 標準為主要參考依據，而在數據量測與分析的標準上，可多參考俄羅斯 GOST 25146-82 標準。
4. 實驗過程所準備之污染溶液，除污操作後所留下之溶液與污染試片在實驗後皆須確實的回收並進行後續的放射性廢棄物處理程序。
5. 美國 ASTM D5144 - 08(2016)標準對電廠表面塗層的評估與測試為一相當重要且有價值的參考文件。該標準彙整 ASTM 目前與核電廠塗層相關的測試標準以及包含美國電力研究所與美國核管會所制定之相關準則與法規指引規範，可作為台灣管制機關的重要參考文獻。

## 參考文獻


1. Le Cong Hao, Mai Dinh Thuy, Do Trung Hieu, and Zoltán Sas., “Comparison of decontamination standards,” *Hung. J. Ind. Chem.*,**43**, 73 (2015).
2. International ISO Standard 8690:1988: “Decontamination of radioactively contaminated surfaces. Method for testing and assessing the ease of decontamination” (International Organization of Standardization, Switzerland, 1988).
3. American National Standards Institute (ANSI) ANSI N5.12-1974: “Protective coatings

(paints) for the nuclear industry" (withdrawn).

4. American Society for Testing and Materials (ASTM International) ASTM D5144 – 08 (2016): "Standard Guide for Use of Protective Coating Standards in Nuclear Power Plants".
5. Russian Interstate Standard (GOST) GOST 25146-82: "Radiochemical production and atomic power plant materials. Method for determination of decontamination ratio" (Technormativ LLC, 1983 - official translation in 2015).
6. German Institute for Standardization (DIN) DIN 25415: "Radioactively contaminated surfaces - Method for testing and assessing the ease of decontamination".
7. Japanese Standards Association (JSA) JIS Z 4507:1998: "Decontamination of radioactively contaminated surfaces - Method for testing and assessing the ease of decontamination."
8. Nicholas Ruhman, Vesper Grantham, and Chris Martin, "The effectiveness of decontamination products in the nuclear medicine department," *J. Nucl. Med.Technol.*, **38**, 191 (2010).
9. Natalia M. Leonardi, Fiorella C. Tesán, Marcela B. Zubillaga and María J. Salgueiro, "Radioactivity decontamination of materials commonly used as surfaces in general purpose radioisotope laboratories," *J. Nucl. Med.Technol.*, **42**, 292 (2014).
10. Mahmoud M. Gouda, Yehia H. Dawood, Ahmed A. Zaki, Haneen A.Salam Ibrahim, Mohamed R. El-Naggar, Ahmed Gad "Adsorption characteristic of $Cs^{+}$ and $Co^{2+}$ ions from aqueous solutions onto geological sediments of radioactive waste disposal site," J. Geochem. Explor., **206**, 106366 (2019).
11. Friedrich G. Helfferich, "Ion exchange," (Dover Publications Inc, NY, 1995).
12. American National Standards Institute ANSI N101.2-1972 "Protective Coatings (Paints) for Light Water Nuclear Reactor Containment Facilities" (withdrawn).
13. American National Standards Institute ANSI N 101.4-1973 "Quality Assurance for Protective Coatings Applied to Nuclear Facilities" (withdrawn).
14. Japanese Standards Association (JSA) JIS Z 4401:2006 "Planchets used in radiation measurement instruments."
15. Siegmar Kunze and Heinz Geiser "Radiation Resistant and Decontaminable Coatings for Shipping, Interim Storage and Repository Storage Casks Containing Radioactive Wastes," Inst. fuer Nukleare Entsorgungstechnik, Technical Report, FZKA 5502 (1995)
16. Sándor Nagy, "Radiochemistry and nuclear chemistry," Vol.1, (EOLSS Publishers Co. Ltd., Oxford, UK, 2009), chap 4.

二、參考技術報告彙整比較各式化學，電化學及機械、Chemical Gel & Chemical Foam 之除污技術，進一步綜合評估及建議各項除污標準及技術用於我國電廠除役管制之適切性，提供管制機關對於相關除役作業的安全管制參考。

## (一) 前言[1]

運轉中的電廠進行除污[2]，目的是為了移除放射性沈積物，以減低作業人員的輻射曝露，由於運轉時還需要用到這些組件，所以運轉階段選用的除污方法，都會避免對材料造成損害，這些損壞可能是採用該方法所導致的腐蝕，或是組件在除污後，曝露於電廠運轉條件下所造成的，在避免損壞的限制條件下，這些以溶解腐蝕產物金屬氧化物的上覆層，而不侵蝕基材金屬的除污方法，通常去除 80-95%的放射性，但這對減少作業人員的輻射劑量來說是足夠的。

然而，若要將這些組件表面的所有放射性去除，達到成為非放射性廢棄物處理之目的，則必須移除一薄層的基材金屬，才能將卡在金屬裂縫中的放射性物質釋出（例如，由於金屬表面的輕微晶間腐蝕所造成）。相較於運轉階段，因為這些組件已不再負擔運轉任務，對於損壞限制的唯一要求，是這些組件在除污操作過程中，必須保持完整以防止洩漏，且必須維持結構堅固，因此基材金屬移除薄層即可符合這些要求。但若移除太多金屬層，則會衍生與放射性廢棄物量有關的問題，除役除污中很重要的目標，就是將二次放射性廢棄物最小化，因為所採用的方法通常要兼顧達到總體廢棄物減量的目的。

根據核一廠除役計畫[3]，除役期間進行系統除污之目的，主要為移除系統內部及管件表面之放射性污染物質，受污染或可能受污染之系統主要為金屬材質，其表面最上層通常是結構較鬆散之沈積物或污染物，由上往下分別有外層氧化層、內層富鉻氧化層、擴散層及金屬底材。故必須先移除可能含污染物質的表層氧化物，再移除材料表面層下方之污染物質，進而降低除役工作人員在進行系統拆除作業時之輻射曝露，因此會採用除污效果較強之化學試劑。規劃拆除之組件包含熱交換器、汽機組件、泵、桶槽、閥類、管件、鋼材、電纜槽、電力組件、通風元件及雜項製程組件等各類材質廢棄物；另一號機及二號機、聯合結構廠房及汽機廠房之結構、牆面、地面及天花板等混凝土材質亦可能受到污染。

這些待除污之廢棄物，依種類材質可大致分為兩類，第一類為金屬材質廢棄物，規劃採用化學、電化學及機械除污技術；第二類為結構混凝土材質，規劃採用機械除污技術。金屬結構解體前[4]，採用除污系統化學除污，目的可減少工作區域的輻射劑量，以利拆除工作之進行及提高效率，同時亦可避免污染擴散，此時不必考慮反應器系統完整性及對結構材料的腐蝕性。

除污[4]是利用清洗、加熱、化學或電化學作用、機械清洗或其他方法，自設施或設備區域或表面將污染移除。本子項係蒐集有關化學、電化學及機械、Chemical Gel & Chemical Foam 之除污技術報告，並針對其除污考量、原理及應用案例進行彙整說明。

## (二) 核電廠污染的氧化物類型[5]及除污可用技術彙整[8]

核能電廠(PWR 及 BWR)污染組件的氧化物類型，如圖 3.2.1 所示，BWR 電廠的氧化物成份多了 A 層(主要為 $Fe_2O_3$ 及 FeOOH)，各類型的成份如表 3.2.1 所示。

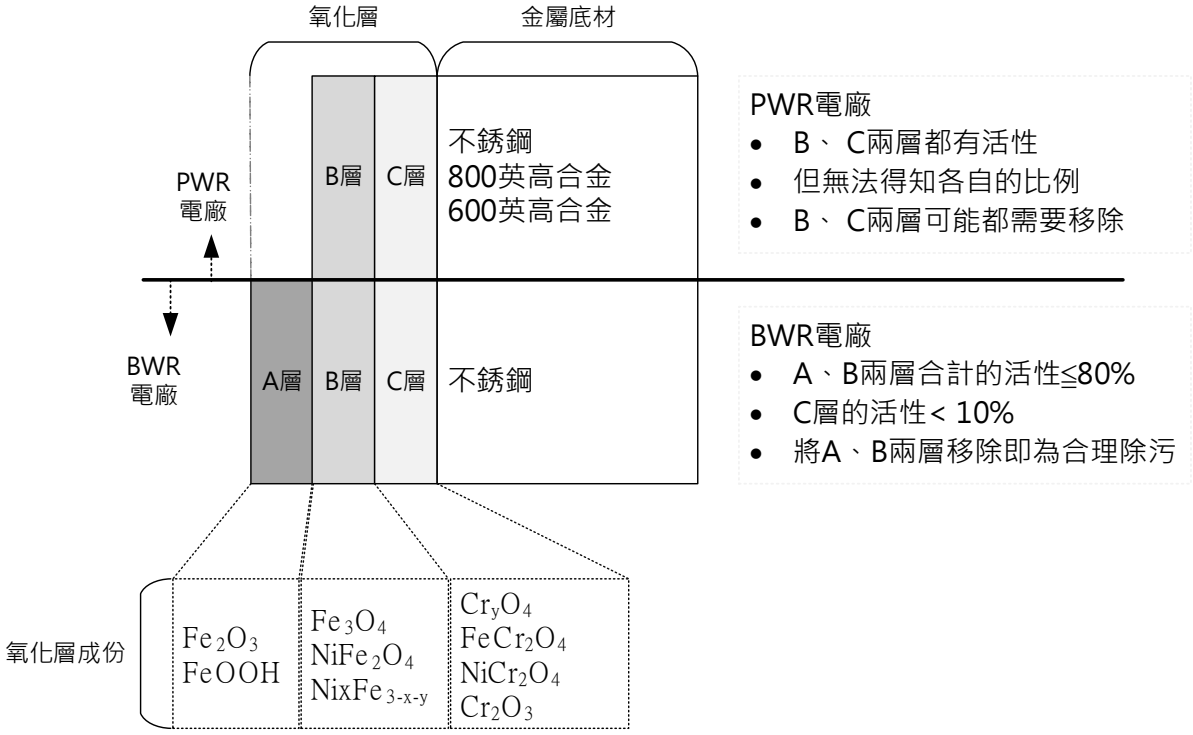



圖 3.2.1 核電廠(PWR 及 BWR)污染的氧化物類型[5]

表 3.2.1 核電廠(PWR 及 BWR)污染的氧化物成份[5]

| 位置 | A | B | | | C | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 氧化物 / 離子% | $Fe_2O_3$ FeOOH | $Fe_3O_4$ | $NiFe_2O_4$ | $NixFe_{3-x-y}$ | $Cr_yO_4$ | $FeCr_2O_4$ | $NiCr_2O_4$ | $Cr_2O_3$ |
| $Fe^{2+}$ | 0 | 33 | 0 | (1-x)*x/3 | 100 | 33 | 0 | 0 |
| $Fe^{3+}$ | 100 | 67 | 67 | (2-x)*x/3 | 100 | 0 | 0 | 0 |
| $Cr^{3+}$ | 0 | 0 | 0 | y/3*x | 100 | 67 | 67 | 100 |
| $Ni^{2+}$ | 0 | 0 | 33 | x/3*x | 100 | 0 | 33 | 0 |
| | | | | y< 1 | y≥ 1 | | | |

針對上述污染物的氧化物成份，目前實際可用在除污作業的技術彙整[8]，如表 3.2.2 所示。

表 3.2. 2 除污技術彙整表[8]

| ## | 除污方法 | 應用 | 優點 | 缺點 |
|---|---|---|---|---|
| 1 | **化學除污** | | | |
| 1a | 1 種試劑 | 碳鋼/不銹鋼/塑膠 | DF 高 | 大量廢棄物，更適合零散的設備 |
| 1b | 2 種以上試劑 | 碳鋼/不銹鋼/塑膠 | DF 高，適用深度滲透的污染 | |
| 2 | **水/蒸汽噴射** | | | |
| 2a | 搭配界面活性劑 | 金屬表面上的非固定式污染、陶瓷及塑膠、上漆的表面 | 使用簡單 | 產生大量氣溶膠、只適用非固定式污染、會產生泡沫 |
| 2b | 搭配化學品 | 去除重度污染 | 除污類型廣泛 | 產生大量氣溶膠、需高溫應用（60-120℃） |
| 2c | 搭配研磨料 | 混凝土、磚、<br>上漆/腐蝕的碳鋼及不銹鋼 | | |
| 3 | **泡沫** | 金屬表面上的非固定式污染、陶瓷及塑膠、上漆的表面 | 少量廢棄物 | 難以傳輸泡沫的運輸能、有使用時效限制、且當泡沫破壞後，可能使表面被放射性核種再次污染 |
| 4 | **超音波** | 金屬及塑膠的非固定式污染 | 廢棄物少 | 產能小 |
| 5 | **電化學除污** | | | |
| 5a | 桶槽浸泡 | 碳鋼、不銹鋼、零散的設備 | | 產生腐蝕性液體廢棄物 |
| 5b | 外部電極 | 碳鋼、不銹鋼 | 廢棄物少、應用廣泛包括：未切割設備、地板、牆 | |
| 6 | **可剝裂層** | 除了外觀複雜的設備，可適用所有表面 | 固體廢棄物少 | 聚合物薄膜機械性能低 |
| 7 | **熱除污** | 混凝土、磚、<br>上漆/腐蝕的碳鋼及不銹鋼 | 廢棄物少 | 可能只適用於混凝土與磚的水平表面，以及腐蝕性/上漆的金屬表面 |
| 8 | **機械除污** | | | |
| 8a | 研磨材 | 上漆/腐蝕的碳鋼及不銹鋼、混凝土、磚 | | 需採用特殊及最適化的工具 |
| 8b | Scrabblers | 混凝土、磚、 | | |

| | | | | |
|---|---|---|---|---|
| | | 上漆/腐蝕的碳鋼及不銹鋼、上漆的表面 | | |
| 9 | **乾冰噴射** | 外形複雜的設備、碳鋼、不銹鋼、上漆的表面 | 廢棄物少 | 產生大量氣溶膠 |

## (三) 組件在選取除污技術時的特點[6、7、9]

### 3.1 化學除污

#### 3.1.1 一般考量

化學除污通常是讓選取的藥劑在系統內循環來達到除污的目的,但對於切割下來的組件,則是先將其浸泡在含有試劑的桶槽內,然後攪拌來進行除污,具體的化學除污應用取決於許多因素,例如:待除污品項的形狀及尺寸、化學試劑的種類及性質、材料及污染類型、適當處理設備的可用性等,在核電廠正常運轉及除役期間,已經開發了許多應用在系統常規除污的化學試劑及技術,化學除污流程基本上分為兩大類,溫和的化學品:包括非腐蝕性試劑,如洗滌劑,錯合劑,稀酸或鹼。侵略性化學物質:包括濃縮的強酸或鹼和其他腐蝕性試劑,通常以濃度約 1%~10%的活性試劑作為這兩類處理過程的分界。

溫和的化學除污技術通常應用於不侵蝕基材的情況下,而能去除污染物,其優點是低腐蝕率及低化學濃度,有利於用過除污溶劑的處理(二次廢棄物),雖然有些低濃度除污技術的除污因子較低,並且需要較長的接觸時間,但可藉由在許多階段中應用非腐蝕性氧化劑或還原劑、錯合及螯合劑等結合處理過程,使其結果更具成效,在許多情況下,通常將處理溫度提高 20~90℃,其效果也能獲得改善。氧化還原劑和螯合劑的選擇,取決於要清除的表面腐蝕產物的成份,許多出版品都能找到關於低濃度除污技術的各種說明。

侵蝕性的化學及電化學除污技術,可能涉及在一個或多個階段使用不同的化學溶液,且一個以上的處理階段,建議進行中間產物的沖洗,以避免再污染的潛在問題。該方法的優點包括處理時間短及高除污因子(通常活度水平由 10∶1 降低到 100∶1),其限制包括高化學濃度及污水處理系統的潛在問題。

多道式處理過程(即施加強氧化溶液後,再添加錯合酸溶液),是常用於在金屬表面(例如不銹鋼)除去受污染氧化物層的技術,第一(鹼性)階段旨在氧化鉻氧化物,以產生可溶性鉻酸根離子, 第二(酸)階段是錯合溶解金屬的溶解反應。

鹼性高錳酸鹽溶液是第一階段最常用的試劑。在第二階段,各種試劑如檸檬酸銨,檸檬酸銨之後添加 EDTA、草酸、檸檬酸和草酸的混合物,硫酸等,已成功應用於各種不銹鋼、碳鋼、鉻鎳鐵合金、鋯合金護套等的除污。硫酸、磷酸、鹽酸、氫氟酸及其他試劑,已成功單獨用作侵蝕性除污劑,通常濃度為 2~15%。要達所需的除污水平可能需要多次重複該過程,例如需要直接重複使用該物品,就必須特別注意溶解過程可能導致表面出現無法接受的腐蝕。化學技術通常適用於複雜的幾何形狀,以及均勻處理設備的內外表面,特別是在化學品及表面間能有良好接觸的情況下(例如: 桶槽浸沒)。

管線內化學除污應考量的因素，也適用於浸泡處理過程，但由於開口通常在水槽頂部，因此必須安裝適當的通風系統，且必須注意避免操作員接觸到高腐蝕性試劑。特別注意的是，化學試劑在過高溫度下，可能導致非預期的效果，例如毒性或爆炸性氣體(例如:氫氣)。

化學除污必須有效回收反應性化學品，因為除污產物不能充份回收，會提高二次廢物的數量而增加處理的困難度，其可能會產生混合廢棄物。錯誤使用下可能會導致腐蝕及安全問題。此外，針對不同的表面要使用不同的試劑，並且需要排水控制。

對於大型工作，通常需要建造化學品儲存及收集設備，並在適用的情況下解決關鍵問題。然而，化學除污通常對多孔表面無效。

一般而言，化學清潔方法的知識是評估淨化技術的先決條件，因為用於淨化核能材料及設備的大多數程序和化學品，也應用於化學清潔加工業中的設備和材料。化學清潔和除污需要相同的知識背景和經驗：污垢化學，腐蝕技術和廢物產生/去除技術等。此外，也需具備相同的工程知識來設計合適的混合、泵送程序，以及加熱溶劑和其他化學清潔成份。除輻射安全方面外，還需遵守有關化學藥劑的基本健康和安全規範，工人至少應該參加培訓計劃並配備眼鏡、全身防護工作服、防滲手套和腳套，根據污染物的毒性附加額外的安全設備。

### 3.1.2 化學試劑

因為在除役階段基材金屬被腐蝕的問題，已不再受到關注，故能選用的化學試劑種類更多元，某些化學試劑在混合、加熱、再循環和排出循環中，具有時間相依性，這會影響化學溶液的穩定性及所含污染物的溶解度。應評估所考慮的各個過程，其喪失水流事故及相關的溶劑冷卻效果，考慮的因素包括毒性或爆炸性氣體的產生，過度的積垢及過度腐蝕，所選擇的處理過程，必須包括適當的緊急程序，例如緊急排水、氣體偵測及緊急通風。

在進行除污過程中，一旦溶液中的污染物濃度持續增加，被除污的組件即可能被再次污染，故當污染物的濃度超過一定水平時，應先清潔污染程度最少的品項，搭配化學溶劑的淨化或更換（允許的話，採用再循環），以儘可能減少再污染的情況發生。

某些多道式處理過程常用於去除高黏性污染層，在許多情況下，化學除污可以用作多道式處理過程中的一個步驟（例如，在電拋光之前），對厚氧化層覆蓋的物品進行化學除污，以減少其氧化層。

#### 3.1.2.1 水/蒸汽(Steam) [6、7、9]

水是一種通用的除污劑，藉由溶解化學物質或侵蝕並沖洗表面上的鬆散碎屑，其可用於所有無孔表面，藉由增加溫度、添加潤濕劑和清潔劑或使用水刀能提高其效果，蒸汽也有部分效果，因為它對表面有速度衝擊，添加洗滌劑可使其更有效。

蒸汽可用於任何可承受溫度的無孔表面，但在可觸及的表面上最有用，蒸汽用在塗料平坦或拋光表面時，其除污因子（DF）通常比水更好，乾式蒸汽(Dry steam)已應用在一些無塗料的混凝土。

大多數離子化合物可溶於水，故水/蒸汽是在槽中沖洗散裝鹽及固體的首選，但對於含有油脂或油的表面，除非添加清潔劑，否則效果不佳，當污染物接觸表面的時間很短時，水是最有效的。

對去除長期污染物以及污染物與基材已產生化學鍵結時，水幾乎沒有除污效果。它對硬質金屬氧化物和碳酸鹽或矽酸鹽垢幾乎沒有作用，且會與金屬鈉或鉀劇烈反應。除非降低水中的 pH 值，否則大多數過渡金屬化合物的溶解度有限。

以水作為除污劑的優點是便宜、可用、無毒、無腐蝕性，且與多數放射性廢棄物系統相容。此外，水/蒸汽在電廠內只需很少的支援服務，由於其安全性，故可用於大型設施及環境的沖洗作業，可利用消防水帶、噴嘴或蒸汽噴槍來執行遠端操作，在使用其他藥劑之前，多數清潔作業會用水沖洗。

使用蒸汽的優點是水量的減少。

而水的缺點是用量大且污染物會重新附著在其他表面上，尤其有傳播放射性污染的可能，使清理控制變得複雜，如果有易裂燃料，臨界會成為主要的問題。

若採用蒸汽、熱水清洗或兩相混合物[9]，係由可攜式鍋爐或既有蒸汽管線提供壓力 90~100 psig 的蒸汽，污染牢固處可使用化學品或洗滌劑加以去除。其主要的優點為：

- 蒸汽清潔法發展良好並廣泛用於非放射性表面的清潔。
- 設備隨時可取得。
- 非常適用大型表面的清潔，如牆壁、天花板及槽。
- 蒸汽噴射器清洗所產生的廢液量相對較少。
- 能消除高水平的污染。
- 除污因子高達 50。
- 使用酸性添加劑，能去除水垢及腐蝕。
- 高溫可加強洗滌劑、酸性或溶劑添加劑的清潔效果。

缺點則為：

- 冷凝蒸汽會產生霧氣，降低能見度。
- 用蒸汽噴射器清洗（熱水清洗）會產生較多的污染液體。
- 噴射器噴嘴與待清潔表面的距離，必須保持在幾英吋內。
- 由於蒸汽反射及放射性殘餘物，可能導致污染擴散。

### 3.1.2.2 無機酸(Strong Mineral Acids) [6、7、9、10]

無機酸是一種在水溶液中接近完全電離的酸，這裡所謂的強度(strong)，並非指水溶液中的濃度，無機酸可以單獨作為稀釋溶液，也可與其他物質混合作為化學配方，或者彼此組合，如 HCl / $HNO_3$（王水）。其可用於噴霧、浸漬或沖洗，在使用上相當靈活，其主要的作用方式，是與含有污染物的金屬氧化物膜反應並溶解。若長時間在較高濃度或溫度下使用，甚至可以溶解污染薄膜下層的基礎金屬。在適當注意及預防措施的條件下，除了鋅等活性較強的金屬外，可用於所有金屬表面。

用於除污的無機酸有：

- 鹽酸：HCl

- 硝酸：$HNO_3$
- 硫酸：$H_2SO_4$
- 磷酸：$H_3PO_4$

這些酸本身可以作為稀釋溶液、與酸鹽和其他化合物混合配製，及與 $HNO_3$-HCl 結合使用，其主要目的是攻擊和溶解金屬氧化物薄膜，並降低溶劑的 pH 值，以增加溶解度或金屬的離子交換，除鋅等活性金屬外，幾乎可用於所有金屬表面，並可迅速、有效地發揮功效。

使用強酸的優點是它們相對便宜、快速且有效，缺點是存在安全及處理問題，在廢棄物處理之前需先中和，且與許多材料不相容，與某些化合物反應可能會爆炸或產生有毒氣體。

其它技術報告則提到[10]，無機酸能移除非常頑強的沈積物，且在工業清潔方面已有豐富的操作經驗，其可破壞基材，但基於安全考量，在操作時必須非常小心，主要適用於金屬腐蝕產物。

以下是強酸除污功效的典型範例。

**(1) 鹽酸(Hydrochloric Acid)**

鹽酸(HCl)是首批用於電廠鍋爐的化學清洗劑之一，它用於 BONUS 反應器主蒸汽系統的鉻鉬合金鋼(CrMo)及淨化系統的不銹鋼除污，以便後續掩埋。

試劑級溶液（體積百分比 10%）在 70℃的操作溫度下有效，在 United Nuclear Corporation 實驗室進行測試的 1 英吋方形樣品，是被鈷-60 (Co-60)、鈷-58 (Co-58)、鋅-65 (Zn-65)以及少量分裂產物（包括銫-137 (Cs-137)）污染的管路截面切割下來的，實驗室測試包括在候選溶液的靜態測試（浸泡）中進行 30 分鐘循環；接著在溶液的動態測試（攪拌）中再進行 30 分鐘循環；最後才將最有效的溶液，用在反應器系統的大型樣品進行最終動態測試。

實驗室數據顯示，鹽酸對不銹鋼的除污因子約為 10，由於系統不會再恢復使用，故未使用抑制劑。所造成的腐蝕，不會影響系統圍阻殘餘放射性的完整性。

在 BONUS 進行的實際系統除污證實了實驗室的結果，對不銹鋼 CrMo 系統除污後的總體 DF 約為 10，關於酸洗系統的簡要描述，則包含在磷酸($H_3PO_4$)的探討中。

鹽酸已廣泛作為化工業及發電廠鍋爐的清潔劑[**9**]，在清除放射性污染方面，通常用來移除金屬表面的放射性污染物及金屬氧化物薄膜，深度可達 90 μm。該技術降低污染物水平的深度，是基礎材料、酸強度及除污劑接觸時間的函數。通常用在像金屬氧化物的無機沈積物，但對有機沈積物則無效。

**(2) 硝酸(Nitric Acid)**

硝酸係用於溶解不銹鋼和英高鎳系統中的鈾及其氧化物，通常溶液在 75℃時，其體積百分比為 10%，但由於腐蝕速率過高，不能用於碳鋼。

硝酸是一種強氧化劑，使用者應了解其與材料的相容性，否則將導致火災及爆炸(在封閉系統）。

核燃料後處理工廠亦使用硝酸以溶解系統管路及組件中的二氧化鈰、分裂產物、污泥沉積物與殘留污染物。

在 Eurochemic 核燃料後處理設施中，將高錳酸鉀（$KMnO_4$）添加到 $HNO_3$ 中，使其成為該主要除污計畫中最有效的除污劑。

日本 Tokai 核燃料後處理設施，使用 2 個類似的方法進行酸回收蒸發器電池的除污，先以硝酸進行一般處理，接著用氫氧化鈉（NaOH）沖洗，並使用三段法對設備底部進行除污（即，AP(Alkaline Permanganate)、$HNO_3$ 及 EDTA）。

硝酸雖被廣泛用在溶解不銹鋼與英高鎳系統上的金屬氧化物薄膜及氧化層[**9**]，但某些特定應用仍可能出現困難，例如，它被用於英國 Windscale 進步型氣冷式反應器（WAGR）熱交換器的一部分，鍋爐管雖達到良好的除污效果，但也證明難以處理結構內部絕緣的殘餘活性，在俄羅斯聯邦（在 Cheljabinsk 及 Krasnojarsk 的放射性化學藥劑聯合集團）進行過成功的工業試驗，美國 Savannah River 廠址也作過其它的調查。

**(3) 硫酸(Sulfuric Acid)**

硫酸是一種氧化劑，能在一定程度上去除不含鈣化合物的沉積物。

這種高腐蝕酸稀釋後能與抑製劑一起使用，濃縮硫酸已用於去除有機沈積物，因其 DF 相對較小，故未廣泛用作除污溶劑。

其可應用於碳鋼及不銹鋼[**9**]，雖具有相當高的腐蝕性，但除污因子卻不高，故不像其他無機酸被廣泛使用，它已成功應用在日本的示範用反應爐 (JPDR, Japan Power Demonstration Reactor)，並且在法國的 Rapsodie 反應器成功測試，為了平衡溫度降低，所以加入鈰（IV）離子以改善試劑的氧化性（$Ce^{4+}$是強氧化劑），該技術也被用於英國的 Capenhurst 電廠。

**(4) 磷酸(Phosphoric Acid)**

磷酸可快速移除碳鋼表面的薄膜並加以除污，在 60-70℃條件下，抑制的磷酸稀釋（10％）溶液，能在約 20 分鐘內除去 95-99％的污染物及所有可見的薄膜，在實務上會形成磷酸亞鐵薄膜，並與污染物一起沉積在處理區域上。

BONUS 反應器的碳鋼及黃銅管路與組件，使用稀釋的（體積百分比 15%）磷酸進行除污，以備後續掩埋，選取的基礎類似前述鹽酸所描述的測試程序，實驗室測試所得到的 DF 介於 5~37，而實際除污沖洗過程中也能達到。採用氫氧化銨對碳鋼冷凝水系統作鈍化處理，然後進行防銹沖洗。

當最終廢物是玻璃時，不建議使用磷酸鹽。

以純化學的角度來看[**9**]，磷酸的第一游離常數是 $7.5\times10^{3}$，並不算真正的強酸，但因為它比有機酸或酸式鹽等多數用於除污的酸類更強，故常將其視同鹽酸、硝酸及硫酸來考慮，磷酸常用於碳鋼的除污，因為它能迅速去膜並淨化其表面，但其所產生的廢棄物可能難以處理。

### 3.1.2.3 酸性溶液(Acid Solutions)

有時可使用一些弱酸鹽及強酸鹽代替酸本身，或結合各種酸式鹽成為更有效的組合。最常用的鹽是

- 硫酸氫鈉：$NaHSO_4$
- 硫酸鈉：$Na_2SO_4$
- 硫酸鐵：$Fe_2(SO_4)_3$
- 草酸銨：$NH_4C_2O_4$
- 檸檬酸銨：$(NH_4)_2HC_6H_5O_7$
- 氟化鈉：NaF

這些鹽能結合酸或酸性溶液，對金屬表面進行除污，其類似酸本身的作用方式，將金屬氧化物表面溶解或錯合，但它們也提供游離鈉和銨離子，以取代離子交換場所的污染物。

這些鹽很常結合其母酸使用，能比單獨使用得到更好的 DF，鹽的腐蝕性低於其母酸，且較沒有材料相容性的問題，但還是需要抑制劑來控制腐蝕性，硫酸氫鈉常單獨用於碳鋼及鋁的溫和除污，其餘鹽類若作為單獨使用的試劑，則應用有限。

酸式鹽的優點在於能增加酸除污的多功能性、產生腐蝕性較低的溶液、且在使用上比酸更安全。

缺點是鹽溶液對於設備及人員的腐蝕因素，仍有待考量、若沒有額外添加其它酸來降低溶液的 pH 值，其應用將受限，且作用速度比酸更慢。

#### 3.1.2.4 有機酸/弱酸(Organic/Weak Acids) [6、7、9、10]

目前在核工業中，普遍使用弱酸（有機或無機）進行非除役作業的除污。

最廣泛使用的弱酸包括（順序依照使用頻率）：

- 草酸：$C_2H_2O_4$
- 檸檬酸：$C_6H_8O_6$
- 氨基磺酸：$HSO_3NH_2$

弱酸通常用於金屬表面，其能溶解金屬氧化物薄膜並隔離或溶解金屬離子，這種螯合或鉗合性質使有機酸比無機酸具有更大的優勢。

有機酸沒有腐蝕性、毒性較低，且幾乎沒有材料相容性問題，其不含氯化物或氟化物，故可用於不銹鋼及高合金鋼，通常會使用草酸及檸檬酸這類有機酸來清洗不銹鋼，塑料和其他聚合物亦可使用。

其它技術報告則提到[10]，有機酸能針對各種污染物量身訂作，比其他化學技術更加安全，但需具備相當程度的化學知識，才能獲得最佳應用成效；另外在處理廢棄物時，要特別注意污染物的溶解，以及污染物移動的危險性。。

有機酸廣泛用在需重複使用，或以非破壞性清潔為目標的各種金屬表面，並可根據酸及條件，選擇用或不用抑制劑。

草酸、檸檬酸及氨基磺酸是較強的酸，通常會與抑制劑一起使用，有機酸可以互相混合以獲得全面的螯合能力，或是與特定表面及污染物配對，最普遍的使用是草酸及檸檬酸混合物。

氧化劑通常與酸一起用來調節金屬使其溶解，固體氨基磺酸的附加好處，是可以乾粉型式運輸及儲存，並在現場混合，所有這些有機酸都有市售。

有機酸的優點是腐蝕性較低、優異的安全性與操作性、及同時具有溶解氧化膜並隔離金屬污染物的雙重作用。

部份缺點是它們比一些強酸更貴、反應更慢，雖然腐蝕性比強酸低，但仍有一些材料相容性及對人員方面的考量。其在高溫下會分解，在放射性廢棄物處理系統進行處理前，必須先中和。

以下描述幾個使用弱酸方式的實例。

**(1) 草酸(Oxalic Acid)**

草酸（OX）能有效移除鐵銹，它是鈮(niobium)（當存在時）和分裂產物的絕佳錯合劑，曾用在 Savannah River 電廠的不銹鋼熱交換器。

該方法包括用水填充系統、加入腐蝕抑制劑（2.6g/l 硫酸鐵）、蒸汽加熱至 70℃、加入草酸至 2wt.%，將混合物再循環後，進行系統洩水、水洗，並用 50%氫氧化鉀中和，並重複洩水及沖洗，DF 可達 3-20。在溫度約 90℃時，草酸與不銹鋼反應形成難溶的草酸亞鐵薄膜，隨後須以硫酸及硝酸處理，以除去沉澱物。

AP（鹼性高錳酸鹽）前處理的第二步會使用草酸，但由於草酸會沈澱的關係，故其較未受到重視。

由於草酸在蒸發過程中會形成晶體，使用時可能會衍生一些問題。

**(2) 草酸過氧化物(Oxalate Peroxide)**

草酸過氧化物（OPP）是混合草酸與過氧化氫物所組成的氧化劑，能同時進行二氧化鈾($UO_2$)的溶解及金屬的除膜與除污。

草酸能對表面除污，過氧化氫則可增強除污效果，並藉其氧化作用使鋼鈍化，但過氧化物會破壞草酸，阻礙溶劑的再利用，但在草酸被破壞前，即可達成足夠的成效。

過氧化氫在濃度高達 0.2 M 時可作為碳鋼清潔劑，濃度高於 1.0M 時可作為鈍化劑，在 ORNL 的試驗中，加熱至約 200℃並用 OPP（pH = 4）處理的碳鋼及不銹鋼，DF 可達 100-1000，甚或更高。

**(3) 檸檬酸(Citric Acid)**

檸檬酸是一種還原劑[9]，對鹼性高錳酸鹽處理後，對不銹鋼進行兩階段除污有很好的效果（即 CITROX 法），英國的 Capenhurst 已經使用，而俄羅斯聯邦的 Kola 核電廠則使用含有檸檬酸及 $Na_2$-變色酸的溶液。

將檸檬酸（0.2M）及草酸（0.3M）的混合物，加入腐蝕性抑制劑作為還原劑。該方法用在鹼性高錳酸鹽（AP）之後的不銹鋼兩階段除污法非常有效，典型的程序包括以下步驟：

- 在 105℃ 下，進行 2 小時的 AP 循環
- 用水沖洗直到（$MnO_4$）$^{-1}$ 完全去除，且 pH 值小於 10
- 將稀釋（10％）混合物在室溫下循環 2 小時

- 循環混合物，直到沖洗水的電導率小於 50μmho

加入檸檬酸根離子以錯合鐵離子，並抑制任何沉澱物的形成。

稀釋的混合物能中和 NaOH（來自 AP）的殘留量，並溶解任何 $MnO_2$（經還原成 $Mn^{2+}$）。對於沒有死角或污垢陷阱的簡單系統，可以不用考慮這種稀釋沖洗，而除非先進行 AP 沖洗，否則該方法不太有效。

**(4) 氨基磺酸(Sulfamic Acid)**

含有抑制劑的氨基磺酸是碳鋼組件的有效除污劑，能提供低腐蝕速率且良好的 DF，也不會發生再沉積或形成薄膜。

由於它是反應性較低的試劑，與其他試劑相比，可能需要更長的接觸時間，雖然氨基磺酸尚未廣泛用於反應器碳鋼系統的除污，但它被認為是一種有效的除污劑。

### 3.1.2.5 鹼性溶液(Alkaline Solutions) [6、7、9]

鹼性化合物能利用本身及與化合物的溶液，進行除污。主要的鹼性鹽是：

- 氫氧化鉀：KOH
- 氫氧化鈉：NaOH
- 碳酸鈉：$Na_2CO_3$
- 磷酸三鈉：$Na_3PO_4$
- 碳酸銨：$(NH_4)_2CO_3$

鹼性鹽（即鹼）能去除油脂及油膜、中和酸、作為表面鈍化劑、去除油漆和其他塗料、作為低碳鋼的除銹劑、作為可溶在高 pH 值下核種的溶劑，並作為替其他物質提供合適化學環境的手段。作為除油劑，其通常與洗滌劑混合，且多數商業洗滌劑含有溫和的鹼性化合物。在德國的 Gundremmingen-A NPP（KRBA）及 Versuchsatomkraftwerk Kahl（VAK）反應器[9]使用氫氧化鈉浴的經驗證實，用在污染程度低的材料，通常足以達到自由外釋。

強鹼（KOH，NaOH）經常在溶液中與氧化劑（$KMnO_4$ 和偏高碘酸鉀 $KIO_4$）及還原劑（$NaH_4PO_2$）混合，其在酸性溶液中不穩定。鹼性高錳酸鹽（NaOH 和 $KMnO_4$）是一種非常普遍用在金屬表面的除污劑，尤其用在不銹鋼調理的第一個步驟，一些重要的核種，如碘，更易溶於鹼性溶液，則可有效地從表面清洗掉。

這些化合物對油漆、塗料與薄膜具有侵蝕性，可視需要採用強鹼（KOH，NaOH）或弱鹼來控制侵蝕的強弱，鹼性溶液可使油漆軟化，之後可以機械方法移除，這種方法通常比完全溶解油漆更好，因為完全溶解可能會污染油漆下層的表面，鹼性溶液可用於所有無孔表面，但鋁及鎂因會與強鹼反應，故除外。

使用鹼性溶液的優點是便宜、易於儲存、比酸具有更少的材料問題、且可以凝膠形式應用於天花板和牆壁。缺點包括反應時間較長以及對鋁的破壞作用，此外，鹼有安全方面的危害：若工人不慎接觸到會被灼傷。

### 3.1.2.6 錯合劑(Complexing Agents) [6、7、9]

錯合劑是一種化學物質，它以兩種不同的方式與金屬離子形成穩定的錯合物。其中，會優先與某些離子形成錯合物的，稱為螯合劑。螯合劑是在兩個或更多個位置結合金屬的錯合劑。

除污常用的錯合劑如下：

- 乙二胺四乙酸(EDTA)及羥乙基乙二胺三乙酸(HEDTA)
- 有機酸
- 有機酸的鈉鹽或銨鹽
- 次氮基三乙酸（NTA）

錯合劑會溶解某些金屬離子，並防止其從溶液中再沈澱。這點最重要，因為金屬離子對裸金屬表面具有很強的親和力。然而，基於其防止再沈澱作用的特性，若二次廢棄物含有錯合劑，處理過程可能會出現問題，即混凝土的凝固性及樹脂的穩定性[**9**]。

錯合劑結合洗滌劑、酸或氧化劑一起使用，能顯著增加 DF，試劑螯合金屬離子的能力，取決於特定離子、其氧化狀態及溶液的 pH 值。

EDTA 對多數離子的效果最好，但價格昂貴，且對用於攻擊金屬氧化物層的強酸溶液而言，其 pH 範圍太高。

EDTA 最常用於洗滌劑、氧化劑或弱酸，其無腐蝕性且無毒。草酸與檸檬酸的混合物，是用於金屬表面極有效的除污劑，兩者的金屬離子偏好互補，而有機酸亦發揮溶解氧化膜的效果。EDTA 還可與草酸/檸檬酸的混合物一起使用，當使用有機酸作為錯合劑時，應考慮有機酸和弱酸的預防措施。

使用錯合劑的優點是能增加大部分除污劑的 DF、可以發揮雙重功效（在有機酸的情況下），且相對安全、無毒。

EDTA 及類似螯合劑的缺點是成本、應用範圍有限，以及對某些放射性廢棄物處理，如沉澱及離子交換，的影響，含有 EDTA 的廢物可能有處置方面的問題，在使用該化學品前，應諮詢場址廢物管理單位。

### 3.1.2.7 氧化及還原劑(Oxidizing and Reducing (REDOX) Agents)( 6、7、10)

氧化劑會增加另一種化學物質的氧化狀態，還原劑則降低氧化狀態。氧化的改變可能是有益的，因為在某些氧化狀態下更易溶解。通常，這兩類化學品會共同維持特定的氧化水平。

常用於除污的氧化劑如下：

- 高錳酸鉀：$KMnO_4$
- 重鉻酸鉀：$K_2Cr_2O_7$
- 過氧化氫：$H_2O_2$

氧化劑在除污中得到廣泛的應用，包括調節金屬氧化物薄膜、溶解分裂產物碎片、溶解各種化學物質，及為以保護或腐蝕目的而氧化金屬表面。

許多金屬及其他化合物在較高的氧化狀態下，可能分解也可能更易溶解，而基材金屬必須經過氧化才能將其溶解，大多數金屬表面可用氧化劑處理，但必須調整條件以避免過度腐蝕。

鹼性高錳酸鹽（AP）溶液，廣泛用於調節金屬氧化物薄膜，特別是不銹鋼。因為強氧酸($HNO_3$，$H_2SO_4$和 $H_3PO_4$)也是氧化劑，其通常單獨使用，但過氧化氫能與其它非氧化性酸及鹽一起用於溶液中。

有機酸及過氧化物的溶液，經常得到優於強氧化酸的 DF，卻沒有一些腐蝕與安全問題。

使用氧化劑的優點在於它們補足各種酸性除污溶液，故能用腐蝕性較低的酸或鹽，且在許多化合物的溶解中發揮獨特的功能。

缺點包括一些金屬的腐蝕作用、與某些化合物的劇烈反應、儲存期間的活性鬆散，以及在放射性廢棄物系統處理前需先中和。

還原劑單獨使用對除污的應用有限，因為金屬被還原時會析出，但通常不希望得到這樣的結果。在特定條件下，還原劑可用於保護金屬表面或降低螯合劑的較高氧化狀態。可能的還原劑是次磷酸鈉（$NaHPO_2$）和聯氨（$N_2H_4$）。

其它技術報告則提到[10]，僅需少量的氧化還原劑，即可有效破壞隱藏在基材的污染物，但必須針對需求，如果氧化還原的化學不適合，將無法作用，且其通常作為多道處理方法的其中一個步驟。

以下描述可使用這類化學品方式的實例。

**(1) 鹼性高錳酸鹽(Alkaline Permanganate)**

鹼性高錳酸鹽（AP）是一種氧化劑，用於將腐蝕薄膜中的鉻氧化成三氧化二鉻($Cr_2O_3$)，之後可以將其溶解在鹼性溶液中。其作為多步驟除污計畫中的預處理方法，以使剩餘的腐蝕薄膜基質暴露於隨後的化學溶解。

**(2) 洗滌劑和界面活性劑(Detergents and Surfactants)**

大多數商業洗滌劑與某些作為潤濕劑或界面活性劑、磷或碳酸鹽（$Na_4PO_4$，$Na_2CO_3$）、增稠劑（羧甲基纖維素）及其他填料的洗滌劑配方（月桂基硫酸鈉，亞油酸鈉，烷基芳基磺酸鈉）有關，可能還會添加 EDTA 或其他錯合劑。

有各種發泡或非發泡與磷酸鹽或非磷酸鹽的配方選擇，其它可與洗滌劑同時或分別使用的界面活性劑包括各種磺酸鹽(sulfonic acid salts)，季銨鹽(quaternary ammonium salts)及非離子醇(nonionic alcohol)(或胺聚合物(amine polymers)。

除污劑在除污時用來去除油脂，污垢及某些有機物質，界面活性劑藉由降低液體表面張力，並在表面和液體之間提供更好的接觸來產生類似的效果。

清潔劑是有效、溫和且適用於所有設施表面、設備、衣服及玻璃器皿，在適用情況下，比激烈的方法更好，其可用來增加水、蒸汽、溶劑及錯合劑的效果。利用機械攪拌可提高效率，洗滌劑對金屬腐蝕與污染無效。

洗滌劑價格便宜、易取得、安全，且幾乎沒有材料處理問題。缺點是在放射性廢物系統中的效果有限、可能發泡或釋出氨。

界面活性劑可作為潤濕劑、洗滌劑及乳化劑。通常由碳到碳的長價加上一個含有氮、氧原子的極性基團組成。因為極性基團是親水的（喜歡水的），而碳氫化合物是疏水的

（討厭水），這些分子（或離子）傾向於遷移到水-油界面，其中極性基團被吸引到水相，碳氫化合物的殘留物則留在油相中。

**(3) 有機溶劑(Organic Solvents)**

主要用於去除表面上的有機材料、油脂、蠟、油和油漆以及清潔衣物（乾洗）。一些典型的有機溶劑如下：

- 煤油
- 1,1,1-三氯乙烷
- 三氯乙烯
- 二甲苯
- 石油醚
- 酒精

個人防護設備（PPE）及橡膠製品的乾洗，因為產生較少量的廢物，這方面優於洗滌劑。且在許多情況下，乾洗與水清洗一樣或更有效。

產生的廢物通常包括污泥及少量三氯乙烷溶劑。

乾洗的缺點在於僅限於某些材料（例如，通常必須避免用在塑料），它對濕的物品或水溶性污漬的效果不佳，且當溶劑重複使用時會有一些交叉污染。

溶劑也可以用在溶解某些表面上的有機材料。

由於易燃性及可能有毒的蒸氣，最好是用在小區域或在密閉系統內。通常在不銹鋼系統中，應避免使用含氯的溶劑。

如果能用鹼或洗滌劑等其他溶劑取代，通常會避免使用有機溶劑，因為多數放射性廢棄物系統，都無法處理有機溶劑。但若能適當處理有機溶劑，其在許多 RCRA / CERCLA 有機成分的除污中是最有效的。

### 3.1.3 用過的除污試劑

化學試劑的選擇，顯然決定該過程所產生二次廢棄物的化學特性，不斷更新溶液可提高除污效果，但要處理和處置的廢液量也會急劇增加。近年來，化學品的再生已成為所有化學除污過程的基本組成部分，幾種傳統的化學處理方法可用於廢液再生。例如，最終與離子交換、蒸發/蒸餾及電滲析相結合。

限制除污過程中產生二次廢棄物的問題，可能導致選擇其他類似的處理過程，如電解拋光或使用化學品的超音波，而非單獨用化學除污。只有詳細的成本/收益分析，才能針對特定除污任務，提供最佳選項的實際標準。

### 3.1.4 選擇適當的化學除污技術指南

在選擇合適的化學除污方法時，除了第 3.1.1 節所提供的一般考量因素以及各種可用的化學除污方法外，還必須根據現場特定條件，在詳細分析中考慮幾個標準，多數標準與核能裝置的具體特徵有關，例如：

- 污染的位置（例如，封閉系統的內表面與外表面）

- 系統的物理完整性狀態
- 材質（如鋼，混凝土）
- 操作歷程（評估污染層的概況）
- 污染性質（例如，氧化物、腐蝕污泥、粒狀、污泥）
- 過去曾用過的化學除污方法的有效性
- 污染物的分佈（例如，表面、裂縫、散裝材料中的均勻分佈）
- 曝露於人類和環境
- 安全、環境及社會問題
- 降低曝露水平規定（例如，回收與處置）
- 除污及固化包裝所產生的二次廢棄物數量和類型
- 經除污後材料的最終命運
- 時間
- 成本

化學除污優點包括：

- 相對簡單，且類似傳統工業中已有許多的典型清潔經驗，在不需要額外設備的情況下，它也可能相對便宜。
- 在許多核電廠和設施中，化學除污是一種已知作法。
- 在適當選擇化學品情況下，幾乎所有放射性核種都可以從受污染的表面上除去，用水連續沖洗表面可以減少再污染的問題。
- 化學除污的主要優點是高 DF。無機酸的除污因子，可以讓活度水平降到超過 100：1，且在許多情況下，該物品可以被淨化至可釋放的水平。
- 化學除污還可將內面及隱藏面的放射性除去，但在此情況下，其有效性可能較低，且釋放水平的測量將是一個問題。
- 化學除污與封閉系統方法相似，所涉及的空氣污染問題相對較小。

缺點包括：

- 化學除污與其他處理方法（如電解拋光）相比，主要的缺點是產生較高的二次廢液量，在選擇除污方式時，對這種二次廢液的處理和調節需要考慮適當的方法。此外，在某些情況下（例如，內部及隱藏面），除污效果可能很差。
- 通常必須將溶液加熱至 70~90℃，以改善除污程序的動力。
- 具備高除污因子的另一個缺點是，可能需要處理腐蝕性及毒性試劑。採用侵蝕性溶液的化學除污方法，其主要缺點是生成大量具有複雜鹽份、高酸性或鹼性的二次放射性廢液。
- 化學除污在多孔表面上大多無效。

### 3.1.5 前蘇聯案例摘要[8]

除污是將受污染表面的放射性污染物除去，通常以除污因子（DF）來代表除污效率，其為除污前（$A_i$）與除污後（$A_f$）的放射性水平比值。

$$DF = A_i/A_f \qquad (1)$$

在俄羅斯，也會採用下列這些因子：

- 剩餘（最終）活性，$A_k$；
- 除污因子（$A_n / A_k$），其中 $A_n$ 是初始污染水平；
- 除污指數（$D_d$）；$D_d = \log( A_n / A_k)$；
- 除污程度（活性去除百分比）或污染物去除比例（%）

$$\beta_d = (A_n – A_k )/A_n \cdot 100\% \quad (2)$$

- 表面殘留污染物的百分比（%）$\alpha_d = A_k /A_n \cdot 100\%$
- 劑量減少因子顯示人員曝露程度：

$$K_c = D_n/D_k \quad (3)$$

$$K_c = MD_n/MD_k \quad (4)$$

其中 $D_n$ 和 $D_k$ 是除污前、後的吸收劑量或當量劑量；

$MD_n$ 和 $MD_k$ 除污前、後的劑量率 rad / hr（2-4）；

$$K_c = D_n/PDD = P \tau / PDD \quad (5)$$

其中 $D_n$ 和 $D_k$ -除污前、後的曝露劑量;

P - 劑量率；

τ - 曝露時間；

PDD - 最大允許劑量。

上述除污因子之間的關係，如表 3.2. 3 所示。

表 3.2. 3 除污因子間的關係[8]

| ***Df*** | ***1*** | ***10*** | ***20*** | ***50*** | ***100*** | ***1000*** | ***10000*** |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| ***Dd*** | 0 | 1 | 1.3 | 1.7 | 2.0 | 3 | 4 |
| $\alpha_{d,}$ **%** | 100 | 10 | 5 | 2 | 1 | 0.1 | 0.01 |
| $\beta_{d,}$ **%** | 0 | 90 | 95 | 98 | 99 | 99.9 | 99.99 |

然而，除污的主要標準是污染物被去除的程度，即符合國際或國家安全規定的設備輻射安全性。

除污技術的選擇，取決於設備的特定設計、受污染材料的特性、污染的程度與條件，以及所希望達到的除污水平等。選取最佳的除污技術，可以在兼顧放射性廢物與人員曝露降低的情況下，達到降低污染物的最大成本效益。除污包括釋出放射性污染物或從表面剝離氧化物薄膜及沈積物，該機制與吸附原理及吸附表面的性質密切相關。

黏著與吸附是放射性污染過程的基礎，其受到表面及所接觸的污染物性質、放射性核種的化學性質及形式、吸附條件等因素影響。

以化學溶劑除污係基於鐵(Fe)及鉻(Cr)氧化物的溶解行為，故可利用除污溶液來去除鬆散的腐蝕沉積物。緊密氧化膜的組成，尤其在不銹鋼上，通常更為複雜，因而提高選擇最佳方法的難度，有時連續使用兩個或三個依序實施的溶液，每種溶液是特別針對

某種氧化物成份。因此，有機酸適用於溶解赤鐵礦及磁鐵礦，含氧化劑的鹼用於 Cr 氧化物，含酸性氟的溶液用於 Fe、Cr、Ni 及 Ti 氧化物，還原劑用於較高的鐵氧化物。

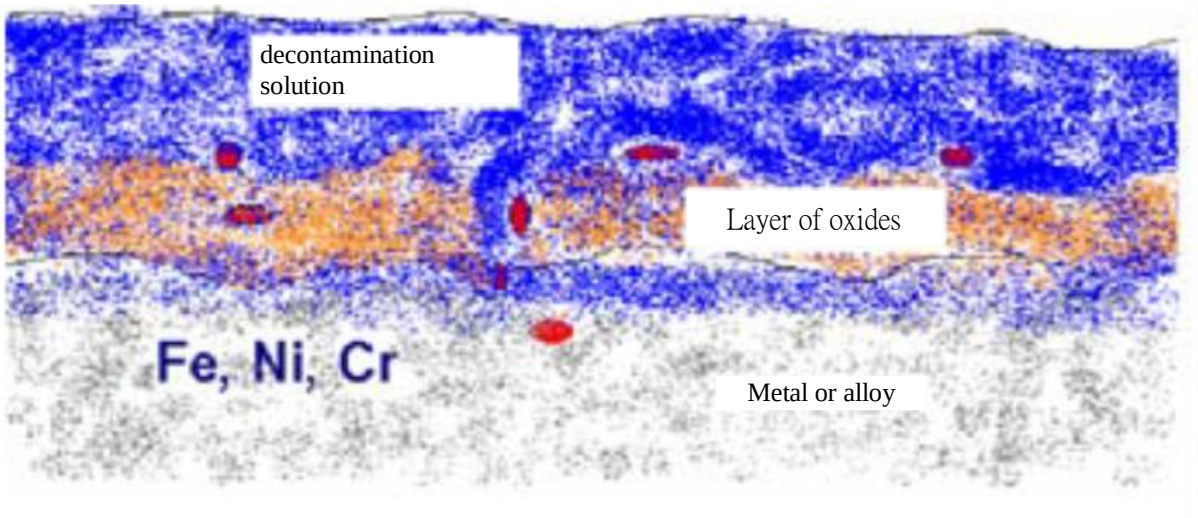



圖 3.2. 2 金屬或合金採用化學溶液除污示意圖[8]

放射性污染物能深入滲透到金屬結構中，尤其是結構性合金（圖 3.2. 2）， 因此，除污通常需要去除表面層，金屬及氧化物的溶解，與水份的吸附、表面的氫氧離子與陰離子以及吸附金屬複合物的形成與脫附有關。鐵離子與硫酸氫根($HSO_4^-$)能溶解的赤鐵礦面積遠大於鐵金屬，這點非常重要，因為這些配方可以去除腐蝕沉積物，使金屬保持完整。除污溶液的化學組成及其他除污溶液參數，彙整在表 3.2. 4 及表 3.2. 5 中。

表 3.2. 4 用於除污的水溶液化學品[8]

| № | Composition | Decontamination | | DF | Speed of corrosion g/m$^2$*h | | Main purpose |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | T, °C | τ, h | | SS | CS | |
| 1 | 10-13% $H_3PO_4$ inhibited | 60-65 | 0.5-1 | 4-10 | 0.14-2 | 16-26 | Equipment from CS* |
| 2 | 1-9% $H_2C_2O_4$ inhibited | 85-95 | 1-4 | 1.3-3 | 0.85 | 6-20 | Equipment from SS* |
| 3 | 1.3-10% $(NH_4)_2HC_6H_5O_7$ inhibited | 85-95 | 1-4 | 2-12 | 0.03 | 2-10 | SS |
| 4 | 2.5%$H_2C_2O_4$ + 5%(NH4)2HCit + 2%$Fe(NO_3)_3$ + 0.1% thiourea | 85 | 1-4 | 3-4 | - | 2-10 | For the demountable equipment, removal of friable sediments |
| 5 | 3%$H_2SO_4$ + 1%$H_2C_2O_4$ + 0.1% phenylthiourea | 45-70 | 0.5-1 | - | 0,02 | 24 | Equipment from SS and Al alloys |
| 6 | 1.5%$NaHSO_4$ inhibited | 30-80 | 1-4 | 2-7 | 0,02 | 14-42 | Equipment from CS |

| № | Composition | Decontamination | | DF | Speed of corrosion $g/m^2*h$ | | Main purpose |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | T, °C | τ, h | | SS | CS | |
| 7 | 4.5-9% $NH_2SO_3H$ inhibited | 45-80 | 1-4 | 1.8-4 | 0.02 | 12.22 | Equipment from CS |
| 8 | 2%$NH_2SO_3H$ + 0.5%NaF + 1.9%NaCl + DETERGENT (pH = 1.5) | 95 | 0.5 | Up to 10 | 1.25 | 18.7 | For removing of corrosion sediments from the SS |
| 9 | 1.5%$HNO_3$ + 0.2-0.5% $H_2C_2O_4$ + 0.2% NaF | 50-100 | - | 4.3 | 0.25 | - | For removing of slow soluble oxides from the surface of SS |
| 10 | 0.06-3% EDTA (pH = 9-10) | 60 | 1-3 | - | 0.007 | 10 | For removal of friable sediments |
| 11 | 10% $(NH_4)_2$Hcit + 0.4% Trilon B + 0.45% phenylthiourea | 85 | 1-4 | 4.2-8 | - | - | For sediments |
| 12 | 2.5% $NH_2SO_3H$ + 0.35% Trilon B + 0.5% $N_2H_4$ + 0.1% urotropin | - | - | 1.7-7 | - | - | SS |
| 13 | 0.23% $H_2C_2O_4$+ 3.2% $Na_2C_2O_4$ + 1.5% $H_2O_2$ + 0.5% peracetic | 80 | 1-4 | 2.2-7.5 | - | - | U and fuel |

* SS -不銹鋼；CS -碳鋼

表 3.2. 5 針對 SS 使用兩種及三種試劑的 DF 及其燃料循環次數[8]

| № | Composition | Decontamination | | | DF |
|---|---|---|---|---|---|
| | | T, °C | τ, h | Number of cycles | |
| 1 | I – 0.3-1% $KMnO_4$ + 3-5% NaOH (KOH)<br>II - 3% $H_2C_2O_4$ | 70-95 | 1-2 | 1 | 8-17 |
| 2 | I - 3-5% NaOH (KOH) + 0.3-1% $KMnO_4$<br>II– 3% $H_2C_2O_4$ | 90 | 4-7 | 3 | Up to 50 |
| 3 | I - 1% NaOH (KOH) + 0.1% $KMnO_4$<br>II - 3% $H_2C_2O_4$ | 95<br>90 | 0.15<br>1 | 3-5<br>1 | 3,3-4,55 |
| 4 | I - 5% NaOH (KOH) + 0.3-1% $KMnO_4$<br>II - 3% $H_2C_2O_4$<br>III – 0.1-5% $HNO_3$ | 95<br>90-100 | 0.15<br>1-2 | 3-5<br>- | 5-20<br>8-27 |

| № | Composition | Decontamination | | | DF |
|---|---|---|---|---|---|
| | | T, °C | τ, h | Number of cycles | |
| 5 | I - 5% NaOH (KOH) + 0.3-1% $KMnO_4$<br>II – 0.5-1% $H_2C_2O_4$<br>III – 0.5-1% hexametaphosphate Na | 90-100 | 0.35 | 3-5 | 6-9 |
| 6 | I - 5% NaOH (KOH) + 0.3-1% $KMnO_4$<br>II – 0.1%$H_2O_2$ | 90-95 | 0.25<br>0.5 | - | 6-15 |
| 7 | I - 3-5% $HNO_3$ + 0.3-1% $KMnO_4$<br>II - 1% $H_2C_2O_4$ | 90-100 | 0.15-0.35 | 3-5 | 23-32 |
| 8 | I - 10% NaOH (KOH) + 1% $KMnO_4$ II - 10% $(NH_4)_2HC_6H_5O_7$ (inhibited) | 85-95 | 1-4 | - | ~103 |
| 9 | I - 1% NaOH (KOH) + 0.1% $KMnO_4$<br>II - 1% $(NH_4)_2HC_6H_5O_7$ (inhibited) | 25 | 24 | - | 4,5 |
| 10 | I - 10% NaOH (KOH) + 1% $KMnO_4$<br>II - 10% $(NH_4)_2HCit$ + Trilon B + 0.45% phenylthiourea | 90-105 | 1-4 | - | 3-56 |
| 11 | I - 1% NaOH (KOH) + 0.1% $KMnO_4$<br>II – 0.25% $H_2C_2O_4$<br>III- 1% $H_3Cit$ | 90-95<br>95 | 2-6<br>3-9 | - | 40<br>50-120 |
| 12 | I - 3-5% NaOH (KOH) + 0.3-1% $KMnO_4$<br>II – 0.25% $H_2C_2O_4$<br>III - 1% $H_3Cit$ | 70-80 | 1 | - | 10 |
| 13 | I - 10% NaOH (KOH) + 1% $KMnO_4$<br>II - 4,5-9% $NH_2SO_3H$ (inhibited) | 70-105<br>70 | 1-2<br>12 | -<br>- | 3-10<br>5-28 |
| 14 | I - 10% NaOH (KOH) + 1% $KMnO_4$<br>II – 2.5% $H_2C_2O_4$ + 5% $(NH_4)_2HCit$ + 0.1% thiourea | 80-110 | 2 | 2 | 5.3-23 |
| 15 | I - 3% NaOH (KOH) + 0.3% $KMnO_4$<br>II – 1.5% $NaHSO_4$ (inhibited) | 80-105 | 1-4 | - | 1.5-2.0 |

### 3.1.6 美國案例摘要[9]

1962 年 9 月開始運轉的 Big Rock Point (BWR)是密西根州的第一座核電廠，也是全美第五座，並自 1971 年到 1982 年，為醫療業生產鈷-60。

經過 35 年的安全且成功的運轉，在美國東部時間 1997 年 8 月 29 日上午 10 點 33 分，75 MWe 反應器最後一次停機，爐心在 1997 年 9 月 20 日移出最後一批燃料。反應器壓力槽、主冷卻水系統、反應器爐水淨化系統、停機冷卻系統及蒸汽槽，在 1999 年使用標準方法完成除污。使用化學品氟硼酸(fluoroboric acid)來溶解污染物（主要是鈷-

60），該過程有效地去除 96%的污染。在主要系統完成除污後，平均接觸劑量率為 10 mRem / hr，而透過陽離子交換樹脂總共去除 406 居里的γ放射性核種（其中 83%是鈷-60）。

### 3.1.7 DFD 應用案例摘要[1]

美國電力研究所(EPRI, Electric Power Research Institute)針對除役所開發的除污（DFD, Decontamination For Decommissioning），以稀釋化學除污方法應用在反應爐冷卻水系統及組件，核能業已將該方法作各種應用，從清潔小型組件到電廠除役的全系統除污，其在除役期間大幅減少輻射照射，並據以降低放射性廢棄物處置要求。

#### 3.1.7.1 背景

核電廠在運轉階段進行大修時，即已運用化學除污技術，以降低核電廠在運轉時的輻射劑量，EPRI 所開發的 DFD 技術，專門用在反應器系統及電廠組件使用壽命到期時的除污，該技術除了能降低輻射劑量，最主要的目的是用來幫助廢棄物管理，因此具有更高的除污效果，能讓處理過的材料再回收。

#### 3.1.7.2 方法

電力公司為增加該技術所能處理的組件範圍，調整該技術的化學，改造成適用在鋯合金壓力管反應器的全系統除污，並審查了電力公司於 1998 年在兩個電廠除役期間運用該技術所獲得的效益。

#### 3.1.7.3 結果

EPRI 的 DFD 技術係將待除污的系統或組件，以稀釋的氟硼酸及高錳酸鉀循環，加入草酸除去二氧化錳，然後再加入高錳酸鹽，以消除任何過量的草酸鹽，離子交換則可移除溶解的金屬離子，除污團隊重複這個循環，直到金屬表面乾淨為止，該技術的溶劑可利用混合床離子交換達到最終清理。

Big Rock Point 及 Maine Yankee 兩個電廠，將 EPRI DFD 技術應用在整個電廠的系統，因為除役前就開始採用該技術，這些電廠都反應能大幅降低輻射劑量、時間、難度以及相關的成本，由於其對環境與劑量降低的好處，利益相關者及管制機構也都正面看待該技術的應用。

EPRI DFD 應用在廠外的技術亦持續開發中，專案團隊已證明該技術適用於清潔美國能源部所屬濃縮鋁電廠的壓縮機葉片與蒸汽產生器材料外釋，核電廠泵若能翻新及回收，亦具有成本效益。

#### 3.1.7.4 EPRI 觀點

EPRI 過去的報告曾記錄 EPRI DFD 技術在除役期間，對於減少輻射暴露的益處，此案例的報告則證實了這些效益，並提供兩個核電廠的最新結果，該技術在未來主要影響放射性廢棄物處理領域。放射性廢棄物的處理仍然是核電廠及美國能源部電廠的主要

問題，該問題使公眾對核電的看法產生負面影響，當業界在準備興建新的核電廠時，顯得更加重要。由於 EPRI DFD 技術能完全清潔受污染金屬，有效地再利用材料，而不需掩埋在處置場。這是一項無害環境的政策，因為各組織可以回收昂貴的金屬，從而避免新材料生產，且避免處置場充斥大量除役組件，在核電廠控管的前提下，能更經濟地運用這些回收材料。

現有型式的 DFD 技術，在離子交換樹脂上所蒐集的放射性污染物，其體積小於原始材料的 10%，但離子交換樹脂的處置很昂貴，且不一定能找到合適的處理場所，即將開發完成的 DFD 技術，已在實驗室測試中證實能顯著減少殘餘廢棄物的體積，且不需要處理離子交換樹脂。

EPRI 隨後於 2002 年開發出 DFD 的進階技術[22]，稱之為 EPRI DFDX 技術（X 表示電化學離子交換），原先 EPRI DFD 技術的缺點之一，是產生較多的離子交換樹脂放射性廢棄物，故 EPRI 團隊開發了 DFDX 流程，以期完全發揮該技術的優勢，DFDX 技術產生的二次廢棄物為金屬，而非離子交換樹脂，不只體積減少多達 10 倍，其適用性更為廣泛，亦降低了廢棄物管理成本。該方法還有許多其他優點，由於最終廢棄物形式不包含有機成分，故可避免最終廢棄物型式的輻射分解，所引起的分解作用與氣體生成所帶來的危害，工作人員亦可輕易地將廢棄物加工成適合長期現場儲存的型式（例如，屏蔽桶）。

#### 3.1.7.5 簡介

目前運轉中的輕水式核電廠子系統，利用化學除污已變得相當普遍，且很多電廠都用來進行全系統除污，這種除污包括將反應器迴路曝露於化學溶液中，以溶解處理設備，包含管道在內所累積的放射性沈積物。用過的除污溶液藉由離子交換處理，將除污溶液中所有的化學及放射性負荷保留在樹脂上，同時讓乾淨的水回到系統，這種處理方式的其中一個例子是 LOMI 法。

因為認知到現有技術無法適用於電廠所有的組件及系統，EPRI 於 1995 年開始與 Bradtec 合作開發新技術，其目的是將用於電廠運轉階段的稀釋除污法（如 LOMI）操作優勢，與能夠達到高除污因子的高濃度侵略性方法結合，但這樣的方式為放射性廢棄物的管理，帶來了艱困的挑戰。

被稱為 EPRI DFD（針對除役的除污）是一種稀釋化學除污方法，用於不銹鋼及 600 合金組件的無限制外釋，該方法也適用在其他金屬，污染水平能降低至背景值，除污因子（DF）超過 1000，該方法使用標準設備及傳統的離子交換技術進行廢棄物處理。

EPRI DFD 方法，設計成與常用在運轉中核電廠子系統的除污方式相似，故能利用既有技術所獲取的廣泛經驗，該方法利用非常稀的化學品循環，逐漸移除薄層的基底金屬，以清除裂縫中的放射性。應用過程中，釋出放射性及金屬溶劑，會藉由離子交換處理以回復，完成後，最終會以離子交換純化溶液，使系統充滿清水，最終的廢棄物形式是傳統的離子交換，若需要的話，可作進一步處理以減少其體積，並轉化成不同類型的廢棄物形式。

EPRI 於 1996 年完成 DFD 的初步開發，該方法已獲得專利並已授權給合格的供應

商，並開展許多與核電廠有關的專案，包括處理熱交換器、側板頂蓋螺栓、控制棒驅動器及泵。大部分經處理的材料已清潔至不受限制回收的淨化水平，該方法也已應用於除役電廠的全系統或全迴路除污 - 例如 Big Rock Point BWR、Maine Yankee PWR 及 Trojan，這些電廠經過成功除污，不僅降低了成本、減少輻射曝露，並為電廠重複組件的管理，開闢新的選擇（例如，不受限制的釋放及再循環），EPRI DFD 方法的處理經驗也證實，其有潛力讓電廠在進行除污任務時，對於除役設施及組件的管理手段更為靈活。

除役核電廠初步成功應用前述方法後，長期發展目標是使該方法在技術上合適且經濟上可行，以盡可能對不同類型的金屬系統及組件進行除污，全球核工業有各式各樣表面受放射性污染的系統及組件。在沒有像 EPRI DFD 這種方法的情況下，這些材料最終都要當作放射性廢棄物處理，如果 EPRI DFD 可用來處理這些物品，則可能有相當大比例的材料，最終成為非放射性而能進行回收，這將具有非常顯著的經濟與環境效益。為實現此目標，材料在外釋重複使用前，監管機構及公眾必須對材料是否適當清潔有足夠的信心，這種擔憂目前嚴重限制了此策略的商業應用，若能建立這類作業的信心，則將毫無疑問具有經濟與環境效益，EPRI DFD 方法的開發與經驗，能保證回收所要求的清潔度能一貫地符合標準且始終一致，而藉由該方法所實現的體積減量，能帶來可觀的經濟與環境效益。

上述目標的工作正在進行中，例如，鋯合金壓力管反應器已採用該方法，由於氟硼酸對鋯合金材料的侵蝕性，在此情況下具有挑戰，對這類特定應用，可藉由方法改造來解決。此外，美國能源部的綜合設施可能是該國受污染金屬廢物來源的最大宗，EPRI DFD 或許能用在其金屬材料的清潔，如鋁、鎳及碳鋼，而非傳統商用、核工業所碰到的不銹鋼與 600 合金，且這些通常與商用工業所遭遇到的放射性核種（例如鎝-99）不同。最後，除污能否獲取最大的經濟價值，關鍵在於選用方法的二次廢棄物量，正在開發的 EPRI DFD 方法，已經由實驗室測試證明，將顯著減少殘餘廢棄物量，且不需要處理離子交換樹脂。

### 3.1.7.6 製程化學

#### 一般理論考量

EPRI DFD 技術的整體目標是達到：金屬底材緩慢且均勻地溶解（連同覆著其上受污染的氧化膜），同時在離子交換樹脂上移除溶解的放射性與金屬。

清潔金屬的正常機制是利用氫（$H^+$）離子進行酸溶解。整體反應如下：

$$x(\text{Metal}) + y\left(H^{+}{}_{x} - \text{Anion}^{x-}\right) \text{- - > } \text{Metal}^{y+}{}_{x}\left(\text{Anion}^{x-}\right)_{y} + \left(y^{*}\, x/\, 2\right) H_2 \qquad \text{(式1)}$$

在許多需要避免金屬底材腐蝕的除污應用中，為了將溶解的金屬保持在溶液中，會使用相對較高的 pH 值並搭配螯合劑，這些應用通常會利用複雜的化學機制，例如還原溶解。但在進行除役除污時，策略則改為採用盡可能低的 pH 值，以促進金屬底材均勻腐蝕，如此就毋需使用螯合劑（在廢棄物管理角度的優點）。在金屬表面所形成的保護膜，雖然會阻礙金屬底材的溶解，但是所選用的特殊酸及應用條件，能將這種影響減到最低。

pH 最小值約為 2，該值可用於大型反應器系統除污的酸洗液，其原因有以下三個：

- 即使所使用的是"強酸"(即完全分解)，每公升的酸要有 10 毫莫耳才能達到 pH 值為 2，超過此濃度將需要大量化學試劑，任何未轉化為氣相的殘留化學物質，最終將成為該過程產生的放射性廢棄物的一部分，所以儘量減少化學品的使用至關重要。
- 大型系統中被除污溶液潤濕的各種不同類型組件，必須完全確保其結構的完整性。因為部份微小材料會在強酸中迅速腐蝕，故應避免使用高酸性 pH 值。
- 利用離子交換對溶液進行連續淨化，以移除溶解的金屬與放射性，同時再生酸性試劑。若在配方中使用強酸，則通過離子交換柱的連續循環，將驅使金屬通過離子交換樹脂，使樹脂容量降低，從而導致放射性廢棄物體積過量。

反應器系統中通常存在許多鋼，即使在非加壓系統中達到最高溫度（大約 200°F）情況下，也能耐 pH 2 的酸性溶解，強酸用於金屬溶解系統中具備最理想的特性，酸的陰離子對錯合金屬的趨勢應為最低，錯合會導致陰離子與金屬表面結合，並伴隨著金屬溶解機制中的問題，例如局部腐蝕。此外，陰離子的金屬鹽應可溶於溶液普遍的 pH 中。除了外來的化學物質（在除污程序中常規應用會很昂貴），根據這些標準，最優質的酸是氟硼酸（$HBF_4$），但僅憑這些標準，它的優點並未大幅超越硝酸，而硝酸在 pH 2 時，則確定無法溶解相關金屬。

Hanulik 於幾年前，首次發表濃縮小規模應用中，以氟硼酸作為除污劑的好處，該實作經驗證明，對於許多核工業中的典型金屬，氟硼酸是非常有效的溶解劑，儘管未討論其機理，但已證實該試劑可溶解二氧化矽基材，這可能在其出人意料的效率中具相當程度的作用（鋼結構中的少量二氧化矽雜質可形成保護層，能防止或減緩其他酸的溶解）。另已知游離氟化物會增強不銹鋼在硝酸中的溶解，與氟硼酸根陰離子平衡的游離氟化物，可能在增強溶解方面具某種功效。先前的研究亦顯示，特別是在涉及鉛金屬的情況下，氧化劑能促進溶解。該研究團隊發現，在對英高鎳合金進行污染處理時，常規的除污配方對該合金的作用有限，但使用氟硼酸特別有用。

濃縮氟硼酸技術已發展的相當成熟，一些特性像是利用游離氟化物與存在核電廠現場的硼酸，能直接在現場反應製造酸，以及廢棄物管理的創新技術，包括從廢棄物中回收氟硼酸，但該工作所有的重點在於“一次性通過”系統，在該系統中，使工件與溶液接觸，隨後透過離子交換純化，以處理溶液進行廢棄物管理。

對於小型組件，"一次性通過"這種濃縮液的方法是可以接受的，但大型系統則不方便，為提供足夠的溶解速度，一般認為濃縮試劑是必要的，但因為這些系統需具備完成除污的足夠酸量規定，使這個問題經常被忽略。為了讓大型組件有足夠的溶解速度，必須濃縮溶液，對運轉中的反應器，早期的"氧化物溶解"除污程序，是將高度濃縮的溶液（例如："APAC"(鹼性高錳酸鹽，隨後是檸檬酸)應用於反應器迴路來溶解沈積物，當除污完成後，會將溶液移除並進行廢棄物管理。1970 年代後期，加拿大及其他地區的工人證實，已制定的濃縮溶解化學物質，可適用於稀釋的循環離子交換系統，其中所需的試劑容量，可藉由連續的離子交換再生，這些工人之後亦表示，透過改變某些技術，仍可將稀釋溶液的氧化物溶解速率，改良成與原始濃縮程序相似。

EPRI DFD 技術提出了與前述氧化物溶解化學完全並行發展的氟硼酸金屬溶解化學。

**氧化作用**

在 EPRI DFD 技術的研發計畫初期，發現尤其是 300 系列不銹鋼，並不會溶解在稀釋氟硼酸中，但也發現增加溶液的氧化電位就可以溶解，已知這些鋼由快速形成的富鉻膜所保護，並以鉻(III)的形式存在，故建議提高溶液的氧化電位，該膜將不再穩定(然後鉻的穩定性與可溶性鉻(VI)相同)。因此，EPRI DFD 技術在必要時，會使用氧化劑來溶解鋼，臭氧雖然可以將溶液的整體氧化電位提高到所需的程度，但發現在某些情況下，仍會削減鋼表面的氧化電位。報告亦指出，除污廠商認為使用臭氧發生器很不方便。高錳酸鉀是除污方法中常用且非常有效的氧化劑，只要很低的濃度，實際上 100 ppm 或更少就很有效，當高錳酸鹽濃度達到約 100 ppm 時，不銹鋼的腐蝕速率會呈線性增加，但再持續提高濃度的效果則有限。

**循環應用**

經過完整建構的方法論已證實，先用高錳酸鹽然後再用草酸鹽沖洗液，能定期移除所產生的二氧化錳，在高錳酸鹽階段，可以中斷離子交換，以避免離子交換樹脂的氧化降解。

藉由添加草酸溶解二氧化錳時，其中一種產物是錳(II)離子：

$MnO_2 + (COOH)_2 + 2H^+ \text{ - -- > } Mn^{2+} + 2H_2O + 2CO_2$ (式 2)

在進一步添加高錳酸鉀前，必須利用離子交換移除錳(II)，以避免錳(II)與錳(VII)反應生成其他二氧化錳

$2MnO_4^- + 3Mn^{2+} + 2H_2O \text{ - -- > } 5MnO_2 + 4H^+$ (式3)

因此，這項技術係以"循環"方式，將高錳酸鉀作為氧化劑使用，一開始會添加高錳酸鉀，直到濃度約達 100 ppm(可以添加更多以彌補分解)，當所有高錳酸鹽都降解為二氧化錳時，添加草酸將二氧化錳轉化為錳離子(參考方程式 2)，然後在所謂的"過渡階段"，利用離子交換移除錳離子，然後再添加更多的高錳酸鉀進行下一個循環，在離子交換過程中，與高錳酸鹽同時添加的鉀，也將一併移除。

整體流程如圖 3.2. 3 所示。

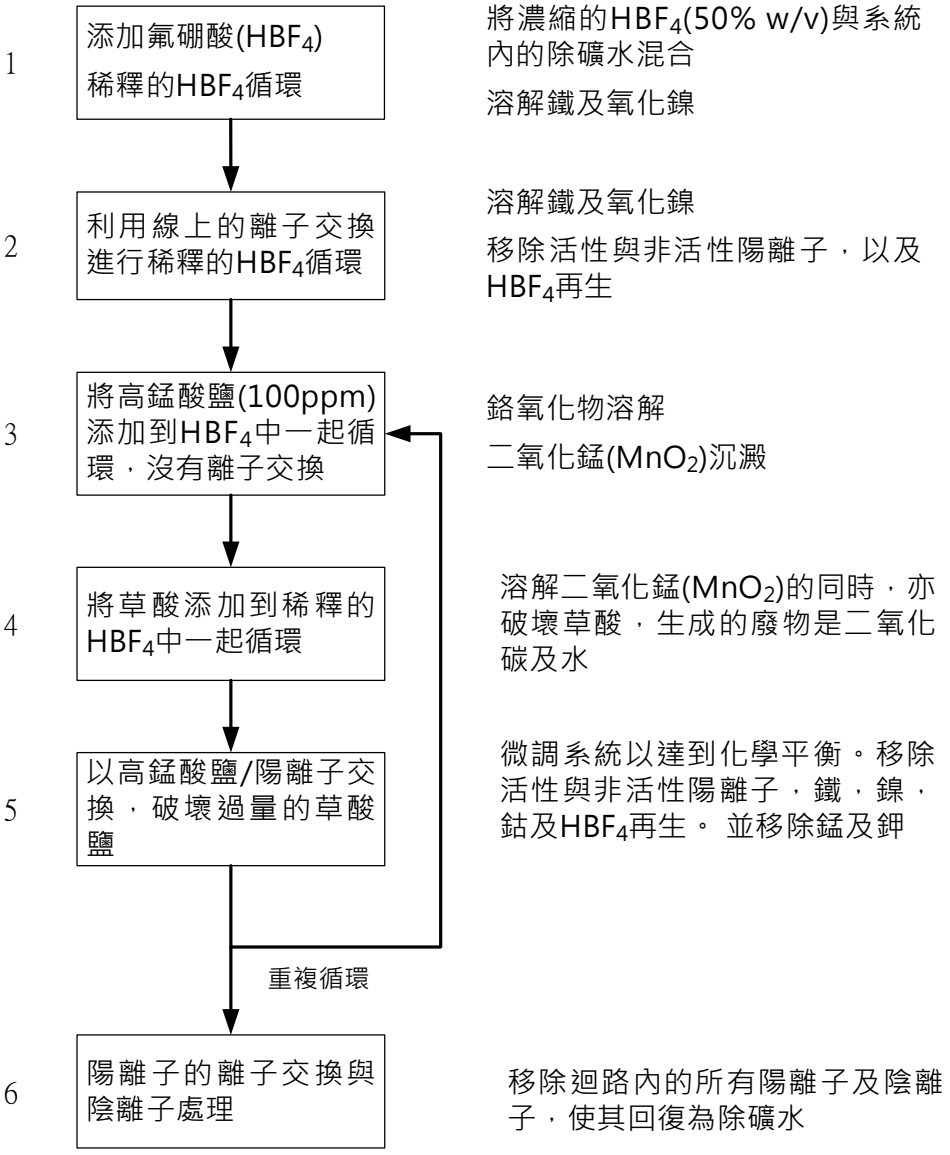



圖 3.2. 3　EPRI DFD 流程示意圖

**草酸鹽“Spike”(The Oxalate “Spike”)**

除污過程中，當把草酸添加到系統時，根據式 2，添加的量通常僅足以溶解二氧化錳，若將過量的草酸加到系統中，則在二氧化錳全部溶解後，會有殘餘的草酸鹽，最好能避免離子交換的溶液中含有過量的草酸鹽，因為草酸鹽會與金屬形成錯合物，使其留在離子交換柱上的能力弱化，甚至導致它們從柱上被洗滌下來。

當除污溶液在沒有離子交換且草酸鹽過量的情況下循環時，稱之為“oxalate spike”，目前已發現此狀態能有效改善除污性能，尤其在最後的應用周期。例如，UK PWR 的蒸汽產生器管除污，在最後的循環運用 oxalate spike，顯示能加速除污，但不必在每個循環中都這樣使用。

過量草酸鹽經過循環後，加入適量的高錳酸鉀以破壞草酸鹽，然後在前述的過渡階

段進行清理。

**操作溫度**

所需的系統溫度取決於要清潔的金屬，300 系列不銹鋼或英高鎳的除污，必須在大氣壓力下能達到實際的最高溫度，若溫度降低，則金屬損失率會減小，除污過程將更加緩慢，但溫度降低除了處理時間延長外，似乎沒有任何不利影響，還可藉此保持處理過程中的靈活性。碳鋼或 400 系列不銹鋼的除污可以在環境溫度下進行(因為這些材料固有的腐蝕速率較高)，對於這些材料的除污，不見得一定要使用氧化循環，然而，在不使用氧化的情況下發現，因為鋼中的微量成份(例如：硫化物夾雜物)，有時會形成不溶性表面薄膜，該表面膜雖會移除大量金屬，但其具有放射性且限制了可達到的除污因子，氧化條件則有助於避免這種薄膜的形成。

**操作程序**

本節概述 EPRI DFD 技術的操作程序，對 300 不銹鋼進行除污的標準步驟如下。

系統一開始會充滿除礦水，並設定好要進行循環的流徑，並將系統加熱到 200°F。

(1) 確定溫度及流量後，將氟硼酸添加到系統中，使濃度達到 10 mM（0.88 g/l），pH 值從現在開始直到最終清潔，應保持在 2.0-2.4 之間，溶液則進行循環。

(2) 開啟通向陽離子交換柱的流徑，以移除第一次化學添加後，所突釋的任何金屬或釋出的放射性。

(3) 待此階段完成後，離子交換柱會被抽空，然後將高錳酸鉀添加到系統中，總添加量通常是 300 ppm 或更少，以適當的添加速率使其濃度能保持在 100 ppm，將其逐漸加到系統中，該步驟會持續到高錳酸鹽不再存在為止。當金屬表面變得較為乾淨，在後續的循環中，高錳酸鹽通常在系統中的存留時間會更長。

(4) 將草酸添加到系統中，並重新建立陽離子交換流徑。草酸的量應等於減少高錳酸鉀添加而產生溶解二氧化錳所需的量，即使要進行草酸鹽加標，也最好應用此步驟，因為這提供草酸鹽加標前，移除金屬及放射性核種的機會。

(5) 如果要進行草酸鹽加標，則將離子交換脫機設定離線，並添加草酸使濃度約達 50 ppm。

(6) 添加足量的高錳酸鉀使其能轉化為二氧化碳，則可消除任何殘留的草酸鹽，並繼續進行離子交換流徑（或重新建立）以移除殘留的鉀、錳、金屬及放射性，這將持續到 pH 值及放射性量測顯示達到平衡為止。

此時針對所需的”循環”次數，重複執行步驟 3、4、5 及 6，通常要循環 8 次才可達到自由外釋， 每個週期所需的時間，取決於系統參數，但典型值是每個週期需 6 小時（在大型複雜系統上更多）。最後，綜合系統組件上的直接劑量率讀數、溶液中的放射性或系統表面(或可移除的人工產物)的檢查，評估是否完成。

(7) 移除氟硼酸，並利用陰離子或混合床離子交換來重新建立水的純度。

其他金屬(例如：碳鋼)可以在較溫和的條件下達成除污，特別是可以將應用溫度降低到環境溫度（參前述內容）。

前述步驟彙整如圖 3.2. 3 所示。

**EPRI DFD 過程中的陰離子交換**

對於某些應用，存在的放射性特性是陰離子，而非陽離子，且無法依前述循環步驟將其移除(儘管這類污染物在最終淨化過程中仍會被移除)。鎝- 99 就是一個特例，它是鈾濃縮廠在清潔材料時，經常會遇到的污染物，在除污過程中，若未採取任何措施來控制這些陰離子污染物，其濃度就會增加，並導致欲清潔的表面發生再沈積現象，為了避免這種情況，可以在此過程中使用一個小的陰離子交換柱。該陰離子交換柱最好是氟硼酸鹽形式，如此可避免在純化過程中改變氟硼酸鹽的濃度，該策略對移除陰離子化學雜質也非常有效，否則可能會在除污過程中堆積陰離子化學雜質，毋須連續使用陰離子柱-可根據需要偶爾使用。

**利用硝酸取代部份氟硼酸**

目前已發現某些應用若使用最高溫度，則 10 mM 的氟硼酸會引起某些材料(尤其是鋯合金)過度腐蝕，儘管這種腐蝕與結構完整性無關，但所涉及的金屬損失會導致產生大量的二次廢棄物。如前述對鋯合金壓力管系統的說明，令這項技術使用不便。400 系列不銹鋼遇到另一個單獨的問題，應用該技術可能會在還原階段導致表面出現黑色黏液(據信是因為金屬結構中的硫化物夾雜物所致)。在這兩種情況下，都可以用硝酸取替部分濃度的氟硼酸，在該程序下，兩種酸的總濃度通常都是 10 mM。對於鋯合金壓力管，這種作法可減少鋯合金的腐蝕問題，而不致嚴重減損使用氟硼酸的好處，只要保留這種酸的局部殘留濃度即可，應用在 400 系列時，硝酸有助於讓整個過程保持在輕微的氧化條件，進而預防黏液形成。氧化條件亦將鎝維持在陰離子"過鎝酸"的形式，這對於濃化廠在進行除污時，能否成功移除該核種的陰離子而言，十分重要。

**硼酸的作用**

PWR 系統有時在除污前，會含有殘餘的硼酸，其可能對本項技術的操作造成干擾，在除污前要移除硼酸，可能既耗時且又會產生額外的廢棄物，因此應盡可能避免。

PN Services 的結果顯示，該技術可承受 700 ppm 硼酸的存在，且具有最小的有害作用。此外，該參考文獻的附錄中提供了更詳細的信息。

**EPRI DFD "Lite"**

對於清潔 400 系列不銹鋼泵的葉片、鋁、碳鋼等的應用，最好選用上述環境溫度的方法，氧化條件亦可用硝酸取代部份氟硼酸來維持(亦如上所述)，在這些條件下，就不需要高錳酸鹽循環，該方法可以作為一個連續步驟來應用，這種組合有時被稱為"EPRI DFD Lite"，ALARON 公司已有成功運用的案例。

**3.1.7.7 現場應用**

**(1) Big Rock Point 的全系統除污**

Big Rock Point（BRP）是由美國密西根州消費者能源公司營運的 70 MWe BWR（沸

水式反應器），經過 35 年後，電廠在 1997 年 8 月最後一次運轉後關閉。BRP 的管理政策啟動一項為期七年的恢復計劃，該計劃將在 2004 年底前，將該場址淨化成“綠地”。

卸除燃料後的首要步驟是對系統進行化學除污，以減少電廠周圍的輻射場，這是為了符合美國核管會對電廠除役所允許的人員總劑量限制規定。

1997 年 11 月底/ 12 月初開始進行除污準備，12 月 28 日開始申請，由華盛頓 Richland 的 PN Services Inc.進行除污計畫的管理及應用。

系統總容積為 121 $m^3$（32,000 gal），內部表面積為 1000 $m^2$（10,764 $ft^2$），包括反應器壓力槽（含內部移除的部份）、循環管路與循環泵、汽水鼓及化學處理廠，電路的一小部分（Reactor Clean Up 和 Shutdown Cooling System）由碳鋼製成，其餘為 304 型不銹鋼，在除污過程中會啟動反應器冷卻水泵，系統所需循環時間約為 1 分鐘。

該技術所需的移動式處理設備，提供進出反應器系統的流速為 2.3 $m^3\ min^{-1}$（600 gal/min），所採用的快速處理及循環速率，能確保所使用的化學品在循環期間可快速混合與處理，除了快速混合外，除污試劑以高速通過系統管道，有助於去除氧化物塗層，並確保在化學循環過程中，內表面的所有部分都能暴露在新鮮溶劑中。該申請於 1997 年 12 月 28 日開始，於 1998 年 1 月 14 日完成，且電路化學品都回復為除礦質水化學。在此會涉及兩個單獨的應用程序 – 以熱程序（95℃、203˚F）在主要系統的不銹鋼持續運轉 9 天，而以較冷的程序（30˚C、86˚F）通過化學處理廠的碳鋼持續 3 天，清潔所有去離子水的迴路需要 1 天。

BRP 系統共去除 15T Bq（409 Ci）的 $\gamma$ 放射性同位素，其中伴隨著鐵 470 kg、鉻 62.7 kg 及鎳 41.8 kg，電廠周圍的輻射測量值顯著下降，平均劑量減少因子達到 15，高達 80 $mSv\ hr^{-1}$（8 R / hr）的高輻射點降至 200 $\mu Sv\ hr^{-1}$（20 mR / hr），輻射場之平均接觸劑量率減少到 120 $\mu Sv\ hr^{-1}$（12 mR / hr），其中一些點低至該數值的十分之一。

廢棄物是脫水形式的離子交換樹脂，共使用 15.2 $m^3$（540 $ft^3$）的樹脂吸收陽離子金屬與放射性，約 80%的樹脂理論容量被系統中的金屬佔用，剩餘容量則用於處理過程所添加的化學品，產生的總樹脂廢棄物可以容納在邊長 2.6 m（9 ft）的立方體內，廢棄物經過測試並通過美國環保署 TCLP（毒性溶出試驗）的溶出測試，而避免成為“混合廢棄物”類型，樹脂經過脫水後置於 HIC，並送至 Barnwell 掩埋。

**(2) Maine Yankee 的全迴路除污**

Maine Yankee 是 810 MWe PWR 電廠，其位於美國緬因州海岸巴斯附近，於 1997 年 8 月永久關閉。

除污應用在兩個系統，第一個系統包含一個冷卻水迴路及化學與體積控制系統，第二個系統包含所有三個冷卻水迴路與餘熱移除系統。利用工程方式連結冷、熱端來改造蒸汽產生器，以避免流到蒸汽產生器管，在這種情況下沒有使用電廠的泵，而是利用移動式除污套件上的 2.3 $m^3\ min^{-1}$（600 gpm）泵來進行循環，反應器壓力槽並未包含在這兩個除污應用內，而是在反應器冷卻水迴路及反應器壓力槽界面處，設置能讓溶劑流經噴嘴擋板組件的裝置來完成。

該過程始於 1998 年 2 月 10 日，至 3 月 7 日結束，其中包括 2 天的系統更換及 2 天

除污結束後的系統淨化。

Maine Yankee 系統共除去 3.7T Bq（100Ci）的γ放射性同位素，其中伴隨著鐵 120 kg、鉻 115kg 及鎳 50kg，因為迴路中包含英高鎳，故廢棄物中的鎳比例偏高，去除的金屬及放射性物質被包在 15 $m^3$ 的樹脂（535 $ft^3$）中，該樹脂經過脫水後置於 HIC，以便在 Barnwell 進行掩埋。

**(3) Trojan PWR 電廠**

PN Services 於 1998 年 4 月及 5 月，將 EPRI DFD 技術應用在 Trojan PWR 電廠多個不銹鋼桶槽及熱交換器。其效果普遍良好，特別是熱交換器，經過 8 個循環過程後，整體除污因子為 66、劑量減少因子為 33，該應用證實組件處置前，能先在現場進行除污。

### 3.1.7.8 結論

- 開發 EPRI DFD 的目的在降低劑量並協助核電廠除役作業的廢棄物管理，其已被採行數年，並有許多廣泛且成功的運用。
- 兩個電廠（Big Rock Point 與 Maine Yankee）用該方法進行全系統除污，這些電廠均描述因在除役開始前就採用該方法，始能大幅降低輻射劑量、時間、精力及成本，由於其環境與劑量節約的好處，利益相關者及監管機構都積極地看待該方法的應用。
- 藉由調整該技術的化學成為新的配方，而拓展其應用性，例如鋯合金壓力管反應器及 400 系列的不銹鋼組件。
- 儘管有其他替代品可用，但多數應用所選擇的廢棄物型式，仍多為離子交換樹脂。
- EPRI DFD 為全球大部分庫存的放射性金屬廢料提供廢棄物管理技術。
- 下一階段的重要目標，是開發與 EPRI DFD 方法搭配的新技術，整體過程已在實驗室規模得到證實，能從組件及系統表面的薄層，收集放射性污染物並且將其轉化為比離子交換樹脂小 10~20 倍的廢棄物形式，因為沒有產生其他廢棄物，代表新研發將近乎理論上的除污效率。

## 3.2 電化學除污

### 3.2.1 一般考量

電化學除污原則上可以認為是利用電場輔助的化學除污，電解拋光是一種廣泛用於非核工業的技術，其可在金屬及合金上製造光滑的拋光表面，該成效剛好與電鍍相反，因為電解拋光是將金屬層從表面除去，而非當作塗層添加。

由於電化學除污使用直流電，導致陽極溶解並將組件內的金屬及氧化層去除，將待除污組件浸泡在電解槽作為陽極或裝配陽極來進行溶解作用，此方法對容易接近表面的待除污物品非常有效，也可藉由移動襯墊將電流傳送到浸泡組件待除污的表面，這是對於一般表面的有效除污方式，而藉由循環可連續再生電解液。

對於槽內電解拋光，至少需要兩個（不銹鋼）槽，其中一槽包含電解液、電極及待除污的組件，而另一槽是保留除污後沖洗組件用過的水，一般使用的電源安培數高達2,700 A，在電解拋光過程中，在電解拋光槽旁邊會設置抽出罩，以控制從電解液中釋放出來的蒸汽，另外還有關於加熱、攪拌電解液以及沖洗水槽的規定。

電化學除污方式僅適用於去除導電表面的放射性核種污染，例如鐵基合金（包括不銹鋼）、銅、鋁、鉛及鉬，其功效顯著並具有高除污因子，電解液濃度、操作溫度、電極電位及電流密度，都是電化學除污的重要操作參數。

除污的有效性可能受限於待除污組件表面所黏附的材料性質，在除污之前，應先將油、油脂、氧化物（鐵鏽）及油漆或其他塗料等材料先去除。使用電化學除污可能受限於：

- 採用浸泡方式時 - 槽體的尺寸
- 採用襯墊時 - 被處理組件的表面形狀及其周圍的可用自由空間

使該方法幾乎不適用於複雜幾何形狀（例如，小直徑管路）的工業除污。

### 3.2.2 化學試劑

磷酸因其穩定性、安全性及適用於各種合金系統，故常作為電解拋光中的電解質，此外，磷酸的非乾性(non-drying)特質，有助於減少空浮污染，以及磷酸對金屬離子的良好錯合特性，是降低電解液再次污染的重要因素。

其他電解質，如硝酸及硫酸鈉，已有相關研究可作為磷酸和硫酸的替代物。對新電解質的需求，最初是由於磷酸及硫酸與現有處理設施的不相容性，以及能更易處理或再生所產生的二次廢液所開發的。截至目前為止，與二次廢液處理有關的問題僅得到部分解決。

### 3.2.3 二次廢物的產生

電化學除污是利用電解拋光，讓磷酸中溶解的鐵穩定增加，若鐵含量超過 100 g/dm$^3$，就會發生磷酸鐵沈澱且除污效率將終止。因此，必須交換酸或定期再生，如此則可限制污水產量，但要將處理零件浸入或放到襯墊，可能會導致工人受到額外的曝露。

### 3.2.4 選擇適當的電化學除污技術指南

在選擇合適的電化學除污方法時，必須在細部分析中，根據現場特定條件考慮其相關標準，這些標準與第 3.1.4 節”選擇適當的化學除污技術指南”中所提到的類似，只是電化學除污方法需考慮到導電表面。

第 3.2.1 節是關於電化學除污的一般考量，以下則是有關該技術的一些主要優點及缺點，可以用來選擇最合適的技術。

優點包括：

- 電解拋光已經商業化，主要設備相對便宜，加工及處理程序相當簡單，能達到除役目的所要求的背景值。幾乎能去除覆蓋表面的所有放射性核種，包括鈰、鈾、鐳、鈷、鍶及鋂，活性水平降低的除污因子通常超過 100：1。
- 電解拋光可以針對平坦區域、角落、凹陷幾何形狀、槽等進行除污。在這些位置測量直到釋放水平，並不會造成任何問題。它產生的光滑拋光表面，本身再次被污染的能力較低。除污過程所去除的金屬厚度通常小於 25μm。
- 與化學除污所需的液體量相比，電極污染的電解液容積相對較低。

缺點包括：

- 對於最廣泛使用的處理方式（即槽內），必須將待除污的組件從電廠內取出並浸入帶有電解液的桶槽中，若要在現場進行除污，該設備必需要能夠接近或進入待除污組件。因此，採用電化學除污若使用沈浸方法，會受限於桶槽的尺寸；若採用襯墊時，則受限於待處理組件表面的幾何形狀及其周圍的可用自由空間，使該方法較不太適用於複雜幾何形狀的工業除污（例如，小直徑管路）。
- 電解液處置的處理（如果不能回收利用），必須在液體放射性廢物處理系統中進行中和處理。
- 電解拋光不會從表面去除（或難以去除）燃料細屑、污泥或任何絕緣材料。
- 管件內部的隱藏部位，處理效果不佳。
- 處理組件可能會導致員工額外曝露。

在 FP6036367 ANTIOXI [9]這篇技術報告則提到，以酸性電解質電解拋光，是將待除污的物體浸入電解槽，並作為電解槽的陽極。其優、缺點如下。

優點包括：

- 市場上能大量供應，且主要設備相對便宜。
- 能除污到背景值的水平。
- 可去除各種放射性核種。
- 例行的除污因子可達 100~500，甚或更高的。
- 步驟及處理程序相對簡單。
- 可以在許多情況下，即使結構及形狀複雜的組件，不須事先拆解即可進行除污。
- 會產生光滑的拋光表面，其再污染性低且易於除污。
- 除污過程中被去除的金屬通常小於 0.001 英寸。
- 除污的電解液量，比化學除污的要求更低。

缺點包括：

- 採用浸泡程序時，必須將待除污品項從 RCS 中移出並浸入電解槽中。
- 採用現場作業時，必須留置現場裝置通往待除污品項的出入口或坑道。
- 須提供電解液的圍阻規定。
- 必須在液體放射性廢棄物系統中，將電解液進行中和作用，或以混凝土固化並掩埋。
- 無法去除燃料細粉、污泥或任何絕緣材料。
- 組件在使用前，必須將電解液完全沖洗乾淨。

若以鹼性電解質電解拋光,則是將待除污的物體浸入電解槽,並作為電解槽的陽極。其優、缺點如下。

優點包括：

- 所形成的氫氧化物會沉澱在鹼性電解液中，運用簡單的過濾技術，即可移除大部分溶解的金屬與污染物。
- 放射性廢物（沉澱物）可利用乾燥輕易固化，以便處理、儲存及處置。
- 能維持最低限度的二次廢物數量。
- 當除污系統含有易裂燃料時，可含有添加劑以提高臨界條件的安全性。

缺點包括：

- 需要較高的電流密度與操作溫度
- 可能有空氣污染而導致污染控制問題
- 電鍍均厚能力差，且焊接部份除污不全
- 可能有腐蝕問題及火災危害
- 尚未針對現場除污應用進行研發或驗證

### 3.2.5 前蘇聯案例摘要[8]

**以外部電極進行電化學除污**

電解法可以改善除污效果，其可節省時間和試劑、減少廢物，以機械化控管處理，且能在低溫下進行而不影響其效能。最常用的技術是生成可溶物質的陽極溶解，單純的水合離子或複合離子形式的金屬陽極溶解，在許多方面與陰極方式相反。單純的水合離子形成，其陽極溶解反應如下：

$$M + xH_2O = M^{z+} xH_2O + ze^- \qquad (1)$$

而複合離子則如下

$$M + xA^- + yH_2O = MA_x^{z-x} . yH_2O + ze^- \quad (2)$$

陰極極化下的電化學除污，可用於去除鬆散且未固定的污染物，由於氫溶解後會加強破壞力，使金屬上的氧化膜被局部或完全還原，釋放的氫能夠將金屬表面鬆散的放射性核種予以分離，這種除污程序通常對去除不溶性污染物具有高 DF，但陰極溶解有時會有再污染的風險，特別是帶有正極電位的放射性核種。

離子交換電化學除污法,是結合雙極電化學程序與纖維材料上放射性核種的離子交換吸附，其特色是 DF 較高、二次廢液量少及高生產率。

為了對大型金屬表面進行電化學除污，開發並測試了手持式電極，這些工具包括一個帶有離子交換材料的外部簡單電極和電極-滾筒，分為 2 個平行電極和一個新設計的特殊外部毛氈密封(felt seal)，毛氈密封用於供給電解液處理程序的持續進料，用於測試的吸附劑容量為 2-3mg-eq / g（圖 3.2. 4、圖 3.2. 5）。

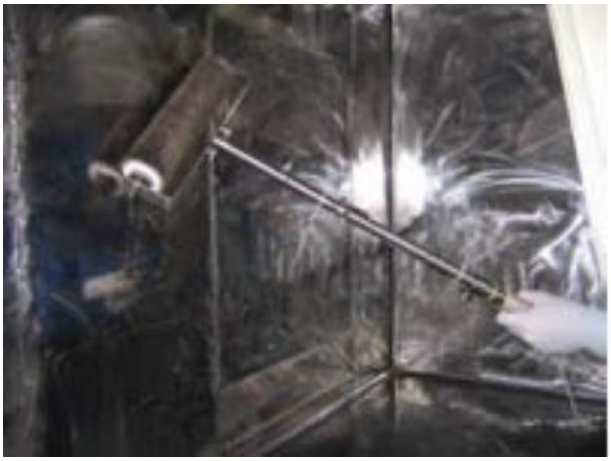


圖 3.2. 4 手套箱垂直壁上的滾輪測試[8]



圖 3.2. 5 簡單電極的情況[8]

手持式電極在實驗室進行測試，以受二氧化鈾($UO_2$)污染、尺寸為 1.0×1.2m 的不銹鋼 12Ch18N10T 作為樣品進行試驗，電解質耗損為 50-70 ml /$m^2$，結果如表 3.2. 6、表 3.2. 7 所示。

表 3.2. 6 不銹鋼的電化學除污（滾動電極）[8]

| 污染 Bq/$sm^2$ | | 除污因子 |
|---|---|---|
| 初始值 | 處理後 | |
| 85.0 | 0.1 | 850 |
| 69.0 | 0.1 | 690 |
| 77.0 | 0.1 | 770 |
| 56.8 | 0.1 | 568 |
| 63.6 | 0.1 | 636 |

表 3.2. 7 不銹鋼（平板電極）的電化學離子交換除污[8]

| 污染 Bq/$sm^2$ | | 除污因子 |
|---|---|---|
| 初始值 | 處理後 | |
| 93.2 | 0.1 | 932 |
| 61.3 | 0.1 | 613 |
| 88.5 | 0.1 | 885 |
| 48.9 | 0.1 | 489 |
| 56.8 | 0.1 | 568 |

試驗結果顯示，手持工具針對被二氧化鈾污染的不銹鋼，具有高效的除污能力。

這種技術及工具的主要優點，是可以在不切碎大型金屬及塑料的情況下，針對其表面進行除污。

### 3.3 泡沫除污

#### 3.3.1 一般考量[9、11、12、13]

液體泡沫通常利用空氣、氮氣或惰性氣體，與酸或酸性混合物搭配所產生，泡沫溶液亦包含各式化學添加劑，例如：抑制劑，泡沫穩定劑及界面活性劑。

泡沫浸付方法的主要優點是它僅使用少量液體，因此顯著地減少二次廢物量（比標準除污少十倍，諸如組件中液體再循環的方法），此外，泡沫能夠滲透到其中組件中的所有間隙，有效地消除所有暴露表面的污染。泡沫的動態移動性和組件壁上的連續再生進一步增強了該過程的有效性，從而消除了常見的邊界層問題。並利用泡沫母液的再循環和連續過濾使得處理保持到淨化完成。

在 FP6036367 ANTIOXI [9]這篇技術報告提到其普遍性的優、缺點如下。

優點包括：

- 活性化學品的使用量相對較少
- 使用惰性氣體發泡可以排除氧氣
- 操作簡單且設備要求低
- 能用相對少量的溶液，淨化內部及外部表面
- 允許遠端操作
- 能抑制腐蝕，以防止其擴大
- 主要的廢物僅為活性化學物質及從污染表面移除的物質

缺點包括：

- 溫度控制困難
- 泡沫的去除、結構崩潰與收集可能是問題
- 除污完全取決於泡沫中藥劑的化學作用-無機械作用
- 需要特殊的設備與處理技術來進行泡沫泵送、處理和去除

很少有技術可用於淨化大型內部污染的金屬部件，由於複雜的形狀不利於流動，故噴塗不能均勻地到達所有內表面，泡沫通常允許極其多樣化的應用，利用大量流動性強及密度低的氣體被液體隔開的分散體系，有大量的氣-液界面，是熱力學不穩定的體系，因此會自動破壞。泡沫發生自動破壞的原因主要有液膜的排液、膜的破裂以及氣體的擴散。

僅靠一種純液體要形成穩定的泡沫是很困難的，通常需加入第三種物質，一般是界面活性劑，才能形成泡沫，這些具有較好起泡性能的物質稱為發泡劑，烷基硫酸鈉和烷基苯磺酸鈉都是很常用的發泡劑。有時還需要加入穩泡劑使已形成的泡沫更加穩定，月桂醯二乙醇胺即是一例。在泡沫除污方面，主要利用泡沫能減少邊界層流動，使除污接觸面增加流動性，泡沫填充主要用於大型設施之內部淨化，主要分為三步驟(如表 3.2.8 所示)：脫脂、除垢和沖洗步驟，有能力地穿透到四處，到達所有間隙。使用泡沫除污應用程序，允許遠程淨化處理，這可以降低操作員暴露於高放射性場的風險。

表 3.2. 8 泡沫除污主要三步驟[11]

| | 配方 | 處理時間 | 備註 | 操作情形 |
|---|---|---|---|---|
| 脫脂 | NaOH : 2M | 1h | 泡沫清除石墨汙染物 | Foam rate: 50-70 $m^3/s$ Expansion fator : 14 |
| 除垢 | $H_2SO_4$ : 1.5M<br>$HNO_3$ : 0.09M | 5h | 泡沫清除銅汙染物 | |
| 沖洗 | Buffer solution | 2h | | |

泡沫廢液相關管理[13]：除了淨化過程中產生的廢液外，還需要考慮化學溶液的廢液管理，並且可能需要採用不同的廢液處理技術將廢液最小化，許多化學除污劑溶液可以透過使用交換樹脂去離子處理，其他例如螯合劑，則需要化學氧化才可處置，酸性和鹼性溶液在處置前需要中和。此外，共沈澱及過濾也可用於去除泡沫廢液中的污染物，泡沫廢液與一般廢液則需要添加泡沫去穩定劑。

### 3.3.2 美國案例摘要[14]

本案例為一美國能源部督導由西屋公司子公司 West Valley Nuclear Services 執行之示範計畫。針對在 1966 年至 1972 年 West Valley 進行商業核燃料處理後產生的廢棄物，由於 West Valley 當時沒有可操作的蒸發器，使 1970 年代時產生的污水必須保持在絕對最低限度，這迫使 West Valley 工程的退役部門開發出能夠實現除污工作的最小用水量和人員接受輻射量的重要除污技術。

West Valley 使用的泡沫是將壓縮空氣吹入泡沫穩定劑化學品和除污化學藥劑的混合物。迄今已使用兩種不同的化學品。 第一種是名為 AE-3003 的鹼性洗滌劑混合物，它是商業上可透過 DuBois 化學公司取得。使用的第二種化學品是和 0.1M $HNO_3$ 混合。鹼性洗滌劑混合物則是由 1W% 氫氧化鈉及 1/2W% 異丙醇再和專用的表面活性劑混合物組成。泡沫穩定化學品為泡沫添加劑，也可透過 DuBois 化學公司獲得，並且使用專用的陰離子表面活性劑混合物組成，可提供極其穩定的泡沫。

表 3.2. 9 成批的發泡化學品依以上比例混合

| 鹼性泡沫 | 酸性泡沫 |
|---|---|
| 1 PART 泡沫加入 | 1 PART 泡沫加入 |
| 2 PARTs AE-3003 | 10 PARTs 水 |
| 10 PARTS 水 | 0.1M $HNO_3$ |

表 3.2. 10 具體的除污操作和結果(C 代表 smear test，形式 R 代表 Radiation test)

| 接受除污之設備 | 除污區域 ($m^2$) | 水(l) | 時間(天) | 形式 | 初始污染 | 除污後結果 | DF |
|---|---|---|---|---|---|---|---|

| | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| XC3 | 430 | 1500 | 4 | C | 1000Kdpm/100 $cm^2$ α | 85 Kdpm/100 $cm^2$ α | 13 |
| PPC | 370 | 1495 | 4 | C | 56 Kdpm/100 $cm^2$ α<br><br>332 Kdpm/100 $cm^2$ α | 17 Kdpm/100 $cm^2$ α<br><br>20 Kdpm/100 $cm^2$ α | 3.5 (牆)<br>16.6 (地板) |
| UPC | 180 | 950 | 2 | C | 20 Kdpm/100 $cm^2$ α | 5 Kdpm/100 $cm^2$ α | 4 |
| CPC | 1450 | 31000 | 10 | R | 714 mR/hr γ | 388 mR/hr γ | 1.8 |
| EDR Door | 320 | 1135 | 3 | C | 10 Kdpm/100 $cm^2$ β | 1 Kdpm/100 $cm^2$ β | 10 |
| CCR Door | 390 | 1500 | 3 | C | 30 Kdpm/100 $cm^2$ β | 10 Kdpm/100 $cm^2$ β | 3 |
| CCR/ Cranes | 370 | 1210 | 3 | R | 5000 mR/hr β | 1000 mR/hr β | 5 |

註：

XC-3 (The Extraction Cell Three)：是 West Valley 的第一個被淨化的空間。

PPC (The Product Purification Cell)：是與 XC-3 相似的空間。

UPC (The Uranium Product Cell)：UPC 是位於 PPC 底部附近的空間。

CPC (The Chemical Process Cell)：是遠程操作的峽谷型空間。

EDR (Equipment Decontamination Room)：是一個狹窄的限制區域，從 EDR 屋頂的屋頂艙口進入之空間。

CCR：為空間的外牆。

除污結果發現，影響泡沫除污效果的最終因素是表面被淨化的狀態，不銹鋼表面比塗漆碳鋼或塗漆有更好的 DF，結果也是可預期的；高溫設備（如電機，變速箱和軸承）附近的表面通常比周圍環境污染更嚴重，對泡沫的反應也不盡理想，這部分可能與設備所使用的潤滑劑有關。

West Valley 正對這些設備進行其他研究，以確定油漆質量影響的除污因素，預測可能是油漆施工時和固化不當，將使塗漆表面的幾乎難以除污。

### 3.4 凝膠除污

#### 3.4.1 一般考量[7、9、15、16、21]

在 FP6036367 ANTIOXI [9]這篇技術報告提到，凝膠為有機或無機體系，且通常在酸類，例如磷酸(phosphoric acid)，硫酸(sulfuric acid)或硝酸(nitric acid)的凝膠製劑除污化學品中。其一般性的優點包括：

- 僅使用少量化學品
- 利用噴塗技術可作薄層塗覆
- 以水沖洗或噴撒能輕鬆去除
- 可以有效除污

- 能降低對基底金屬的損害量

缺點則包括：

- 無法輕易適用在小管徑的內表面
- 不易立即提供遠端操作
- 需要專門的設備才能有效應用
- 只有少數的實蹟或開發案例

化學凝膠，主要利用黏性吸附採用易於剝離的環保型除污解決方法，噴塗凝膠或刷塗凝膠進行化學除污，如圖 3.2.6 所示，可以減少放射性污染。根據現場和設備的特殊要求，可將產生的廢棄物最小化及降低傳播放射性污染的可能性。而增黏劑和界面活性劑的適當比例是控制化學凝膠黏度和黏附性能非常重要的因素，在二十四小時內可有效乾燥，形成一可分離的薄膜。而泡沫和凝膠的溼滑可能會造成職業危害，故在使用泡沫和凝膠時，應限制人員移動，並應清楚張貼適當的警告標誌[21]。

化學凝膠用作化學去污劑的載體[7]。將凝膠噴塗到組件壁上，使其起作用，然後洗刷，擦拭，沖洗或剝離。無氣式壓縮機可用於噴塗凝膠，並且隨著頭部的變化，可使用於沖洗。而典型的試劑組合為硝酸-氫氟酸-草酸的混合物與羧甲基纖維素膠化劑混合的非離子清潔劑，而硝酸鋁用作於氟化物螯合劑。步驟包括將固體廢料刮下和抽真空，使用熱水沖洗作為預處理，並在整個空間中進行凝膠噴塗。該方法的優點在於，凝膠可以有效地從大型組件中原位去除污染物，且僅產生少量的二次廢棄物，還可以使用遠程應用，並且可以實現高達 100 的 DF；但缺點為它是一種複合物，通常需要至少兩次施用和沖洗，並且在現場特定需要之操作條件及最佳化合物組成之前需要進一步的可處理性研究。化學凝膠已被用於淨化冷卻二氧化碳的管路和一般鐵素體鋼的管路。可使用以下步驟：

・蘇打凝膠噴塗（3M 氫氧化鈉），接觸 30 分鐘後再沖洗

・酸性凝膠噴塗（3M 磷酸、3M 硫酸和 16% 二氧化矽），並沖洗 30-60 分鐘

該結果表明，凝膠噴塗是對鐵素體鋼管路的$\beta$、$\gamma$發射體的有效方法，並且產生少量的二次廢棄物。而從化學凝膠中產生的廢棄物可以收集、中和，使用沉澱處理。

若螯合劑是泡沫或凝膠中的去污成分，則必須考慮放射性核種遷移率提高的問題發生；因離子污染物牢固地結合在螯合物中，系統中其他地方發生再沉積或表面結合的機會非常小，故污染物是通過形成螯合物而被轉移的，因此用過的除污溶液需特別管制，以確保不會釋放到環境中。而螯合污染物的廢液可以使用：①離子交換進行處理(條件是金屬與離子交換樹脂的結合要比與螯合劑的結合強)、②破壞螯合劑(使用過氧化氫、過錳酸鹽或紫外線照射產生氧化作用來破壞螯合劑)[21]。

DeconGel™ 1101 可用於去除鈷-60 和銫-137 放射性核種污染，或是使用聚乙烯醇（PVA）和二乙基三胺五乙酸（DTPA）及十二烷基硫酸鈉（SDS）分別作為增黏劑、化學去污劑和界面活性劑所組成的化學凝膠，可用於去除不鏽鋼表面的銫污染。

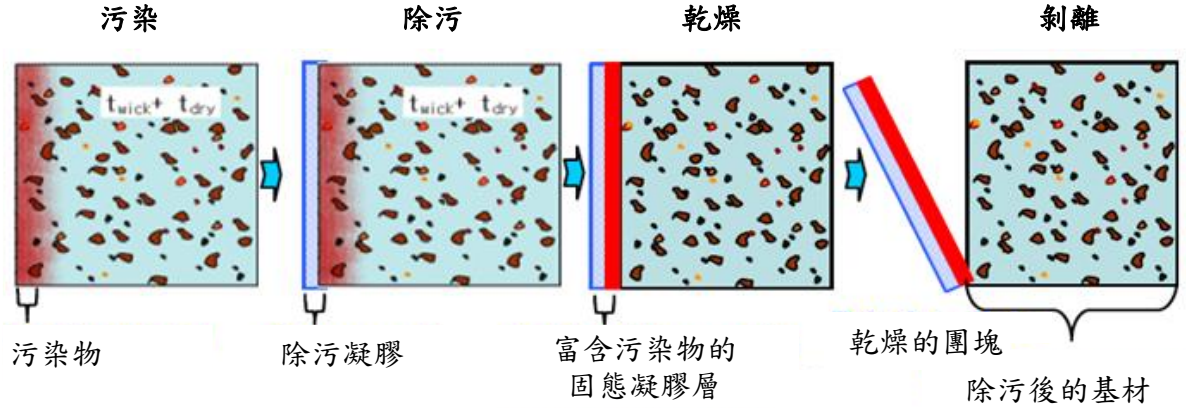



圖 3.2. 6 使用化學凝膠進行表面除污[16]

### 3.4.2 韓國案例摘要[17]

**烷基醇作為有效的溶解溶劑起著關鍵作用**

烷基醇有助於有效溶解共同增黏劑的形成，以及凝膠形成中的均勻混合，在形成凝膠時，例如甲醇、乙醇、丁醇和己醇等，由三丙二醇丁醚和烷基醇組成的混合溶液製備的凝膠的黏度與不含烷基醇的混合溶液在各種實驗條件下的黏度進行比較，甲醇和乙醇與三丙二醇丁醚一起使用，表現其具有優異的性能、黏度性質、具有觸變性和有效性，噴塗，表明黏度較高，超過 8.0 Pa·s。

並使用多通道分析儀針對鈷-60 和銫-137 個四組樣品，測量其使用凝膠後的除污因子，其結果如表 3.2. 11 所示。

表 3.2. 11 凝膠除污結果[17]

| Co-60 | | | Cs-137 | | |
|---|---|---|---|---|---|
| Before | After | DF(%) | Before | After | DF(%) |
| 338 | 8.5 | 97.8 | 650 | N/D | 100 |
| 214 | 12.9 | 94.0 | 447 | N/D | 100 |
| 185 | 8.3 | 95.5 | 632 | 51.5 | 91.9 |
| 319 | 18.0 | 94.4 | 526 | N/D | 100 |

註：N/D 表示在檢測儀器能力範圍內，低於測量之最小單位，故無法測出。

### 3.4.3 前蘇聯案例摘要[8]

**聚合物可剝離塗料**

聚合物可剝離塗料用於廠房內部表面與設備外部表面的污染物去除及暫時局限，以防止污染散佈，這些塗料的配方通常具有聚合物基礎，並摻雜界面活性劑、吸附劑、充電劑、膠溶劑，用於調節強度、彈性、黏著性等。丙烯酸及乙烯基水溶液、聚合物的水

乳液(聚乙酸乙烯酯)、橡膠的水分散體、水基雙重和三重共聚物通常用作塗料形成劑。有機溶劑為基礎的聚合物(甲乙酮,甲苯等),因其具有火災、爆炸及毒性危害,故在使用上受到限制,水基聚合物的解膠劑是高分子醇(甘油)、有機物(磷酸三丁酯)和無機酸(磷酸),界面活性劑是合成脂肪酸的硝酸鹽:磺酰胺,商標為 OP-10 的配方。對於測試與實際應用,使用兩種所謂不同的活性添加劑塗層類型,來提供保護或除污性質。

有效的除污塗料需要使用礦物與有機酸,氧化劑和鹼金屬氫氧化物等侵蝕性成分,其有利於將放射性核種(表面污染)包含在聚合物塗層結構中或破壞污染最嚴重的表面層(深層污染),然後去除污染物與相互作用的產物。因此,可以使用許多特殊添加劑來除去滲透 1-50μm 的污染物,包括用於不同種類表面及不同污染物性質的腐蝕性添加劑。

聚合物薄膜的黏合技術能除去溶解性差的放射性粉塵,為此目的,粉塵狀表面覆蓋含有界面活性劑與抗黏附劑的塗層形成配方,藉由將粉塵包含在所形成的塗層中,以穩定粉塵狀污染物,而後將塗層剝離並去除,即完成除污程序。

在經過測試的各種塗層成型劑中,選擇了環保及防火的丙烯酸與乙烯基聚合物,這些與界面活性劑、甘油、填充物及錯合吸附劑有關,侵蝕性除污成份可以添加無機酸或有機酸,以及各種氧化劑,聚合物塗層生成厚度 100 μm,需要 4-8 小時～在 200℃與 70%的濕度下,原料消耗量為 0.25-0.5 l/$m^2$,該塗層能維持的防護時間超過 100 天,塗層對柔性 PVC、碳鋼、不銹鋼或油漆表面的附著力為 1-2 g/$cm^2$。

在實驗室測試與實際操作中的 DF 值:

碳鋼 - 10-20

不銹鋼 - 20-50

混凝土、磚 - 5-7

可剝離塗層在紅磚、陶瓷與金屬表面上的照片(圖 3.2. 7~圖 3.2. 10)。



圖 3.2. 7 磚表面[8]



圖 3.2. 8 陶瓷表面[8]



圖 3.2. 9 金屬表面[8]



圖 3.2. 10 含有金屬氧化物的可剝離塗層[8]

選擇以 PVA(聚乙烯醇)為基礎的可剝離塗層並添加腐蝕劑進行測試：去污塗層(DC)及酸洗-去污塗層(PDC)，測試超過 160 種真實與人工污染樣本，表 3.2. 12~表 3.2.14 顯示了目前使用的可剝離聚合物塗層的除污結果。

表 3.2. 12 實際受 Cs-137 污染的不銹鋼樣品的除污效率[8]

| 配方 | 初始活性, Bq | 殘餘活性, Bq |
|---|---|---|
| ***DP-1*** | $1*10^3 \pm 1*10^2$ | 背景值* |
| ***DP-2*** | $1*10^3 \pm 1*10^2$ | 背景值 |
| ***DP-1*** | $1.1*10^3 \pm 1*10^2$ | 背景值 |
| ***DP-2*** | $1.2*10^3 \pm 1*10^2$ | 背景值 |

* 5 次平行實驗的平均值

表 3.2. 13 實際受 Sr-90 污染的不銹鋼樣品的除污效率[8]

| 配方 | 初始β活性, Bq | 殘餘β活性, Bq | 殘餘β活性, Bq | 殘餘β活性, Bq |
|---|---|---|---|---|
| | | 周期一 | 周期二 | 周期三 |
| ***DP*** | $1.9*10^3$ | $3.3*10^2$ | $2.5*10^2$ | $0.15*10^2$ |
| ***TDP-3*** | $1.9*10^3$ | $2.6*10^2$ | $1.0*10^2$ | 背景值 |
| ***TDP-4*** | $1.2*10^3$ | $1.5*10^2$ | $0.8*10^2$ | 背景值 |

研究證明人工污染的除污亦非常有效，Cs-137 及 Sr-90 的殘留活性與背景一樣低。

製作塗層所需的起始除污配方消耗量為 0.26-0.5 kg/m$^2$，塗層的最佳厚度為 80-120μm，在溫度 22±20℃下約 2~6 小時，環境相對濕度為 75%條件下能形成塗層，在此消耗量下，除污會產生 100-300 g/m$^2$ 的固體放射性廢物。

表 3.2.14 不同性質樣品的除污[8]

| 成份 | 樣品 | β活性, Bq/cm$^2$ | | DF |
|---|---|---|---|---|
| | | 初始值 | 最終值 | |
| 1 | 不銹鋼 | 500 | 背景值* | -- |
| | | 500 | 背景值* | -- |
| | | 500 | 背景值* | -- |
| | | 10000 | 背景值* | -- |
| | | 20000 | 20 | 1000 |
| 2 | 不銹鋼 | 500 | 背景值* | -- |
| | | 500 | 背景值* | -- |
| | | 600 | 背景值* | -- |
| | | 8000 | 背景值* | -- |
| | | 15000 | 15 | 1000 |
| 1 | PVC-塑料 | 500 | 背景值* | -- |
| | | 700 | 背景值* | -- |
| 2 | PVC-塑料 | 500 | 背景值* | -- |
| | | 800 | 背景值* | -- |

*背景值為 20 Bq/ cm$^2$

結果顯示，兩種聚合物成份均可有效去除不銹鋼與 PVC 塑料中的放射性污染物。

### 3.5 機械除污

#### 3.5.1 一般考量

機械除污方式可以分為表面清潔（例如：旋刮、擦拭、擦洗）或表面去除（例如噴砂、翻動、鑽孔及剝落），機械除污可作為化學除污的替代方案，或與化學除污同時或依序使用。

機械除污通常可用於任何表面，並獲得良好成效，其與化學方式結合使用時，甚至可以達到更好的效果。此外，機械方式可能是處理多孔表面除污的唯一選擇。

機械除污法有兩個基本的缺點，首先，工件必須是可接近的（意即處理設備沒有不易或無法有效接近的裂縫和拐角）。其次，若沒有採取必要的預防措施，很多方法可能會在空氣中產生塵埃，如需考慮污染，則必須提供防護以維持作業人員的健康，並防止污染擴散。

與化學除污面臨同樣的問題，如何選擇最有效率的機械除污技術取決於許多因素，例如所涉及的污染物、表面材料及成本，為了符合既定的除污目標，可能需要多次應用所選取的除污程序，由於各種技術可能依據個廠條件作調整，故應在個廠的可行性評估中，探討所採用技術的實際有效性及執行性。

當污染局限於近表面材料時，會使用表面清潔技術，部份技術是透過去除表面薄層來清除污染物。然而，這些技術與表面去除技術的不同之處在於，除污的目的是將污染物從表面去除，而非去除表面本身。某些表面清潔技術會產生需要收集和處理的污染液

體，許多表面清潔技術能同時用於設備與建築物除污，有些則可用於表面去除後的二次處理。

由於這些技術具多功能性，在現場將可能用到的一種或多種技術集中設置，並用來進行大塊或切割後組件的除污，可能更為有利。

### 3.5.2 機械除污技術綜合比較[7]

機械除污方式可以分為表面清潔（例如：旋刮、擦拭、擦洗）或表面去除（例如噴砂、翻動、鑽孔及剝落），機械除污可作為化學除污的替代方案，或與化學除污同時或依序使用。

許多表面清潔技術適用於設備及建築物除污，而部份表面清潔技術可作為表面去除後的二次處理，因為這些技術可以通用，若能在現場設置多種機械除污方法都會用到的集中式除污設施，則可利用該設施來淨化拆除或分段的組件。表 3.2. 17 係彙整各種機械除污技術的應用、優點及缺點。

### 3.5.3 高壓水噴射除污[7]

考量核電廠經常採用高壓水噴射與磨料噴砂等機械除污方式進行除污，故本節先針對高壓水噴射機械除污方式，摘要說明如下：

超高壓水噴射技術係利用超高壓增壓泵將水加壓至約 55000 psi，然後迫使水通過小直徑噴嘴，以高達 3000 ft/s 的速度產生高速水刀。本技術為了清潔目的，在清潔頭上裝置噴嘴，可以手動方式在除污表面移動噴槍上的清潔頭，表面污染物先是受到侵蝕，接著以水刀移除。污染物需要能隔離、容器化及處置的處理系統，而廢水需有處理及再循環系統。

混凝土、金屬組件、結構鋼及瓷磚只是可用超高壓水除污的一小部分，水刀能移除油漆、塗層和難以去除的沈積物而不會損壞其下的表面，亦可從金屬板上去除鍍鋅層。

其除污效率取決於許多因素：水壓及流速、噴嘴/清潔頭配置、表面與清潔頭的間距及移動速度，評估這些參數必須與試體的幾何複雜度一起評估，以獲得最佳結果。

由於水刀是非定向且推力很小，故很容易使用機器人或遠端操作，且其動力單元基本上與水刀切割相同。因此，該單元經過微調後，只要使用適當噴嘴（即清潔頭或切割頭），即能適用任何一種技術。

### 3.5.4 噴砂除污系統

源自傳統工業的乾式及濕式噴砂系統，可提供非常高的除污因子，作業持續時間愈長，破壞性愈高。為了不損及欲達到的淨化水平，應留意勿將污染物帶到材料表面(錘擊效應)，濕式噴砂系統亦會產生灰塵與水滴混合物而難以處理。

濕式噴砂系統是一種封閉迴路的液體噴砂除污技術，該系統結合水、研磨介質及壓縮空氣，通常應用於獨立且密封的不銹鋼封閉體內部，由於獨立的通風系統具絕對濾器，能使機櫃內保持負壓，故沒有空氣污染的危險，利用機械方式分離放射性廢物與清潔介

質（例如，通過旋風分離器/離心分離、篩分等），可以將水過濾及再循環，而不需要用到可溶性或危險化學品。

在許多核設施中，會使用濕式噴砂清潔來去除金屬表面上的可塗抹與固定污染，例如結構鋼、施工鷹架、組件、手持工具及機械零件，該設備能用在不想除去精密公差的金屬零件，例如渦輪葉片或閥門，或可藉由改變氣壓與噴砂介質的量，調整為可去除重度腐蝕及塗料的功能。

在 FP6036367 ANTIOXI [9]這篇技術報告提到，水磨料噴砂係噴射器以高達 5,000 至 10,000 psi 的壓力將水射出，使其與研磨材料顆粒混合。其主要的優點為：

- 能嚴格控制表面材料的移除量
- 去除緊密黏附的材料及腐蝕層
- 沒有空氣污染
- 與空氣磨料清潔相比，產生的固體廢物量相對較少
- 有用於遠端清潔的設備
- 比空氣磨料清潔更有效地清除裂縫及受限區域
- 有效性獲得實際證實

缺點為：

- 遠端或特殊清潔情況所需的設備可能不易取得
- 除污後必須清除表面附著的細小灰塵
- 必須清理和處理水漿體

乾式噴砂技術，通常稱為噴砂或研磨料噴射，自 19 世紀後期以來一直用於非核工業。該技術使用介質中懸浮的研磨材料，將其噴射到待處理表面，使其能均勻移除表面污染，通常用壓縮空氣或噴射渦輪機來帶動研磨料，將所移除的表面材料及研磨料收集後，放入適當的容器中以便進行處理及/或處置，研磨料再循環能讓二次廢棄物最小化。

除了可能被研磨料破壞的材料外，如玻璃、石棉水泥板或樹脂玻璃，乾式噴砂能應用在多數的表面，另應避免用在鋁或鎂，以防止粉塵爆炸風險，其用在平面最有效，且由於研磨料是噴塗的，故亦適用於難以觸及的區域。儘管如此，在使用前必須除去油或潤滑脂，以及接近或用螺栓固定在組件上的障礙物，並應採取預防措施來穩定、中和或移除可燃性污染物，因為某些研磨料可能會導致一些材料爆炸或產生粉塵爆炸。

在噴砂過程中可能會產生靜電，因此，被清潔的組件或設備本身的安裝，均應接地，目前有工業遙控裝置。

FP6036367 ANTIOXI [9]技術報告提到的乾式噴砂技術有：

(1)空氣噴砂 - 係將速度約 1,100 ft/sec 的高速壓縮空氣，射入含有磨料的顆粒中。主要的優點為：

- 證實有效
- 設備成熟且商業化
- 提供良好除污因子
- 能移除包括腐蝕在內，黏附牢固的材料
- 有用於遠端清潔的設備

- 可清潔桶槽及管道內部
- 乾式法可減少廢棄物量

缺點則包括：

- 難以控制基底金屬被去除的量
- 除乾式法外，會產生大量廢棄物
- 產生粗糙表面加助再污染
- 需要小心控制以防止污染擴散

(2)真空噴砂 – 係空氣噴砂的改良版，可在現場使用，其排放噴嘴被同心罩包圍。主要的優點為：

- 方法成熟，設備已市售
- 僅產生少量無法控制的灰塵
- 是混凝土表面現場除污的好方法
- 允許回收磨料

缺點則包括：

- 設備笨重且難以處理
- 造成一些空氣污染
- 產生大量廢棄物
- 主要適用於平面

其它技術報告則提到[10]，噴砂除污的技術完善，針對各種應用有不同類型的砂礫及噴砂設備；缺點是作業期間會產生大量的灰塵及顆粒，且不同特殊情況所適用的顆粒及磨料差異很大。

### 3.5.5 使用的研磨料介質

根據不同的應用，可作為研磨介質的材料如下：

- 礦物（如磁鐵礦或沙）
- 鋼丸、氧化鋁
- 玻璃珠/玻璃料、碳化矽、陶瓷
- 塑料顆粒
- 天然物品（例如稻殼或花生殼）
- 二氧化碳（乾冰、“冰的”氧化物(cold oxides)、塗漆表面等）

二氧化矽雖然也被用作研磨料，但由於它是一種高度刺激性的粉塵且具中度毒性，也是導致肺部疾病的主要原因，故不推薦使用。長時間吸入含有游離二氧化矽的粉塵，可能會導致一種稱為矽肺病的致殘性肺纖維化。

### 3.5.6 二次廢物的產生

如前所述，研磨料無論在潮濕或乾燥條件下均可使用，在乾燥條件下，需要採取防塵措施來控制粉塵及/或空氣污染，在工作區使用真空過濾系統可以減少該問題。

若以水搭配研磨料，則會產生大量廢棄物，包括廢水、研磨料及去除的碎屑，必須妥善處理及處置，研磨料再循環及廢水（無論是已處理的，或在重複使用前未處理的）回收，能顯著減少二次廢棄物的量。

表 3.2. 15 提供除污示範計畫中，有關乾式及濕式噴砂系統在期間的工作效率及所產生的二次廢棄物結果，耗水量包括清潔組件所需用水，以及每次除污循環後的安裝。

表 3.2. 15 乾式及濕式噴砂對於金屬除污的部份結果[8]

| | 乾式噴砂 | 濕式噴砂 |
|---|---|---|
| 效率 | 很高 | 較低 |
| 粒料消耗量 | 55 g/kg metal | 109 g/kg metal |
| 產生的二次廢棄物 | | |
| -防護衣 | 5.3% | 8.2% |
| -廢棄粒料 | 5.5% | 10.9% |
| -耗水量 | - | 6.9 ℓ/kg metal |
| 除污率 | | |
| -平面 | 57.4 kg/h | 48.0 kg/h |
| | 2.8 m²/h | 2.3 m²/h |
| -立體 | 127.7 kg/h | 106.8 kg/h |
| | 1.8 m²/h | 1.3 m²/h |
| 粒料成本 | 0.5 ECU/kg | 2.25 ECU/kg |

### 3.5.7 選擇適當的噴砂除污技術指南

在選擇合適的磨料除污方法時，必須根據廠址特定條件，在細部分析中考慮其標準。以下提供有關乾式及濕式噴砂的主要優點與缺點，以利選取出最適技術。

優點包括：

- 噴砂技術的效果已普遍得到證明，許多案例中的設備發展良好且可商購，工業設備也可用於遠端操作。
- 有數種方法可以移除黏附牢固的材料，包括腐蝕層，也有清潔桶槽及管道內部的專用工具。
- 噴砂技術能在相對較短的時間內產生效果。

缺點包括：

- 若沒有再循環和/或回收利用磨料及/或水，噴砂技術通常會產生大量廢棄物，而在某些情況下，難以控制基底金屬被去除的量。在乾式磨料系統中，需採取防塵措施來控制粉塵及/或空氣污染，濕磨料系統亦可能產生難以處理的灰塵與水滴的混合物。
- 須留意不要將污染物帶到材料表面（錘擊效應），以確保能符合外釋水平。

### 3.5.8 前蘇聯案例摘要[8]

廠房與建築物的表面，通常採用液壓噴射及液壓噴砂等機械方法進行除污，液壓噴射是利用壓力 80-100 kg/cm$^2$ 及流速 1-2m$^3$/hr 下所帶動的噴射水來清潔表面，作為材料形態的函數，液壓噴射出口流量通常介於 1.5m$^3$/hr（對於瀝青）~3.0m$^3$/hr（對於未拋光的飾面石），液壓噴射的除污因子為 1.7~6，具體取決於材料（混凝土為 1.7，紅磚為 6）。

機械方法可以再細分為兩個主要的變體，液壓噴砂結合高壓水刀（80-100 kg/cm$^2$）與噴嘴內添加研磨材料（例如砂），此舉更勝於單獨使用液壓噴射，在磨料消耗量為 50-70 kg /hr 時，處理速率為 4~6.7 m$^2$/hr，液壓噴砂對於去除深入滲透到建築物外表面內部的污染物特別有用。

另一種是與使用衝擊-振動或剷除方式來機械性破壞表面相關的方法，前蘇聯團隊在 MosSIA“Radon”測試中，使用了 PENTEK VAC-PAC 無塵系統。其包括一個裝有 HEPA 過濾器的真空系統，用以清除帶有灰塵的污染碎片、一個能安全收集混凝土碎片到容量 55 加侖滾桶的系統，以及一套專門設計用來處理剷除與研磨表面在空氣中的介質，每種工具的容量因操作條件/操作員技能而異（如表 3.2. 16 所示）。

表 3.2. 16 混凝土表面的處理深度[8]

| 項次 | 工具 | 處理深度 (mm) |
|---|---|---|
| 1 | 用於平坦表面除污的 Roto-Peen | 1 |
| 2 | 用於轉角及外形除污的切角器(Corner-Cutter) | 1 |
| 3 | 用於混凝土裂縫除污的 Squirrel II | 5 |
| 4 | 用於局部除污的 Squirrel I | 2 |
| 5 | 用於地板除污的 Squirrel III | 3 |

表 3.2. 17 機械除污的應用及優缺點[7]

| | | 水沖洗 | 噴粉/擦除/擦洗 | 吸塵 | 蒸汽清潔 | $CO_2$噴射 | 濕冰噴射 | 水力噴射 | 超高壓水 | 珠粒噴擊 | 濕式磨料清潔 | 砂礫噴射 | 研磨 | 刮除機 | 銑削 | 鑽孔及剝落 | 鋪路破碎機和鑿錘 | 膨脹灌漿 | 電拋光 | 超音波清潔 | 振動加工 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 表面清潔(C)或表面移除(R) | | C | C | C | C | C | C | R | R | R | C | R | R | R | R | R | R | R | C | C | C |
| 分批(B)或現地(I) | | I | I | I | I | I | I | I | I | I | B | I | I | I | B/I | I | I | I | B | B | B |
| 應用 | 鬆散的顆粒污染物 | O | ■ | ■ | ■ | ■ | O | O | O | O | ■ | O | O | O | O | O | O | O | ■ | ■ | ■ |
| O 稍為有效 | 裸露的上漆混凝土 | O | O | O | O | O | O | ■ | ■ | ■ | | ■ | ■ | ■ | ■ | ■ | ■ | ■ | | | |
| ■ 超有效 | 金屬表面 | O | O | O | O | ■ | ■ | ■ | ■ | O | ■ | ■ | | ■ | ■ | | | | ■ | ■ | ■ |
| | 所有尺寸的組件 | O | O | O | ■ | ■ | ■ | ■ | ■ | | ■ | ■ | | O | | | | | O | | |
| | 管路及儲存槽內部 | ■ | O | | | | | ■ | ■ | | | ■ | | | | | | | O | | |
| | 嵌入式材料及一些氧化物表面 | | O | | O | | | ■ | ■ | | | ■ | O | O | O | ■ | ■ | ■ | ■ | | |
| | 小型手工具 | O | O | | | | | | | | ■ | | | | | | | | ■ | ■ | ■ |
| | 特殊設備（如馬達） | | | ■ | | ■ | | O | | | O | | | | | | | | O | O | |
| | 土壤、地下水及含油廢水 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 優點 | 易於應用 | ■ | ■ | ■ | O | O | O | O | O | O | O | O | O | O | O | O | O | O | | O | O |
| O 小優點 | 立即可用 | ■ | ■ | ■ | O | O | O | O | O | | | ■ | | ■ | | | ■ | | O | ■ | |
| ■ 主要優點 | 易於廢物處理/處置 | O | O | ■ | | O | ■ | | | | | | O | O | O | O | O | O | | | |
| | 很少或無表面損傷 | ■ | ■ | ■ | ■ | O | O | | | | | | | | | | | | O[a] | ■ | ■ |
| | 易於培訓操作員 | ■ | ■ | ■ | O | O | O | O | O | O | O | O | O | O | O | O | ■ | O | | O | O |
| | 可能或可以進行遙控操作 | ■ | | O | ■ | ■ | ■ | ■ | ■ | ■ | O | ■ | ■ | ■ | | | | | O | | |
| | 能穿透縫隙 | | | | O | | | ■ | ■ | | | | | | | | ■ | O | O | O | |
| | 可適用於潮濕或乾燥 | | ■ | ■ | | | | | | | | ■ | | | | | | | | | |
| 缺點 | 難以去除裂縫中的污染物 | X | XX | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| X 小缺點 | 交叉污染的可能性 | X | | | X | X | X | X | X | X | | X | X | X | X | X | X | | | | |

| | | 水沖洗 | 噴粉/擦除/擦洗 | 吸塵 | 蒸汽清潔 | $CO_2$ 噴射 | 濕冰噴射 | 水力噴射 | 超高壓水 | 珠粒噴擊 | 濕式磨料清潔 | 砂礫噴射 | 研磨 | 刮除機 | 銑削 | 鑽孔及剝落 | 鋪路破碎機和鑿錘 | 膨脹灌漿 | 電拋光 | 超音波清潔 | 振動加工 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| XX 主要缺點 | 人員曝露可能性很高 | X | X | X | | | | | | | | | | | | | X | | | | |
| | 勞力密集 | X | XX | X | X | X | X | | | | | | | | | X | X | X | | | |
| | 溶劑及洗滌劑可能使廢物管理複雜化 | X | X | | | | | X | X | | X | | | | | | | | X | X | X |
| | 除非可回收，否則會產生更多的廢棄物 | XX | | | | | | X | X | | | X | | | | | | | X | X | X |
| | 過度侵蝕或表面粗糙的可能性 | | | | | | | X | X | X | | X | X | X | X | X | X | X | X[a] | | |
| | 污染物未被去除 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

## (四) 研究結果及管制相關建議

本分項主要參考國內外技術報告，彙整比較各式化學、電化學及機械、Chemical Gel & Chemical Foam 之除污技術，進一步綜合評估及建議各項除污標準及技術用於我國電廠除役管制之適切性，以提供管制機關對於相關除役作業的安全管制參考。以下將本分項研究成果以不同主題項目呈現。

### 4.1 除污技術選取建議流程

依據本研究所蒐集的相關文獻資料，將除污技術區分為化學除污(包括化學、電化學、泡沫及凝膠除污)與機械除污兩大類，經過統一彙整，依其個別優點建構出幫助選取之流程圖 (如圖 3.2. 11、圖 3.2. 12 所示)，適度縮小除污技術選取範圍，俾利管制單位迅速掌握各項除污技術之優點。

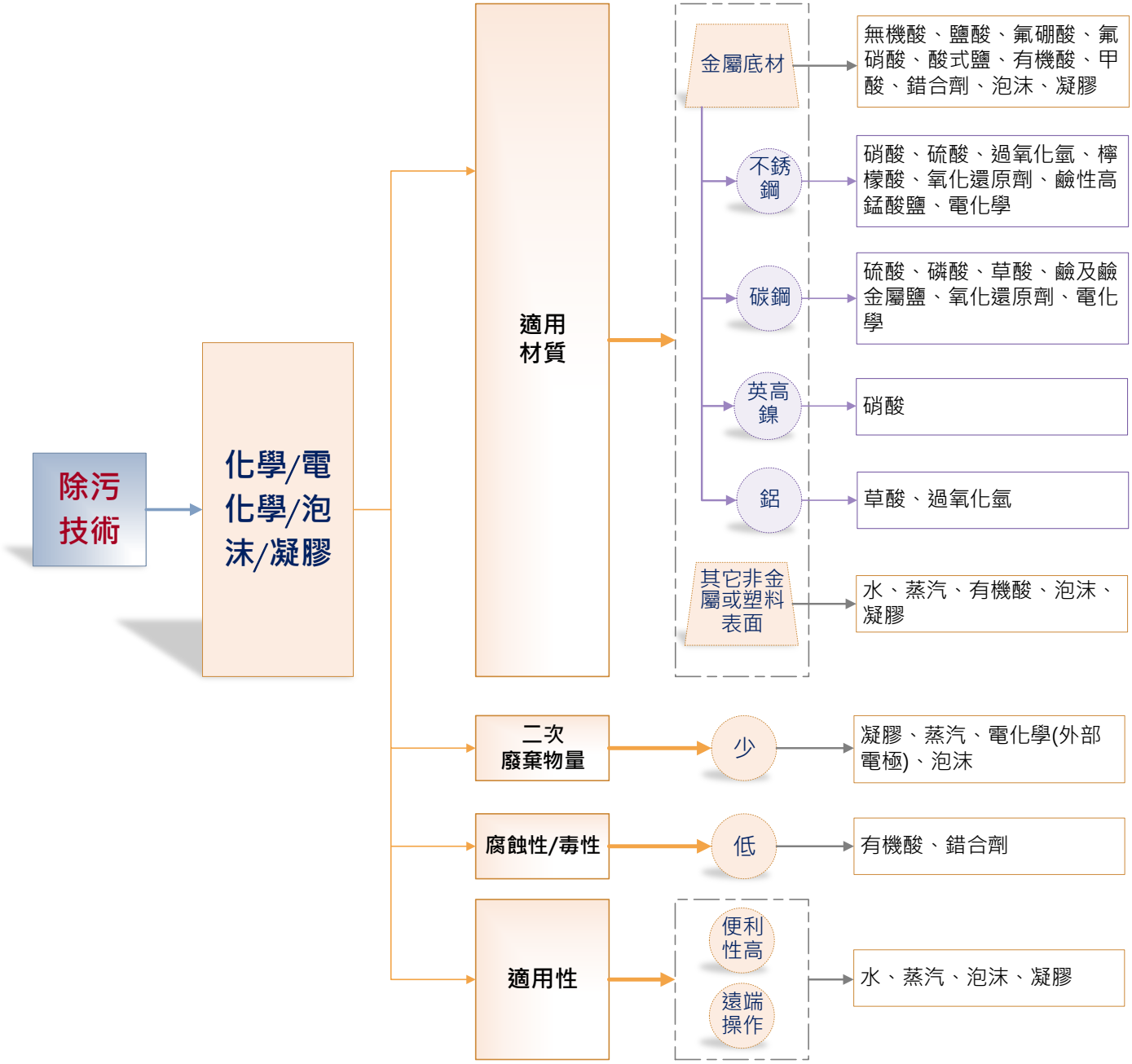



圖 3.2. 11 化學除污技術選取建議

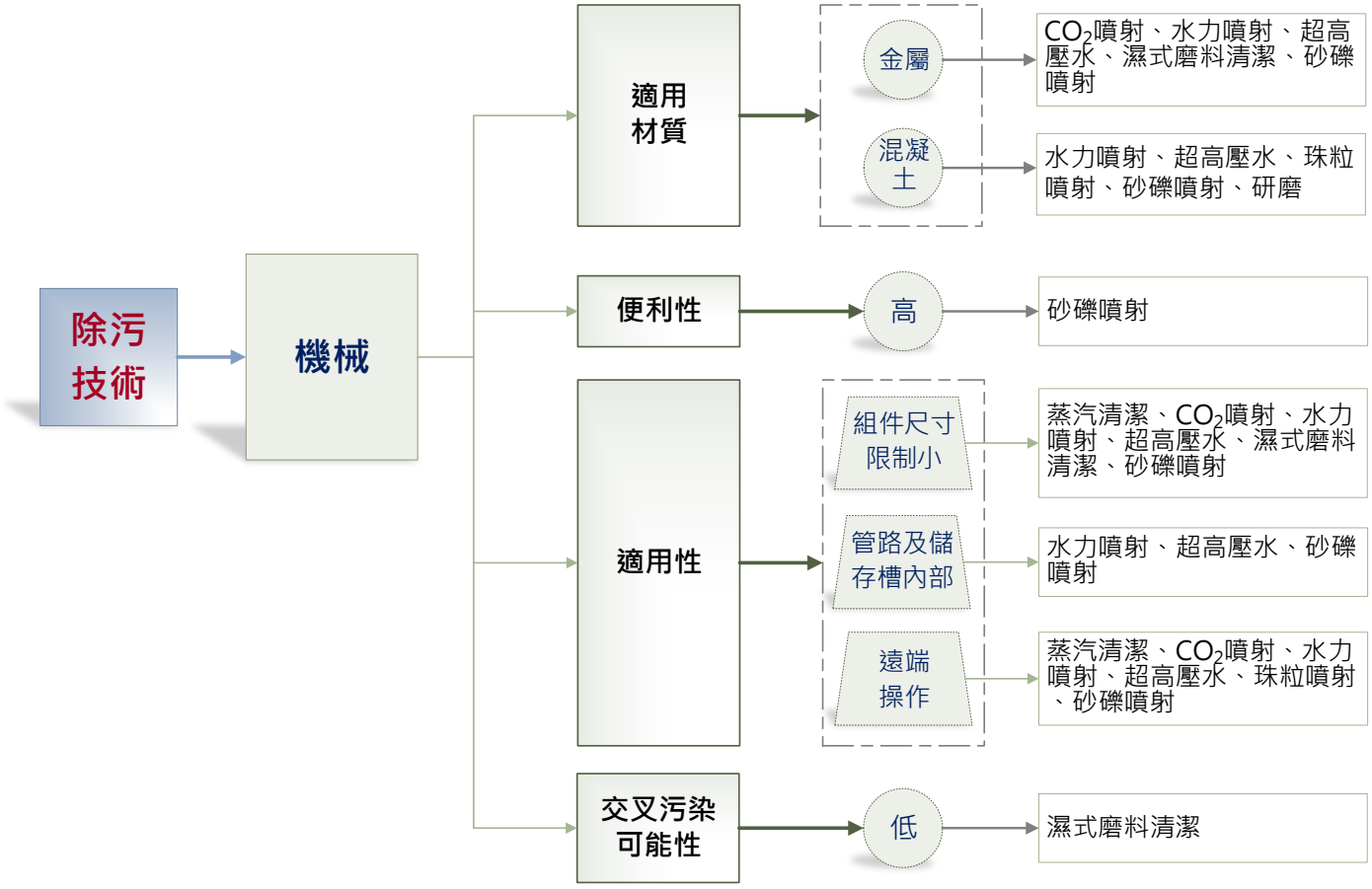



圖 3.2. 12 機械除污選取建議

## 4.2 文獻綜整比較

前述章節係蒐集各種不同除污方式後，作個別之文獻回顧，為確認其在結果及說明方面是否一致，表 3.2. 18 綜合比較所蒐集之相關技術報告及文獻資料，除了摘錄各文獻主要的優、缺點描述，並將概念相同者以**粗正體字**標示，略有矛盾之描述則以***粗斜體字***標示。

選擇除污方法時，應考量除污作業本身所造成的二次廢棄物，是否對後續處置時帶來額外挑戰，這些作業都必須經由管制單位審查[9]；而各項除污技術的優、缺點與限制，亦將是電廠在選取除污技術及管制單位所會共同關注的議題。藉由 4.1 節流程圖縮小除污技術選取範圍後，亦可對照表 3.2. 18 的優缺點說明，作為管制單位未來審查重點的參考依據。

表 3.2. 18 各項除污技術之優缺點比對

| 化學除污 | | 技術報告來源 |
|---|---|---|
| 優點 | ✓ 相對簡單，且類似**傳統工業中已有許多的典型清潔經驗**，在不需要額外設備的情況下，它也可能相對便宜。<br>✓ 在許多核電廠和設施中，化學除污是一種已知作法。<br>✓ 在適當選擇化學品情況下，幾乎所有放射性核種都可以從受污染的表面上除去，用水連續沖洗表面可以減少再污染的問題。<br>✓ **主要優點是高 DF。無機酸的除污因子，可以讓活度水平降到超過 100：1**，且在許多情況下，該物品可以被淨化至可釋放的水平。<br>✓ **可將內面及隱藏面的放射性除去**，但在此情況下，其有效性可能較低，且釋放水平的測量將是一個問題。<br>✓ 化學除污與封閉系統方法相似，所涉及的空氣污染問題相對較小。 | (1) Handbook of Nuclear Engineering, ” Decommissioning of Nuclear Plants,” Maurizio Cumo, pp 2999-3252; 2. Decontamination Techniques Used in Decommissioning Activities,” NUCLEAR ENERGY AGENCY.<br>(2) Petri Kinnunen, “Decontamination techniques for activity removal in nuclear environments,” FP6036367 ANTIOXI, Research Report No. VTT-R-0029908, Mar., 2008. |
| | ✓ **高 DF** | “Innovative and Adaptive Technologies in Decommissioning of Nuclear Facilities,” IAEA, October 2008. |
| | ✓ 螯合作用及有機酸能針對各種污染物量身訂作，比其他化學技術更安全。<br>✓ **無機酸能移除非常頑強的沈積物，工業清潔有豐富的操作經驗**。<br>✓ 氧化及還原劑**能破壞隱藏在基材的污染物**，僅需少量就非常有效。 | “Decontamination and Decommissioning of Radiologically Contaminated Facilities,” Technical/Regulatory Guidance, Interstate Technology & Regulatory Council Radionuclides Team, Jan., 2008. |
| 缺點 | ✓ 化學除污與其他處理方法（如電解拋光）相比，主要的缺點是產生**較高的二次廢液量**，在選擇除污方式時，對這種二次廢液的處理和調節需要考慮適當 | (1) Handbook of Nuclear Engineering, ” Decommissioning of Nuclear Plants,” Maurizio Cumo, pp 2999-3252; 2. |

| | | |
|---|---|---|
| | 的方法。此外，在某些情況下（例如，內部及隱藏面），除污效果可能很差。<br>✓ 通常必須將溶液加熱至 70~90˚C，以改善除污程序的動力。<br>✓ 具備高除污因子的另一個缺點是，可能需要處理腐蝕性及毒性試劑。**採用侵蝕性溶液的化學除污方法，其主要缺點是生成大量具有複雜鹽份、高酸性或鹼性的二次放射性廢液。**<br>✓ 化學除污在多孔表面上大多無效。 | Decontamination Techniques Used in Decommissioning Activities," NUCLEAR ENERGY AGENCY.<br>(2) Petri Kinnunen, "Decontamination techniques for activity removal in nuclear environments," FP6036367 ANTIOXI, Research Report No. VTT-R-0029908, Mar., 2008. |
| | ✓ 產生**大量具有複雜鹽份、高酸性或鹼性的二次放射性廢液** | "Innovative and Adaptive Technologies in Decommissioning of Nuclear Facilities," IAEA, October 2008. |
| | ✓ 螯合作用及有機酸需具備相當程度的化學知識，才能獲得最佳應用成效。在處理廢棄物時，要特別注意污染物的溶解，以及污染物移動的危險性。<br>✓ 基於安全考量，無機酸在操作時要非常小心，其可破壞基材。<br>✓ 氧化還原化學必須針對適當的情況，如果不適合，將無法作用。 | "Decontamination and Decommissioning of Radiologically Contaminated Facilities," Technical/Regulatory Guidance, Interstate Technology & Regulatory Council Radionuclides Team, Jan., 2008. |
| **電化學除污** | | **技術報告來源** |
| 優點 | ✓ 電解拋光已經商業化，主要**設備相對便宜**，**加工及處理程序相當簡單**，能達到除役目的所要求的背景值。**幾乎能去除覆蓋表面的所有放射性核種**，包括鈽、**鈾**、鐳、鈷、鍶、銫及鋂，活性水平降低的**除污因子通常超過 100：1**。<br>✓ 電解拋光可以針對平坦區域、角落、凹陷幾何形狀、槽等進行除污。在這些位置測量直到**釋放水平**，並不會造成任何問題。**它產生的光滑拋光表面，本身再次被污染的能力較低。**除污過程所去除的金屬厚度通常**小於 25 $\mu$ m**。<br>✓ 與化學除污所需的液體量相比，電極污染的**電解液容積相對較低**。 | "Decontamination Techniques Used in Decommissioning Activities," NUCLEAR ENERGY AGENCY. |
| | (1) 酸性電解質電解拋光<br>✓ 市場上能大量供應，且主要**設備相對便宜**<br>✓ 能除污到**背景值的水平**<br>✓ **可去除各種放射性核種**<br>✓ 例行的除污因子可達 100~500，甚或更高的<br>✓ **步驟及處理程序相對簡單**<br>✓ 可以在許多情況下，即使結構及形狀複雜的組件，不須事先拆解即可進行除 | Petri Kinnunen, "Decontamination techniques for activity removal in nuclear environments," FP6036367 ANTIOXI, Research Report No. VTT-R-0029908, Mar., 2008. |

| | | |
|---|---|---|
| | 污<br>✓ 會產生**光滑的拋光表面，其再污染性低**且易於除污<br>✓ 除污過程中被去除的金屬通常**小於 0.001 英吋**<br>✓ 除污的**電解液量，比化學除污的要求更低**<br>(2) 鹼性電解質電解拋光<br>✓ 所形成的氫氧化物會沉澱在鹼性電解液中，運用簡單的過濾技術，即可移除大部分溶解的金屬與污染物<br>✓ 放射性廢物（沉澱物）可利用乾燥輕易固化，以便處理、儲存及處置<br>✓ 能維持最低限度的二次廢物數量<br>✓ 當除污系統含有易裂燃料時，可含有添加劑以提高臨界條件的安全性 | |
| | ✓ 電解法可以改善除污效果，其能**節省時間和試劑、減少廢物**，以機械化控管處理，且能在低溫下進行而不影響其效能。<br>✓ ***陰極極化***下的電化學除污，可用於去除鬆散且未固定的污染物，通常對去除不溶性污染物具有**高 DF**，但***有時會有再污染的風險，特別是帶有正極電位的放射性核種。***<br>✓ 離子交換電化學除污法的特色是 **DF 較高、二次廢液量少**及高生產率。<br>✓ 手持式電極技術及工具，針對**二氧化鈾**污染的不銹鋼，具有高效的除污能力，能在不切碎大型金屬及塑料的情況下，針對其表面進行除污。 | " Innovative and Adaptive Technologies in Decommissioning of Nuclear Facilities," IAEA, October 2008. |
| 缺點 | ✓ 對於最廣泛使用的處理方式（即**槽內**），必須將**待除污的組件從電廠內取出並浸入帶有電解液的桶槽**中，若要在**現場**進行除污，該設備必需要**能夠接近或進入待除污組件**。因此，採用電化學除污若使用沈浸方法，會受限於桶槽的尺寸；若採用襯墊時，則受限於待處理組件表面的幾何形狀及其周圍的可用自由空間，使該方法較不太適用於複雜幾何形狀的工業除污（例如，小直徑管路）。<br>✓ 電解液處置的處理（如果不能回收利用），**必須在液體放射性廢物處理系統中進行中和處理**。<br>✓ 電解拋光**不會從表面去除（或難以去除）燃料細屑、污泥或任何絕緣材料**。 | "Decontamination Techniques Used in Decommissioning Activities," NUCLEAR ENERGY AGENCY. |

| | | |
|---|---|---|
| | ✓ 管件內部的隱藏部位，處理效果不佳。<br>✓ 處理組件可能會導致員工額外曝露。 | |
| | (1) 酸性電解質電解拋光<br>✓ 採用**浸泡**程序時，必須將**待除污品項從 RCS 中移出並浸入電解槽中**<br>✓ 採用**現場**作業時，必須**留置現場裝置通往待除污品項的出入口或坑道**<br>✓ 須提供電解液的圍阻規定<br>✓ **必須在液體放射性廢棄物系統中，將電解液進行中和作用**，或以混凝土固化並埋葬<br>✓ **無法去除燃料細粉、污泥或任何絕緣材料**<br>✓ 組件在使用前，必須將電解液完全沖洗乾淨<br>(2) 鹼性電解質電解拋光<br>✓ 需要較高的電流密度與操作溫度<br>✓ 可能有空氣污染而導致污染控制問題<br>✓ 電鍍均厚能力差，且焊接部份除污不全<br>✓ 可能有腐蝕問題及火災危害<br>✓ 尚未針對現場除污應用進行研發或驗證 | Petri Kinnunen, “Decontamination techniques for activity removal in nuclear environments,” FP6036367 ANTIOXI, Research Report No. VTT-R-0029908, Mar., 2008. |
| | ✓ 桶槽浸泡會產生腐蝕性液體廢棄物。 | “ Innovative and Adaptive Technologies in Decommissioning of Nuclear Facilities,” IAEA, October 2008. |
| **泡沫除污** | | **技術報告來源** |
| 優點 | ✓ 成本低。<br>✓ 僅使用**少量液體**，可以顯著減少二次廢棄物的體積。<br>✓ 泡沫再循環和儲備溶液的過濾可進行連續處理，直到實現淨化。 | “DECONTAMINATION OF NUCLEAR COMPONENTS THROUGH THE USE OF FOAMS,” Foams and Emulsions |
| | ✓ **使用相對少量的化學藥品。**<br>✓ 使用惰性氣體進行發泡可以排除設備中氧氣。<br>✓ **可以用相對少量的溶液淨化內部和外部表面。**<br>✓ 設備操作要求低.簡單。 | Petri Kinnunen, “Decontamination techniques for activity removal in nuclear environments,” FP6036367 ANTIOXI, Research Report No. VTT-R-0029908, Mar., 2008. |

| | | |
|---|---|---|
| | ✓ 過程可以遠程操作。<br>✓ 可以抑制以防止大量腐蝕。<br>✓ 廢物主要為活性化學物質和從污染表面清除的物質。 | |
| 缺點 | ✓ 須有泡沫管線循環系統設備，**設備龐大**。<br>✓ 泡沫外部**結構不易控制**，影響因素多。 | "DECONTAMINATION OF NUCLEAR COMPONENTS THROUGH THE USE OF FOAMS," Foams and Emulsions |
| | ✓ 溫度控制困難。<br>✓ **泡沫的去除，塌陷和泡沫的收集可能是一個問題。**<br>✓ 泡沫沒有機械作用，去污完全取決於藥劑的化學作用。<br>✓ 泵**送，處理和去除泡沫需要一些特殊的龐大設備。** | Petri Kinnunen, "Decontamination techniques for activity removal in nuclear environments," FP6036367 ANTIOXI, Research Report No. VTT-R-0029908, Mar., 2008. |
| **凝膠除污** | | **技術報告來源** |
| 優點 | ✓ 可以在原地有效地去除大型組件的污染物，且僅產生少量的二次廢棄物。<br>✓ ***可以使用遠端應用***。<br>✓ 可以實現**高達 100 的 DF**。 | Handbook of Nuclear Engineering, " Decommissioning of Nuclear Plants," Maurizio Cumo, pp 2999-3252; 2. Decontamination Techniques Used in Decommissioning Activities," NUCLEAR ENERGY AGENCY. |
| | ✓ 僅使用少量化學品。<br>✓ 利用噴塗技術可作薄層塗覆。<br>✓ 以水沖洗或噴撒能輕鬆去除。<br>✓ 可以**有效除污**。<br>✓ 能降低對基底金屬的損害量。 | Petri Kinnunen, "Decontamination techniques for activity removal in nuclear environments," FP6036367 ANTIOXI, Research Report No. VTT-R-0029908, Mar., 2008. |
| | ✓ 高效率。<br>✓ 無毒性。<br>✓ 作業時間及反應時間短。<br>✓ 無放射性廢液。<br>✓ **DF 高**。<br>✓ 易於剝離。 | "Effect of Alkyl Alcohol on Viscosity of Silica-Based Chemical Gels for Decontamination of Radioactive Contaminations," ASIAN JOURNAL OF CHEMISTRY |
| 缺點 | ✓ 是一種複合物，通常需要**至少兩次施用和沖洗**。<br>✓ **在現場特定需要之操作條件及最佳化合物組成之前需要進一步的可處理性** | Handbook of Nuclear Engineering, " Decommissioning of Nuclear Plants," Maurizio Cumo, pp 2999-3252; 2. |

| | | |
|---|---|---|
| | **研究**。 | Decontamination Techniques Used in Decommissioning Activities," NUCLEAR ENERGY AGENCY. |
| | ✓ 無法輕易適用在小管徑的內表面。<br>✓ ***不易立即提供遠端操作***。<br>✓ 需要專門的設備才能有效應用。<br>✓ 只有少數的實蹟或開發案例。<br>✓ **需至少兩次以上施用才能有效去污**<br>✓ 去污幾乎取決於塗料配方的化學作用 | Petri Kinnunen, "Decontamination techniques for activity removal in nuclear environments," FP6036367 ANTIOXI, Research Report No. VTT-R-0029908, Mar., 2008. |
| | ✓ 無法深入較細小縫隙。<br>✓ 化學複合物通常需要**至少兩次施用**，並且**在操作條件滿足現場特定條件之前可能需要進一步處理**。 | "Effect of Alkyl Alcohol on Viscosity of Silica-Based Chemical Gels for Decontamination of Radioactive Contaminations," ASIAN JOURNAL OF CHEMISTRY |
| | ✓ 若應用在多孔材料的情況下，效率和效果將大大降低。<br>✓ 通常需要**至少兩次施用**，效果才有顯著提升。<br>✓ 需根據現場和設備的特殊要求，將產生的廢棄物最小化。 | Daniela Gurau, Radu Deju, Horia Hulubei , "The use of chemical gel for decontamination during decommissioning of nuclear facilities," National Institute for Physics and Nuclear Engineering, P.O. Box MG-6, RO-077125 Magurele, Romania |
| **機械除污(噴砂除污)** | | **技術報告來源** |
| 優點 | ✓ 噴砂技術的**效果已普遍得到證明**，許多案例中的設備發展良好且**可商購**，工業設備也可用於**遠端操作**。<br>✓ 有數種方法可以**移除黏附牢固的材料，包括腐蝕層**，也有清潔桶槽及管道內部的專用工具。<br>✓ 噴砂技術能在相對較短的時間內產生效果。 | "Decontamination Techniques Used in Decommissioning Activities," NUCLEAR ENERGY AGENCY. |
| | ✓ 液壓噴砂對**建築物外表面**有污染物滲透到內部的除污，特別有效。 | Innovative and Adaptive Technologies in Decommissioning of Nuclear Facilities," IAEA, October 2008. |
| | (1) 水磨料噴砂(濕式)<br>✓ 能嚴格控制表面材料的移除量<br>✓ **去除緊密黏附的材料及腐蝕層** | Petri Kinnunen, "Decontamination techniques for activity removal in nuclear environments," FP6036367 ANTIOXI, Research Report No. VTT-R-0029908, Mar., 2008. |

| | | |
|---|---|---|
| | ✓ 沒有空氣污染<br>✓ 與空氣磨料清潔相比，產生的**固體廢物量相對較少**<br>✓ 有用於**遠端清潔**的設備<br>✓ 比空氣磨料清潔更有效地清除裂縫及受限區域<br>✓ **有效性獲得實際證實**<br>(2) 空氣噴砂(乾式)<br>✓ **證實有效**<br>✓ **設備成熟且商業**化<br>✓ 提供良好除污因子<br>✓ **能移除包括腐蝕在內，黏附牢固的材料**<br>✓ 有用於**遠端清潔**的設備<br>✓ 可清潔桶槽及管道內部<br>✓ 乾式法可**減少廢棄物量**<br>(3) 真空噴砂(乾式)<br>✓ **方法成熟，設備已市售**<br>✓ 僅產生少量無法控制的灰塵<br>✓ 是**混凝土**表面現場除污的好方法<br>✓ 允許回收磨料 | |
| | 噴砂除污的**技術完善**，針對各種應用有不同類型的砂礫及噴砂設備。 | "Decontamination and Decommissioning of Radiologically Contaminated Facilities," Technical/Regulatory Guidance, Interstate Technology & Regulatory Council Radionuclides Team, Jan., 2008. |
| 缺點 | ✓ 若沒有再循環和/或再回收磨料及/或水，通常會**產生大量廢棄物**，而在某些情況下，**難以控制基底金屬被去除的量**。<br>✓ 在乾式磨料系統中，需採取防塵措施來控制粉塵及/或**空氣污染**，濕磨料系統亦可能產生**難以處理的灰塵與水滴的混合物**。<br>✓ **污染物可能帶到材料表面**（錘擊效應）。 | "Decontamination Techniques Used in Decommissioning Activities," NUCLEAR ENERGY AGENCY. |

| | | |
|---|---|---|
| | (1) 水磨料噴砂(濕式)<br>✓ 遠端或特殊清潔情況所需的設備可能不易取得<br>✓ 除污後必須清除表面附著的細小灰塵<br>✓ **必須清理和處理水漿體**<br>(2) 空氣噴砂(乾式)<br>✓ **難以控制基底金屬被去除的量**<br>✓ 除乾式法外，會**產生大量廢棄物**<br>✓ 產生粗糙表面有利於再污染<br>✓ **需要小心控制以防止污染擴散**<br>(3) 真空噴砂(乾式)<br>✓ 設備笨重且難以處理<br>✓ 造成一些**空氣污染**<br>✓ **產生大量廢棄物**<br>✓ 主要適用於平面 | Petri Kinnunen, “Decontamination techniques for activity removal in nuclear environments,” FP6036367 ANTIOXI, Research Report No. VTT-R-0029908, Mar., 2008. |
| | 作業期間會產生**大量的灰塵及顆粒**，且不同特殊情況所適用的顆粒及磨料差異很大。 | “Decontamination and Decommissioning of Radiologically Contaminated Facilities,” Technical/Regulatory Guidance, Interstate Technology & Regulatory Council Radionuclides Team, Jan., 2008. |

**4.3 管制相關建議[19、20、21]**

選擇除污方法時，應考量除污作業本身所造成的二次廢棄物，是否對後續處置時帶來額外挑戰，這些作業都必須經由管制單位審查。而各項除污技術的缺點與限制，亦將是電廠在選取除污技術及管制單位所會共同關注的議題。因此 4.1 節所綜整之除污技術選取建議流程表及 4.2 節之文獻綜整比較所列各項除污技術之優缺點，可提供管制機關對於相關除役作業的安全管制參考，並可作為管制單位未來審查重點之參考依據。

此外，成立於 1995 年的美國州際技術與監管委員會（ITRC, Interstate Technology & Regulatory Council），是一個由州政府領導的組織，也是美國環境研究所（ERIS）的委員會之一，其放射性核種團隊於 2008 出版相關的技術與管制指引[19]。以下摘錄與本計畫相關之內容。

與核設施 D&D 相關的健康與安全問題,係藉由一系列複雜的技術及管理作法來解決,保護工人、環境及公眾免於輻射曝露，顯然是 D&D 的一個重要部份，且通常受到公眾矚目。但重要的是核設施除役所涉及的廣泛活動中，包括許多非放射性的風險，OSHA(職業安全與健康管理局)及州職業安全與健康計劃的法規內有涵蓋此類風險。大眾普遍認為，正在除役的核設施相關放射性危害，遠低於其處於運轉狀態。即便如此，D&D 活動往往涉及一批新到電廠的承包商及工人，在臨時模式下作業，可能會將過去運轉程序中沒有規劃到的風險帶入。

一般而言，放射性危害分為四類：外部曝露、攝入與吸入放射性核種、臨界狀態及圍阻體破裂，如前所述，在 D&D 期間，總體放射性風險可能低於常規運轉期間，但 D&D 活動的性質，可能意味著在此階段某些工人的曝露風險會增加，遠端處理及機器人技術雖可大幅降低這些風險，但若沒有的話，就必須謹慎管理員工曝露，同樣地，表面污染中攝取及吸入放射性核種，也存在著真正的風險，必須藉由標準的工人保護措施來明確防範，臨界狀態及圍阻體破裂的可能性通常較少受到關注，但在某些情況下 - 例如分裂材料留在處理設備時(必須認知有這種可能)，並據以規劃相應的現場作業，特別不確定的是圍阻體系統，其在運轉期間會用到，但現階段或許不再有效；即便圍阻體系統完整保留至除役階段，亦可能無法完全滿足除役或除污過程中所需的個別隔離或防護功能，仍須做好完整的輻射防護工作。有許多技術及管理措施能提供這些危害的輻射防護，包括隔離與移除放射性物質、防止溢出與粉塵/氣溶膠抑制技術、工人的整體屏蔽、利用人員防護衣等進行單獨屏蔽、培訓、空氣過濾、廢水處理及適當的廢棄物處理技術。

非放射性危害包括火災(最常見的風險是由於切割技術的火焰,加上潛在的可燃性廢棄物累積)、爆炸（源於產生的粉塵）、有毒物質（特別是老舊電廠可能存在不被允許的材料[例如，石棉]），以及電氣與物理性危害（例如，噪音、密閉空間風險、墜落物體的撞擊創傷等），應採用工業及商業的標準安全措施來解決這些問題。

另一份有關 BWR 除污經驗的技術報告則提到[20]，火警自動警報設備是除污過程中不可或缺的安全系統，在整個廠址內適當配置定址式探測器，一旦偵測到火災，即發出一個識別火災區域的編碼警報。除役期間的作業，如切割、拆除及非常規堆積的垃圾，更添此系統之重要性。

進行除污作業的工人應接受過輻射防護作業及污染控制技術培訓,必須提供足夠數量的防護服以避免人員受到污染，以及提供各種類型的呼吸器，從半面罩呼吸器到通風罩或面罩，確保執行除污工作所需的保護程度。

需要拆除嚴重污染物品的工作，可使用便攜式鼓風機及高效微粒空氣（HEPA）過濾器的隔離帳篷，對於可能有大量灰塵存在的除污作業，亦可應用此帳篷技術。

此外，溼滑的泡沫與凝膠，可能會造成職業危害[21]，故在使用泡沫和凝膠時，應限制人員移動，並應清楚張貼適當的警告標誌。

# 參考文獻


1. 國立清華大學,「核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究」勞務採購案服務建議書,2019年。
2. “Decontamination of Reactor Systems and Contaminated Components for Disposal or Refurbishment - Developments and Experience with the EPRI DFD Chemical Decontamination Process,” EPRI Final Report 1003026, Nov., 2001.
3. “核一廠除役計畫修訂版” ，行政院原子能委員會，2017 年。
4. 邱太銘，”國外核子反應器設施除役概況”，核能研究所，2013。
5. Satoshi Yanagihara, “Planning, technical issues, and practical experiences of decontamination activities,” 2018 Sino-Japanese Workshop on NPP Decommissioning Technology, Sep. 12, 2018
6. “Decontamination techniques used in decommissioning activities,” Nuclear Energy Agency.
7. Maurizio Cumo, ” Decommissioning of nuclear plants,” Handbook of Nuclear Engineering, pp 2999-3252.
8. “Innovative and adaptive technologies in decommissioning of nuclear facilities,” IAEA, October 2008.
9. Petri Kinnunen, “Decontamination techniques for activity removal in nuclear environments,” FP6036367 ANTIOXI, Research Report No. VTT-R-0029908, Mar., 2008.
10. “Decontamination and Decommissioning of Radiologically Contaminated Facilities,” Technical/Regulatory Guidance, Interstate Technology & Regulatory Council Radionuclides Team, Jan., 2008.
11. “New methods and techniques for decontamination in maintenance or decommissioning operations,” IAEA-TECDOC-1022.
12. “Decontamination of nuclear components through the use of foams,” Foams and Emulsions.
13. John Heiser and Terry Sullivan ,“Decontamination Technologies Task3 Urban Remediation and Response Project Prepared for New York City Department of Health and Mental Hygiene” BNL-82389-2009.
14. D.L Lawrence Convention Center Pittsburgh , Pennsylvania ,USA “1987 INTERNATIONA L DECOMMISSIONING SYMPOSIUM IV-23 - IV-30“
15. Daniela Gurau, Radu Deju, Horia Hulubei , “The use of chemical gel for decontamination during decommissioning of nuclear facilities,” National Institute for Physics and Nuclear Engineering, P.O. Box MG-6, RO-077125 Magurele, Romania
16. Chong Hun Jung, Jei Kwon Moon, Hui Jun Won, Kune Woo Lee and Chang Ki Kim, “Chemical gel for decontamination of Cs surrogate on stainless steel surface – 11257,” Korea Atomic Energy Research Institute P.O.BOX 105, Yuseong-gu, Daejeon, 305-600 Korea
17. Suk Bon Yoon, Chang-Ki Kim, Chong-Hun Jung et al., “Effect of alkyl alcohol on viscosity of silica-based chemical gels for decontamination of radioactive contaminations,” Asian Journal of Chemistry; Vol. 25, No. 12 (2013), 7023-7027.
18. “The regulatory challenges of decommissioning nuclear reactors,“ OECD 2003.
19. “Decontamination and Decommissioning of Radiologically Contaminated Facilities,” Technical/Regulatory Guidance, Prepared by the Interstate Technology & Regulatory Council Radionuclides Team, January 2008.
20. Samson Hettiarachchi Menlo Park, “BWR Decommissioning general information and experiences,” California, USA, Dec., 2017.
21. “Technology Reference Guide for Radiologically Contaminated Surfaces,” Project Officer Ed Feltcorn U.S. Environmental Protection Agency, EPA-402-R-06-003, April 2006.

22. ”Development of the EPRI DFDX Chemical Decontamination Process: A New Process for the Chemical Decontamination of Nuclear Systems andComponents for Disposal or Refurbishment,” EPRI Final Report 1003425, Sep. 26, 2002.

三、 針對現有開發的化學除污技術進行研析，目標包含但不限於 LOMI process、CITROX process、CAN-DECON process、CORD process 等。另亦進行不銹鋼表面氧化層的結構差異對於各化學除污方式之管制評析，提供管制作業執行的參考。

## (一) 前言

沸水式反應器經多年運轉後，其主冷卻水迴路中的金屬組件表面因多孔性氧化層的形成，會導致大量來自爐心且具放射性的腐蝕產物在其表面沈積，使非爐心區域的組件也因而具有極高的輻射劑量率。核電廠如準備進入除役階段，除役最重要工作是進行除污(decontamination)，不同的目標物、除污標準和周遭工作環境均會影響除污方式的選取。在進行除役的過程，須將金屬物件如反應器壓力槽、管路及其他組件等加以切割，便於拆除作業或是除污工作的進行。由於壓力槽及金屬管件直接與放射性物質接觸，因直接活化或是核種沉積，所造成的放射性強度比起其他結構物高。各組件及管件經拆解並切割成小件後，必須進行後續之除污工作，方可進行貯存或外釋。除污的技術及相關的程序，其目的即是為了隔離物質表面或表面下的污染，使得物件可再進行二次使用或是殘餘的放射性廢棄物處置能更經濟且有效率，可降低或是減少職業及公眾輻射曝露。

針對金屬組件的部分，比較常使用的除污技術為化學除污，像是在運轉期間，通常採取除污效果較溫和之化學試劑來進行系統除污，除污過程需考慮對於組件材料的完整性不會造成影響，像是有些除污技術可能造成材料發生 Intergranular Attack (IGA)。而結構組件解體前之系統化學除污程序，亦大多採用與運轉中系統化學除污相同原理，與運轉期間除污要求的考慮較為不同，主要著重在除去組件的污染物，大幅度降低組件表面的放射性物質，另外也會考量除污後重新使用組件/系統的可行性，因除污後導致大量金屬被去除，物品的可重複使用性也會列入考量。因此，運轉和除役階段除污考量因素之重要差異性主要在於運轉階段考慮的是除污過程對於組件材料的完整性不會造成影響，而除役階段除污考量是要能大幅度降低組件表面的放射性物質，減少廢棄物的處理與處置，再者考慮組件/系統再次使用的可行性。本研究即針對現有開發的化學除污技術用於除役階段進行研析。

BWR 與 PWR 中職業輻射劑量主要是來自於腐蝕產物的活化核種:$^{60}$Co、$^{58}$Co、$^{54}$Mn、$^{51}$Cr 與 $^{59}$Fe，也有微量因燃料而釋出的分裂產物。主要的部分是來自於管件與設備的氧化層，除污過程通常會連同氧化層與核種一起溶解去除。對於 BWR 與 PWR 而言，氧化層結構是相當不同的，BWR 氧化層主要 80%~90%是鐵，BWR 使用不銹鋼與碳鋼作為冷卻水與飼水管路，因屬於氧化性的水環境，氧化層主要為$\alpha$-$Fe_2O_3$、$Fe_3O_4$ 與 $NiFe_2O_4$。PWR 則是使用大量鎳基合金作為蒸氣產生器管路，PWR 氧化層中 Ni 和 Cr 的金屬含量為 60-70％，PWR 還原性的環境則是以富含 Cr 的氧化層為主($Ni_xFe_{3-x-y}Cr_yO_4$)。

## (二) 各類化學除污方法

### 2.1 CORD （Chemical Oxidation Reduction Decontamination）

由 Siemens（現為 AREVA NP GmbH）所開發，由於針對不同的電廠型態、氧化層特性、系統因素等等，必須開發不同的除污方法，因此有 CORD® Family 的概念產生，其種類如下表 3.3. 1，且已廣泛運用在各類的電廠中，如表 3.3. 2 及

表 3.3. 3，且很多電廠都選用此種除污方式，在循環和加熱溶液的技術上已有豐富經驗，其特點在於，

1. 材料相容性好；
2. 草酸可用在還原反應及除污；
3. 只需單一注水；
4. 可利用樹酯再生；
5. 對於所有類型的反應器及水化學條件皆有高的除污因子；
6. 及時將過錳酸分解為二氧化碳及水；
7. 產生最少的廢棄物；
8. 可以容易的多次循環，以達到移除活化材料的目的。
9. 沒有 IGSCC 的相關案例

表 3.3. 1 CORD® Family 中各類除污程序[1]

| | |
|---|---|
| Worldwide<br>PWR/BWR, stainless Steel | HP/CORD UV |
| Worldwide<br>PWR RCP Internals | HP/CORD |
| **Worldwide<br>Decommissioning** | **HP/CORD D UV** |
| Westinghouse NPPs<br>Inconel 600-SG, FSD | HP/CORD N UV |
| Japan<br>RHR Heat Exchangers (Cu-alloys) | CORD C UV |
| GE NPPs<br>Auxiliary Systems, Carbon Steel | CORD CS UV |
| BWR<br>Systems, Stainless Steel with ≥ 0,06% C | HP CORD 2000 UV |
| Worldwide<br>Removal ALPHA Contamination | CORD ALPHA |

表 3.3. 2 AREVA NPs 運轉中機組之全系統除污案例[1]

| Plant Name | Type | Regeant | System Decontaminated |
|---|---|---|---|
| Oskarshamn 1 | BWR | Siemens/Areva CORD family | Full System Decontamination |
| Loviisa 2 | VVWR | Siemens/Areva CORD family | Full System Decontamination |
| 1 Fukushima 3 | BWR | Siemens/Areva CORD family | Full System Decontamination |
| 1 Fukushima 2 | BWR | Siemens/Areva CORD family | Full System Decontamination |
| 1 Fukushima 5 | BWR | Siemens/Areva CORD family | Full System Decontamination |
| 1 Fukushima 1 | BWR | Siemens/Areva CORD family | Full System Decontamination |

表 3.3. 3 AREVA NPs 已停止運轉機組之全系統除污案例[1]

| Plant Name | Type | Regeant | System Decontaminated |
|---|---|---|---|
| BR3 MOL | PWR | Siemens/Areva CORD family | Full System Decontamination including SG, RPV and auxiliary systems |
| VAK Kahl | BWR | Siemens/Areva CORD family | Full System Decontamination including SG (superheater), RPV and auxiliary systems |
| MZFR | PWR | Siemens/Areva CORD family | Full System Decontamination including SG and auxiliary systems, 5 systems |
| Würgassen | BWR | Siemens/Areva CORD family | Full System Decontamination without RPV, 11 systems |
| Haddam Neck | PWR | Siemens/Areva CORD family | Full System Decontamination without RPV |
| Lingen | BWR | Siemens/Areva CORD family | Full System Decontamination without RPV, 7 systems |
| Caorso | BWR | Siemens/Areva CORD family | Full System Decontamination 2 systems |
| Stade | PWR | Siemens/Areva CORD family | Full System Decontamination including SG, RPV and auxiliary systems |
| Obrigheim | PWR | Siemens/Areva CORD family | Full System Decontamination including SG, RPV and auxiliary systems |
| Barseback | BWR | Siemens/Areva CORD family | Full System Decontamination 2 Units |
| FR2 | PWR | Siemens/Areva CORD family | Primary loop |
| Rheinsbery | PWR | Siemens/Areva CORD family | SG |
| Trino | PWR | Siemens/Areva CORD family | Steam generators and primary loop section |
| Gundremmingen A | BWR | Siemens/Areva CORD family | Recirc |

在 CORD® Family 中，HP/CORD UV（H Permanganic acid/ Chemical Oxidation Reduction Decontamination Ultra Violet light）為目前最新並廣泛使用之化學除污方法，此法能夠應用在混合材料的系統除污上，此方法流程如下：

1. 利用過錳酸進行預氧化，將含鉻氧化物中的 $Cr^{3+}$氧化為 $Cr^{6+}$，使之能夠溶解[2]，此步驟適用於壓水式反應器(PWR)，由於沸水式反應器(BWR)的氧化層中外層主要成分為鐵、鎳，鉻比例較低，因此不需此步驟，內層的鉻含量比外層高，但仍低於鐵、鎳，由圖 3.3.1 之結果可以觀察到其成分差異；

2. 接著利用草酸還原過錳酸；
3. 草酸除污；
4. 再使用 UV 光與過氧化氫，將除污的化學物質分解成氧氣與二氧化碳[3]。

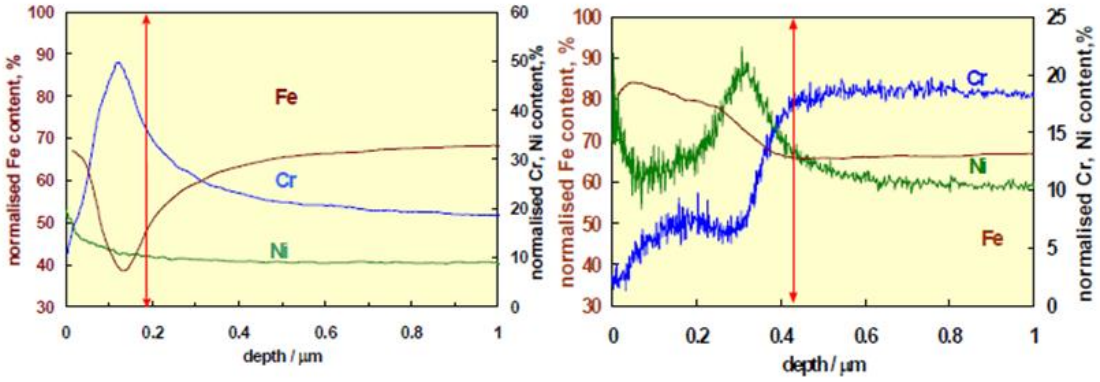



圖 3.3. 1 AISI 316 試片在 12 小時 WWER(Loviisa, 左圖)及 BWR(Olkiluoto, 右圖)環境中的 GDOES 成分分析結果

註: WWER 為俄國開發之 PWR

工作條件：

› 溫度：95ºC +/2ºC；
› 過錳酸($HMnO_4$)濃度： 200 ± 50 ppm；
› 草酸濃度：±200 ppm；
› 過氧化氫溶液濃度 30%。

反應式：

$$Cr_2O_3 + 2MnO_4^- + H_2O \rightarrow 2HCrO_4^- + 2MnO_2(s)$$

$$MnO_2 + H_2C_2O_4 + 2H^+ \rightarrow Mn^{2+} + 2CO_2 + H_2O$$

缺點：

1. 在除污過程中，草酸鹽類的形成會造成淨化上的困難；
2. 原先的 CORD 程序在部分材料上發現，對 IGA (Intergranular Attack)較為敏感，但在使用 HP/CORD UV 程序後，大幅改善。

HP/CORD UV 方法可參考圖 3.3.2，由於 HP/CORD UV 方法受到許多專利限制及過錳酸鉀貯存及運送上的困難，因此改良的方法相對應的產生[1]，其中的一個案例為韓國的 PWR 電廠[3]，主要的差異在於預氧化階段以磷酸($H_3PO_4$)加上過錳酸鉀($KMnO_4$)取代了過錳酸($HMnO_4$)，在還原階段，以帶有活性碳的過氧化氫取代草酸，操作溫度為 85ºC，原本的程序低了 10 ºC ，持續時間約為 24 小時。

AREVA 曾將 HP CORD UV 技術應用於瑞典 Barsebäck 電廠一二號機組進行全系統除污。二號機使用了三次 HP/CORD UV 循環，移除總活度為 2.14 E12 Bq 與總重 64 公斤的金屬腐蝕產物，陰陽離子樹脂各為 1 與 3 立方公尺。一號機使用了三次 HP/CORD UV 循環，移除總活度為 1.29 E12 Bq 與總重 118 公斤的金屬腐蝕產物，陰陽離子樹脂各為 1 與 4 立方公尺。二號機的除污因子平均為 93，而一號機的除污因子平均為 298[4]。

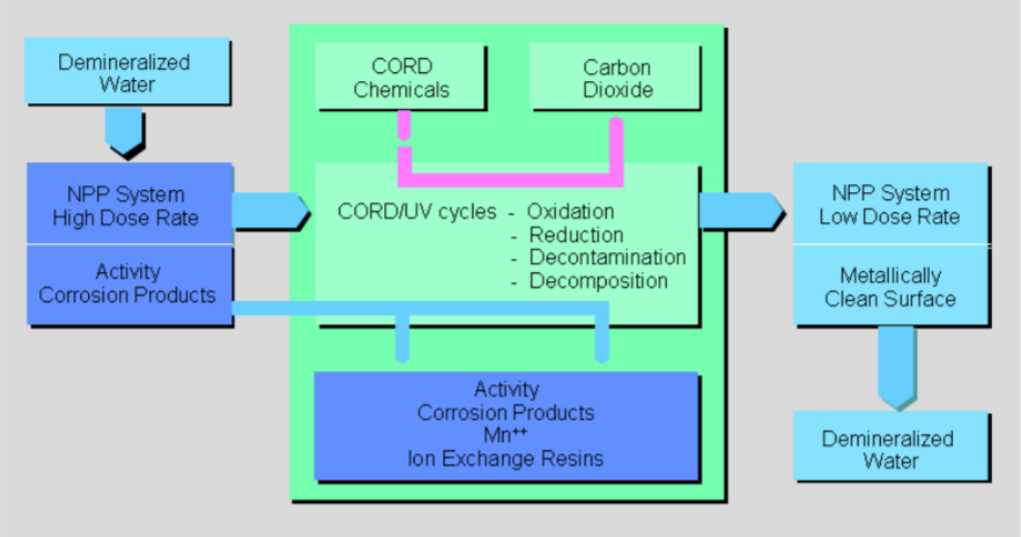



圖 3.3. 2 HP/CORD UV 的原則[4]

✓ HOP Technique

此外，日本的 Fugen 反應器也根據 CORD 方法，開發了 HOP 技術 (hydrazine, oxalic acid and potassium permanganate)[5]。在 1989 及 1991 年 Fugen 的除污方法，採用 KD-203 還原劑(未告知成分)，成功降低反應度，且控制除污因子在 3.4-5.15 之間[6]，但持續運轉一年後，反應度再次上升，達到除污前的 70%左右。在此反應器中，長時間注入氫氣已達到抑制 SCC 的效果，使得氧化層中 Cr 含量上升，除污因子無法提升，引此採用了 HOP 方法(參考圖 3.3.3)。HOP 方法中，連續的氧化還原反應溶解第一層的富 Cr 層及富 Fe-Ni 層，使用過 500 ppm 過錳酸鉀當作氧化劑、2000 ppm 的草酸及聯胺當作還原劑，並達到 pH 值 2.5，操作溫度為 90±5 ºC。除此之外，其餘的步驟皆與 CORD 類似。所得到的除污因子介於 3-20 之間。

2019 台日除役技術交流研討會中提到 Fugen 反應器主要進行除污是為了降低電廠拆除可能造成的暴露劑量，並且降低廢棄物處理與處置的費用，因為降低主系統的放射性。期望組件與管路的劑量可以降至小於 0.2 mSv/h，反應器建物的劑量能低於 0.05 mSv/h，主要的核種為鈷 60、鐵 59、錳 54、鉻 51 等。

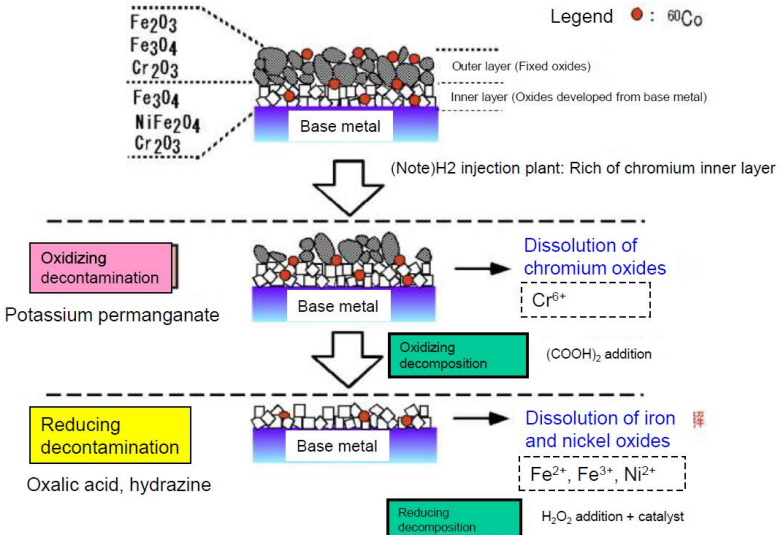



圖 3.3. 3 HOP 方法

✓ NPOX decontamination system

由 Archibald 等人開發[7]，使用較 HP/CORD UV 更常見的化學物質，為多種化學除污法的融合。其以過錳磷酸、硝酸、草酸、離子交換樹脂、UV 光及過氧化氫的組合溶液，達到理想的除污效果，並移除活化的核種。在氧化的步驟，使用強氧化劑、混合的氧化劑或是電化學方法來達到效果。Archibald 等人使用在這個步驟中使用 硝酸/過錳磷酸，根據他們的研究指出，過氯酸、硝酸/高碘酸鉀或是過錳磷酸都能夠容易的被使用，同理，草酸酒石酸與檸檬酸亦可使用在還原步驟。

草酸參與在眾多的反應中，因此草酸的濃度為達到理想結果的關鍵。過多的過錳酸與不足量的草酸，會造成二氧化錳沉澱的產生，其很有可能會吸收其他的金屬物質、阻塞系統硬體設備，並且耗盡用來除污的草酸。相反的，如草酸的濃度過高，二氧化錳能夠被溶解，但金屬的溶解度也會隨之上升，使之在陽離子交換樹脂中更難去除。草酸能夠透過以下方法被去除，一是在草酸反應時間足夠後，加入過氧化錳；另外一個方法是使用 UV 光，使用過氧化氫或是過氧化氫加入鐵的催化劑來去除草酸。Archibald 等人發現無 UV 光的 NPOX 步驟能夠移除 SIMCON II coupons(銫與鋯被覆的鋼鐵組件)上，95%的銫及 80%的鋯；若使用 UV 光則能夠達到 100%的移除效果。

過往文獻[1]曾指出 CORD 程序會造成材料的 IGA(Intergranular attack)敏感性上升，在 1994 年後，CORD 程序加入了 UV 光，將除污用化學物質分解成水及二氧化碳之後，對於 IGA 的疑慮便下降，且受到廣泛的應用[8]，同樣的在 Y. SATO 等人的研究結果，也得到 CORD 程序對於材料結構完整性並無有害的影響[9]。

2.1.1 CORD 實際案例- Obrigheim

於 2005 年停止運轉的德國 Obrigheim 電廠，即採用 CORD® Family 中的技術，搭配同 AREVA 開發之外部設備 AMDA® (Automated mobile decontamination appliance)使用，根據文獻[1]所記載其除役目標為:

- 減少材料活度，特別是蒸汽產生器，以便於進行拆除作業；
- 減少工作區域的輻射劑量；
- 避免 γ/α 比例大幅度的改變；
- 盡可能減少廢棄物的產生。

儘管 AREVA NP 公司保證除污因子在 10 以上的，但所有電廠的最大目標還是越高的除污因子越好。Obrigheim 電廠為 357 MW 的 PWR 機組，自 1969 年運轉至 2005 年，總共的除污體積為 160 $m^3$、總表面積為 8000 $m^2$，全系統除役的組件包含 RPV、壓縮機、包含蒸汽產生器的主迴路，以及部分的餘熱移除系統、CVCs、緊急注水系統、CPS (mechanical filters of the chemical purification system)等，其除污溶液之流動路徑如下圖 3.3. 4，材料與其表面特性如下表 3.3. 4。

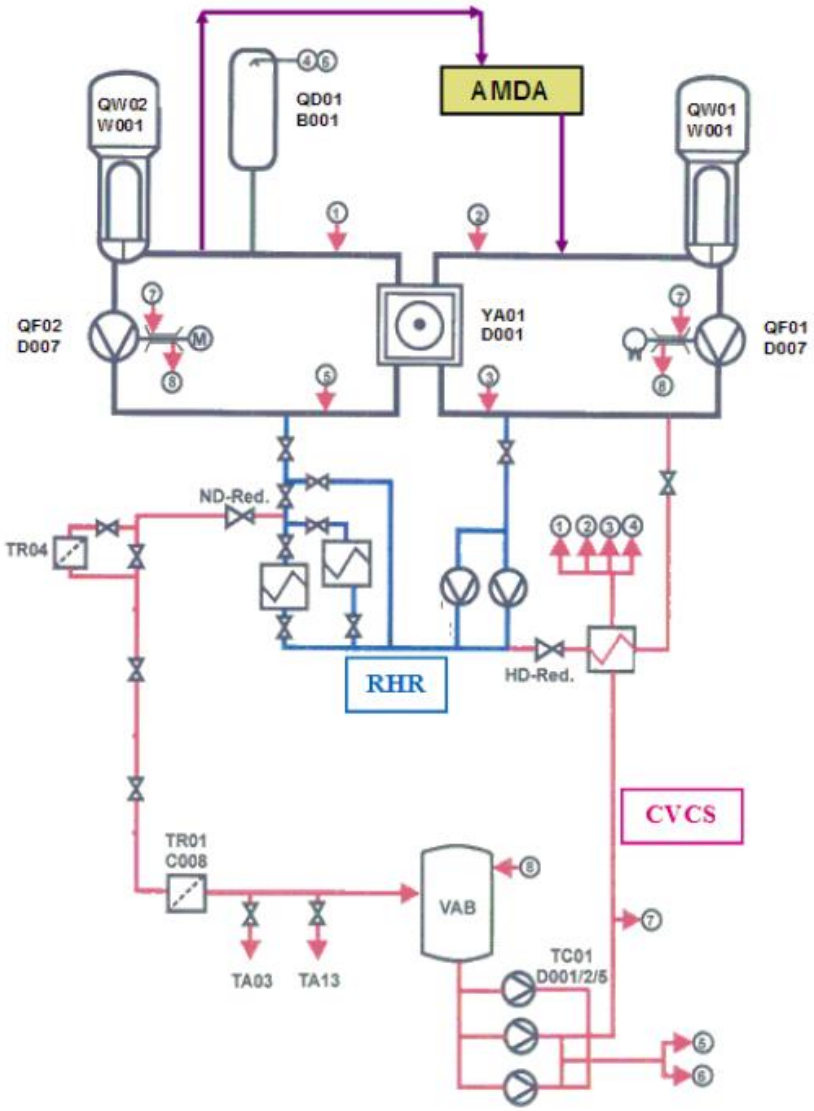



圖 3.3. 4 Obrigheim 電廠全系統除污的流程圖[1]

表 3.3. 4 除污流動路徑中材料與其表面特性[1]

| Base material | System | Surface | |
|---|---|---|---|
| | | m² | ft² |
| Incoloy 800 | SG tubes | 6.200 | 65.660 |
| Austenitic weld cladding | Primary circuit | 1.100 | 11.840 |
| Austenitic CrNi steel | Auxiliary systems | 700 | 7.535 |

完整除污過程進行了四次的 HP/CORD UV 循環，陽離子和活性物質沉積在 6.7m³的離子交換樹脂上，其中有 75%為腐蝕產物，其結果如下表 3.3. 5，沒有顯著的檢測到 γ/α 的變化。其結果顯示出 HP/CORD UV 搭配 AMDA® 能夠有效的在此電廠上減少輻射劑量，且達成除污目標。

表 3.3. 5 Obrigheim 全系統除污的結果[1]

| Cation and activity removal | |
|---|---|
| total corrosion products | 313 kg |
| Activity | 5,6 E12 Bq (151 Ci)<br>with > 95% Co60 |
| **Average decontamination factors (DF)** | |
| DF (overall) | 625 |
| DF primary system | 736 |
| DF SG tubing | 1409 |
| DF auxiliary systems | 29 |
| Gamma/alpha nuclide ratio | No significant change |

**2.2 LOMI** (**L**ow-**O**xidation-state **M**etal **I**on)

1980年代由EPRI開發，一開始CEMI開發LOMI，目標僅是溶解在Steam Generating Heavy Water Reactor（SGHWR）爐心燃料上的$Fe_2O_3$。後來透過添加AP和NP氧化步驟，其應用範圍擴展到了BWR。在LOMI被應用之前，多數使用的除污方式為過錳酸混合草酸與檸檬酸或是低濃度混合有機酸的CAN-DECON 方法。前者有兩個缺點，一為大量的放射性溶液需要有足夠設施進行承裝，且為刺激性的化學物質需要能夠有相對應的金屬設備裝載；而CAN-DECON方法使用的低濃度有機酸，對於溶解BWR crud的速度慢，PWR則幾乎無法溶解，因此為了找出更有效率且廢棄溶液少、降低腐蝕問題的方法，LOMI技術隨之而生[3]。

此法將組件上氧化層中的 $Fe^{3+}$ 還原為 $Fe^{2+}$，並將 $Fe^{2+}$與適當的配位基結合，使之保留在溶液內。而這個方法的挑戰在於尋找能夠作用在 PWR 及 BWR 氧化物上的適當化學物質，由於 PWR 氧化物中有較高濃度的 $Cr^{3+}$，在早期發展階段，去除 BWR 氧化物的效果較 PWR 氧化物顯著。

工作條件：

- 溫度： 80-90℃ ；
- 持續時間：最多 6 小時；
- $V^{II}$ (還原劑)：2- 4x$10^3$ M
- 吡啶甲酸 Picolinic acid：1-2× $10^2$M；
- 甲酸鹽 Formate：1-2× $10^2$M；
- pH 值＝4-5。

反應式：

$Fe^{3+}(oxide) + V^{II}(pic)^{3-} \rightarrow Fe^{2+}(oxide) + V^{III}(pic)^3$

$Fe^{2+}(oxide) + 3\ pic^- \rightarrow Fe^{II}(pic)^{3-}$

此方法之關鍵在於還原劑 vanadonous picolinate 溶液 (釩酸鹽的吡啶甲酸溶液)，$V^{II}$ 可使用 $VOSO_4$ 溶解於硫酸中製得，其還原反應得到之 $Fe^{2+}$在氧化層中較不穩定，容易轉換至溶液中。為了維持 $V^{II}$ 的溶解度 pH 值須保持在 4-5；加入甲酸鹽的目的為防止 $V^{II}$ 受到輻射分解效應產生之氧化劑的攻擊。

根據 I. J Yang 等人的研究[10]結果顯示，碳鋼對於 LOMI 溶液較不鏽鋼敏感許多，從下圖 3.3. 5，可以看見明顯的腐蝕行貌，而 304、316 不鏽鋼與鎳基合金的腐蝕情況相對不明顯，如

表 3.3. 6 各材料腐蝕速率所示，由結果得知富鉻的合金在 LOMI 除污溶液的測試下，無法觀察到特定區域的腐蝕現象，其腐蝕速率亦相當低。

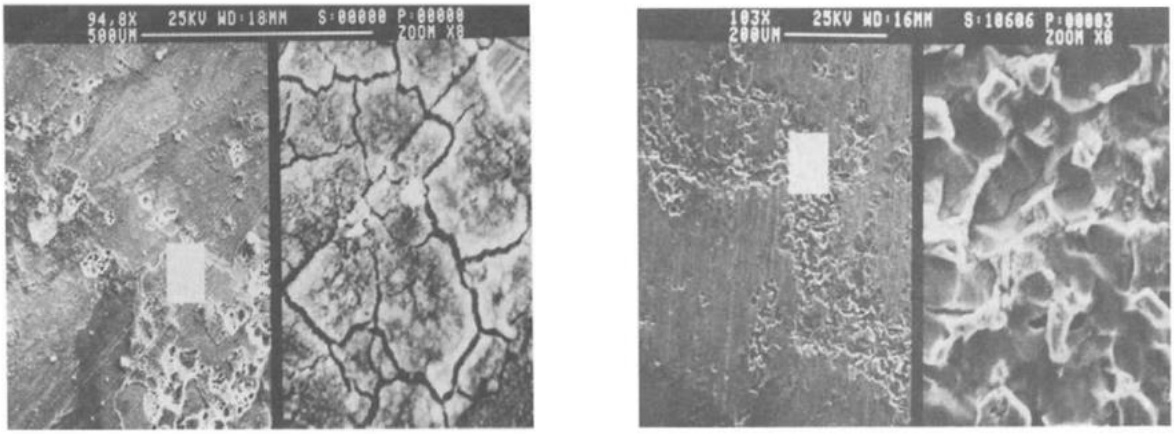



圖 3.3. 5 A533 碳鋼(左) 106 碳鋼(右)於 90ºC，經過 LOMI 除污 2.5 小時候表面形貌[10]

表 3.3. 6 不同條件下材料腐蝕速率 (左：間隙試片；右：棒狀試片) [10]

Corrosion rate (μm/h) of creviced coupons in LOMI chemical reagents

| Materials | Chemical reagents | | | |
|---|---|---|---|---|
| | (1) | (2) | (3) | (4) |
| Alloy 600 | Neg. | 0.0017 | 0.0011 | 0.0039 |
| 316L | Neg. | Neg. | Neg. | Neg. |
| 304 (S.A.) | 0.0162 | 0.0549 | 0.0381 | 0.0353 |
| 304 (S.T.) | 0.0258 | 0.0431 | 0.0330 | 0.0364 |
| A508 | 0.4609 | 0.7459 | 1.3933 | 2.0177 |
| A533 | 0.8652 | 0.8221 | 1.7136 | 1.7136 |
| 106 | 0.4302 | 0.5085 | 0.5445 | 0.8289 |

Neg. = negligible, S.A. = solution annealed, S.T. = sensitization

Corrosion rate (μm/h) of rod coupons in LOMI chemical reagents

| Materials | Chemical reagents | | | |
|---|---|---|---|---|
| | (1) | (2) | (3) | (4) |
| Alloy 600 | Neg. | 0.0011 | 0.0011 | 0.0028 |
| 304 (S.A.) | 0.0034 | – | – | – |
| 304 (S.T.) | 0.0078 | – | – | – |
| A508 | 0.1098 | 0.2094 | 0.5107 | 0.9156 |
| A533 | 0.1982 | 0.2274 | 0.3724 | 0.9156 |

Neg. = negligible, S.A. = solution annealed, S.T. = sensitization

傳統的 LOMI 方法並不適用於 PWR 的氧化物，由於與吡啶甲酸複合之 V(III)/V(II)的還原電位為 -0.41 $V_{SHE}$ ，幾乎和沒有複合的 Cr(II)/Cr(III)在水環境中的還原電位相同，釩沒有足夠的還原電位使 $Cr^{3+}$還原為 $Cr^{2+}$。解決方案為在 LOMI 步驟之前進行預氧化，已提出的幾種解決方案，包含高錳酸鹽/檸檬酸、草酸（CITROX）、NP-LOMI（NP：硝酸 nitric acid 與高錳酸鉀 potassium permanganate）和 AP-NP-LOMI（NP 之後加入 AP (alkaline permanganate, 鹼性高錳酸鹽)）等方法，以除去系統中富鉻氧化物。

✓ DFD(Decontamination for Decommissioning)

EPRI 以 LOMI 法為基礎，發展 DFD 除役化學除污程序，希望能夠以緩慢溶解且均勻的去除基材與覆蓋其上的受污染氧化層，以稀釋氟硼酸為基礎藥劑，並控制氧化電位進行除污。因 300 系列不銹

鋼並不會溶於稀釋氟硼酸，而增加溶液氧化電位可以使得基材產生溶解，因基材會快速產生富鉻氧化物，且鉻是以 Cr(III)存在，當電位提高而使得氧化膜變得不穩定而形成可溶的 Cr(VI)。高錳酸鉀是一種常見用於去污過程的氧化劑，作為 DFD 的氧化劑非常有效。使用相當小的濃度，像是 100ppm 或更低是有效的。不銹鋼隨著濃度高達約 100ppm 的高錳酸鹽，腐蝕速率呈線性增加，濃度越高效果越好。以陽離子交換樹脂將溶劑內的活性物質移除，並還原溶劑除污能力，氟硼酸可有效溶解矽鋁化合物，除污完畢後再以陰離子樹脂移除藥劑中的氟硼酸，應用 DFD 程序可降低電廠除役作業人員輻射劑量及降低廢棄物處理成本，同時有助於避免組件切割作業過程 α 粒子逸散[11]。

DFD 程序目前授權至六個公司[12]，有五個實際案例[11]，如下表 3.3. 7 所示

- Dresden (RWCU 再生式熱交換器，1997 年)
- Trojan (Holdup Tank 及再生式熱交換器，1998 年)
- Maine Yankee (全系統化學除污，1998 年)
- Big Rock Point (全系統化學除污，1998 年)
- Zorita (全系統化學除污，2006 年)

表 3.3. 7 採用 DFD 除污程序之實際案例[12]

| Plant | Type | System Decontaminated | Average DF | Activity Removal |
|---|---|---|---|---|
| Dresden | BWR | RWCU Heat Exchanger | >50 Some of the HEX were Free Released | >98% |
| Trojan | PWR | Trojan-Hold Up Tanks and RWCU Heat Exchangers | 66 | 98.5% |
| Big Rock Point | BWR | Full System | 27 | 96.3% |
| Maine Yankee | PWR | Full Loop | Overall DF=31<br>Piping DF= 89 | 96.8%<br>97.9% |
| Zorita | PWR | Full System | RCS = 29.4<br>Aux.Sys=33.1 | 96.6%<br>97% |

由於處理受污染的二次廢棄物-離子交換樹脂的不易，EPRI 開發出加強型 DFD 程序，為 EPRI DFDX，以金屬電極取代離子交換樹脂，以電化學離子交換作用吸附活性物質，能夠大幅降低二次廢料產生，並更進一步的發展出 ELOMIX (LOMI Electrochemical Ion Exchange)，開發出電化學離子交換樹脂，並將離子交換吸附的金屬離子轉換為金屬粒子，在上述的 Dresden 電廠與 River Bend BWR 電廠中使用，雖然效果顯著，但由於電力需求高，經濟效益差，仍未與 LOMI 程序一同完整實施[12] 。

2.2.1 LOMI 實際案例

其中一個使用LOMI方法的案例為美國Browns Ferry電廠(BWR)一號機[13]，此電廠在關閉17年後，重新啟動使用，並使用了LOMI、NP-LOMI和NP-CITROX進行除污。LOMI方法也使用在Monticello電廠(BWR)[14]，並且效果顯著，在兩次循環系統後，除污因子能夠達到4－60。此外，經過LOMI與NP-LOMI之後的例子為Winfrith電廠(BWR)，在使用LOMI或NP-LOMI方法除污之後，Inconel600、304不銹鋼、Zr-4合金在主冷卻水迴路中暴露75天，在不鏽鋼上可以觀察到好的除污效果，但在鎳基合金上

效果並不顯著。在暴露148天之後，便觀察到再污染的狀況，不銹鋼的再污染使之達到除污前的水平，僅用LOMI處理的材料則超過了除污前的水平。因此能夠了解這些除污技術對不銹鋼表面除污僅提供臨時補救措施，輻射劑量率隨著氧化層的生長恢復至除污前的水準。

**2.3 CITROX** (Citric and Oxalic acids)

此方法由 Westinghouse 開發，CITROX 方法在許多文獻被歸類於"LOMI family"中。其實 CITROX 的發展不同於傳統的 LOMI 步驟，但具有相當類似的製程參數。通常 CITROX 方法還是包含用高錳酸鹽溶液預處理表面步驟：AP (alkaline permanganate) 或是 NP (nitric acid and potassium)。

工作條件：

- 溫度：80ºC；
- 溶液成分：有機螯合劑和酸類（2.5 wt%草酸、5wt%檸檬酸二銨和 2 wt%硝酸鐵）的組合；
- 持續時間：8 小時。

AP 溶液的典型組成是 10 wt%的氫氧化鈉和 3 wt%的鉀高錳酸鹽，此步驟去除了大部分 $^{51}Cr$ 以及少量 $^{54}Mn$、$^{60}Co$，$^{58}Co$ 和 $^{59}Fe$，溶液通常在 90°C下使用 4 小時。在 AP 之後，表面使用聯氨沖洗，繼續漂洗直至漂洗液的 pH 值降至 10 以下，以確認 AP 溶液清除乾淨，否則會與 CITROX 方法中的化學物質發生反應，降低去污效果，CITROX 方法結束後，會使用硼酸沖洗，硼酸如含放射性物質，一般經由樹脂吸附去除放射性，即可成為一般化學廢棄物，不會成為二次廢棄物。

CITROX 為含有有機螯合劑和酸類的組合，有機酸溶解並複合腐蝕產物，螯合劑則與腐蝕產物結合。當使用 CITROX 使用在碳鋼系統上時，還可能加入 0.1 wt%的二乙基硫脲(Diethylthiourea)作為腐蝕抑制劑，硝酸鐵也有可能當作腐蝕抑制劑，以防止碳鋼表面的孔蝕。草酸與檸檬酸二銨的濃度比必須小於或等於 0.5 以抑制二次膜的形成，因檸檬酸根離子能夠與鐵複合，抑制草酸鹽沉澱的形成，而沉積層的形成可能干擾之後的檢查[15]。

在AP CITROX過程中，去污溶液的流速會影響去污效果[16]。在匈牙利進行的研究表明，通過將流速從0.5 m/s增加到接近3 m/s的值，該方法的效率顯著增加，另一方面，在不銹鋼表面的再鈍化過程中，應盡可能的保持低流速。如使用稀釋的溶液，造成多步驟處理程序，也可能導致不銹鋼IGSCC抗蝕能力下降。對於Zn添加的BWR，不銹鋼除污效果有限。

AP-CITROX在1993-2001年曾經使用於Paks Nuclear Power Plant，主要針對再循環管路及蒸汽產生器進行除污。

- ✓ **OPG-AP-CITROX**

另外一種改良的CITROX方法為OPG-AP-CITROX，主要為了三哩島事故後續的化學除污所開發。OPG溶劑由草酸、草酸鈉、葡萄糖酸、葡萄糖酸鈉和硼酸組成，並在過氧化氫存在時使用。葡萄糖酸鈉 - 葡萄糖酸溶液組合做為緩衝溶液並防止在存在大金屬表面的系統中過氧化氫的分解，並增加溶劑的複合能力，此法已成功用於回復已遭鈾燃料污染的系統中。OPG-AP-CITROX方法在40 ºC的濃縮形式或80-95 ºC的稀釋形式下進行測試，在這兩種條件下，效率沒有明顯的差異。然而稀釋形式下的廢物處理成本較低，因此更具有經濟效益。OPG-AP-CITROX溶劑在三哩島典型材料上，顯示可以有效地從去除試片上放射性同位素腐蝕產物[17]。

**2.4 (AP/)CAN-DECON™**

此方法為加拿大 AECL (Atomic Energy of Canada Limited) 為了加拿大的重水反應器(CANDU-PHWRs)及之後的 BWR、PWR 所設計[18][19]，此法通常與 AP 一起使用。在 CANDU PHW 反應器中，主要氧化物 $Fe_3O_4$ 中夾雜著 Co-60 是為主要的除污目標，Co-60 會混雜在磁鐵礦中形成 $CoFe_2O_4$，$CoFe_2O_4$ 在除污過程中將會隨著磁鐵礦溶解一並去除。事實上在這層氧化物中，Co 的含量很低，因此至今都以除掉純 $Fe_3O_4$ 為目標[20]。CAN-DECON 特點為

1. 低濃度試劑可最小化腐蝕與最小化重水的 downgrading
2. 試劑直接加入反應冷卻劑(reactor coolant)，系統不用排水與沖洗，不包含大槽(tank)
3. 反應器不必卸燃料(defuelled)，燃料將一併除污
4. 透過陰極交換樹脂再生試劑，試劑可重複使用
5. 透過陽極樹脂將試劑移除，只留下固體廢棄物。例如：離子交換樹脂跟過濾器

CAN-DECON 除污流程：

1. 關閉反應器，冷卻劑以 90°C 循環持溫。
2. 使用 mixed bed ion exchange resin 進行冷卻劑的淨化，例如：移除添加物 Li(為例行化學控制)中和冷卻劑。同時，架設臨時注入除污試劑系統併入主迴路中。
3. 加入少量的除污試劑，約　0.05~0.1wt%。在 CANDU 反應器是直接將試劑加入主要熱交換器的重水中，使冷卻劑變為除污試劑。
4. 化學試劑在系統中循環，持續對組件表面進行除污，溶解出 Fe 和 Co 將透過陰極交換樹脂移除，使試劑再生。顆粒物質將由過濾移除，約有 30~50%的活度可由過濾器移除。
5. 再生試劑繼續循環除污
6. 透過陽極交換樹脂移除試劑
7. 儲存固態放射性廢棄物
8. 重啟反應器（除役電廠不進行此步驟）

工作條件：

- 溫度：85-125 $^oC$；
- LND101A 濃度：0.1- 0.2 wt% ；
- pH＝ 2.7-2.8；
- 持續時間：24－36 小時。

反應式：

$Fe_3O_4$ 溶解路徑：

1. 簡單氧化物溶解反應：
   $Fe_3O_4+8H^+ \rightarrow 2Fe^{3+}+Fe^{2+}+4H_2O$ 反應速率緩慢
2. 基本金屬溶解：
   $Fe \rightarrow Fe^{2+}+2e^-$　反應速率隨時間增加
3. 電子催化氧化物溶解反應：
   $Fe_3O_4+8H^++2e^- \rightarrow 3Fe^{2+}+4H_2O$ 反應速率很快
4. 質子還原反應：
   $2H^++2e^- \rightarrow H_2$ 反應速率隨時間增加

反應式 1 為簡單氧化物溶解反應，反應緩慢，包含在濃酸溶液也是如此。一旦溶液可穿透氧化層滲入到基材時，基材將開始被溶解並產生電子，反應如反應式 2。由於電子的生成，將加速氧化層的溶解，如反應式 3。然而，反應式 2 產出的電子將會有部份跟氫離子進行還原反應，如反應式 4。

不同氧化溶解反應：

| 氧化物溶解的反應 | |
|---|---|
| Megnetite($Fe_3O_4$) | $Fe_3O_4+8H^++3Y^{4-}+2e^-\rightarrow 3Fe{:}Y^{2-}+4H_2O$ |
| Nickel Ferrite($NiOFe_2O_3$) | $NiOFe_2O_3+8H^++3Y^4+2e^-\rightarrow 2Fe{:}Y^{2-}+Ni{:}Y^{2-}+4H_2O$ |
| Hematite($Fe_2O_3$) | $Fe_2O_3+6H^++2Y^{4-}+2e^-\rightarrow 2Fe{:}Y^{2-}+3H_2O$ |

有機螯合試劑與鐵離子反應：

當加入有機螯合試劑，此酸將解離出 $H^+$和螯合離子 $Y^-$，之後螯合離子 $Y^-$與 $Fe^{2+}$結合。反應是如下:

1. $HmY \rightleftarrows mH^++Y^{-m}$
2. $Fe_3O_4+8H^++2e^-\rightarrow 3Fe^{2+}+4H_2O$
3. $Fe^{2+}+Y^{-m}\rightarrow Fe{:}Y^{2-m}$

再生試劑反應：

以陽離子樹脂分離金屬與有機螯合劑，並留下金屬將酸液與有機螯合劑重複使用，在陽離子樹脂的再生試劑反應如下：

$Fe{:}Y2^{-m}+2H{:}R\rightarrow Fe{:}R_2+2H^++Y^{-m}$

還原與氧化試劑適合溶解的氧化物：

還原試劑適用於無鉻的氧化層。反之，氧化試劑將適用於含鉻的氧化層。由於在還原環境下，鉻以 $Cr^{3+}$的形式存在，容易與鐵形成尖晶石結構的 $FeOCr_2O_3$，此含有鉻的氧化物是相當難溶解的。若要溶解鉻需將鉻先氧化成正六價態才好溶解，方法為 AP-CITROX，AP-CITROX 利用鹼性過錳酸鹽去氧化與溶解鉻，以及檸檬酸與草酸混合溶液去溶解 $Fe_3O_4$ 與 $Fe_2NiO_4$ 等[20]。

| 還原與氧化試劑適合溶解的氧化物 | |
|---|---|
| 無鉻氧化物（$Fe_2O_3$、$Fe_3O_4$、$NiOFe_2O_3$、$CoOFe_2O_3$） | 可用「還原試劑」溶解<br>無法用「氧化試劑」溶解 |
| 含鉻氧化物（$Cr_3O_2$、$FeOCr_2O_3$、$NiOCr_2O_3$） | 可用「氧化試劑」溶解<br>無法用「還原試劑」溶解 |

缺點：

由於使用的低濃度有機酸，溶解 BWR crud 的速率緩慢，而 PWR 的氧化層則幾乎無法溶解。

此外，可以加入 50-500 ppm 的鐵離子和其他的化學物質當作腐蝕抑制劑。此方法的關鍵在於除污用化學物質 LND101A，其成分為螯合劑 EDTA、檸檬酸與草酸(莫耳比 2:1:1)[21]，許多針對此方法結構材料 IGA 與 IGSCC 的腐蝕敏感程度的研究，根據測試結果，此法對於 BWR 系統的均勻腐蝕的貢獻並不明顯，碳鋼則最為敏感。此方法並未提高未敏化的試片(特別是 304 不鏽鋼)對於 IGSCC 的敏感度，但對於敏化後的 BWR 材料試片，在溶劑沒有加入鐵離子的情況下，500 小時測試之後，可

以發現明顯 IGSCC 的增加。例如：例如：在台灣的馬鞍山電廠[20]發現 304 敏化不鏽鋼在經過四個步驟的 AP-CAN-DECON 方法之後，觀察到了 IGA 的情形，後續在章節 2.4.1 將針對此案例有更詳細的解說。在 50-80ppm 鐵離子的條件下，BWR、PWR 皆未發現 IGA 的證據，因此可以知道鐵離子存在之必要性[18][19]。

✓ **(AP/)CAN-DEREM$^{TM}$ Canadian Decontamination and Remediation process**

此改良方法包含以下幾個步驟，將氧化鐵溶解在當作螯合劑的有機酸中（檸檬酸+EDTA），接著使用氧化的鹼性過錳酸氧化並溶解鉻，接著使用稀釋的草酸沖洗（AP 步驟），此方法與 CAN-DECON$^{TM}$ 的主要差異在於其溶液中不含被視為會提高 IGA/IGSCC 敏感度的草酸。此外，CAN-DEREM 的操作溫度將高於 100 $^{o}$C。以上兩種方法在 CANDUs 的全部系統以及 BWR/PWR 的次系統中約 40 次。

2.4.1 CAN-DECONTM 實際案例[21]

台灣-馬鞍山電廠於 1992 年開始，使用四步驟得 AP-CAN-DECON 進行除污以降低輻射劑量，包含氧化步驟 AP /還原步驟 CAN-DECON。主要進行除污為二號機組，Model 93A01 的反應器冷卻水泵(RCP, Reactor coolant pump)，除此之外，也將其他使用碳鋼(A508、A533)、不鏽鋼(敏化及 As-received)、600 合金、鑄造不鏽鋼(CF-8)的組件，放置在除污水槽裡，進行模擬，以測量腐蝕速率。完整程序大約花費 70.5 小時來完成，RCP 總共暴露在除污化學溶液中約 22.5 小時，除污時溫度維持在 80$^{o}$C。實驗結果如下圖 3.3. 6，在 AP 步驟主要移除 Cr，而在 CAN-DECON 步驟主要移除 Fe，在這四步驟的除污過程中，總共移除了 355 克的金屬(504 克的氧化物)。下圖 3.3. 7，呈現在各個步驟中，放射性核種移除的量，在 AP 步驟中，主要移除 $^{51}$Cr，在 CAN-DECON 步驟中，主要移除 $^{58}$Co 及 $^{60}$Co，此四個步驟中，總共從 RCP 移除 3792 mCi 的活化物。

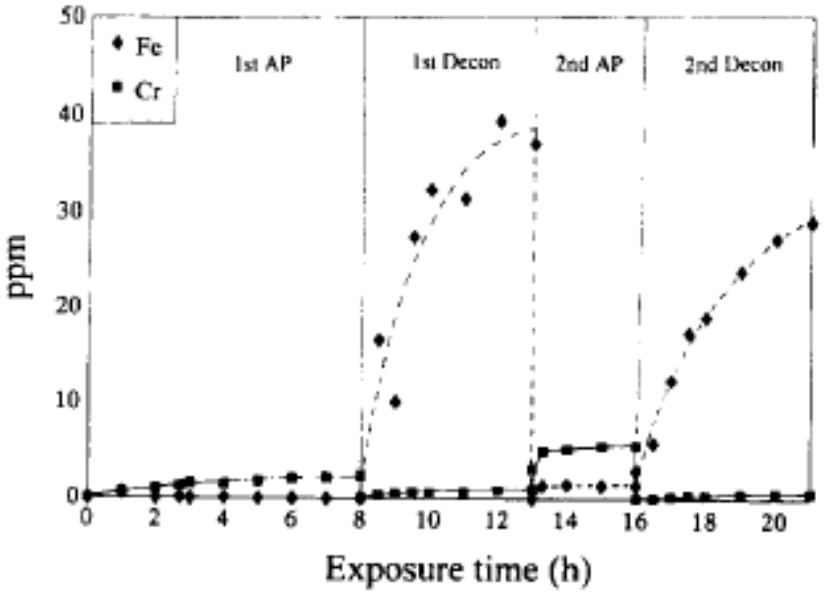



圖 3.3. 6 金屬移除量與暴露時間的關係[21]

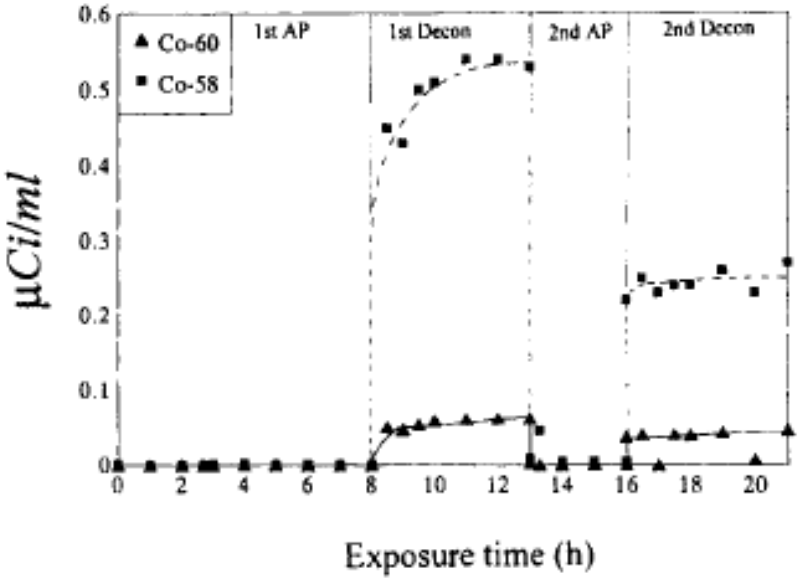



圖 3.3. 7 放射性物質移除量與時間的關係[21]

根據此文獻結果指出，在第一、二的除污步驟中，主要移除的活化物為 $^{58}$Co 而非 $^{60}$Co，此結果與過往的結果相牴觸，$^{60}$Co 應為長期運轉的 PWR 反應器中主要的輻射來源，雖然在初期 $^{58}$Co 同樣也是相當重要的輻射來源，但是隨著運轉的時間拉長，約 2 個 EFPY (Effective full power year)之後，有 75%的來源是來自 $^{60}$Co(Bergmann et al., 1982, 1986)，因其有較長的半衰期。

$^{59}$Co 為自然界中 Co 唯一的同位素，吸收中子後，變為 $^{60}$Co，$^{58}$Co 則來自受到中子衝擊後的 $^{58}$Ni，

$$^{59}Co+n \rightarrow {}^{60}Co+\gamma \ (T_{1/2}=5.23 \text{ years})$$

$$^{58}Ni+n \rightarrow {}^{58}Co+p \ (T_{1/2}=70.8 \text{ days})$$

造成 $^{58}$Co 輻射劑量有較高的原因為清除的腐蝕產物中含有 Ni，Ni 為合金中的重要元素，特別是在蒸汽產生器的管件中(猜測指的是與主迴路熱交換管的部分)。其產生的腐蝕產物在燃料棒表面沉積，與中子作用後轉換為 $^{58}$Co，接著經過水循環中沉積至 RCP，因此在 $^{58}$Co 半衰期之前，由 $^{58}$Co 主導。

除污步驟結束後，五個量測點所偵測到的除污因子經過計算後為 2.9，若只考慮下半部的轉動葉片擴散器及泵葉輪平均除污因子為 3.6，上半部所偵測到的除污因子(1.7)較小，由於在此區域，除污的溶液為噴灑的形式。

表 3.3. 8 為此研究之各材料之腐蝕速率與過往文獻之比較，可以發現碳鋼之腐蝕速率高於其他材料與文獻的腐蝕速率，經過除污之後，測試的試片呈現不同的表面結果，在 600 合金與 stellite-6 合金上能夠發現次要的表面攻擊(Minor Surface Attack)，而在 As-received 和敏化的 304 不鏽鋼、鑄鐵不鏽鋼試片上，能夠發現特定區域的腐蝕。整體而言，金屬表面上能夠觀察到許多特定區域的腐蝕，而在 304 不鏽鋼上的 IGA 則需要特別關注，A508 與 A533 碳鋼則受到相當嚴重的均勻腐蝕，其腐蝕產物遍布在金屬表面，此亦為碳鋼有高的暴露率及污染程度，其腐蝕產物承擔了較多的輻射劑量並且呈現較高的活度。在敏化 304 不鏽鋼上發現的沿晶攻擊，有造成沿晶應力腐蝕龜裂的風險。

表 3.3. 8 不同材料試片除污後的腐蝕速率

| Materials | Corrosion rate ($\mu$m h$^{-1}$) | |
|---|---|---|
| | This study | Literature[a] |
| A508 carbon steel | 1.59 | Range, 0.2–5.5<br>Average, 1.0 |
| A533 carbon steel | 1.14 | |
| As-received 304 ss | 0.0028 | Range, 0–0.17<br>Average, 0.01 |
| Sensitized 304 ss | 0.0072 | |
| Alloy 600 | 0.0017 | Range, 0–0.04<br>Average, <0.01 |
| Casting stainless steel (CF-8) | 0.0083 | |
| Stellite-6 | 0.0012 | 0.001 |

[a] Michalko et al. (1985).

**2.5 主要化學除污方法的比較**

LOMI，Can-Decon / CANDEREM 和 CORD / CORD UV 為近十來最重要的化學除污方法，

表 3.3. 9 為三種主要除污方法之比較，由於化學物質的濃度較低，加上含有氧化物的 Cr 含量較高(特別是在 PWR 與 WWER 環境)，表中的方法皆需要三次以上的循環，才能完成除污。以化學觀點來看，主要的差異在於，LOMI 與 CAN-DECONTM 使用較複雜的化學物質，而 HP/CORD 只使用草酸，如表 3.3. 10，針對 PWR 的除污進行比較，可以發現，

- ✓ HP/CORD UV 中使用過錳酸的預氧化為較進步的技術，而另外兩者之 AP 預氧化則在某種程度上存在問題，造成尋找更好的預氧化步驟時，成本上升。
- ✓ 比較 LOMI 與 CAN-DECON$^{TM}$ 在應用於 BWR 燃料與爐心材料上時，LOMI 所造成的均勻腐蝕較低，且沒有 IGA 與孔蝕的發生、IGSCC 的敏感性沒有上升、也沒有發生間隙腐蝕的現象，根據表 3.3. 11 的測試結果，也能夠統整出這樣的結論。
- ✓ CAN-DECON$^{TM}$，在間隙的試片上會發現淺的孔蝕，在某些研究上，此方法在不銹鋼及使用 Inconel X-750 製造的燃料束組件上能夠發現沿 IGA 的現象。

EPRI 針對 Quad Cities Nuclear Station 的兩組除污後的燃料組件與第三組控制組件送至維吉尼亞林奇堡的 B W 熱室，三個組件進行部分拆解，部分進行氧化膜量測與目視檢查，部分進行破壞性檢測以尋找化學除污可能造成的影響。AP-LOMI 程序去除了在 BWR bundle & channel 間的 CRUD，AP-CAN-DECON 則是去除了大部分的 CRUD，但是在 bundle 的中間區域留下薄薄一層。鋯-2 燃料與水棒，以及鋯-4 通道與墊片都沒因化學除污程序造成損害。鋯合金表面依然有一層氧化鋯層。AP-LOMI 並未損壞 X-750 合金製成的 fuel rod expansion springs, spacer lantern springs 或是 channel finger spring[23]。

這三種主要的除污方法，有些可以適用於封閉系統(Closed system)，如反應器主冷卻水迴路的全系統除污或是封閉迴路的部分除污，有些則是適用於開放系統(Open system)。如下所述:

- ✓ CORD: Closed system 或 Open system 皆可。
- ✓ CAN-DECON/CAN-DEREM: Open system。
- ✓ LOMI for BWR: Closed system。
- ✓ AP/NP+LOMI for PWR: Closed system。

表 3.3. 9 LOMI、CAN-DECON、HP/CORD UV 方法之比較[3]

| | 優缺點比較 | | |
|---|---|---|---|
| 方法 | LOMI | CAN-DECON | HP/CORD UV |
| DFs | 如為 $Fe_3O_4$，則有高 DFs | 普通 DFs | 普通 DFs |
| 沉澱物 | | 不會有草酸鹽沉澱 | 可能有草酸鹽的形成 |
| 事前步驟 | 溶液必須除氧，有應用上的風險，造成設備成本上升 | 沒有先進的預氧化步驟 | 較進步、具有專利的預氧化步驟 |
| 主要使用國家/地區 | 美國 | 加拿大、美國 | 歐洲、日本 |
| 廢棄物體積 | 體積大 | 預氧化步驟造成之廢棄物體積大 | 體積小 |
| 缺點 | - 如使用較多的 AP，則會使 $MnO_2$ 產生。<br>- 主要使用的化學物質價格高。 | - 可能會有$MnO_2$形成。<br>- 如果沒有加入鐵離子，會有使IGA敏感性提高的問題 | 可能受專利限制、過錳酸鉀貯存及運送上的困難 |

表 3.3. 10 除污步驟之描述[3]

| PWR 除污 | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| Process | LOMI | | CAN-DECON | | HP/CORD UV | |
| | 步驟 | 溶液 | 步驟 | 溶液 | 步驟 | 溶液 |
| 預氧化 | **AP-氧化**<br>-$KMnO_4$<br>**NP**<br>-$HNO_3$+$KMnO_4$<br>-循環<br>-排出或進入過渡期 | **AP**<br>$MnO_4^-$ 、<br>$K^+$、<br>$HCrO4^-$<br>**NP**<br>(+ $NO_3^-$) | AP Oxidation<br>-注入$KMnO_4$<br>-循環<br>-排出或進入過渡期 | $MnO_4^-$<br>$K^+$<br>$HCrO4^-$ | HP Oxidation<br>-注入$HMnO_4$<br>-循環 | $MnO_4^-$<br>$HCrO4^-$ |
| 過渡期 | 注入$H_2C_2O_4$<br>-循環<br>-排出 或<br>離子交換 | $C_2O_4^{2-}$<br>$Cr^{3+}$ | 注入$H_2C_2O_4$<br>-循環<br>-排出 或<br>-離子交換 | $C_2O_4^{2-}$<br>$Cr^{3+}$ | | |
| 除污步驟 | $V^{II}(pic)^{3-}$ 注入 | $V^{II}(pic)^{3-}$<br>$Fe^{II}(pic)^{3-}$ | -EDTA<br>-Citric acid | $EDTA^{4-}$<br>$C_3H_5O(COO)_3^{3-}$ | CORD® decontamination:<br>-注入$H_2C_2O_4$<br>-循環<br>-離子交換 | $C_2O_4^{2-}$<br>$Cr^{3+}$ |

| | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | (Activity $Ni^{2+}$, $Mn^{2+}$,$Fe^{2+}$) | |
| 清潔 | •排放<br>•中期貯存<br>•離子交換 | | •排放至廢液<br>•中期貯存<br>•離子交換 | | UV 分解<br>•注入$H_2O_2$<br>•循環<br>•離子交換<br>(Cr3+) | |

表 3.3. 11 各類材料於不同除污方法下的測試[8]

| Decon reagent | Test method | Materials | Water chemistry | Results | Corrosion | Reporting organisation |
|---|---|---|---|---|---|---|
| Can-Decon (Nutek L-106, LND-101) | Tube test | 304 SS | BWR (DO: 8ppm) | No acceleration on propagation rate of existing crack | 50μm IGA was observed on sensitised 304 SS. | London Nuclear Ltd. [85EPR] |
| Can-Decon (LND-101A) | SSRT | 304 SS | BWR (DO: 0.2ppm) | No effect on SCC susceptibility in 100 h decon, but 500 h decon. Increased on sensitised 304 SS. | No description | Ontario Hydro [85EPR1] |
| Can-Decon (LND-104, LND-101A) | Double U-bend 4-point-supporting bend test | 304SS, Inconel 600 | PWR (DH: >3ppm) | No susceptibility increase to SCC | Pitting on 304 SS and 1.5μm IGA symptom on Inconel 600 | London Nuclear Ltd. [85EPR2] |
| Can-Decon (LND-104) | SSRT | 304SS, Inconel 600 | PWR (DH: >3ppm) | No susceptibility increase to SCC | No IGA | London Nuclear Ltd. [85EPR3] |
| Can-Decon, LOMI | SSRT Stress beam Test | 304SS, Low alloy steel, (SA533B) Inconel 600 | BWR (DO: 0.2ppm) | Can-Decon increased 304SS SCC susceptibility. No effect with LOMI | Can-Decon caused 200μm IGA on 304SS and 100μm IGA on Inconel 600. No IGA with LOMI. | G.E. [86EPR] |
| PNS-Citrox | SSRT | 304SS, Low alloy steel, (SA533B) Inconel 600 | BWR (DO: 0.2ppm) | Sensitized 304SS increased susceptibility to SCC in some cases. | 80μm IGA on 304SS and 60μm IGA on Inconel 600 | G.E. [86EPR1] |
| LOMI, Can-Decon PNS-Citrox | SSRT Stress beam Test | 304SS, Inconel 600 | BWR (DO: 0.2ppm) | Can-Decon and PNS-Citrox increased susceptibility of sensitised 304SS to SCC | IGA were observed as the same extent as the above two columns | G.E. [86Man] |
| LOMI | Tube test Crack growth rate measurement | 304 SS 316 NG SS | BWR (DO: 0.2ppm) | No susceptibility increase to SCC | No description | G.E. [86Man] |
| Can-Decon (LND-101A) | SSRT | 304SS | BWR (DO: 0.2ppm) | No susceptibility increase to SCC | Slight IGA symptom was detected in some cases | G.E. [86Man] |

**2.6 化學除污方法應用於電廠實例**

表 3.3. 10 列出在美國電廠，針對組件或是次系統污染除污的例子，是採用低濃度的化學除污法，約有 70 個案例，也說明在運轉中的 BWR 與 PWR 為降低職業暴露，採用化學除污是普遍的作法，針對不同位置組件可能採用的化學除污種類，一般來說會配合 BWR 管路檢查、維修或是更新[22]。

表 3.3. 12 化學除污實際應用的美國電廠(至 1987 年止)[22]

| Plant Name | Type | Regeant | System Decontaminated |
|---|---|---|---|
| BRUNSWICK 2 | BWR | CANDECON | AX Steam Cndnsate Pipe |
| VERMONT YANKEE | BWR | CANDECON | RWCU |
| BRUNSWICK-2 | BWR | CANDECON | RWCU |
| NINE MILE POINT 1 | BWR | CANDECON/AP/CANDECON | Recirc Pump (5) 3 Step |
| BRUNSWICK-1 | BWR | CANDECON | RWCU |
| VERMONT YANKEE | BWR | CANDECON | RWCU |
| HATCH-2 | BWR | CANDECON | RWCU |
| SURRY 1 | PWR | CANDECON | Cld Leg Retire Stm Gen |
| NINE MILE POINT 1 | BWR | CAN DE CON | Recirc Pumps 13 & 15 |
| NINE MILE POINT 1 | BWR | CANDECON | Recirc System Phas 2 |
| NINE MILE POINT 1 | BWR | CAN DE CON | Recirc System Phas 3 |
| PLANT HATCH 1 | BWR | CANDECON | RWCU |
| VERMONT YANKEE | BWR | CANDECON (5 STEP) | Recirculation System |
| GINNA | PWR | AP/ CANDECON | A Stm Gen Channel |
| GINNA | PWR | AP/ CANDECON | B Stm Gen Channel |
| PEACH BOTTOM 3 | BWR | CANDECON | RWCU |
| QUAD CITIES 2 | BWR | CANDECON | Recirculation System |
| DRESDEN 3 | BWR | CANDECON | Recirculation System |
| DRESDEN 3 | BWR | CANDECON | RWCU |
| PILGRIM 1 | BWR | DIL NS-1 | Recirculation System |
| MILLSTONE 1 | BWR | CANDECON | Recir System/RWCU |
| PEACH BOTTOM 2 | BWR | CANDECON | RWCU |
| QUAD CITIES 2 | BWR | CANDECON | RWCU |
| MILLSTONE-2 | PWR | OZOX-A | Stm Gen Chnl Heads |
| MONTI CE LLO | BWR | LOMI/NP/LOMI | RWCU/Recir Systems |
| PALISADES | PWR | CANDE CON | Stm Gen Chnl Heads |
| GINNA | PWR | AP/CANDECON | Rcs Pump Impellers |
| BRUNSWICK 2 | BWR | CITROX(3 STEP) | RWCU |
| QUAD CITIES 1 | BWR | CANDECON | Recirculation System |
| QUAD CITIES 1 | BWR | CANDECON | RWCU |
| PILGRIM 1 | BWR | DIL NS-1 | RWCU |
| PEACH BOTTOM 2 | BWR | CANDECON | Recirculation System |

| | | | |
|---|---|---|---|
| KORI - 1 | PWR | REMCON | Stm Gen Channel Heads |
| DRESDEN 1 | BWR | CONC NS-1 | Recirculation System |
| DRESDEN 2 | BWR | DIL NS-1 | Recirculation System |
| COOPER | BWR | CITROX/AP/CITROX | Recirculation System |
| DRESDEN 2 | BWR | DIL NS-1 | RWCU |
| MILLSTONE-2 | PWR | CITROX/AP/CITROX | Stm Gen Channel Heads |
| NINE MILE POINT 1 | BWR | LOMI | Pump Cover |
| NINE MILE POINT 1 | BWR | CANDECON | Pump Covers |
| INDIAN POINT 3 | PWR | NP/AP/LOMI | Stm Gen Channel Heads |
| VERMONT YANKEE | BWR | CITROX/AP/CITROX | Rx Coolant System |
| VERMONT YANKEE | BWR | CITROX | RWCU |
| DRESDEN-3 | BWR | LOMI | RWCU |
| DRESDEN- 3 | BWR | LOMI/ LOMI | Rx Coolant System |
| BRUNSWICK 2 | BWR | CITROX/AP/CITROX | Recirculation System |
| CONNECTICUT YANKEE | PWR | AP/NP/CANDECON | #1 Steam Gen Cold Leg |
| CONNECTICUT YANKEE | PWR | AP/NP/CANDECON | #2 Steam Gen Hot Leg |
| CONNECTICUT YANKEE | PWR | AP/NP/CANDECON | #2 Steam Gen Cold Leg |
| CONNECTICUT YANKEE | PWR | AP/NP/CANDECON | #1 Steam Gen Hot Leg |
| BRUNSWICK-2 | BWR | CITROX | RWCU |
| QUAD CITIES-1 | BWR | LOMI | RWCU |
| QUAD CITIES-1 | BWR | LOMI/NP/LOMI | Recirculation System |
| QUAD CITIES | BWR | LOMI | Fuel Assembly |
| QUAD CITIES | BWR | AP/CANDECON | Fuel Assembly |
| OYSTER CREEK | BWR | LOMI | Recirculation System |
| ROBINSON 2 | PWR | AP/NP/LOMI | Reactor Coolant Pump |
| BROWNS FERRY 3 | BWR | NS-1 | Rwcu Pump 3a |
| BROWNS FERRY 3 | BWR | CITROX | Rwcu Pump 3b |
| BROWNS FERRY 2 | BWR | LOMI | Rwcu Pump 2a |
| BROWNS FERRY 2 | BWR | DCD-1 | Rwcu Pump 2b |
| BROWNS FERRY 1 | BWR | CANDECON | Rwcu Pump 1b |
| BROWNS FERRY 1 | BWR | CANDECON | Rwcu Pump 1a |
| BROWNS FERRY 1 | BWR | NP/LOMI | Rwcu Pump 1a |
| BROWNS FERRY 1 | BWR | NP/LOMI | Rwcu Pump 1b |
| SURRY | PWR | CANDECON | Evaporator |
| QUAD CITIES 2 | BWR | LOMI | Recirculation System |
| QUAD CITIES 2 | BWR | LOMI | RWCU |

| | | | |
|---|---|---|---|
| DRESDEN 2 | BWR | LOMI | Recirculation System |
| DRESDEN 2 | BWR | LOMI | RWCU |
| MAINE YANKEE | PWR | AP/LOMI | Reactor Coolant Pump |
| MILLSTONE 1 | BWR | LOMI | Recirculation System |
| PEACH BOTTOM 3 | BWR | LOMI/NP/LOMI | Recirculation Pump |
| QUAD CITIES 1 | BWR | LOMI | Recirc System & Rwcu |
| PEACH BOTTOM 3 | BWR | LOMI/NP/LOMI | RWCU |
| PEACH BOTTOM 3 | BWR | LOMI/NP/LOMI | Recirculation System |

## (三) 不銹鋼表面氧化層的結構差異對於化學除污

### 3.1 水化學對組件表面氧化層的影響

結構材料的氧化膜特性影響組件在操作條件的行為，氧化膜的結構決定了不同離子進入或是通過氧化膜的機制。並且不同操作條件的環境下，會形成不同類型的氧化膜組成。以熱力學的觀點來看，氧化物的穩定性取決於溫度、pH 值、環境的氧化還原能力、溶液中離子的類型與濃度等，受到動力學相關的因素來決定其成長速率與薄膜厚度。薄膜的成分則與薄膜/環境介面相距的距離而產生變化。在高溫下形成的氧化膜通常會包含緻密的內層氧化層與多孔性的外層氧化層，內層由細小顆粒的氧化物形成，因為在狹窄的空間中成長，外層則由鬆散堆積的較大顆粒形成，因為沒有空間限制而增長。內外氧化層的元素分佈與水環境相關($pH_T$、氫濃度、溫度等)，並與其在基材的含量有關，此外不同金屬離子的傳遞速率($Fe^{2+} > Co^{2+} > Ni^{2+} >> Cr^{3+}$)決定其在氧化層的分佈。移動速率較慢的離子傾向停留在內層結構，冷卻水流速、pH、溫度、氧化還原劑的存在影響外層氧化層的性質和行為，因此當水環境由氧化轉為還原時，外層氧化層會產生明顯變化。在氧化性的環境下，外層氧化膜結構會是α-$Fe_2O_3$(hematite)或是γ-$Fe_2O_3$(maghemite)，與水化學狀態相關。在還原性的環境下，氧化膜會轉成 magnetite 尖晶石，也可能使得內層氧化膜變成多孔層。

對於不銹鋼或是鎳基合金，雙層氧化層中較為緻密的部分主要是為富含鉻的氧化層，而碳鋼內層氧化膜主要是 magnetite。接近基材的氧化膜較不會因為操作環境的改變而發生變化，因為外層氧化層的保護，不過相比於在還原性環境下，在氧化性環境下的內層氧化膜的外部可能會含有較低的鉻含量。這是因為在高腐蝕電位下的鉻氧化速率較高。在緻密的氧化層下生成富含鉻的尖晶石則是具有較低的腐蝕速率，不銹鋼的整體腐蝕速率則是由離子傳遞經過緻密的氧化層所控制。

在沸水式反應器水環境中，所使用的 AISI 304 SS 與 AISI 316 SS，其氧化膜也具有雙層結構。一般水化學(Normal Water Chemistry, NWC)狀態下的氧化膜成分與在加氫水化學(Hydrogen Water Chemistry, HWC)狀態下不同。一般水化學的環境下，316 SS 外層氧化膜主要為γ-$Fe_2O_3$、α-$Fe_2O_3$、$NiFe_2O_4$ (或是 $Ni_xFe_{3-x}O_4$)，如果轉為加氫水化學狀態下，則是形成 $Fe_3O_4$ 與 $NiFe_2O_4$ (或是 $Ni_xFe_{3-x}O_4$)。空洞易存於外層氧化膜中，較少存在於富含鉻的內層氧化膜，如圖 3.3.8 所示。如果水中的含氧量足夠時，對 FeCrNi 合金所形成的內層氧化膜也可能有鉻匱乏的情況，因為 Cr(III)氧化成可溶性的 Cr[24]。

在壓水式反應器水環境中，不銹鋼處在還原性的環境下，表面一樣形成雙層結構，不銹鋼內層氧化膜是由鉻鐵礦 chromite($Ni_xFe_{(1-x)}Cr_2O_4$)組成，外層則是 Nickel Ferrite($Ni_xFe_{(3-x)}O_4$)，Incoloy 800 也形成相似的雙層氧化膜。鎳基合金形成的氧化膜，如 Inconel 600 與 690，形成雙層氧化膜，鉻主要存在於內層，鐵與鎳則是在外層。Inconel 合金的氧化膜並非是單純的尖晶石結構，而是固定價數的鎳與鉻形成的 $NiCr_2O_4$，鐵則是以 II 與 III 價存在形成連續的尖晶石。Inconel 690 內層氧化膜主要包含 $NiCr_2O_4$(~48%)與 NiO(~52%)，外層主要為 NiO，包含少量的 $NiFe_2O_4$。NiO 成長速率大於 Ni,Cr 尖晶

石的速率，控制氧化膜的生長速率為 NiO，除非 Cr 在 NiCr 合金的含量達到 33%。Inconel 690 比 Inconel 600 具有較高的 Cr 含量，因此內層所含的 $NiCr_2O_4$ 濃度較高，而內層的 NiO 控制腐蝕速率，相比於 Inconel 600，較低的 NiO 濃度會降低氧化膜的成長速率。但是 PWR 一次側水迴路的高溶氫濃度，讓 NiO 處在不穩定的狀態中，Schuster 等人發現，有些鎳的氧化態普遍是以 $Ni^0$ 存在，除了在氧化物與溶液界面處幾奈米外[25]。

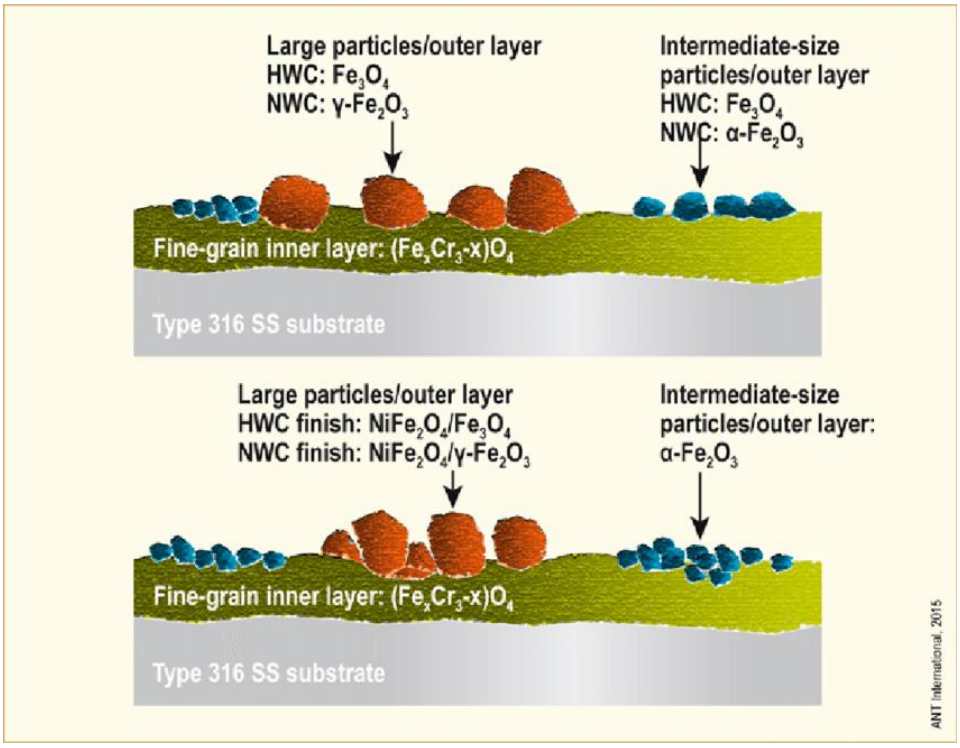



圖 3.3. 8 316 SS 在不同水化學下的氧化膜結構[24]

根據日本的 BWR 和 PWR，分析其氧化層可發現氧化層特性有極大的差異（表 3.3.13）[8]。在 BWR 氧化層中 Fe 的金屬含量為 80-90%，由於 BWR 將不銹鋼和碳鋼用於反應器冷卻系統和給水系統。PWR 使用大量的鎳基合金作為蒸汽產生器的材料。在 PWR 氧化層中 Ni 和 Cr 的金屬含量為 60-70%。BWR 氧化層在氧化水化學過程中生長，氧化層為 α-$Fe_2O_3$，$Fe_3O_4$ 和 $NiFe_2O_4$ 組成。PWR 屬於還原環境，將形成（$Ni_xFe_{3-x-y}Cr_yO_4$）型富鉻氧化物層。通常氧化物為雙層，兩層間的分界無法清楚界定。內層氧化層由基材金屬中生長出來並緊緊沉積在基材金屬表面上。外層包含燃料表面碎屑，由於主要冷卻劑的流動而在剪切應力作用下使燃料表面產生碎屑，經迴路沉積在外層氧化層。在某些特定情況下，外部超聲波振動或高壓噴水可以很容易脫離外部氧化層。

表 3.3. 13 BWR 與 PWR 所使用材料比例與生成 Crud 成分[8]

| | | | BWRs | PWRs |
|---|---|---|---|---|
| Characteristics of primary system | Primary coolant chemistry | | Oxidising | Reducing |
| | Surface area percentage of materials | | SS: 38-42 %<br>Carbon steel: 16-20 %<br>Zircaloy: 40-44 %<br>Ni-base alloy: <1 % | SS:4-6 %<br>Zircaloy: 25-28 %<br>Ni-base alloy 65-70 %<br>Other alloys <1 % |
| Crud analysis | Form | Outer layer | $Fe_3O_4$, $NiFe_2O_4$ (dominant) | $Fe_3O_4$ (dominant), $NiFe_2O_4$, $FeCr_2O_4$ |
| | | Inner layer | $Fe_3O_4$ (dominant), $\alpha$-$Fe_2O_3$, $NiFe_2O_4$, $FeCr_2O_4$ | $FeCr_2O_4$, $Fe_2CrO_4$ |
| | Metal fraction | | Fe: 80-90 %<br>Ni: 7-10 %<br>Cr: 1-10 % | Fe: 20-40 %<br>Ni: 25-60 %<br>Cr: 15-45 % |

輕水式反應器最長使用的是 304L 不銹鋼作為管件材料，要清楚知道氧化物的結構與性質，才能選出有效的除污方式，氧化物表面型態、腐蝕速率、結構與組成都是關鍵，以 VVER 的蒸汽產生器的管件為例，採用奧斯田系不銹鋼，有些試片已經 AP-CITROX 除污，有些則無，透過 SEM 的觀察，未經除污的試片表面可以觀察到較大晶體沈積(最大約為 10μm)，對於已經除污的試片，表面並無晶體沈積，僅觀察到裂縫，如圖 3.3.9 所示，氧化膜主要為γ-FeOOH、$Fe_2O_3$ 與 $Fe_3O_4$，除污後的試片，其測得的腐蝕速率明顯變高且內表面生成的氧化層更厚，如圖 3.3.10 所示，因除污後的抗腐蝕力降低，氧化膜內層是富含 Cr 與 Ni 的緻密氧化層，外層為多孔的 $Fe(OH)_3$ 或 FeOOH[26]。

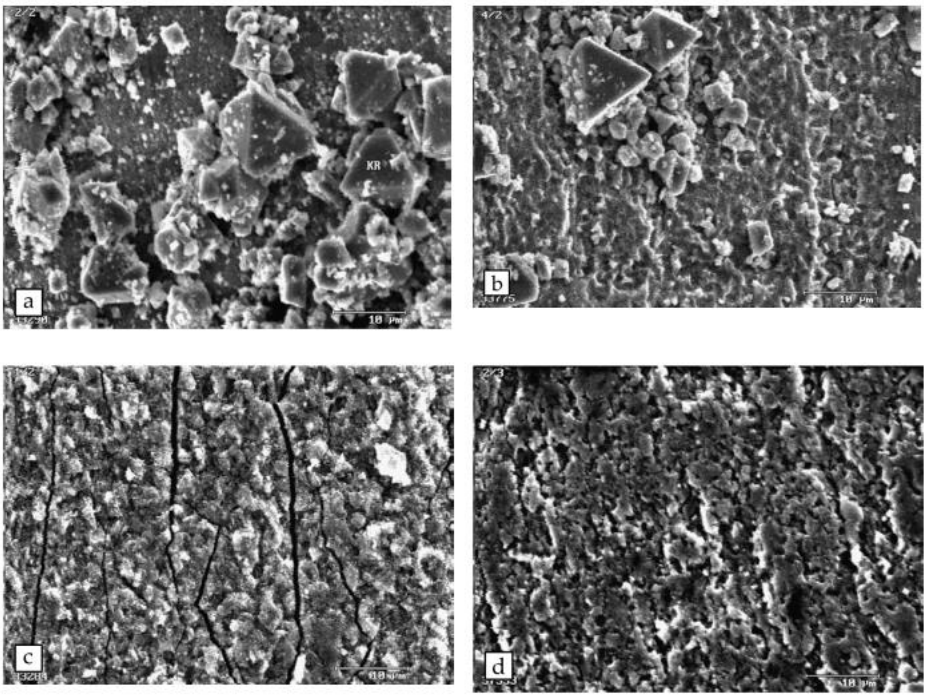



圖 3.3. 9 蒸汽產生器管件表面形成的氧化膜 SEM 圖[26]
(a)(b)無除污 (c)(d)已除污

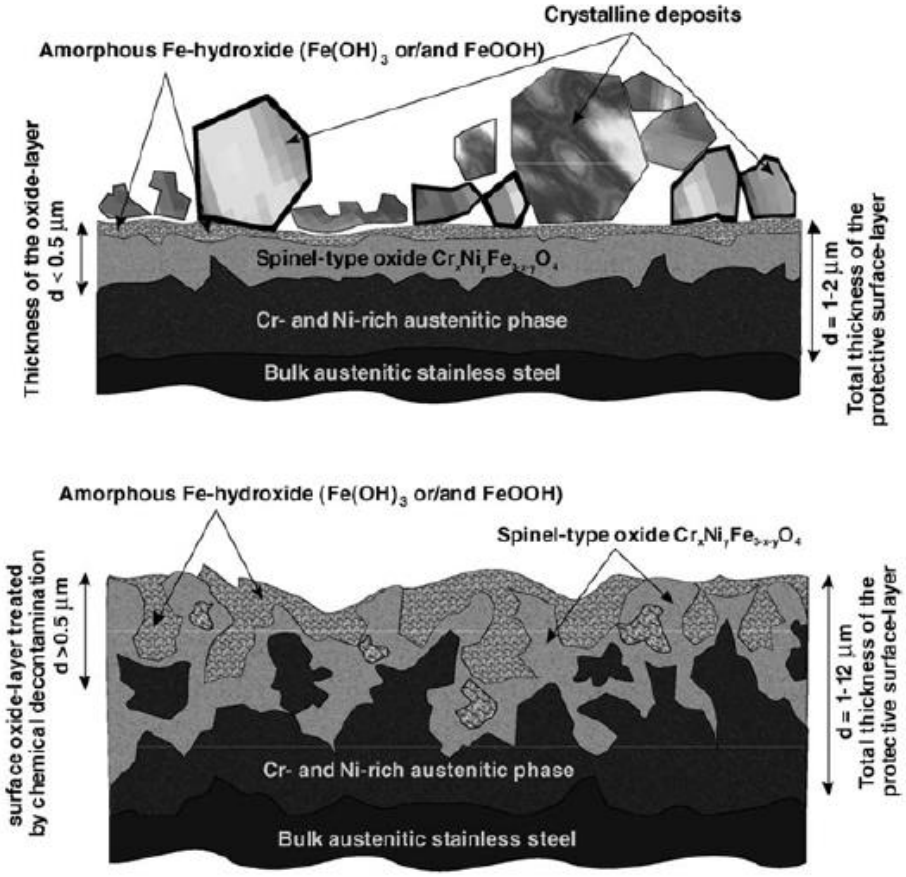



圖 3.3. 10 不銹鋼氧化膜結構圖[26]
上：未除污 下：經化學除污

為了確認在 304 不銹鋼材料中鈷污染的深度，此研究透過在高溫(561 K)高壓純水環境下進行測試，水中含有溶氧< 5 ppb 且含有 3 ppb 的非放射性鈷，用以模擬鈷的深度分佈．在經過 1000 小時的實驗測試後以 Glow Discharge Spectroscopy (GDS) 方法分析，其元素分佈如圖 3.3.11 所示．可以發現兩層氧化層，外層為含鐵量較高，內層為含鉻量較高，其中鈷的最大含量顯示在外層，這意味著如果去除外層氧化膜將可導致試片表面污染量明顯減少．

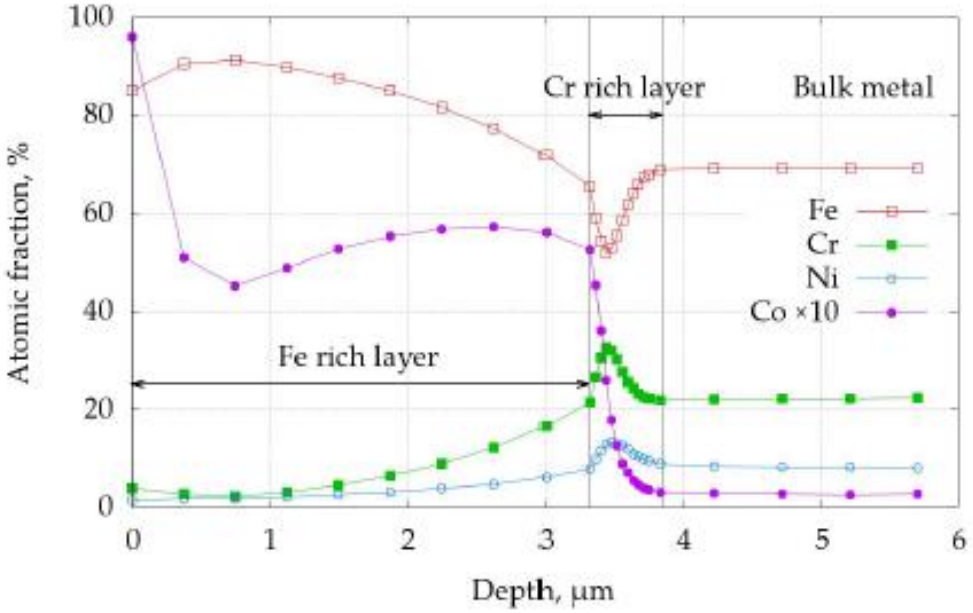



圖 3.3. 11 304 不銹鋼氧化膜的金屬元素分佈[26]

在化學除污技術中，針對生成於管件與設備表面的內層氧化物包含 $Fe^{3+}$、$Ni^{2+}$和 $Cr^{3+}$的尖晶石氧化物進行溶解，其中三價離子具低的溶解度，氧化物可分為三種解類型：

1. 還原溶解(Reducing dissolution)：含鐵的氧化物被還原劑和酸有效溶解。其反應是為：

$$Fe_2O_3 + 6\,H^+ + 2\,e^- \rightarrow 2\,Fe^{2+} + 3\,H_2O$$

$$Fe_3O_4 + 8\,H^+ + 2\,e^- \rightarrow 3\,Fe^{2+} + 4\,H_2O$$

2. 酸溶解(Acid dissolution)：酸可以溶解尖晶石氧化物，也會腐蝕基材金屬。其反應是為：

$$Fe_3O_4 + 8\,H^+ \rightarrow Fe^{2+} + 2\,Fe^{3+} + 4\,H_2O$$

$$Fe + 2H^+ \rightarrow Fe^{2+} + H_2$$

3. 氧化溶解(Oxidising dissolution):：以高錳酸根離子氧化含鉻氧化物進行溶解。其反應是為：

$$Cr_2O_3 + 2\,MnO_4^- + H_2O \rightarrow 2\,HCrO_4^- + 2\,MnO_2$$

在氧化除污的應用中，氧化層中 Cr 的金屬含量將嚴格影響除污性能。在鉻含量超過 7%的情況下，還原劑有很好的除污能力。 但是在 Cr 含量高於 7%的情況下，很少的還原劑在沒有預先進行 Cr 氧化的步驟的情況下，會有好的除污能力，所以當含量高於 7%的情況需要在還原步驟之前，先用氧化試劑溶解 Cr 並破壞尖晶石結構。在還原步驟之前，氧化劑可溶解 Cr 並破壞尖晶石結構。

化學除污是一種氧化物溶解技術，根據 pH 對位電位圖(Pourbaix Diagrams)，會將金屬處於腐蝕區域（在圖中為斜線以上區域），而非鈍化區。幾乎所有的去污過程（如 Can-Decon，NS-1，LOMI 和 CORD）都會將 $Fe^{3+}$還原為 $Fe^{2+}$。圖 3.3.12 顯示了氧化還原電位隨硝酸高錳酸鹽（NP）和鹼性高錳酸鹽（AP）的 pH 值的變化。HP（高錳酸）處於 NP 的相同電位範圍內。所有三種氧化方法（HP，NP 和 AP）都將 $Cr^{3+}$氧化為 $Cr^{6+}$，但沒有溶解 $Fe_2O_3$ 和 $Fe_3O_4$ 的能力。NP 溶液利於用在 Fe / Cr / Ni-奧氏體材料，AP 則利於溶解鎳合金材料。

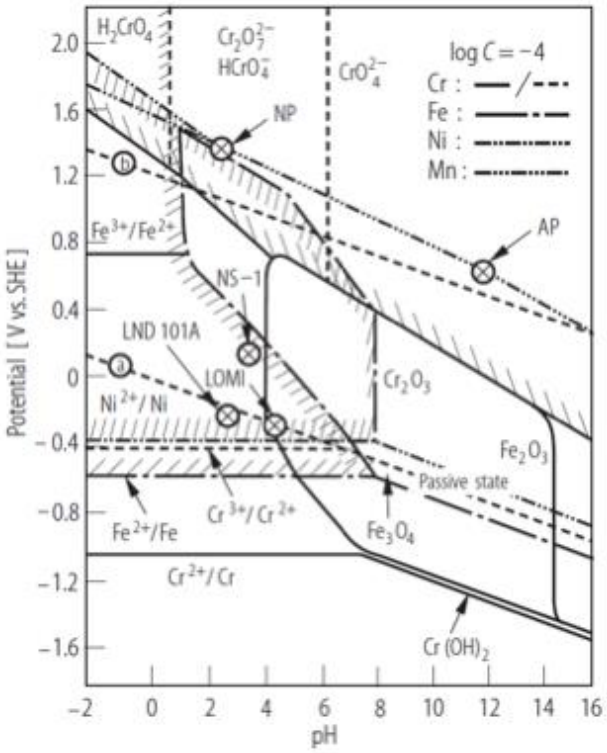



圖 3.3. 12 化學除污的 pH 與電位圖[8]

3.2 材料在除污過程的腐蝕型態

在評估任何除污方式時，測試材料須先經由實驗室測試分析，評估材料相容性問題，測試過程應考慮除污溶液的流量，溫度和抑制劑作用，測試材料應來自於實際環境所使用的材料或是類似的環境形成的材料特性。均勻腐蝕主要是碳鋼和低合金鋼的關鍵問題，並非不銹鋼與鎳基合金，尚未發現用於 BWR 和 PWR 的化學除污方法中有伽凡尼腐蝕（Galvanic corrosion）的問題。除污進行中與除污後可能會出現的腐蝕類型與相關材料如表 3.3.14 所示。

除污後材料的行為是最關切的問題，像是在運轉期間，通常採取除污效果較溫和之化學試劑來進行系統除污，除污過程需考慮對於組件材料的完整性不會造成影響。但是如果是除役中的電廠組件會先進行結構組件解體前之系統化學除污程序，大多採用與運轉中系統化學除污相同原理，並不需要考慮材料除污後的表面行為，而是材料本身的放射性活度殘留程度，與運轉期間除污要求的考慮較為不同，主要著重在除去組件的污染物，大幅度降低組件表面的放射性物質，另外也會考量除污後重新使用組件/系統的可行性，因除污後導致大量金屬被去除，物品的可重複使用性也會列入考量。

表 3.3. 14 除污進行中與除污後各種材料可能會出現的腐蝕類型[8]

| | Evaluation issues | Materials |
|---|---|---|
| During decontamination | General corrosion | Carbon steel |
| | Pitting, crevice corrosion | Carbon steel<br>Low alloy steel |
| | Inter-granular corrosion | Stainless steel<br>Ni base alloy |
| After decontamination | Long term compatibility against IGSCC | Stainless steel |
| | Crack growth rate of SCC | Ni-base alloy<br>Stainless steel |
| | Corrosion with residual decontamination reagent | Ni-base alloy<br>All reactor materials |
| | Effect of decontamination repetition | All reactor materials |
| | Recontamination | All reactor materials |

3.3 金屬氧化層狀態與需求的除污因子

除污程序是為了降低對於公眾與作業者發生輻射暴露的風險，在正常的除污過程中，對於核電廠除污因子的要求很高，以達到處置廢棄物的量為可接受的水平。表 3.3.15 顯示在典型的除污狀態下去除的表面深度與除污因子。

表 3.3. 15 金屬污染層狀態與需求的除污因子[27]

| Layers | Depth | Materials | DF |
|---|---|---|---|
| Outer layer | 1 - 5 μm | Fe2O3, Iron rich | 1 ~ 5 |
| Intermediate layer (CRUD) | 2 - 10 μm | FeCr2O4, Cr2O3, Chromium rich | 5 ~ 50 |
| Base alloy | 5 - 30 μm | Fe, Cr, Ni | 50 ~ 10,000 |

PWR 典型的氧化膜厚度，不銹鋼表面約為 2-3μm，Inconel 表面約為 1-2μm，因為 Inconel 的均勻腐蝕速率較低，加上經其表面的速度較快而限制其沈積量，其表面的流體狀態不利於粒子的沉降與吸附至表面，因此主要的氧化膜來自於基材氧化膜成長，沈積的比例小於 25%，密度約在 3.0-5.0 g/cm$^3$，是典型數值 5.2 g/cm$^3$ 的 75%。表 3.3.16 顯示一般核電廠的沉積物數值[27]，

表 3.3. 16 一般核電廠的沉積物數值[27]

| Reactor Type | Deposit Thickness(μm) | Deposit Density (g/cm$^3$) | Specific Weight (mg/cm$^2$) |
|---|---|---|---|
| PWR -Pipe | 3 | 4 | 1.2 |
| -SG | 2 | 4 | 0.8 |
| BWR -Pipe | 10 | 3.5 | 3.5 |
| -HX | 50 | 3.5 | 17.5 |
| CANDU -Pipe | 75 | 4 | 30 |
| -SG | 25 | 4 | 10 |

3.4 除污方法的選擇

除污決策與程序在於先了解預除役電廠運轉環境，評估金屬組件表面氧化層的種類，若氧化層中含鉻氧化物（$Cr_3O_2$、$FeOCr_2O_3$、$NiOCr_2O_3$），由於氧化層上的 $Cr^{3+}$很難溶解，必須透過預氧化步驟，使 $Cr^{3+}$氧化成 $Cr^{6+}$以利溶解。但目前只有 CORD 有較進步的預氧化鉻技術，利用過錳酸進行預氧化，將含鉻氧化物中的 $Cr^{3+}$氧化為 $Cr^{6+}$，使之能夠溶解，如圖 3.3.13 所示。若要選擇其他化學除污方式，可能需花比較多精力研究改善預氧化鉻的步驟，所以溶解含鉻氧化物的方法將成為選擇除污方法的關鍵因素之一。除污方法的選擇也需要考慮除污試劑是否可以再生以及其效率，此效果將會影響除污後放射性廢棄物的量。此外，除污方法應選擇較低的電廠除役作業人員輻射劑量及較低的廢棄物處理成本。

表 3.3.17 列出分別將不銹鋼與鎳基合金置在 BWR 或是 PWR 環境下可能生成的氧化膜結構，並且列出最可能採用的化學除污方式。

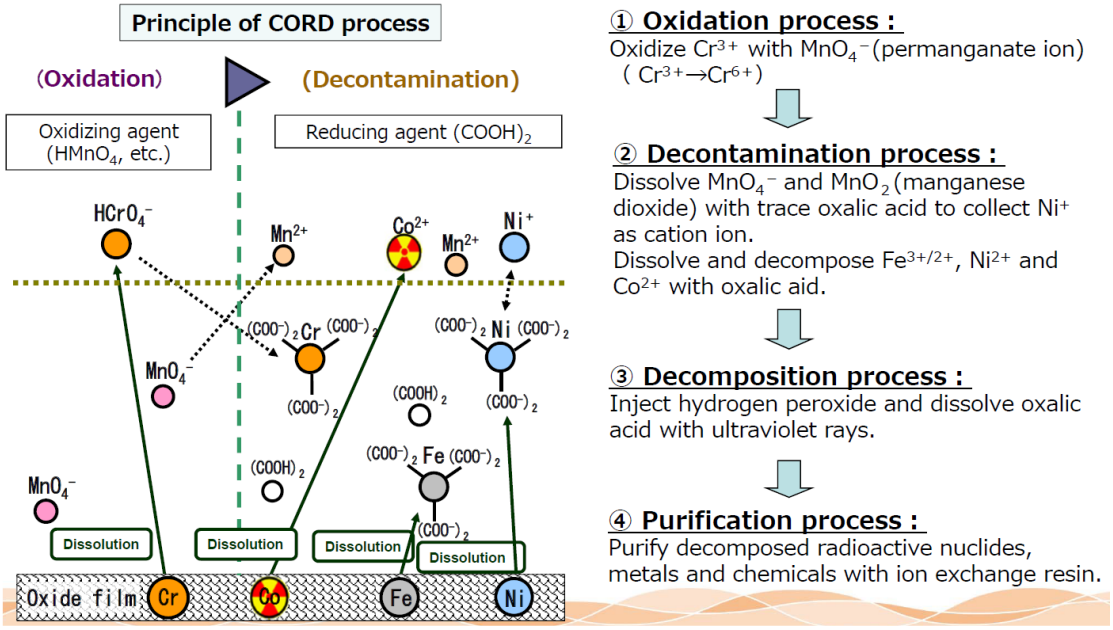



圖 3.3. 13 CORD 程序[28]

表 3.3. 17 不同水環境下的金屬氧化膜結構與可能採用的化學除污方法

| | 不銹鋼 | 鎳基合金 | 除污選擇 |
|---|---|---|---|
| BWR環境 | NWC: $\alpha$-$Fe_2O_3$、$\gamma$-$Fe_2O_3$<br>內層:$NiFe_2O_4$ (或是$Ni_xFe_{3-x}O_4$) 、$FeCr_2O_4$<br>HWC:$Fe_3O_4$與$NiFe_2O_4$ (或是$Ni_xFe_{3-x}O_4$)<br>內層:富含鉻spinel ($FeCr_2O_4$) | 主要:NiO、$Fe_2O_3$、$NiFe_2O_4$<br>其他:<br>X-750: $Ni_{1.5}Cr_{0.5}O_3$<br>Alloy 82: $Cr_{1.3}Fe_{0.7}O_3$<br>Alloy 182: nickel chromium oxide | CORD family<br>LOMI<br>EPRI DFD<br>CAN-DECON |
| PWR環境 | 外層:$Ni_xFe_{(3-x)}O_4$<br>內層:$Ni_xFe_{(1-x)}Cr_2O_4$ | 外層:主要為NiO，與少量的$NiFe_2O_4$<br>內層:$NiCr_2O_4$與NiO | HP/CORD UV<br>AP/NP + LOMI<br>EPRI DFD<br>AP/NP+CAN-DECON |

## (四) 管制評析

除污決策與程序在核設施除役扮演重要角色，目標在於降低或減少職業及公眾輻射曝露，隔離物質表面或表面下的污染，使廢棄物管理或處置能經濟有效率。再者，減少剩餘需防護貯存的污染；使得設備、材料儘可能做最大的回收再利用；減少放射性廢棄物貯存體積(減廢、減容)；以及減少需防護貯存或長期監控之期間。

化學除污使用濃縮或是稀釋的化學試劑去除污染的物質，藉由溶解覆蓋於基材表面的污染層。此方法使用於完整管路系統的除污，可有效的降低大面積的去除放射性物質。也適合用於複雜的幾何形狀，如同管路內外均勻的表面。也要考慮能有效的回收反應的化學物質，否則將增加大量的二次廢棄物，增加處理成本。

在選擇除污方法的過程中，則需了解下列的問題:

(1). 單一除污技術即可完成?
(2). 除污後此組件能否無條件外釋？
(3). 無法外釋時需要何種處置之場所？
(4). 處置場所可接受之輻射劑量及污染程度為何？
(5). 產生之二次廢棄物為何？
(6). 產生之二次廢棄物有輻射傷害嗎？

而在實施除污之前，應該考慮除污準則的各個面向:

(1). 放射性安全：特定的除污技術因放射性安全會影響其使用的區域．
(2). 廢棄物產生：除污過程產生的廢棄物需減少操作並適當包裝儲存、運輸與處置．放射性廢棄物的增加會增加處置成本．除污後產生的二次廢棄物總量會影響選擇適當的除污技術．
(3). 拆除的需求：部分須除污物件需進行拆除才能進行除污，拆卸程度與拆卸難度會影響特定除污技術的適用性．
(4). 輔助功能：有些放射性物質是在冷卻水系統內，要能進行去除，或許需要一個或多個開口進行．
(5). 組件大小：組件大小會影響是否需要進行切割才能進行除污．
(6). 資金成本：除污設備與其周邊系統的成本，還有設備的使用壽命等．
(7). 營運成本：因為放射性關係，人員防護與廢棄物處置需要更多成本．
(8). 重新取得使用資格：除污後重新使用組件/系統的可行性．除污後導致大量金屬被去除，物品的可重複使用性，以及表面更容易受到污染的影響而造成使用性需重行評估．
(9). 腐蝕性：除污劑與被清除物品之間造成的腐蝕表面的結果，
(10). 工業安全：決定適當的除污技術，須考慮其安全預防措施的水平與對成本的影響．

化學除污可能涉及使用不同化學溶液的一個或多個階段處理，優點在於使用時間短和除污係數高，但相對的可能使用高化學濃度與污水處理系統的潛在問題，因為需要重複執行多次，這時誒要考慮除污過程的安全問題，包含通風設備的安裝，避免操作者與高腐蝕性試劑接觸．或是因高溫產生有毒或是爆炸性氣體，可能導致未預期的影響．由於化學除污後需要回收反應後的化學物質，如果回收不足

導致增加二次廢棄物數量，也可能因為混合其他廢棄物而導致腐蝕與工安問題，不過除污技術隨著時間不斷提升，二次廢棄物產生的量也隨之減少，圖 3.3.14 可見近幾年最廣泛使用之 HP/CORD UV 化學除污方法[29]，所產二次廢棄物的量已小於一次廢棄物。除了對於化學除污方法的了解外，還必須遵守相關化學試劑的基本安全規範，有全身化學防護設備外，也需考慮輻射安全。

化學試劑的選擇明顯決定了除污過程中產生二次廢棄物的化學特性，不斷更新溶液可以提高除污效果，但是處理和處置用過溶液的數量也會急劇增加。近年來，化學試劑的再生已成為所有化學除污過程的基本。幾種常規化學方法可用於再生廢棄溶液，例如離子交換，蒸發/蒸餾和電滲析(electrodialysis)結合使用。限制由除污過程產生的二次廢物的問題可能導致選擇其他類似過程，例如使用化學物質進行電解拋光或超音波處理，而不僅僅是化學除污。只有詳細的成本/效益分析可以提供針對特定除污任務選擇最佳的方式。

電廠使用化學除污的技術，雖然可能選擇同一種化學除污，但因使用的循環次數或是預氧化前處理不同，產生的二次廢棄物難以有統一標準，可從降低廢棄物產量與降低人員劑量著手，現今也有些新的廢棄物處理技術發展，也可降低二次廢棄物的生成。從電廠的應用的實例來看(圖 3.3.15)，Main Yankee 電廠採用 EPRI DFD 技術，去除的金屬量約為 677 lbs，產生的樹脂廢棄物約為 625 立方英呎。而 Connecticut Yankee 電廠採用 Siemens CORD 技術，去除的金屬量約為 182 lbs，產生的樹脂廢棄物約為 465 立方英呎。另外，針對 BWR 的 RRS 除污，五個 BWR 電廠採用 LOMI 與 CITROX 類型的除污，表 3.3.18 也列出其樹脂廢棄物的產生量。

舉例來說，針對 BWR 的除污技術成本/效益評估，參考 Quad Cities 電廠使用不同技術進行除污，圖 3.3.16 &17 顯示使用 LOMI 或 CAN-DECON 對於(1)循環迴路系統(2)完整系統包含燃料系統(3)完整系統不包含燃料系統。針對 PWR 的除污技術成本效益評估。針對 PWR 電廠，參考 Zion 電廠使用不同技術進行除污，圖 3.3.18 &19 顯示使用 LOMI 或 CAN-DECON 對於(1)蒸汽產生器通道投(2)完整系統包含燃料系統(3)完整系統不包含燃料系統(4) 完整系統不包含燃料系統且更換蒸汽產生器[29]。

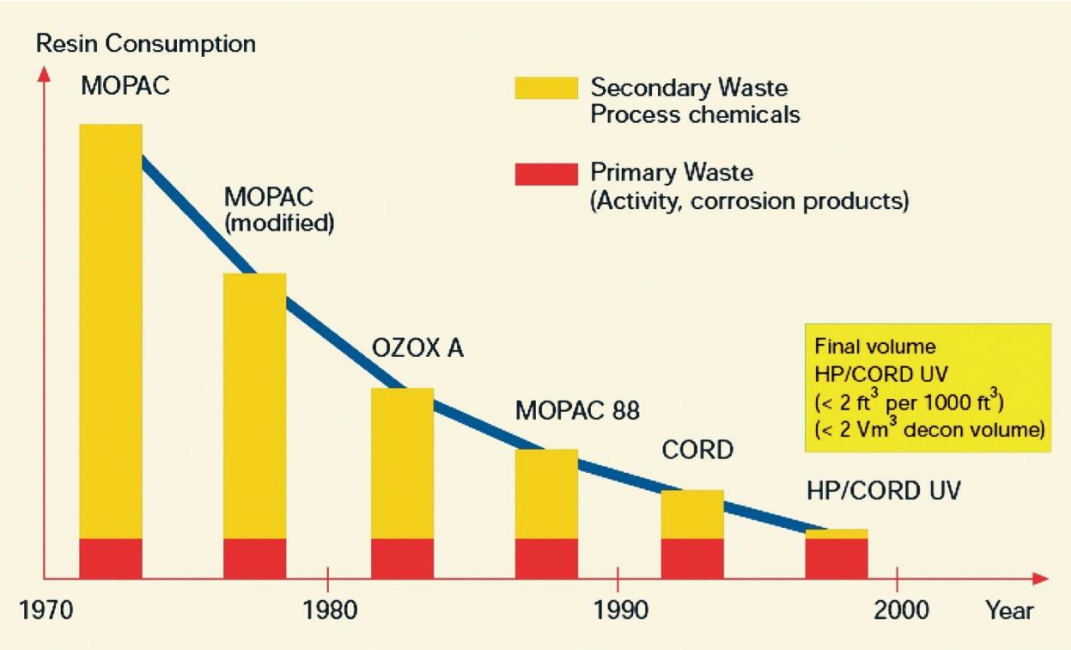



圖 3.3. 14 二次廢棄物生成量[29]

| Parameter | Main Yankee NPP EPRI DFD | Connecticut Yankee NPP Siemens CORD |
|---|---|---|
| No. of cycles | 11/13 | 2 |
| Total processing time (Days) | 480 | 610 |
| Net processing time (Days) | 202 / 193 | 238 |
| Final clean | 4 weeks | 5 weeks |
| Solvent flow | 300 / 650 gpm | 1,800 gpm |
| Average contact DF | 31.5 | 15.9 |
| Metal removed | 677 lbs | 182 lbs |
| Base metal penetration | 12 / 14 μm | 0.3 μm |
| Total IX resin waste | 625 $ft^3$ | 465 $ft^3$ |

圖 3.3. 15 二座電廠使用 DFD 與 CORD 比較[27]

表 3.3. 18 五個 BWR 電廠採用 LOMI 與 CITROX 樹脂廢棄物產生量[22]

| Plant | Vermont Yankee BWR/4 | Dresden Unit 3 BWR | Brunswick Unit 2 BWR/4 | Quad Cities Unit 1 BWR | Peach Bottom Unit 3 BWR/4 |
|---|---|---|---|---|---|
| DECONTAMINATION PROCESS UTILIZED | DILUTE CITROX HYDROLASE | LOMI | DILUTE CITROX | LOMI** NP LOMI | LOMI NP LOMI |
| CUBIC FEET RESIN GENERATED | 192 | 163 | 225 | 168 | *** 240 |
| OVERALL SYSTEM DF | 8.0 | 12.4 | 12.5 | 8.1 | 15.2 |
| TOTAL DECONTAMINATION TIME (DAYS) | 11* | 9 | 19 | 8 | **** |

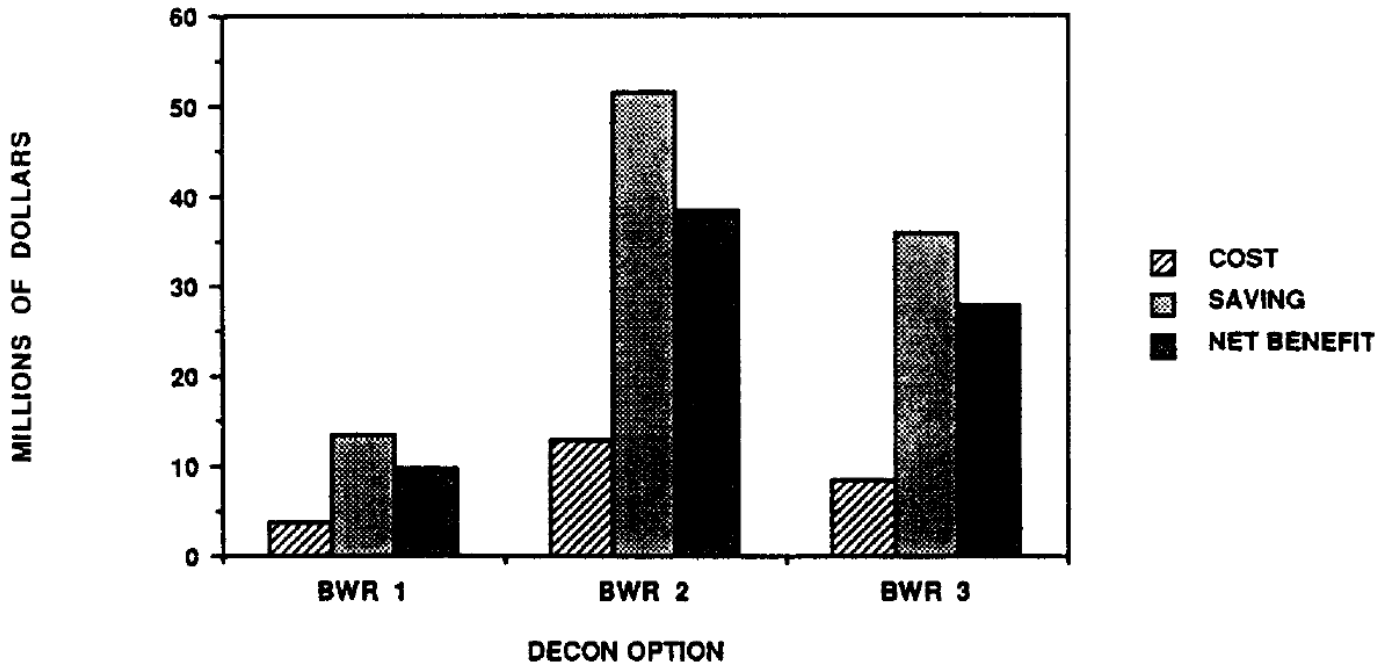



圖 3.3. 16 BWR 成本/效益分析(LOMI)[29]

BWR 1: recirc piping

BWR 2: full system plus fuel

BWR 3: full system no fuel

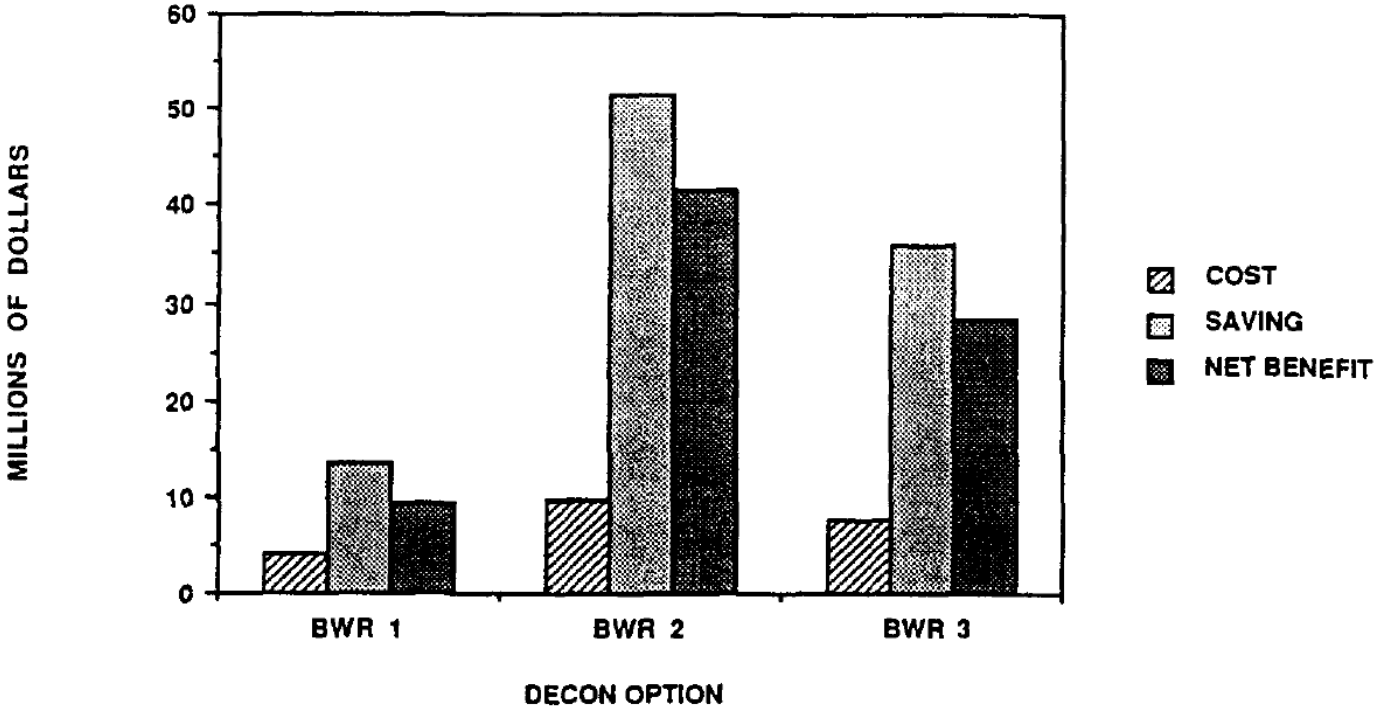



圖 3.3. 17 BWR 成本/效益分析(CAN-DECON)[29]

BWR 1: recirc piping

BWR 2: full system plus fuel

BWR 3: full system no fuel

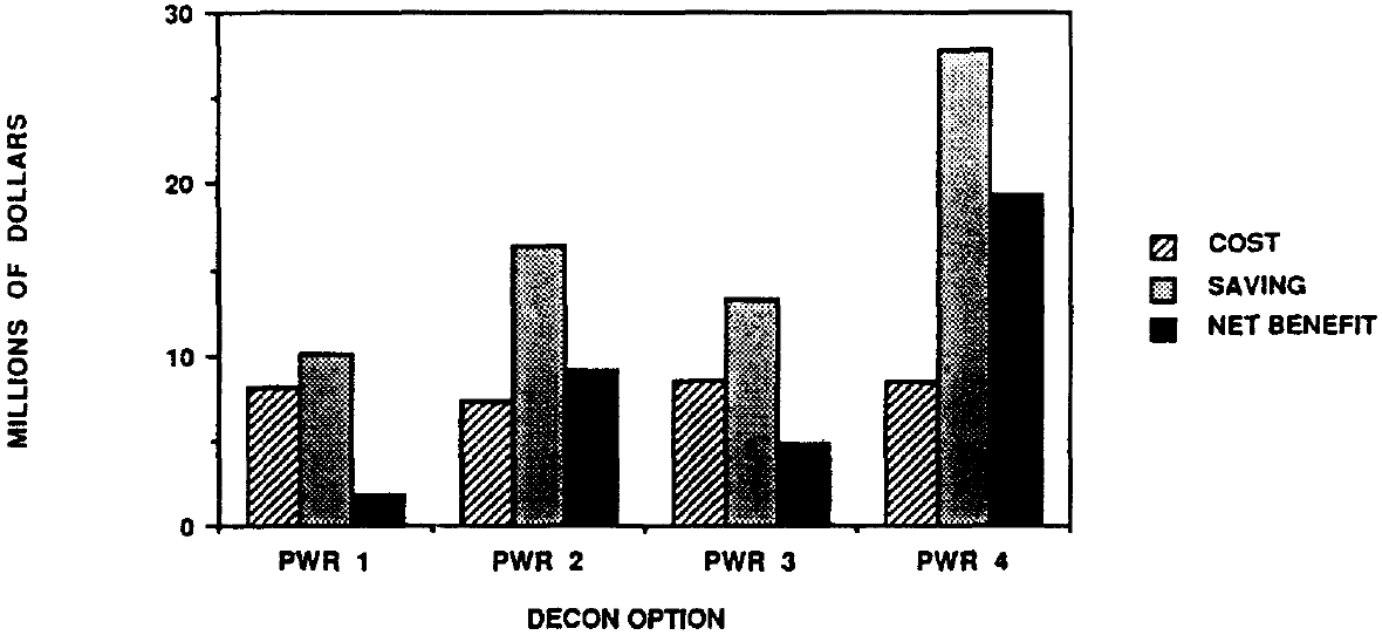



圖 3.3. 18 PWR 成本/效益分析(LOMI)[29]

PWR 1: steam gen channwl head

PWR 2: full system plus fuel

PWR 3: full system no fuel

PWR 4: full system no fuel & SG repacement

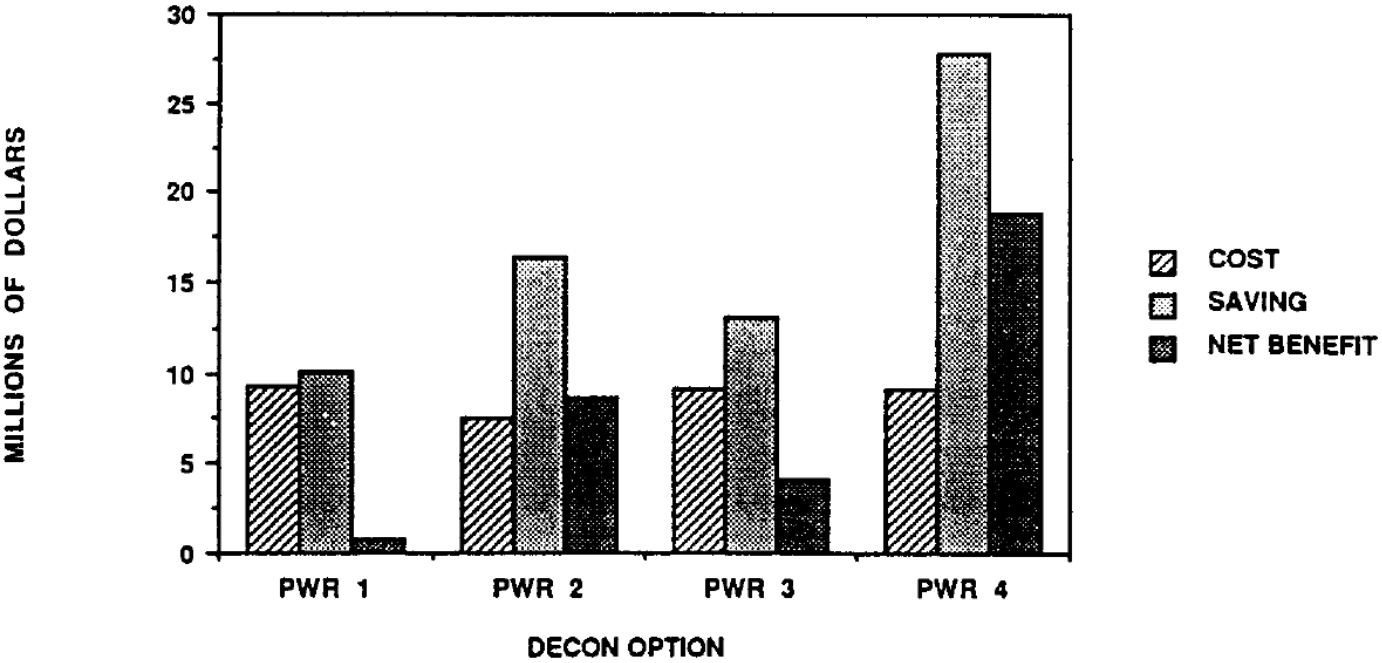



圖 3.3. 19 PWR 成本/效益分析(CAN-DECON)[29]

PWR 1: steam gen channwl head

PWR 2: full system plus fuel

PWR 3: full system no fuel

PWR 4: full system no fuel & SG repacement

# 參考文獻


[1] Topf, Christian. "Full System Decontamination (FSD) with the CORD® Family prior to Decommissioning-Experiences at the German NPP Obrigheim 2007."

[2] Kim, Kyeongsook, et al. "Establishment of an optimal decontamination process by the newly designed semi-pilot equipment."Nuclear engineering and design, 229.1 (2004): 91-100.

[3] Kinnunen, Petri. "ANTIOXI–Decontamination techniques for activity removal in nuclear environments." FP6-036367, VTT Technical Research Centre (Dec. 2008) (2008).

[4] Ashim Basu et al., “Full System Decontamination for Decommissioning: Experiences at NPP Barsebäck Units 1 and 2 applying the AREVA NP GmbH HP CORD® UV / AMDA® Technology.”

[5] Morita, Satoshi. "Application of a new Japanese chemical decontamination method to system decontamination of reactor cooling system in the FUGEN nuclear power station." *Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems* 8 (2000): 185-191.

[6] Naoi, Y., et al. "Full system chemical decontamination and countermeasures against recontamination of the FUGEN nuclear power station." Water chemistry of nuclear reactor systems 6. V. 1. 1992.

[7] Archibald, K., et al. NPOX decontamination system. Idaho National Engineering and Environmental Lab., Idaho Falls, ID (US), 2002.

[8] Kaul, Alexander, and Dietrich Becker, eds." 8 Decontamination, Radiological protection. " Springer Berlin Heidelberg, 2005.

[9] Sato, Y., et al. Full system decontamination for dose reduction at the preventive maintenance work of the reactor core internals. No. IAEA-TECDOC--1175. 2000.

[10] Yang, Iuan-Jou, and Mon-Hwa Lin. "Failure analysis following decontamination—laboratory and case studies." Nuclear engineering and design 144.3 (1993): 431-438.

[11] 台灣電力公司，“赴瑞典參加 EPRI 核電廠除役會議心得報告”，2011 年 11 月 22 日。

[12] Bushart, Sean, et al. *The EPRI DFDX Chemical Decontamination Process*. Bradtec Decon Technologies (US), 2003.

[13] Hartwig, Ed, and Richard Reid. "Chemical decontamination at Browns ferry Unit 1."*Nuclear Plant Journal,* 21.5 (2003): 38-39.

[14] Asay, R. H., and C. T. Guastaferro. Evaluation of primary system decontamination at the Monticello Nuclear Generating Plant. No. EPRI-NP-3831. Radiological and Chemical Technology, Inc., San Jose, CA (USA), 1985.

[15] Inman, S. C., and C. R. Frye. Decontamination of Point Beach-1 and Surry-2 steam generator tubesheet sections. No. EPRI-NP--5344. Babcock and Wilcox Co., 1987.

[16] Schunk, J., et al. "Comprehensive investigation of the effectiveness of the AP-CITROX decontamination technology." (2002).

[17] Sjoeblom, R., et al. *Postaccident chemical decontamination: Method development*. No. EPRI-NP-4999. Pacific Nuclear Services, Richland, WA (USA); Electric Power Research Inst., Palo Alto, CA (USA), 1987.

[18] Michalko, J. P., and J. L. Smee. Compilation of corrosion data on CAN-DECON. Volume 2. Influence of CAN-DECON on stress corrosion cracking-summary of testing, 1975-1983. Final report. No. EPRI-NP-4222-Vol. 2. London Nuclear Ltd., Niagara Falls, Ontario (Canada), 1985.

[19] King, P. J., and B. D. Warr. Compilation of corrosion data on the CAN-DECON process: Volume 3, Influence of the CAN-DECON process on stress corrosion cracking: 1984 constant-extension-rate tests. No. EPRI-NP-4222-Vol. 3. Ontario Hydro Research Div., Toronto (Canada); Electric Power Research Inst., Palo Alto, CA (USA), 1987.
[20] Marilyn M. Osterhout, Decontamination and Decommissioning of Nuclear Facilities. Argonne National Laboratory Idaho Falls, Plenum Press Publishing Corporation, 1980.
[21] Yang, I.J., et al., Decontamination of the reactor coolant pump in Maanshan nuclear power plant. Nuclear Engineering and Design, 1996. 167(1): p. 91-97.
[22] A Review of Plant Decontamination Methods (1988 Uddate). EPRI NP-6169, January 1989.
[23] Chemical decontamination of BWR fuel and core materials. EPRI-NP-6515-M, September 1989.
[24] F. Peter Ford et al.,” Environmentally-Assisted Degradation of Structural Materials in Water Cooled Nuclear Reactors – An Introduction,” Advanced Nuclear Technology International, August 2015.
[25] K. Makela, T. Laitinen, M. Bojinov,” The influence of modified water chemistries on metal oxide films, activity build-up and stress corrosion cracking of structural materials in nuclear power plants,”STUK-YTO-TR 152, March 1999.
[26] Anton Leontyev, Laser decontamination and cleaning of metal surfaces:modelling and experimental studies. 2012.
[27] Geun Young Park and Chang-Lak Kim, Chemical Decontamination Design for NPP Decommissioning and Considerations on its Methodology, JNFCWT Vol.13 No.3 pp.187-199, September 2015.
[28] http://www.nsra.or.jp/isoe/alarasymposium/pdf/atc2018_4-4.pdf
[29] Rolf Riess et al.,” Decontamination and Steam Generator Chemical Cleaning.” Advanced Nuclear Technology International, October 2009.
[30] C.J. Wood, A REVIEW OF THE APPLICATION OF CHEMICAL DECONTAMINATION TECHNOLOGY IN THE UNITED STATES. Progress in Nuclear Energy, 1990. 23(1): p.35-80.

# 行政院原子能委員會

# 委託研究計畫期末報告

## 計畫名稱：

# 核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究

## 子項計畫四：

# 核電廠除役期間安全評估及相關特性研析

**案號：AEC10801004L**

執行單位：國立清華大學

計畫主持人：梁正宏

子項計畫四主持人：許文勝、陳紹文、王仲容、梁正宏、趙得勝

報告日期：中華民國 108 年 11 月

行政院原子能委員會

委託研究計畫期末報告

計畫名稱：

# 核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究

## 子項計畫四-1：

## 核電廠除役期間安全評估技術強化

案號：AEC10801004L

執行單位：國立清華大學

計畫主持人：梁正宏

子項計畫四-1 主持人：許文勝

報告作者：許文勝、楊融華、沈柏如

報告日期：中華民國 108 年 11 月

# 摘要

在核電廠除役之過渡階段，因用過燃料棒存有剩餘之衰變熱，仍需放置在用過燃料池中，依靠冷卻系統移出用過燃料棒餘熱。因此，此分項研究之目的即為用過燃料池在除役期間之安全分析，並透過建立國內自主的安全分析能力，強化管制單位進行核電廠除役之安全評估與審查技術。

本計畫研究工作項目包含蒐集並摘要國際上除役核電廠用過燃料池安全之相關文獻(如 NUREG-1738、NUREG-2161、NUREG/CR-6451、NSIR-2015-001 和 NUREG-2157 等)，以及使用美國核管會所認可之審查工具-熱水流程式(TRACE)成功建立核一廠用過燃料池模式，並使用此燃料池模型，根據除役計畫、文獻 NUREG-1738 與 NSIR-2015-001 之假設分別進行模擬，透過模擬結果的再現性與比對，驗證此熱水流分析模式具有一定之可信度。除此之外，本研究已根據國際上之衰變熱計算文獻，探討核一廠用過燃料棒之衰變熱，且根據不同週期之擺放年度進行計算，以評估目前核一廠之衰變熱。

由於核電廠除役過渡階段中，用過燃料池之安全性最為重要，因此本研究團隊成功發展與建立核一廠用過燃料池模式，且針對用過燃料池全黑事故與喪失冷卻水事故作後續安全分析，並根據 NEI 06-12 報告內所建議之救援措施，探討核一廠實施救援措施之有效性分析。由結果顯示，即使用過燃料池發生外電喪失以及冷卻水流失事故之嚴重事故，運轉方仍有將近 65 小時之餘裕時間可準備後續之救援措施及尋找水源，且只要能成功執行救援措施，便能有效的控制用過燃料棒的升溫狀況。

# 目錄

壹、前言 ..... 1

貳、研究方法 ..... 2

參、結果與討論 ..... 4

一、除役階段之用過燃料池安全分析文獻與分析技術強化 ..... 4

1.1 蒐集國際間核電廠除役階段之用過燃料池安全分析文獻 ..... 4

1.2 用過燃料池文獻案例再現與分析技術建立 ..... 35

二、建立核一廠用過燃料池分析模式 ..... 47

2.1 TRACE 分析模式建立 ..... 47

2.2 用過燃料池分析模式之應用 ..... 61

2.3 核一廠除役期間燃料棒衰變熱影響性評估與參數靈敏度研析 ..... 66

三、用過燃料池之事故模擬結果與暫態分析 ..... 70

3.1 用過燃料池全黑事故與喪失冷卻水事故之暫態分析 ..... 70

3.2 嚴重事故並實施救援案例 ..... 74

四、研提核電廠除役階段之通用性管制建議 ..... 80

肆、結論 ..... 83

伍、參考資料 ..... 85

附錄 A ..... 87

# 圖目錄

圖 1 研究方法流程圖 ..... 3
圖 2 不同冷卻時間之用過燃料束從 30oC 升溫至 900oC 所需時間[1] ..... 8
圖 3 用過燃料束之擺放方式[5] ..... 23
圖 4 不同冷卻時間與燃耗之平均衰變熱[5] ..... 24
圖 5 無格架之用過燃料束升溫狀況[5] ..... 24
圖 6 有格架之用過燃料束升溫狀況[5] ..... 25
圖 7 不同燃耗之 BWR 用過燃料於絕熱情況下升溫至 900°C 之結果圖 [5] ..... 25
圖 8 不同批次之 PWR 用過燃料於絕熱情況下升溫至 900°C 之結果圖 [5] ..... 26
圖 9 BWR 不同排列方式與假設之 Heat up 時間比較[5] ..... 26
圖 10 PWR 不同排列方式與假設之 Heat up 時間比較[5] ..... 27
圖 11 VESSEL 組件設定長寬之介面 ..... 37
圖 12 VESSEL 組件設定體積之介面 ..... 37
圖 13 VESSEL 組件設定體積佔比之介面 ..... 38
圖 14 VESSEL 組件設定初始溫度之介面 ..... 38
圖 15 VESSEL 組件設定空氣佔比之介面 ..... 39
圖 16 CHANNEL 組件設定介面 ..... 39
圖 17 NUREG-1738 之 TRACE 模型簡圖 ..... 40
圖 18 冷卻時間一年之用過燃料束溫度比較圖 ..... 45
圖 19 冷卻時間五年之用過燃料束溫度比較圖 ..... 46
圖 20 核一廠用過燃料池之 TRACE model ..... 50
圖 21 VESEEL 組件幾何尺寸設定介面 ..... 50
圖 22 VESEEL 組件連接狀態設定 ..... 51
圖 23 VESEEL 初始設定介面(真實體積) ..... 51
圖 24 VESEEL 初始設定介面(體積佔比) ..... 52
圖 25 VESEEL 初始設定介面(空泡分率) ..... 52
圖 26 用過燃料池破口 BREAK 組件設定 ..... 53

圖 27 用過燃料池灑水設備 FILL 組件設定 ..... 54
圖 28 CHAN 組件錯誤運行狀況 ..... 55
圖 29 CHAN 組件幾何設定 ..... 55
圖 30 CHAN 組件內部設定 ..... 56
圖 31 CHAN 逕向分層設定介面 ..... 56
圖 32 CHAN 組件燃料棒分布設定 ..... 57
圖 33 CHAN 組件軸向功率分布 ..... 57
圖 34 除役計劃書用過燃料池水位[12] ..... 63
圖 35 除役計劃書用過燃料池水位[12] ..... 64
圖 36 除役計劃書用過燃料護套溫度 [12] ..... 64
圖 37 用過燃料池水位(未實施救援措施) ..... 72
圖 38 用過燃料護套溫度(未實施救援措施) ..... 72
圖 39 NEI-0612 救援措施之決策流程圖[13] ..... 76
圖 40 用過燃料池水位(實施救援措施) ..... 78
圖 41 用過燃料護套溫度(實施救援措施) ..... 78

# 表目錄

表 1 水位達到 TAF 上方三英吋所需時間(60GWD/MTU) [1] ..... 8
表 2 用過燃料池之風險評估 - 燃料裸露的可能性(每年) [1] ..... 10
表 3 PWR 遭遇意外事故之後果評估結果 [4] ..... 17
表 4 PWR 意外事故之後果總結表[4] ..... 17
表 5 用過燃料在 10 小時內升溫至 900°C 所需之最小冷卻時間表 [5] ..... 27
表 6 用過燃料在 10 小時內升溫至 565°C 所需之最小冷卻時間表 [5] ..... 27
表 7 用過燃料池意外事故頻率與後果[9] ..... 34
表 8 核電廠事故與用過燃料池火災事故之頻率加乘後果比較[9] ..... 34
表 9 TRACE 分析模式與 NUREG-1738 分析條件之對照表-BWR 分析 ..... 40
表 10 TRACE 分析之時序與 NUREG-1738 對照之結果表(滿水位分析) ..... 42
表 11 TRACE 分析之時序與 NUREG-1738 對照之結果表(空氣分析) ..... 42
表 12 TRACE 分析模式與 NUREG-1738 分析條件之對照表-BWR 分析 ..... 44
表 13 TRACE 模擬結果與 NSIR-2015-001 結果之比照表 ..... 45
表 14 用過燃料束之幾何條件 [11] ..... 58
表 15 用過燃料束衰變熱功率之軸向分布 [12] ..... 59
表 16 TRACE 除役計畫模型與 NUREG-1738 分析條件之對照表-BWR 分析 ..... 60
表 17 除役計畫用過燃料束衰變熱[12] ..... 63
表 18 TRACE 模擬結果與除役計畫結果比照表 ..... 65
表 19 實驗之近似係數 [5] ..... 68
表 20 衰變熱計算 ..... 69
表 21 除役計畫衰變熱比較表 ..... 70
表 22 全黑事故與喪失冷卻水事故之暫態分析模擬結果表 ..... 73

## 壹、前言

因應國內核能電廠將陸續進入除役階段，此分項計畫之主要目的為提升國內管制單位對於核電廠除役階段之審查能量與強化安全分析技術能力。在除役階段中，放置在核能電廠內用過燃料池的用過燃料束仍持續釋放衰變熱，雖然衰變熱將隨著時間增長而逐漸遞減，但若發生意外事故時，仍有可能對外界造成影響，因此用過燃料池安全性評估工作仍然不可忽視。

本分項計畫將藉由蒐集與彙整國際間核電廠除役階段之用過燃料池安全分析等相關文獻，進行文獻分析案例再現性與建立國內自主的分析能力，以期強化核電廠除役期間之安全分析與驗證技術，並且透過研究計畫協助管制單位進行除役計畫書相關文件之審查與驗證工作。

## 貳、研究方法

本分項計畫之研究方法與工作項目為兩大主要方向:1.蒐集國際間核電廠除役階段用過燃料池安全相關文獻；2.建立國內自主用過燃料池安全分析模式與強化審查技術。其研究方法流程如圖 1 所示，本計畫其詳細工作項目包含如下：

(1) 蒐集並摘要國際間核電廠除役階段之用過燃料池安全分析文獻,以了解國際間用過燃料池相關假想事故與安全分析要點。

(2) 建立核一廠用過燃料池分析模式與強化核電廠除役階段用過燃料池安全技術，利用美國核管會認可之審查工具建立 TRACE 程式之輸入模型執行用過燃料池穩態與暫態模擬。

(3) 核電廠在除役階段中期用過燃料池中燃料棒還存有衰變熱,且衰變熱隨著時間增加而衰減，因此本計畫首先進行核一廠用過燃料棒衰變熱分析，評估不同週期與擺放年之衰變熱並進行靈敏度分析。

(4) 核電廠除役階段安全性主要在於維持用過燃料池冷卻循環能力,因此不論是廠內肇始事件或廠外肇始事件，皆針對用過燃料池全黑事故與喪失冷卻水事故為主要安全性分析目標。因此本計畫將針對核一廠全黑事故與喪失冷卻水事故進行研析，並根據 NEI 06-12 評估核一廠燃料池事故下之救援策略。

(5) 針對以上事故,彙整不同事故下燃料棒溫度上升並達法規限值之時序並提供管制建議。

(6) 除役期間用過燃料池熱流參數包含水位、水溫、冷卻水流量等參數值，透過分析程式進行關鍵參數靈敏度研析並提出管制建議。

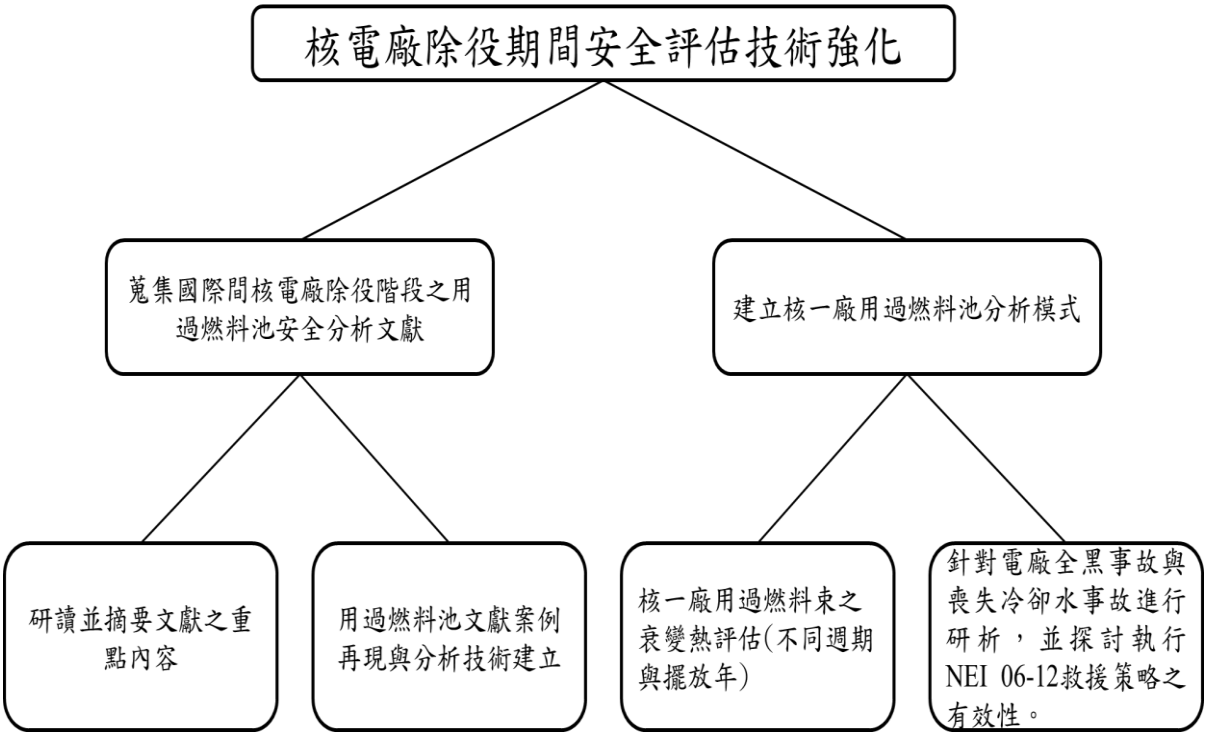

核電廠除役期間安全評估技術強化
蒐集國際間核電廠除役階段之用過燃料池安全分析文獻
建立核一廠用過燃料池分析模式
研讀並摘要文獻之重點內容
用過燃料池文獻案例再現與分析技術建立
核一廠用過燃料束之衰變熱評估(不同週期與擺放年)
針對電廠全黑事故與喪失冷卻水事故進行研析，並探討執行NEI 06-12救援策略之有效性。

圖 1 研究方法流程圖

## 參、結果與討論

### 一、除役階段之用過燃料池安全分析文獻與分析技術強化

#### 1.1 蒐集國際間核電廠除役階段之用過燃料池安全分析文獻

本計畫藉由蒐集國際間核電廠除役階段之用過燃料池安全分析報告與評估資料，以瞭解核電廠在除役階段期間用過燃料池之風險與相關安全之議題，其蒐集國際文獻報告資料包含 NUREG-1738、NUREG-2161、NUREG/CR-6451、NSIR-2015-001 和 NUREG-2157 等，並摘要其重點與評估結果，以下將逐一說明:

1.1.1 NUREG-1738 :

(一).前言

NUREG-1738 文件 「Technical Study of Spent Fuel Pool Accident Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants」為美國核管會(U.S NRC)所發表[1]，其主要目的為替永久關閉核電廠的除役規劃制定提供技術基礎，因此 NRC 研究團隊以典型的除役後核電廠作為基準，進行了各項評估，包含熱水流分析、評估貯存在除役電廠中用過燃料池之行為、以及用過燃料池遭遇事故後之風險與後果評估。為了做後續之風險評估，其先導研究為用過燃料池之熱水流分析，本報告將針對該篇研究內有關熱水流分析之部分作摘要並整理。

(二).熱水流分析

此分析之目的為評估除役後核電廠之用過核燃料放置於用過燃料池中的相關熱水流特性，並以此方式確定若發生事故時，運轉人員將有多少時間能夠採取後續措施去避免鋯合金火災的發生。因此，此分析將注重於發生事故後仍有多少剩餘時間水位才會降至燃料頂部之下，以及當燃料已失去液態水之覆蓋後仍有多少剩餘時間，用過燃料束才會升溫至危險溫度。前者之剩餘時間多寡，將做為計算風險評估時的輸入，用於估計人為錯誤

率以及工作人員修復損壞設備的可用修復時間；而後者之剩餘時間多寡則用於計算事故發生後，對電廠以及周遭環境可能造成的後果之計算，而此計算亦會與發生事故後要採取何種緊急應變措施以及如何疏散息息相關。

NUREG-1738 文獻報告之研究團隊開發了用於沸水式反應器（BWR）和壓水式反應器（PWR）的用過燃料池加熱模型，其考慮了用過燃料池中燃料的衰減功率和配置以及周圍建築物中的空氣流動。為了進行冷卻水加熱後汽化，導致用過燃料未被液態水覆蓋之分析(在此稱為空氣冷卻分析)，在此篇報告中假設用過燃料之燃耗為 62.5 GWD/MTU 且週期時間為兩年。此燃耗所造成之衰變熱是根據 NUREG/CR-5625[2]這篇報告中的衰變熱對照表外插而來。在參考 BWR 的用過燃料池中放著 4200 束 9x9 的燃料組件，並假設 BWR 水池之表面積為 105.7 平方公尺；PWR 的用過燃料池中則是擺放 965 束 17x17 的燃料組件，水池之表面積為 61.3 平方公尺。兩種水池都假設有 11.54 公尺高的水深，且初始水溫皆為 30$^{o}$C。其中，由於用過燃料束放置於水池中，亦佔有一定比例之體積，導致水池中之液態水存量減少，將直接的影響計算結果。在 NUREG-1738 報告中保守假設用過燃料束所在之高度區域，其用過燃料束所佔之體積為水池一半體積，因此在該區域之液態水體積與用過燃料束體積為 1:1。水的比熱假設為固定常數 4200J/kg，而水的汽化熱則假設為 2257kJ/kg。

(1).喪失外電狀況

在上述條件下，假設在用過燃料池發生意外事故，導致現場狀況不允許對用過燃料池進行補水的情況下，用過燃料池內之冷卻水能提供多少時間供現場人員作相關之救援措施。其中，此剩餘時間之定義為冷卻水水位從滿水位減少至低於用過燃料束頂端上方 3 英吋之下所需的時間。上述假設所計算出之結果列在表 1 中。在冷卻時間僅有 60 天之案例下，BWR 之水位低於用過燃料束上方 3 英吋所需時間約為 145 小時；若冷卻時間五年後，運轉方準備救援措施之時間將長達 459 小時。然而，此篇報告明確表

示，此表 1 中之結果為簡化之計算，其依照 SFP 中的假設體積與假設之水性質，使用能量守恆公式所得出之結果。此篇報告認為這種簡化提供了一稍微保守的估計，並因這種方式簡化了當燃料組件緩慢裸露時複雜的熱傳機制，極大幅地簡化了分析。

除此之外，此報告使用之衰變熱為參考 NUREG/CR-5625 報告，但此衰變熱公式有其使用限制，而 NUREG-1738 此報告在做計算時已超出使用限制，因此有高估衰變熱之可能性。

(2). 空氣冷卻分析

研究團隊認為相比之前之研究，現在的用過燃料池之貯存狀況有了明顯的變化，需要對以前分析時的假設有明確的修訂才行。因此，此篇報告對這項研究做了新的假設以及分析，以期作出更能符合現今用過燃料池之狀況。此分析有兩個基本目標：

1.確定用過燃料束外殼溫度從 30℃到 900℃的加熱時間（900ºC 為預期裂變產物釋放開始的溫度）。

2.確定臨界衰減時間（分裂產物不可能會釋放至外界所需之冷卻時間）。

一旦用過燃料束沒有被液體水層所包覆住，則用過燃料束便會開始升溫，起初之重要熱源為衰變熱，但若在用過燃料束之外殼達到一定高溫後，透過鋯合金氧化所釋放之氧化熱便會添加可觀的氧化熱。此分析中影響加熱時間之主要因素為用過燃料束中的衰變熱多寡、鋯合金外殼所釋放之氧化熱、以及能夠從用過燃料束移走的熱之多寡。其中衰變熱多寡視燃耗而定，能夠移除的熱之多寡則視多種因素而定，而這些因素很大程度是依據不同電廠有不同的設計，舉例來說，空氣流動之路徑便是此分析中的一關鍵參數，但此參數會隨著每個電廠的燃料組件有不同配置、擺放和儲放數量。然而，不僅是受到這些隨著不同電廠而有所變化的因素，當電廠遭受

嚴重的地震事故或燃料護箱(cask)掉落事故時，這些因素也會有不可預測的變化。因此，在此分析中，研究團隊在最初的假設中，假定了一個未受到損害的燃料組件和燃料格架，再利用氣流的變化來模擬由於損壞等潛在因素導致的流動路徑遭阻礙的狀況，亦能夠作為分析特定電廠時期不同的設計之影響。

在此分析中，該研究團隊使用之模擬程式為 TRAC-M 來估算用過燃料束的加熱時間。在此模型中，研究團隊對壁阻力、壁傳熱和氧化模型進行了修改，使其適用於用過燃料池之加熱分析。其中，高衰變熱功率之用過燃料束與低衰變熱功率之用過燃料束之間並沒有建立熱傳導之模組，僅有建立用過燃料束與格架之熱結構，因此，若用過燃料池喪失冷卻水之後，格架之幾何形狀仍完好無損的話，則加熱時間估計應該是保守的。圖 2 代表不同冷卻時間之用過燃料束的加熱時間。在用過燃料束被每小時約兩個建築體積的空氣流冷卻的假設下，若用過燃料束完全裸露後，PWR 所需的衰減時間為小於 2 年，BWR 所需之衰減時間約為 1.5 年（假設燃耗為 60 GWD / MTU）。若用過燃料束之冷卻時間低於該衰減時間時，則鋯合金火災只需要不到 10 小時的時間就可能會發生。除此之外，圖 2 還顯示，4 年後，PWR 之用過燃料束可在約 24 小時內達到裂變產物可能釋放之溫度。因此，此分析表明，若要確保空氣冷卻能夠避免鋯合金火災，用過燃料之冷卻時間必須超過大約 4 至 5 年。

表 1 水位達到 TAF 上方三英呎所需時間(60GWD/MTU) [1]

| DECAY TIME | PWR | BWR |
|---|---|---|
| 60 days | 100 hours (>4 days) | 145 hours (>6 days) |
| 1 year | 195 hours (>8 days) | 253 hours (>10 days) |
| 2 years | 272 hours (>11 days) | 337 hours (>14 days) |
| 5 years | 400 hours (>16 days) | 459 hours (>19 days) |
| 10 years | 476 hours (>19 days) | 532 hours (>22 days) |

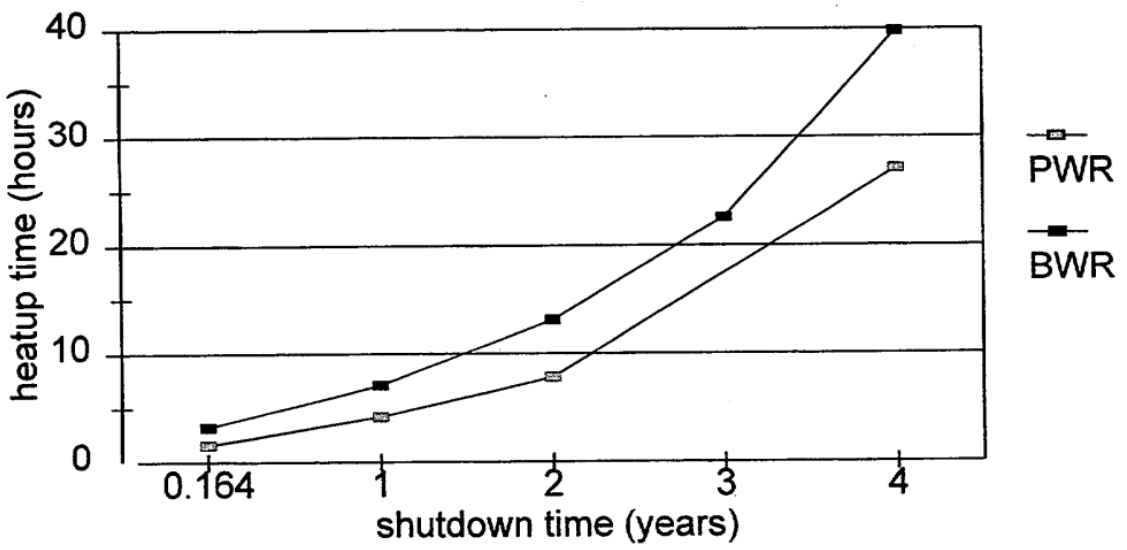



圖 2 不同冷卻時間之用過燃料束從 30℃ 升溫至 900℃ 所需時間[1]

(三).風險評估

核電廠設施除役階段中，可能發生之意外事故與其造成之後果影響可能與運轉期間大有不同。當用過燃料束從反應爐內移除後，雖拆除過程中仍有些許風險，但絕大部分可能影響到廠外環境之風險將與用過燃料池有關。然而，此時燃料組件將統一放置於用過燃料池中被液態水所包覆，用以冷卻以及屏障，因此，在除役期間無法補水以及喪失冷卻水之事故尤為重要。以上一節之熱水流分析作為基礎，研究團隊對用過燃料池後續可能發生之事故與後果進行了風險評估，以估計任何可能導致用過燃料池與用過燃料束升溫並導致快速氧化的事故情況。NUREG-1738 報告中，研究團

隊提出九種事故類別來做後續之風險評估：

1. 以電廠為中心的外電喪失與電網相關之意外事故
2. 因惡劣天氣導致的外電喪失
3. 內部火災
4. 失去用過燃料池之冷卻能力
5. 失去冷卻水存量
6. 地震事件
7. 燃料護箱(cask)掉落
8. 飛機撞擊
9. 龍捲風拋射物

上述九種狀況造成用過燃料束失去液態水覆蓋之風險，由兩個專門機構負責評估，包含 Lawrence Livermore National Laboratory(LLNL)和 Electric Power Research Institute(EPRI)，其結果如表 2 所示。表中之結果為用過燃料束衰減一年後的風險估計結果。從表中可知其發生頻率大致落在 $2.4x10^{-06}$/yr 到 $6x10^{-07}$/yr 之間，其中最主要之貢獻來自於嚴重地震事件。因此，由於地震對於特定之核電廠所造成之危險性不同，此風險估計在特定之核電廠可能會有些許不同。除此之外，若使用 EPRI 所估計之風險，由於地震事件造成的風險較低，燃料護箱掉落與惡劣天候導致的外電喪失事件，變的重要許多。

表 2 用過燃料池之風險評估 - 燃料裸露的可能性(每年) [1]

| 事件 | Frequency of Fuel Uncovery(per year) | |
|---|---|---|
| | EPRI | LLNL |
| 地震事件 | $2x10^{-07}$ | $2x10^{-06}$ |
| 燃料護箱(Cask)掉落 | $2.0x10^{-07}$ | 同 EPRI |
| 惡劣天候導致的外電喪失 | $1.1x10^{-07}$ | 同 EPRI |
| 以電廠為中心的外電喪失<br>與電網相關之意外事故 | $2.9x10^{-08}$ | 同 EPRI |
| 內部火災 | $2.3x10^{-08}$ | 同 EPRI |
| 失去用過燃料池之冷卻能力 | $1.4x10^{-08}$ | 同 EPRI |
| 失去冷卻水存量 | $3x10^{-09}$ | 同 EPRI |
| 飛機撞擊 | $2.9x10^{-09}$ | 同 EPRI |
| 龍捲風拋射物 | $<1.0x10^{-09}$ | 同 EPRI |
| Total | $5.8x10^{-07}$ | $2.4x10^{-06}$ |

(四).結論

做為結論此報告結果顯示，與核電廠運轉期間相比，用過燃料池之事故風險微乎其微，完全符合 Commission's Quantitative Health Objectives (QHOs)之健康標準。此篇報告主要使用了 9 種初始事件，作為用過燃料池風險評估量化的案例，其事件名稱以及其發生頻率將如表 2 所示。由表中可以發現,最主要之風險事件,僅有大地震以及燃料護箱掉落事件(cask drop event)尤其重要。

在熱水力分析中,報告中特別提到,雖然在 2000 年 2 月中有研究表明,

放置五年後的用過燃料將可以排除鋯火災的可能性，但此報告認為即使風險很低，但是因為散熱能力對於各種原因皆有很大的關聯性，且在地震及各種災害下，各種條件如燃料組件之幾何形狀及組件配置等，皆會產生無法預測之變化，因此仍然不能排除發生鋯水反應之可能性。

下列為擷取 NUREG-1738 報告結論中較重要結論之摘要：

- “除役後的核電廠風險很低，完全符合委員會的安全目標。風險很低的原因在於經評估後，發生鋯火災之可能性機率非常的低。”
- “因為移熱能力的多寡嚴重地受到各種條件的影響，包含燃料組件的幾何形狀以及用過燃料在燃料池內的擺放方式等。但是這些條件在不同電廠皆有不可忽視之差異，而且在發生地震以及相關意外時，都會發生不可預測之變化。由於還有可以持續多年的不可忽略之衰變熱源，以及無法確保燃料池有足夠的空氣流量之配置，因此仍然不可以排除鋯火災發生的可能性”。
- “特別值得注意的是，研究人員認為，空氣流量之探討，對用過燃料池的風險評估可能有重要的幫助，且不只是燃料池，空氣流量對核電廠停機時期的反應爐事故風險評估也很重要，因為在反應爐停機時，反應器冷卻系統以及圍阻體都可能是打開的狀況。”

1.1.2 NUREG-2161：

NUREG-2161 文件「Consequence Study of a Beyond-Design-Basis Earthquake Affecting the Spent Fuel Pool for a U.S. Mark I Boiling Water Reactor」[3]，主要為探討用過燃料池遭遇事故之風險以及後果，此研究報告使用了特定之參考電廠的低可能性(高強度)地震事件做為案例，探討此超過設計基準之地震對用過燃料池所可能造成的影響評估，為確保地震對於用過燃料池之結構損害，此報告使用大量篇幅分析用過燃料池之結構以及可能的損傷，並考慮了高密度以及低密度之用過燃料擺放方式。過去的風險評估研究即表明，即使以高密的配置方式貯存用過燃料束也仍然是足夠安全的，並且因為遭遇事故導致大量輻射物質釋放的風險非常低。這篇文獻之研究結果與早期研究結果一致，用過燃料池為一堅固結構體，遭遇嚴重地震時，將有很大的機會能夠承受住整個事故過程而不會洩露。因此，根據此篇文獻，NRC 將會繼續相信，用過燃料池中燃料組件在高密度方式下貯存仍能夠保護公眾的安全與健康。

以下針對 NUREG-2161 文件中四種較重要之考量進行說明：

(1)Multi-Unit Consideration

此現象定義為，反應器和用過燃料池同時遭遇事故後，互相影響造成的額外事故。舉例來說，因為地震導致用過燃料池發生破裂，導致池水外流至反應器地勢較低的周遭設備，導致反應器移熱能力受影響，導致二次事故的發生；亦或是，反應器遭受事故後，爐心之蒸汽因故衝出，用過燃料池天花板遭蒸汽沖毀，掉落物掉落導致用過燃料池發生破裂，導致二次事故發生。在此篇論文探討這種現象發生的可能性。

(2)Inadvertent Criticality

此現象源自於該篇研究報告之參考電廠並假設為:高密度的存放用過燃料束、高活度之燃料組件、地震導致池水喪失、且燃料束受地震影響而傾倒，導致燃料束之間的距離縮短，最終才有可能達到非預期臨界之事故。

(3)Structural Analysis And Related Initial Damage

此篇研究使用大量篇幅探討地震對於用過燃料池之結構所造成之損傷，並將受力方向分為垂直搖晃及水平搖晃。文中使用不同模擬軟體建立該參考電廠之結構模型。

(4)Seismic Hazard Characterization

如上述所說，此篇文件使用大量篇幅探討地震造成之影響，在此章節探討了地震的危險性評估，使用的是美國地質調查局的危險性模式(hazard model)。甚至開發、精進一新的地震預測模式，去預測不同強度之地震發生機率，並和真實電廠遭遇之地震機率作比對。最後，依照其模型之計算結果，去做後續相關之風險評估。

過去的風險研究報告即表示，高密度配置的用過燃料池是足夠安全，且因為事故導致大量釋放的風險非常低。然而，作為結論，此篇報告之結果與過去文獻之結論一致，即無論從發生機率或是對結構造成的損傷，亦或是後續可能造成的核種釋放之觀點來看，因為用過燃料池擁有堅固之結構，足以承受嚴重地震而不易造成洩露，因此此文獻認為地震對於用過燃料池的危害是較低的。

下列為擷取 NUREG-2161 報告結論中較重要內容之摘要：

- “過去的研究已經表明，大型的地震事件可能會導致用過燃料池的完整性受到損害，但此研究報告之結果證實這種情況不太可能發生，對於低機率的地震事件(高強度)，此研究估計失效的條件機率約為0.1。”
- “在此研究報告中，沒有任何一組用過燃料池在三天內失效，並導致放射性物質外釋的案例，這與過去的研究一致。大部分的案例在防止放射性物質釋放的可用時間都遠遠超過三天。”
- “在人為可靠度分析中，結果顯示在大多數情況下，用過燃料池的

救緩措施都可以即時佈署救援設備以防止放射性物質的釋放,但這是因為都假設有足夠的電廠工作人員以及設備可用的狀況,且工作區域是允許進入的請況下。”

- “在中等洩露的情景中，有兩種例外緩解措施可能是無效的，分別是(1).地震發生在裝填燃料時，因為用過燃料太熱導致緩解措施無效；(2).地震發生在用過燃料束相對較熱，以及反應爐和用過燃料池 hydraulically disconnected(沒有可用的路徑讓水到達)時，導致沒有足夠的時間進行緩解，又自然冷卻機制無法防止燃料損壞。”此情況在核電廠除役階段時,用過燃料池因為衰變熱已經降低許多，因此無此疑慮之考量。

- “研究結果顯示，在高密度擺放案例中，較佳的燃料擺放方式以及成功的緩解措施可以有效的減少放射性物質影響的區域範圍。但低密度擺放的方式只能減少放射性物質的影響的範圍,並不會影響放射性物質釋放的機率。”

1.1.3 NUREG/CR-6451 :

NUREG/CR-6451 文件「A Safety and Regulatory Assessment of Generic BWR and PWR Permanently Shutdown Nuclear Power Plants」[4]，主要為探討除役期間的不同時期，遭受不同意外事故時，對周遭環境可能造成的劑量以及損失，並將除役期間分成下列四種階段進行討論：

(a)階段 1 - Hot Fuel in the Spent Fuel Pool

在此定義為用過燃料從爐心中退出後開始，直至最後批次之燃料組件的衰變熱小到即使在水池中沒有水之狀況下，仍能維持護套之完整性，便進入第二階段。

(b)階段 2 - Cold Fuel in the Spent Fuel Pool

在此階段後，用過燃料組件便可以長期貯存在冷卻池中，即使電廠中其他組件已開始除役或拆除。

(c)階段 3 - All Fuel Stored in an Independent Spent Fuel Storage Installation(ISFSI)

當燃料組件之衰變熱小至可以移到外部貯存設施時，便進入第三階段，此時可允許整個核電廠進行除役拆除動作。

(d)階段 4 - All Fuel Removed from the Site

此階段則假設用過燃料可以做異地運輸，移出廠址外。

除此之外，每一個階段都有進一步地去定義了一系列的假設，甚至包含未來的永久停機核電廠以及提早停止運行的電廠。因此，此報告中的假設包含:比目前所有經驗相比，更高的燃耗、用過燃料池滿載、人口密度更高以符合未來的人口趨勢。

在監管評估的部分，此篇文獻主要篩選 10CFR 中第 0 到 199 的部分。包括可燃氣體控制，斷裂預防措施等要求。值得注意的是，因為永久停機

後的核電廠和運轉機組有非常大的差異，不論是在規模或是內容。此報告認為，部分只在全功率運轉或是設計基準事故的狀況下保護公眾的法規已不再適用，因此在報告中列出以下可能不再適用於現況的關於永久停機用過燃料池配置之相關法規，如下列：

- Combustible Gas control (50.44)
- ECCS Acceptance Criteria (50.46)
- Environmental'Qualification (50.49)
- Operator Presence at the Controls (50.54 (k))
- Containment Leakage Testing (50.54(0), Appendix J)
- Fracture Prevention Measures (50.60, 50.61, Appendices G and H)
- ATWS Requirements (50.62)
- Loss of All AC Power (50.63)

作為結論，根據不同的階段，探討不同意外事故的狀況，對環境造成的影響，包含距離、劑量、經濟損失等，如表 3 所示。總結來說，較台灣目前現況較符合的狀況為階段 1 和階段 2。其中階段 1 遭遇事故造成的後果最為嚴重。然而此報告中的結果又較過往之研究更為嚴重，這可以歸咎於此篇論文使用更高的人口假設，其次的原因是燃料池燃耗及容量的假設較高於先前研究。階段 2 的意外事故有考慮掉落意外等事故造成的劑量外釋，但如表 4 所示，其造成之影響遠遠低於階段 1。

表 3　PWR 遭遇意外事故之後果評估結果 [4]

| Accident | Inventory | Distance (miles) | Prompt Fatalities | Societal Dose (person-rem x10⁶) | Latent Fatalities | Condemned Land (sq. miles) | Total Cost ($x10⁹)** |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| Case 1H | full pool | 0-50<br>0-500 | 70<br>95 | 74<br>339 | 31,300<br>143,000 | 467<br>2790 | 287<br>566 |
| Case 1L | full pool | 0-50<br>0-500 | 1.2<br>1.2 | 62<br>130 | 25,300<br>53,800 | 297<br>869 | 100<br>117 |
| Case 2H | last core* | 0-50<br>0-500 | 29<br>33 | 81<br>226 | 33,200<br>94,600 | 286<br>776 | 186<br>274 |
| Case 2L | last core* | 0-50<br>0-500 | 0.3<br>0.3 | 42<br>70 | 16,800<br>28,800 | 156<br>188 | 56<br>59 |
| Case 3H | 50% pool | 0-50<br>0-500 | 0<br>0 | 32<br>48 | 13,200<br>20,400 | 25<br>25 | 25<br>25 |
| Case 3L | 50% pool | 0-50<br>0-500 | 0<br>0 | 6<br>8 | 2,400<br>3,400 | 2<br>2 | 1.1<br>1.1 |
| Case 4H | last core* | 0-50<br>0-500 | 0<br>0 | 24<br>36 | 10,100<br>15,400 | 15<br>15 | 15<br>15 |
| Case 4L | last core* | 0-50<br>0-500 | 0<br>0 | 4<br>5 | 1,500<br>2,300 | 1<br>1 | 0.8<br>0.8 |

表 4　PWR 意外事故之後果總結表[4]

| Spent Fuel Storage Config. | Accident Timing (yrs after final SD) | Recommended Accident Case | Offsite Consequences | | | | | | Dose at Exclusion Boundary (rem) | Onsite Cleanup Cost ($) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | Distance (miles) | Prompt Fatalities | Societal Dose (person-rem) | Latent Fatalities | Condemned Land (sq. miles) | Total Cost ($) | | |
| 1 | ~0 | 2L[2] | 0-50<br>0-500 | 0.3<br>0.3 | 4.2E+7<br>7.0E+7 | 16,800<br>28,800 | 156<br>188 | 5.6E+10<br>5.9E+10 | NC | NC |
| 2 | 3.5 (PWR) | Low gap release | 0-50<br>0-500 | 0<br>0 | 3000<br>4000 | 1<br>2 | 0<br>0 | neg. | .009 | 3.2E+7 |
| 3 | 5 | Single best assembly, estimate release | 0-50<br>0-500 | 0<br>0 | 590<br>690 | 0.18<br>0.22 | 0.002<br>0.002 | neg. | 0.472 | 1.2E+7 |
| 4 | 5 | BWST failure | - | - | - | - | - | - | - | 1.1E+8 |

[1]The accident consequences associated with the generic PWR are more severe than the comparable BWR cases.

[2]Rapid zircaloy oxidation involving the last full core offload (and the last normal offload for PWRs) low release fractions assumed.

NC = not calculated; neg = negligible

下列為擷取 NUREG/CR-6451 報告結論中較重要內容之摘要：

- “此報告總結了先前計畫的結果，對於永久停機的通用 BWR 和 PWR 電廠進行了監管評估。以前的研究已經給出了結論：只要沒

有牽扯到用過燃料,除役期間的事故基本上都可以忽略不計事故造成的廠外以及現場之後果。因此,此報告主要研究重點是當前以及未來的永久停機設施中的用過燃料貯存設備。”

- “經過足夠的冷卻時間後，快速的氧化現象已經不太可能發生，此時的燃料則被認定為階段 2”用過燃料池中的冷燃料”。事故的發生是單個燃料組件的掉落，造成 gap release，如表 4 所示，此階段的事故所計算出的後果是遠低於階段 1 的。”

- “儘管將用過燃料放置在用過燃料池長期貯存是可行的，但此報告仍然考量了所有燃料在 ISFSI 的轉移階段。階段 3 的事故發起是由龍捲風導致的飛行物刺穿 ISFSI 的桶子，因此事故假設一個組件破損，導致高燃耗的組件由間隙釋放少量的粒子。但如表 4 所示，其計算出的後果通常小於階段 2”。

- “在廠區移走所有燃料後，剩餘的放射性核種雖然很多，但卻無法輕易釋放至環境中。先前的研究已經計算出事故會造成非常低的釋放量，對廠內以及廠外只有少量的健康影響。因此為了估算現場事故的成本，本研究考慮了假想的硼酸水貯存桶破裂的事故，雖然釋放的活度很低，但仍然需要清理。如表 4 所示，其計算出來的成本將會是 110 百萬美元。”

1.1.4 NSIR-2015-001 :

(一)前言

NSIR-2015-001 文件「Spent Fuel Assembly Heat Up Calculations In Support Of Task 2 Of User Need NSIR-2015-001」[5]，主要目的即為替 NSIR-2015-001 之使用者提供用過燃料池的熱水力研究，主要之研究方式與 NUREG-1738 類似，然而不同的是，此報告亦有探討有無格架以及用過燃料束不同批次之擺放方式之不同，對於結果的影響。其不同擺放方式如圖 3 所示。除此之外，此報告亦有探討在不同燃耗之燃料組件的衰變熱隨時間之變化，如圖 4 所示，圖 4 還顯示了 SFPS “NUREG-2161” 和 Kewanee 電廠（KPS）“Calculation 2013-07050, Revision 2 Maximum Cladding Temperature Analysis for an Uncovered Spent Fuel Pool with No Air Cooling,” [6]的衰變熱比較。在 SFPS-“NUREG-2161” 中，較舊的燃料對應較低的燃耗，較新的燃料對應較高的燃耗。 KPS 報告中最熱燃料的衰變熱始終低於 PWR 的最低燃耗值 45 GWd / MTHM。

(二)基本假設

NSIR-2015-001 研究報告之基本假設條件如下：

1. 根據參考文獻 “US Commercial Spent Nuclear Fuel Assembly Characteristics: 1968– 2013” [7]中有關 BWR 的 10x10 組件和 PWR 的 17x17 組件的資料，可以得到燃料組件之衰減熱，基於代表性的平均爐心功率（PWR 為 38 MW / MTHM 和 BWR 為 24 MW / MTHM）進行模擬計算。
2. 參考文獻“US Commercial Spent Nuclear Fuel Assembly Characteristics: 1968– 2013” [7]數據庫(GC-859)中，BWR 和 PWR 用過燃料中只有 0.54％的燃耗超過 55 GWd / MTHM。 MELCOR 計算為針對 60 GWd / MTHM 的燃耗進行模擬，與 NUREG-1738 中的假設一致。
3. MELCOR 絕熱加熱計算中，各組件使用相同溫度計算。

4. 假設燃料組件的初始溫度為 30˚C（在 SFPS “NUREG-2161” 中，初始水溫為 28˚C）。 初始溫度的小差異對於結果預計不會很明顯，因為目標為計算上升到溫度 900˚C 所需時間。
5. 根據參考文獻“MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 2: Reference Manual, Version 2.1.6840,” [8]中提供的數據，假定組件之比熱為溫度的函數。
6. 在加入格架的模擬中，未考慮受污染材料腐蝕和熔化的影響（例如，Boral 的熔化溫度為 593-660˚C，Boraflex 的熔化溫度為 300-500˚C – 摘自 EE-8 至 EE- EPRI TR-1025295 第 2 卷第 9 頁）。進行靈敏度分析以顯示受污染格架的重要性。根據參考文獻[8]中的材料特性，假定受污染格架的比熱為 500 J / kg K。
7. 在 MELCOR 計算僅使用 SFPS “NUREG-2161” 中的 BWR 模型來表示輻射、熱對流以及空氣氧化的潛在影響。PWR 燃料組件預計也有類似的趨勢。
8. 在 700-850˚C 的溫度範圍內，燃料護套可能會因膨脹破裂而造成洩漏，也有可能在 600˚C 或以上的溫度潛變破裂。 NUREG-1738 的結論是，為了確保可以擁有 10 小時以上之救援(疏散)時間的用過燃料束冷卻時間，可以在空氣氧化條件下使用 900˚C 的溫度（如果使用蒸汽，建議使用 1200˚C 或更高溫度）決定升溫時間。目前結果為 565˚C 和 900˚C 的升溫時間，與參考資料[6]之計算結果相似
9. 為保守假設，模擬之起始時間為用過燃料池失去所有冷卻功能之時間點。然而現實中，從事故發生後到失去所有冷卻能力之時間可能從數小時到數天不等，因此在不同的事故以及不同用過燃料池的損壞狀況下，可以提供額外的時間來準備救援措施。

10.研究方法:

絕熱模型 :

單燃料束絕熱加熱公式 :

$$\Sigma m_i c_{p_i} \frac{dT}{dt} = Q$$

i 為各組件(例如 $UO_2$、Zr 或格架)；

m 為組件質量；

$C_p$ 為隨溫度 T 變化之比熱；

t 為時間；

Q 為熱功率。

(三)研究結果

圖 5 和圖 6 表示 60 GWD / MTHM 燃耗下的 BWR 用過燃料池升溫情況。圖中的實線為公式(1)的絕熱計算，符號代表絕熱邊界條件的 MELCOR 計算。由圖 5 和圖 6 可知，加入格架計算有明顯的延遲加熱時間(約 38%)，這是一個合理的假設，因為在 MELCOR 計算中，護套和格架的升溫速率幾乎相同。

平均燃料組件和最熱燃料組件的絕熱加熱結果如圖 7 和 8 所示，不包括有格架的加入模擬。於燃耗為 60 GWd / MTHM 的 BWR 燃料組件之案例，其 10 小時加熱到 900°C 的冷卻時間，平均排列之冷卻時間(停機後)在 0.73-1.03 年之間，而最熱燃料組件為 1.06-1.39 年。而 PWR 所需的冷卻時間在 1.17-1.65 年之間，而最熱燃料組件為 1.48-2.12 年。將燃耗為 60 GWd / MTHM 的 BWR 和 PWR 最熱燃料組件進行比較，10 小時內到達 900°C 所需的冷卻時間分別為 1.21 年和 1.64 年。PWR 組件所需的冷卻時間比 BWR 高 36%，即 PWR 用過燃料的衰變熱功率可能高 2-3 倍（PWR 燃料功率組件比 BWR 還要高）。圖 8 顯示了當前的加熱時間與 NUREG-1738 和參考文獻[6]的比較。兩者之間的差異可以歸於不同的衰變熱功率和軸向峰值因子。對於 KPS，差異是由於不同的衰變熱以及有關絕熱加熱計算的材料特性的假設所致。

圖 9 顯示了 BWR 的燃料排列逕向熱傳以及空氣冷卻和氧化的影響。有格架加入對絕熱加熱時間也有明顯的影響，包含 MELCOR 計算中的環 1 和 2 之間的徑向傳熱。所有的 MELCOR 計算都是使用圖 4 中的平均衰

變熱功率，燃耗為 60 GWd / MTHM。 MELCOR 為均勻排列計算的加熱時間與冷卻時間為 1 至 5 年的絕熱預測(公式計算)非常吻合。在 MELCOR 均勻排列模型中，環 1 的進口和出口關閉，代表因異物阻擋完全阻擋對流自然循環。環 1 和 2 之間的徑向傳熱也被禁止，對於沒有格架的情況，格架質量在環 1 中為零。輻射熱從燃料棒傳遞到燃料匣，最後傳遞到格架，此段熱傳遞的增加，將延長加熱時間（請參見圖 8 中有無格架的絕熱加熱時間）。

在棋盤和 1x4 排列案例中，環 1 和 2 之間只有輻射熱傳。分析表明，相對於均勻排列，棋盤排列加熱到 900ºC 時間在冷卻時間≤1 年大於均勻排列上升時間 1.3 倍，到 3 年時約 1.1 倍。這差異主要是因為最近退出燃料與相對較早退出之用過燃料相比有所衰減，1 年至 3 年的用過燃料的衰變熱之間的差異大於 3 年至 5 年的用過燃料的衰變熱。圖 10 則顯示了格架對 PWR 加熱計算的影響。

(四)結論

作為結論，此報告認為意外事故下用過燃料池有格架可以有效地減緩用過燃料的升溫狀況，因無格架之案例散熱較差，若在反應器停機後之天數相同條件下，無格架之用過燃料池只需較少時間便會達到 900ºC。其結果如表 5 所示，若在相同條件下，無格架之用過燃料池需較長之冷卻時間(反應器停機後之冷卻天數)，才能避免用過燃料束在 10 小時內升溫至 900 ºC。也就是說，若無考慮格架，則燃料需較長的冷卻時間，才不會在 10 小時內升溫至 900℃。因此本報告採用無格架之案例並用以模擬較為嚴重之案例，分析結果相對較為保守。表 6 中顯示升溫到 565˚C 的加熱時間，該結果考慮較低溫度下護套失效的可能性。

下列為擷取 NSIR-2015-001 報告結論中較重要內容之摘要：

- “使用燃耗 60 GWd/MTHM 之 BWR 用過燃料組件去估計 10 小時內 heatup 的時間點，其最熱組件以及平均組件之差異可以來到 28%，而 PWR 則是 24%”

- “對於 10 小時的加熱時間就達到 900°C 的案例，BWR 之平均組件所需的冷卻時間會落在 0.73-1.03 年，而最熱組件則是在 1.06-1.39 年。而對於 10 小時的加熱時間就達到 900°C，PWR 之平均組件所需的冷卻時間則是在 1.17-1.65 年之間，最熱組件則是在 1.48-2.12 年之間。”

- “和 NUREG-1738 算出來之結果有差異，此差異可歸咎於不同的衰減功率以及軸向峰值因子”

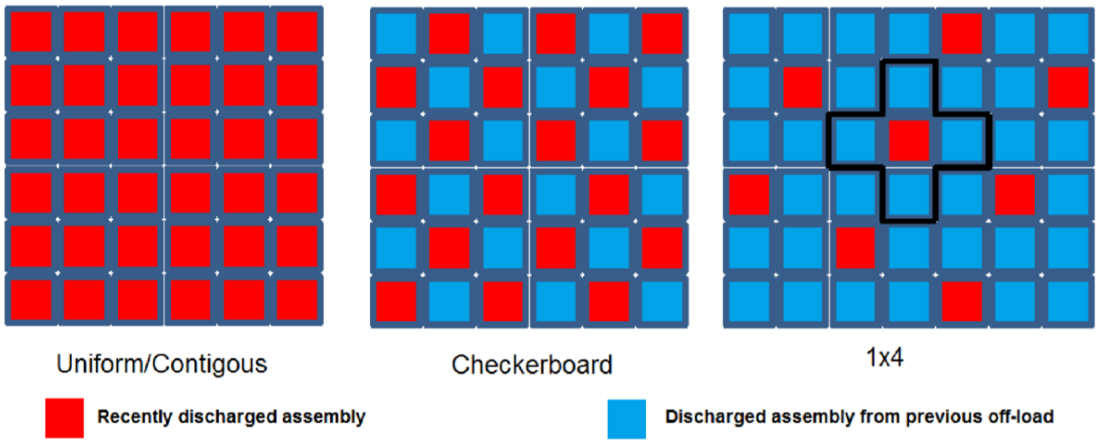



圖 3 用過燃料束之擺放方式[5]

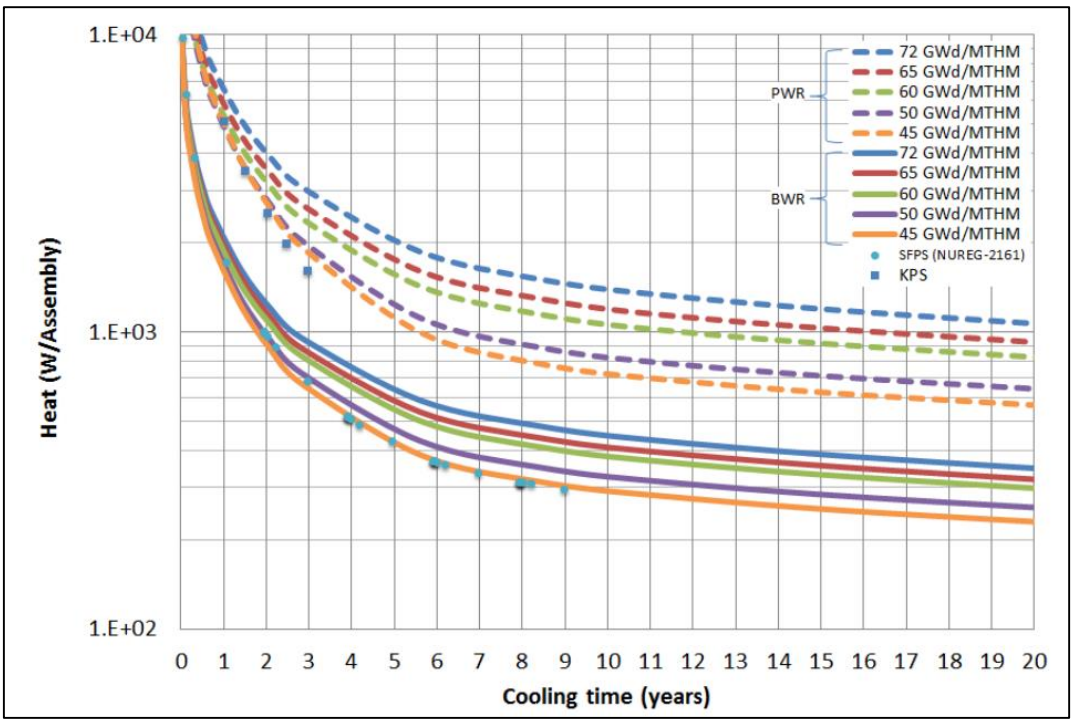



圖 4 不同冷卻時間與燃耗之平均衰變熱[5]

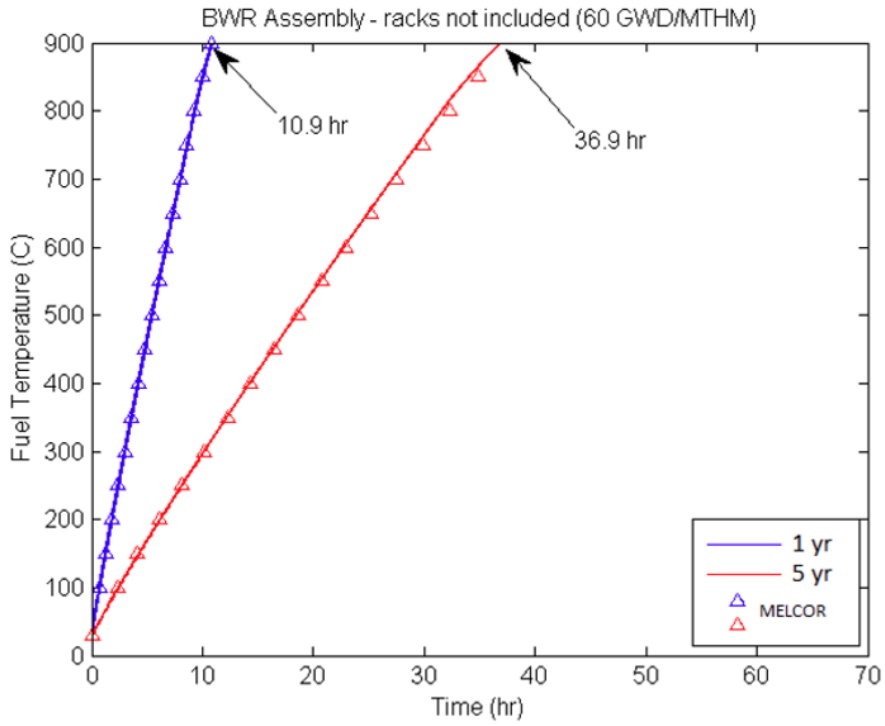



圖 5 無格架之用過燃料束升溫狀況[5]

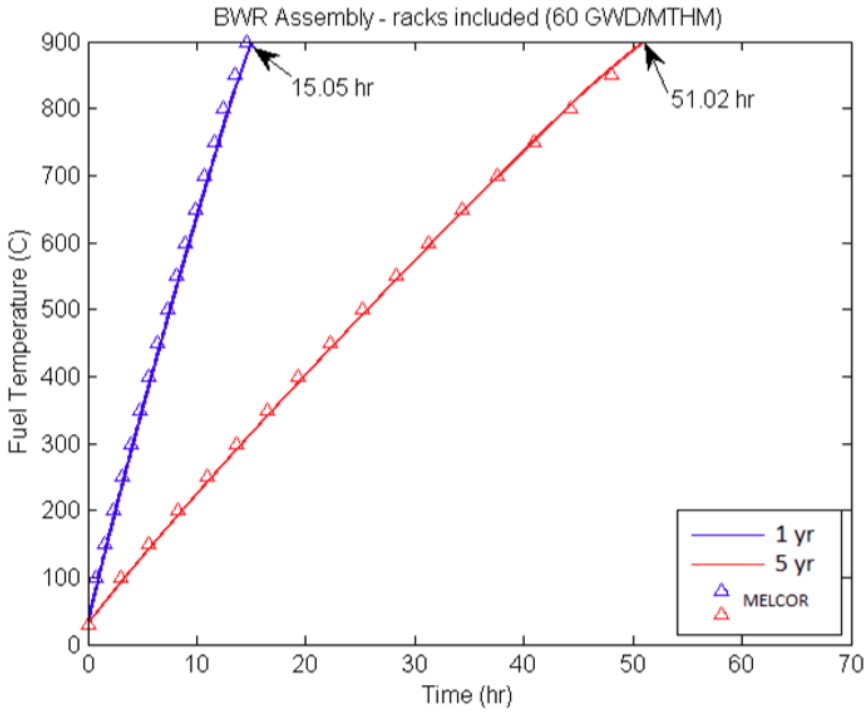



圖 6 有格架之用過燃料束升溫狀況[5]

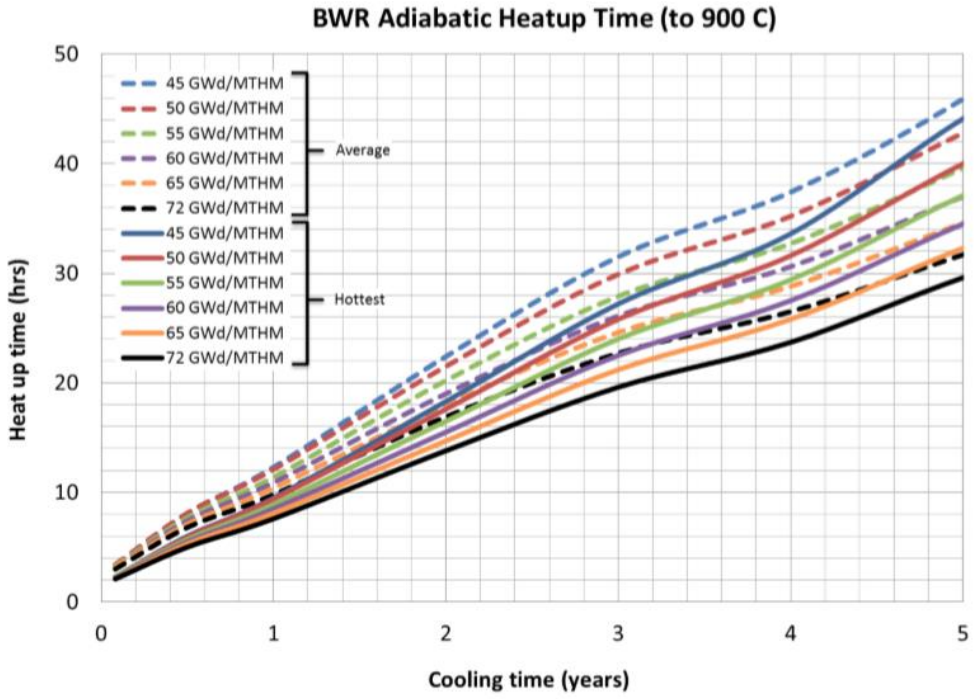



圖 7 不同燃耗之 BWR 用過燃料於絕熱情況下升溫至 900°C 之結果圖 [5]

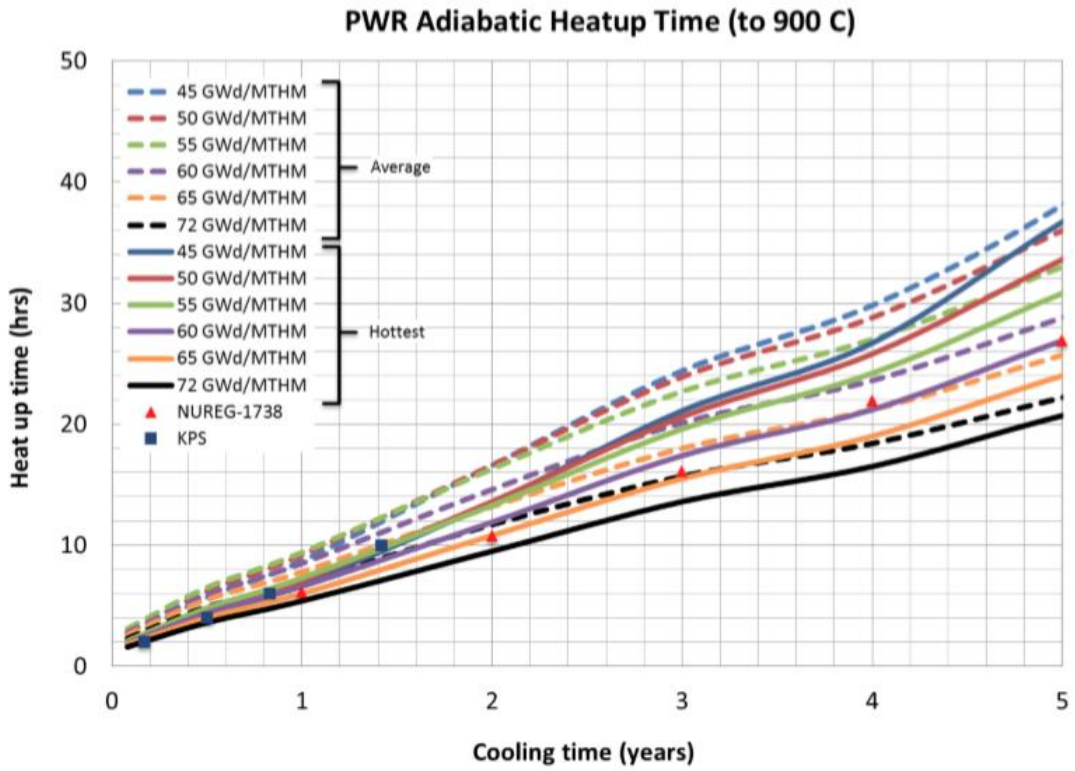



圖 8 不同批次之 PWR 用過燃料於絕熱情況下升溫至 900°C 之結果圖 [5]

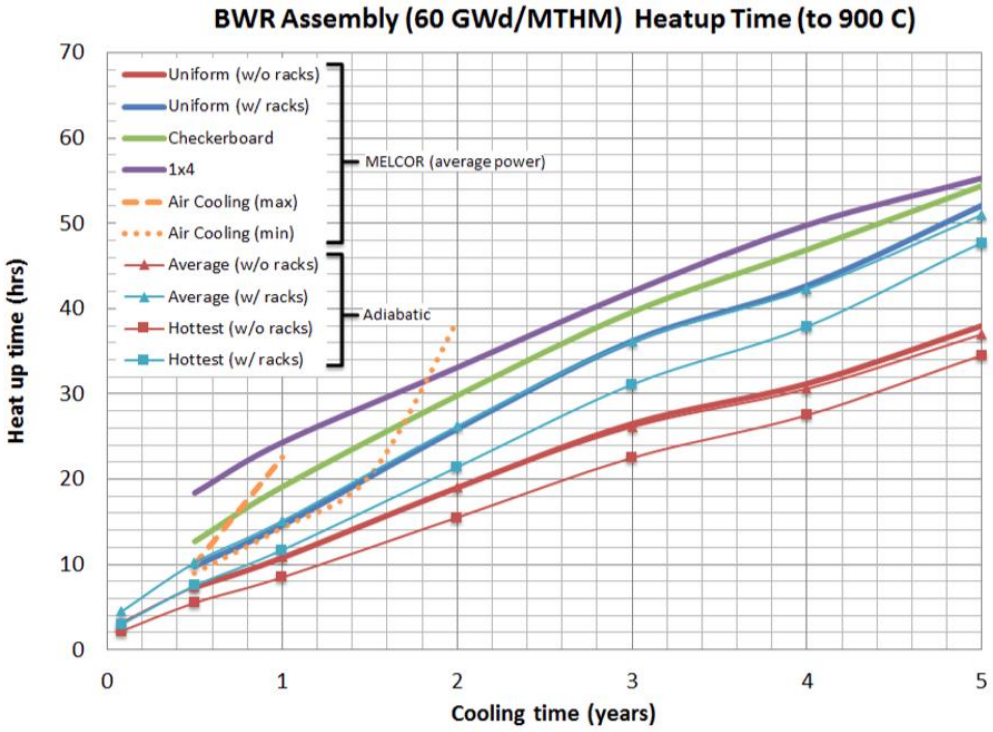



圖 9 BWR 不同排列方式與假設之 Heat up 時間比較[5]

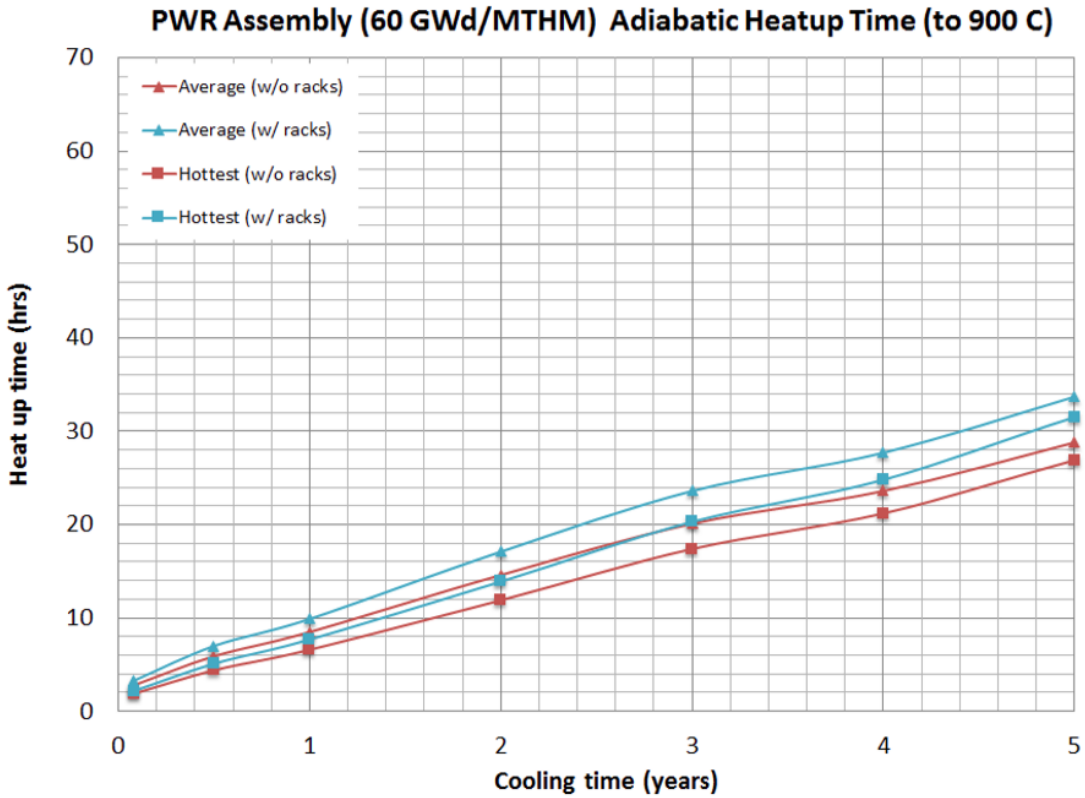



圖 10　PWR 不同排列方式與假設之 Heat up 時間比較[5]

表 5 用過燃料在 10 小時內升溫至 900°C 所需之最小冷卻時間表 [5]

Table 1: Cooling time (years) required for 10-hour heat up time (to 900°C)

| | BWR assembly | PWR assembly |
|---|---|---|
| Adiabatic (w/o racks) | 1.06 – (1.21) – 1.39 | 1.48 – (1.64) – 2.12 |
| Adiabatic (w racks) | 0.61 – (0.80) – 0.92 | 1.27 – (1.37) – 1.77 |
| Checkerboard or 1x4<br>(for 60 GWD/MTHM burnup) | < 0.8<br>(MELCOR estimate) | < 1.37<br>(based on BWR insights) |

表 6 用過燃料在 10 小時內升溫至 565°C 所需之最小冷卻時間表 [5]

Table 2: Cooling time (years) required for 10-hour heat up time (to 565°C)

| | BWR assembly | PWR assembly |
|---|---|---|
| Adiabatic (w/o racks) | 1.94 – (2.25) – 2.60 | 2.54 – (2.97) – 4.16 |
| Adiabatic (w/ racks) | 1.37 – (1.57) – 1.78 | 2.20 – (2.50) – 3.35 |

1.1.5 NUREG-2157 :

總的來說，NUREG-2157 文獻「Generic Environmental Impact Statement for Continued Storage of Spent Nuclear Fuel」 [9]與用過燃料池相關之章節 4.18.2 中，整理了 NRC 對用過燃料池發生意外時(包含內部肇始事件以及外部事故)的安全度評估、意外事故發生機率與預估可能造成之後果。在此亦簡述其內容。

(1)Severe Accidents in Spent Fuel Pools

NRC 已在多篇報告中探討了嚴重事故發生在用過燃料池時會遭成多大的風險，WASH-1400(NRC 1975)報告中認為，用過燃料池的主要可能發生的意外可歸類為三種，失去用過燃料池冷卻能力、用過燃料池失去冷卻水以及重物掉落。而 NUREG-1353 中，探討了多種嚴重事故對用過燃料池的影響，包含失去冷卻水，疏忽性的用過燃料池排水事故、因為龍捲風拋射物、飛機撞擊、重物掉落等的結構性損壞、以及超過設計基準的地震。NUREG-1738 探討了除役後的核電廠內的用過燃料池意外事故，試圖計算了地震、飛機失事和龍捲風對用過燃料池所造成的風險。

在 NUREG-1738 中，NRC 做出一結論，用過燃料池因為外電喪失所導致的用過燃料束未被液態水所包覆之意外發生率落在 $1.1x10^{-7}$/yr 到 $2.9x10^{-8}$/yr 之間，分別是因為惡劣天氣和電廠相關或電網相關事故所造成。喪失外電會造成冷卻系統失效，造成水池內水溫上升並加速液態水蒸發。然而，此報告認為在經過美國發電廠在 2001 年 9 月 11 日因恐怖襲擊導致的長期失去補水能力事件，以及福島事件後而額外要求的救援措施後，將會對用過燃料池的冷卻系統有更進一步的保護。因此，此報告認為因廠外電力喪失所引起的用過燃料池釋放輻射物質的環境風險是非常小的。

在後續之附錄 F 中此報告更探討了因用過燃料池冷卻水流失而導致的假想鋯合金火災之意外事故。探討了此對放射性物質排放到大氣的機率以及後果加權等因子，總而言之，此報告認為此情況對社會以及經濟之影響

很小。

(2)Internal event

在以前的研究中，NRC 考慮了諸多不同類型的設備故障以及內部肇始事故，這些事件有可能導致用過燃料池中發生嚴重事故，舉例來說，所有用過燃料池都具有獨立的冷卻系統以及清理系統，該系統之安全功能旨在所有的貯存條件下，保持用過燃料束的冷卻以及確保其被液態水覆蓋。總的來說，上述兩系統以及其他救援設備，須滿足 NRC 所規定之能力(如抗震)，以保護用過燃料池之補充水能力以及用過燃料池建築物之通風及過濾系統。運轉方需透過提供足夠之補充冷卻水能力，以及設計良好之用過燃料池冷卻和清理系統，以防止冷卻水被意外排放亦或是降低到規定之高度以下。

(3)External event

在過去的研究中，NRC 亦探討了不同類型的外部事件(龍捲風、飛機墜毀和超出設計基準地震事故)將會如何導致用過燃料池的嚴重事故。NRC 對每一個外部事件進行了評估以確定與其相關的用過燃料池意外事故發生的頻率。在 NUREG-1738 中，NRC 確定地震事故所造成的用過燃料束失去液態水覆蓋之頻率遠高於飛機墜毀和龍捲風，因此地震事故被認為是嚴重事故的典型外部事件。此部分如同附錄 F 所討論，許多 NRC 報告所得出的結論揭示，用過燃料池的結構具有一定的抗震性，甚至可以承受遠遠超出設計目標之負荷。若在地震事故中，水池的牆壁或地板的結構被破壞，水池內的液態水將會迅速從水池中排出，而用過燃料束將暴露在空氣中。然，根據附錄 F 之討論，此報告認為因為嚴重的地震事件所造成的用過燃料束暴露在空氣中之機率非常小，介於 $5.8x10^{-7}$/yr 和 $2.4x10^{-6}$/yr 之間。

(4)Climate Change

在 NUREG-1738 中，NRC 認為由龍捲風所引起的意外事故總頻率極低

(約為 $10^{-9}$/yr)。然而，GCRP(2014)報告認為，未來的龍捲風與雷暴雨的強度與頻率趨勢並不明朗，未來仍有可能出現嚴重天災事故，但由於此類型之評估與預測極為困難，因此 NRC 認為在短期內，龍捲風所造成之風險將與 NUREG-1738(2001 年)報告之結果相同。

(5)Summary

總結來說，根據 NRC 多年來的研究報告所述，用過燃料池發生嚴重事故的風險，包括內部事件和外部事件，以及氣候變化，NRC 得出的結論是，用過燃料池發生嚴重事故之風險非常小。

(二)Severe Accidents in Dry Cask Storage Systems and DTSs

NRC 與 EPRI 皆完成了包含乾貯系統的公眾風險評估。兩項研究皆考慮了一系列事故，這些事件可能對貯儲桶造成足夠的損害，導致放射性物質釋放。在 NUREG-1864 中，NRC 分析了乾貯桶的各個階段，包含從用過燃料池中裝載燃料、將乾貯桶轉移、將桶從移至貯存區並貯存 20 年。該研究評估了完整的引發事件，包含在處理過程中乾貯桶掉落以極可能發生的外部事件(如地震、洪水、強風、雷擊、意外飛機墜毀事故以及管路爆炸)，該研究甚至對機械以及熱負荷所造成的潛在破裂進行了建模模擬。在此報告中，將在傳輸桶掉落 5.8m 時，可能導致嚴重的後果。然而，綜合考量到此種意外事故發生的機率，此類型之事故引起的輻射外洩事故概率約為 $3x10^{-5}$/yr。

EPRI 在 2004 年的研究同 NRC 研究，探討了完整的引發事件。然而，EPRI 之研究結果表明，對於任何可能造成放射物質外洩的事件，其最低的後果與乾貯桶掉落有關。而最高可能的後果則與對乾貯桶造成衝擊事故以及後續造成的火災有關。然而，其綜合後之各類型事故造成放射性物質釋放之頻率約為 $5.3x10^{-6}$/yr。然而，此報告認為，即使其後果會超出公眾人員的劑量限制，但因為事件發生的頻率非常低，因此事故的環境風險很小。

總結來說，根據 NRC 多年來的研究報告所述，用過燃料池發生嚴重事故的風險，包括內部事件和外部事件，NRC 得出的結論是，用過燃料池發生嚴重事故之風險非常小。

(三)Conclusion

根據多年來 NRC 對用過燃料池與乾貯桶系統所做的嚴重事故風險評估，根據這些報告與評估，NRC 所得出的結論是，用過燃料池與乾貯桶系統發生嚴重事故的風險很小。

除此之外，本文獻亦收錄一章節 Potential Acts of Sabotage or Terrorism，本章節主要在探討，恐怖主義的行動所造成的潛在影響與危機，其中可能涉及貯存中的用過燃料束。由於此章節探討眾多與地理環境有關以及居住居民密度，並探討爆炸所影響之範圍以及軍事相關議題，與本國之環境條件極不相似，因此其研究結果可能無法參考。然而，在此仍簡述 NRC 所研究之結果，NRC 認為即使在貯存階段中用過燃料池被成功的攻擊了以後，可能對環境成的後果很大，但由於成功攻擊的可能性非常低，可以確保環境風險很小。

附錄 F

本文獻之附錄探討了用過燃料束於短期的暫存期(放置在用過燃料池內)時，發生用過燃料池失火的風險與對環境造成的影響。如果發生嚴重事故導致用過燃料池的冷卻水流失，且無法補充冷卻水，用過燃料束可能會加熱到 1000ºC，在此溫度下，用過燃料束的護套可能會與空氣發生高度放熱的化學反應，這種失控的氧化反應通常稱為用過燃料池鋯火災。從損壞的用過燃料束中釋放出的氣體可能被攜帶到整個用過燃料池並外釋到周遭環境，可能會導致周圍人口的暴露。然而，在某些調劑下，失控的鋯氧化反應也可能擴散到其他用過燃料束，由於發生鋯氧化反應的高溫藉由熱輻射

效應，可能導致其餘較低衰減熱的用過燃料束亦發生失控的鋯氧化反應。

用過燃料池火災所產生的影響可以用事故發生後的後果表示，也可以使用概率加權的結果表示。概率加權結果是通過將後果乘以事故發生的概率來計算的。在後續的分析中，NRC 首先探討了用過燃料池火災造成的後果，然後透過探討用過燃料束處於短期貯存期間(放置於用過燃料池內)內，將發生此類事件的可能性後相乘，來確定用過燃料池火災的風險。然而，由最近的分析（即 SECY-13-0112）表明，即使對於在核電廠關閉後幾個月內發生的事故，並且假設緩解措施未成功，放射性物質的釋放也可能在事件發生後的八小時到幾天內開始。且隨著冷卻時間的增加，在放射性物質釋放出來時，早期疏散就已經完成的可能性便逐漸增加

表 7 顯示，最嚴重的用過燃料池著火後果將發生在核電廠關閉後 30 天內開始的火災以及受災地區的疏散或延遲疏散。表中之較高值與較低值分別對應於關閉後 30 天後之火災與 10 年後發生之火災。然而，較晚疏散將導致後果比較早疏散更為嚴重，因為較晚疏散意味著人們將在放射性物質釋放後撤離。此外，表 7 所示的值是有條件的結果，是基於假設發生嚴重事故而不考慮事故的可能性很小的假設。

由於用過燃料束僅會在失水情況下且無法進行空氣冷卻的情況下，才容易發生燃燒（即失控的氧化反應）。但在許多情況下，燃料都是可空氣冷卻的。然而，GEIS 的研究結果中，考慮了短期貯存的時間範圍可以超過其被許可的長達 60 年使用壽命。隨著時間的流逝，即使用過燃料池完全失水，由於用過燃料束衰變熱的下降，使的空氣冷卻性的可能性越來越高。

然而，NRC 尚未定義用過燃料束不再發生火災的年限。因此，NUREG－1738 假設如果水位距用過燃料束頂部約 0.9 m（3 英呎）以下，則將可能引發火災。表 7 和表 8 中的影響估計值基於此假設，使用核電廠關閉後 30 天到 10 年的衰減時間來作為定量影響估計值的範圍。因隨著核電廠關閉後，用過燃料束隨時間流逝，其放射性衰變和衰變熱產生的熱量逐漸減少，用

過燃料束的危害性將降低。表 8 提供了因用過燃料池火災而導致的概率加權後果（風險）。該表顯示，用過燃料池火災的概率加權後果與嚴重的核電廠事故相當。如 NUREG-1738（NRC 2001）所評估的那樣，在短期內，用過燃料池火災對電廠外的健康影響，可與運轉時的核電廠發生嚴重事故的影響相媲美。而最近的研究，例如 NUREG-1935、SOARCA 報告（NRC 2012a）和 SECY-13-0112（NRC 2013a），都表明了概率加權健康影響核電廠事故和用過燃料池事故的發生率非常低，並且完全在委員會的安全目標之內。然而，雖然用過燃料池火災的經濟影響可能大於核電廠事故的經濟影響，但燃料池事故的可能性比核電廠事故的可能性較小。因此，兩者對廠區外的經濟影響的概率加權後果是接近的。

然而，綜合上述總總，NRC 認為此類事故的總風險仍然較低，其原因來自於用過燃料池的冷卻水喪失之可能性較低。況且，在 2001 年的 NUREG-1738 報告以後，NRC 更持續地嚴格執行法規，以求進一步減少用過燃料池火災的可能性。因此，以現在的情況而言，其風險將更低於 NUREG-1738 之研究結果。

表 7 用過燃料池意外事故頻率與後果[9]

| | Accident Frequency (per year)[b] | Individual Risk per Event: Early Fatality (1 mi)[c] | Individual Risk per Event: Latent Fatality (10 mi)[c] | Individual Risk per Event: Total person-Sv per Event | Collective Early Fatality per Event (10 mi)[c] | Latent Fatality[d] (0–500 mi) | Total Onsite and Offsite Economic (million $ per event) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| NUREG–1738 (high Ru) | $5.8 \times 10^{-7}$[e] to $2.4 \times 10^{-6}$[f] | $4.68 \times 10^{-3}$ to $4.43 \times 10^{-2}$ | $6.39 \times 10^{-2}$ to $8.49 \times 10^{-2}$ | $1.34 \times 10^{5}$ to $2.37 \times 10^{5}$ (50 mi)[c] | <1 (0.360) to 191 | - | - |
| NUREG–1738 (low Ru) | $5.8 \times 10^{-7}$[e] to $2.4 \times 10^{-6}$[f] | $1.63 \times 10^{-3}$ to $1.27 \times 10^{-2}$ | $1.29 \times 10^{-2}$ to $1.88 \times 10^{-2}$ | $4.72 \times 10^{4}$ to $5.58 \times 10^{4}$ (50 mi)[c] | <1 to 2 | 20,000–27,000 | - |
| NUREG–1353 | $2.0 \times 10^{-6}$ | - | - | $2.6 \times 10^{5}$ (50 mi)[g] | - | | 55,700[h,i] |
| NUREG/BR–0184 | - | - | - | $2.6 \times 10^{5}$ (50 mi)[j] | - | | 57,800[h,k] |

(a) All values are approximate.
(b) A value of $5.8 \times 10^{-7}$ is scientific notation for a value that can also be expressed as 0.00000058. This value means that the probability of the accident occurring in any year is one chance in 1,700,000 (or one chance in 1/0.00000058).
(c) Consequence values were obtained from NUREG–1738 (NRC 2001, Tables 2 and 3 of Appendix 4B). [Note: Similar values appear in NUREG–1738 (NRC 2001, Tables 3.7-1 and 3.7-2), but were incorrectly reporting values from Appendix 4B.]
(d) Consequence values were obtained from NUREG–1738 (NRC 2001, Appendix 4) and reflect a range of results from the seven cases evaluated.
(e) Electric Power Research Institute data from NUREG–1738 (NRC 2001).
(f) Lawrence Livermore National Laboratory data in NUREG–1738 (NRC 2001).
(g) Case 2 values were obtained from NUREG–1353 (NRC 1989, Table 4.8.3). Case 2 assumed the entire spent fuel pool inventory was released.
(h) Values are based on impacts within 50 mi and are adjusted to 2010 dollars using the Consumer Price Index Inflation Calculator.
(i) Values were obtained from NUREG–1353 (30,200 Million $ in 1988 dollars; excludes replacement power costs) (NRC 1989, Tables 5.1.1 and 5.1.2).
(j) Values were obtained from NUREG/BR–0184 (NRC 1997, Table C.101).
(k) Values were obtained from NUREG/BR–0184 (26,400 Million $ in 1983 dollars; excludes replacement power costs) (NRC 1997, Table C.95 and C.101).

表 8 核電廠事故與用過燃料池火災事故之頻率加乘後果比較[9]

| | Individual Risk | | | Population Risk | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| Accident Type | Early Fatalities (within 1 mi) ($Ryr^{-1}$) | Latent Fatalities (within 10 mi) ($Ryr^{-1}$) | Collective Dose (person-Sv $Ryr^{-1}$) | Early Fatalities ($Ryr^{-1}$) | Latent Fatalities ($Ryr^{-1}$) | Economic Damage ($ $Ryr^{-1}$)[a] |
| Severe Reactor Accident[b] | $1.5 \times 10^{-8}$ | $1.5 \times 10^{-9}$ | 0.06 | $2.0 \times 10^{-6}$ | $5.2 \times 10^{-3}$ | $1.1 \times 10^{5}$[c] |
| Spent Fuel Pool Fire[d] | $3.9 \times 10^{-9}$ to $3.0 \times 10^{-8}$ | $3.1 \times 10^{-8}$ to $4.5 \times 10^{-8}$ | 0.11 to 0.13 | $1.9 \times 10^{-7}$ to $5.3 \times 10^{-6}$ | $5.6 \times 10^{-3}$ to $5.9 \times 10^{-3}$[e] | $1.0 \times 10^{5}$[f] to $1.1 \times 10^{5}$[g] |

(a) Values adjusted to 2010 dollars using the Consumer Price Index Inflation Calculator.
(b) From NUREG–1150 for Surry Power Station (NRC 1990), except for economic damage (see Note (c)).
(c) From NUREG–1437, Supplement 6, Surry Power Station Units 1 and 2 (NRC 2002), without public exposure costs.
(d) From NUREG–1738 (NRC 2001, Table 3.7-2 late evacuation and Table 3.1 total fuel uncovery frequency assuming Lawrence Livermore National Laboratory seismic hazard), except population latent fatality and economic damage risks.
(e) From NUREG–1738, (NRC 2001, Tables A4-7 through A4-9), which reflect a range of the three Surry cases evaluated, for distances up to 160 km (100 mi), and between 30 days and 1 year decay time prior to the accident. Event frequency is $2.4 \times 10^{-6}$ $Ryr^{-1}$ (NRC 2001).
(f) NUREG/BR–0184 (NRC 1997, Tables C.95 and C.101), without replacement power costs.
(g) From NUREG–1353 (NRC 1989, Tables 4.8.3, 5.1.1, and 5.1.2), without replacement power costs.

## 1.2 用過燃料池文獻案例再現與分析技術建立

本章節評估工具採用美國核管會(NRC)所認可之 TRACE 熱水流分析程式，根據上述文獻所提到之內容以及假設，依照相同之分析方法論，發展一相同概念之 TRACE 模型，其主要目的即為建立相同之分析技術，以驗證研究團隊之分析技術。然而，NUREG-2161 以及 NUREG/CR-6451 兩篇文獻之內容較偏向風險評估分析，使用 TRACE 熱水流分析程式無法再現其研究結果，因此本報告將注重於再現 NUREG-1738 與 NSIR-2015-001 兩篇文獻之熱水流評估內容。

### 1.2.1 NUREG-1738 案例評估:

#### （一）模式建立

根據上一章節所說，此文獻主要假設兩種狀況做熱水流分析，分別是滿水位分析以及空氣冷卻分析，並分為 PWR 以及 BWR 之用過燃料池與用過燃料束。在此篇報告中假設其用過燃料之燃耗為 62.5 GWD/MTU 且週期時間為兩年。其中 BWR 之用過燃料池中放著 4200 束 9x9 的燃料組件，並假設 BWR 水池之表面積為 105.7 平方公尺，因此在 TRACE 模型中假設其為正方形水池，單邊常則為 105.7 平方公尺開平方根，約為 10.281 公尺。；PWR 的用過燃料池中擺放著 965 束 17x17 的燃料組件，水池之表面積為 61.3 平方公尺，在 TRACE 模型中則假設為正方形水池，單邊長為 61.3 平方公尺開平方根，約為 7.829 公尺。VESSEL 組件之設定方法如圖 11 至圖 15 所示，於 X 方向以及 Y 方向個別設定其長度。初始水溫皆為 30$^{o}$C。其中，由於用過燃料束放置於水池中，亦佔有一定比例之體積，導致水池中之液態水存量減少，將直接地影響計算結果，在 NUREG-1738 報告中保守假設用過燃料束所在之高度區域，其用過燃料束所佔之體積為水池一半體積，因此在該區域之液態水體積與用過燃料束體積為 1:1。而分析模式中此

體積佔比之設定如圖 13 所示，其中 TRACE 之體積將由程式自行計算，使用者須自行於 Volume Fraction 中個別設定不同節點(cell)之體積佔比，若設定數值為 1，則代表該節點中被其他部件所佔體積百分比為百分之百，設定數值為 0.5 則代表該節點中有一半之體積被其他部件體積所佔。其初始溫度皆設定為 303.15K 至於用過燃料束部件則使用 channel 組件設定，同文獻所描述，BWR 模型中使用 4200 束 9x9 之燃料組件，其設定方法如圖 16 所示，在初始溫度方面設定值為 303.15K，Fuel bundle 設定值代表組件數量，在此設定 4200 束；Rod per Rows 設定值則代表每行將有幾根燃料棒，在此設定值為 9。Channel 組件連接至 Vessel 組件之設定值則為，Channel 之進口連接至 Vessel 組件節點 1 之上方，出口連接至 Vessel 組件節點 5 之下方。其中，依照 NSIR-2015-001 Task 2 技術報告之結論所示，未考慮格架時，其熱傳較差導致其結果將較為保守。因此在此模擬案例中，保守假設而並未考慮格架。其基本假設與幾何尺寸條件與 NUREG-1738 文獻內之假設比較表如表 9 所示。

於空氣冷卻分析案例中，為求模擬快速喪失冷卻水之案例，保守考量下將初始條件直接設置成僅有空氣，因此在 VESSEL 組件中之 void fraction 參數，其設定值代表著該控制體積中，空氣佔有之體積比例，在此案例中，將此參數設定為數值 1，代表該控制體積內僅有空氣。然，此文獻案例假設在該用過燃料池中設有每小時兩個控制體積之通風率，在 TRACE 模型中，於 VESSEL 上方設置一 FILL，並設置一控制邏輯強制 FILL 將體積流量為約 0.5kg/s 之空氣灌入用過燃料池中，以模擬用過燃料池喪失所有冷卻水後，僅靠空氣冷卻將能維持多久時間而燃料護套未升溫至 900$^{o}$C

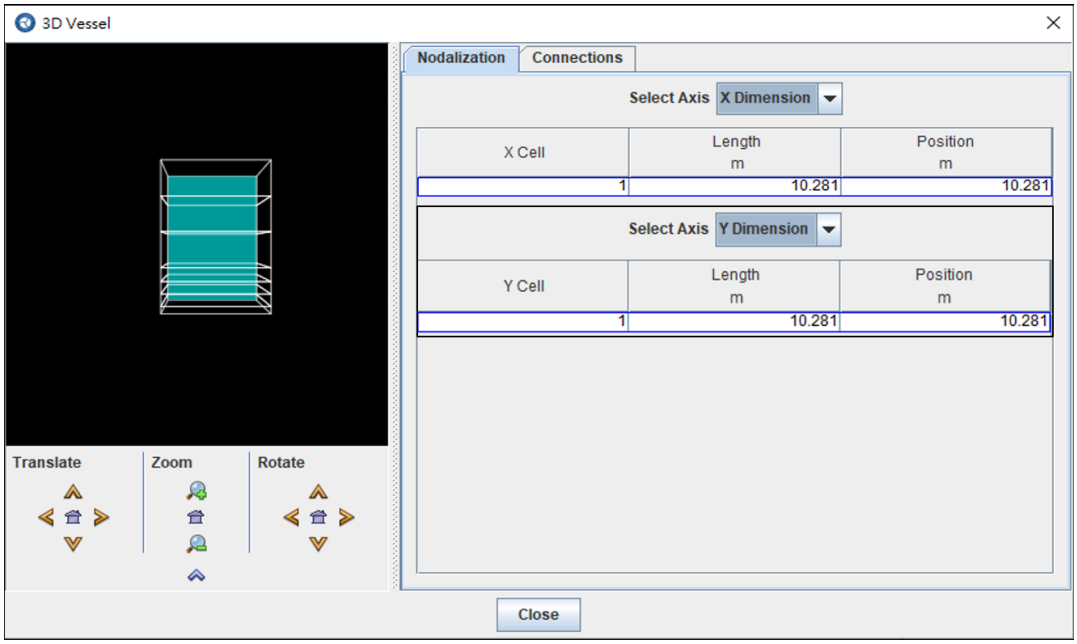



圖 11 VESSEL 組件設定長寬之介面

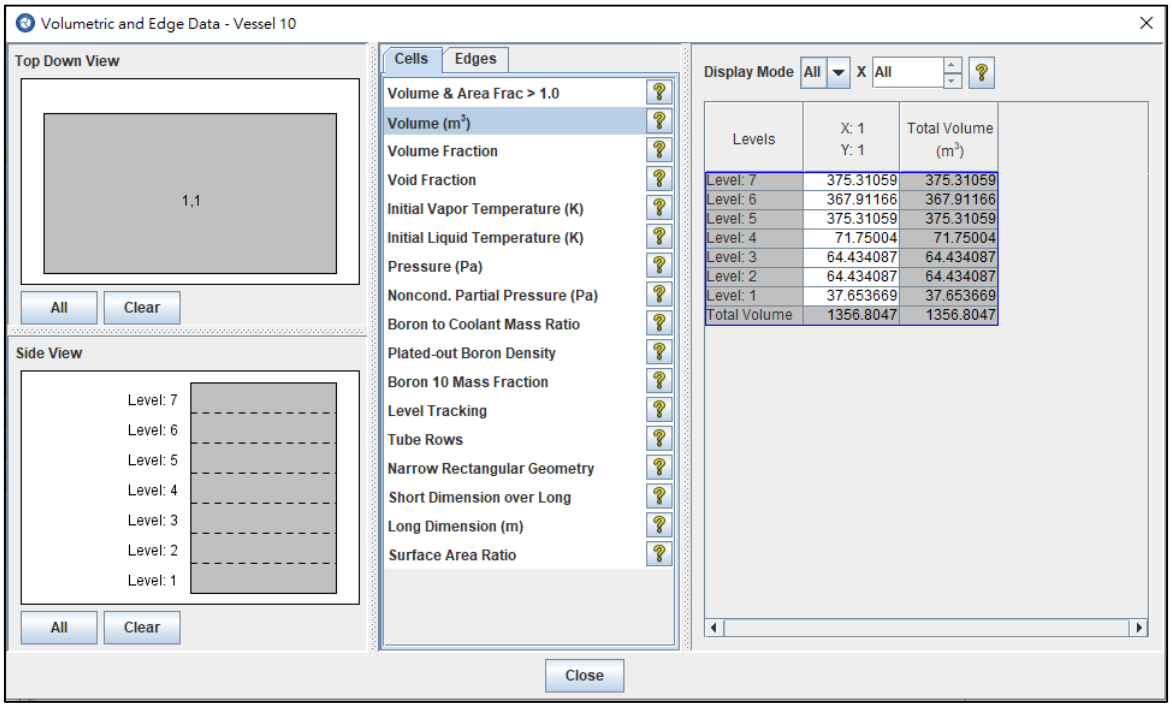



圖 12 VESSEL 組件設定體積之介面

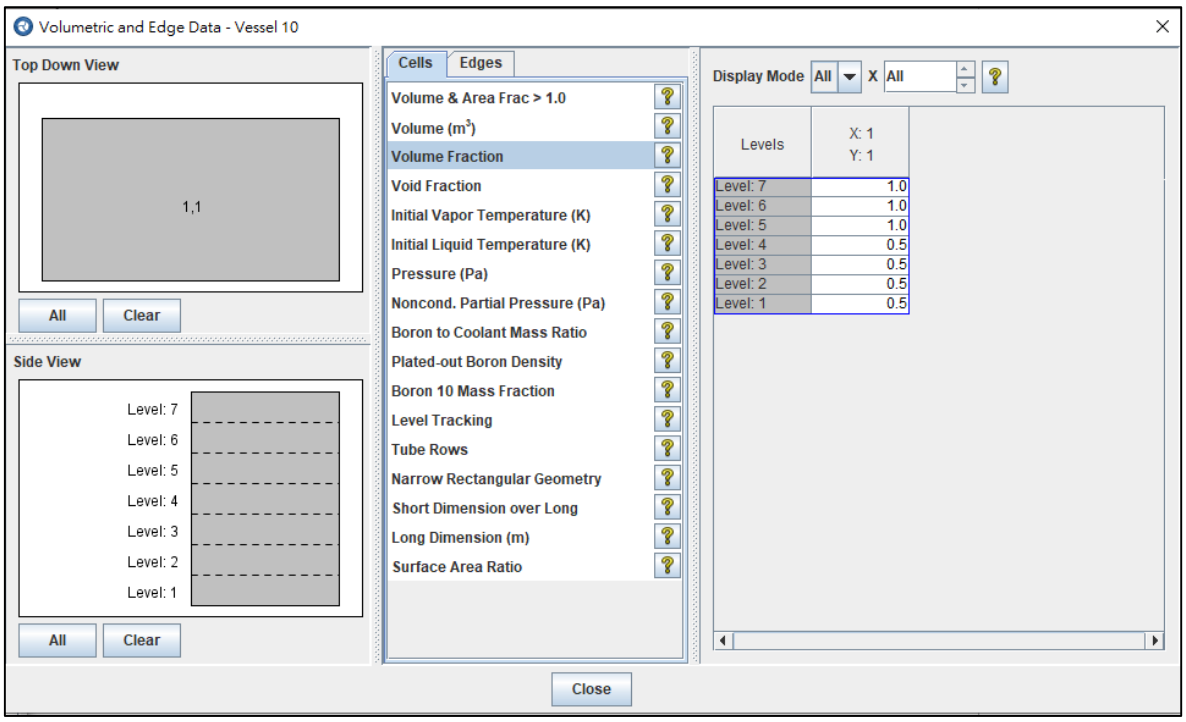



圖 13 VESSEL 組件設定體積佔比之介面

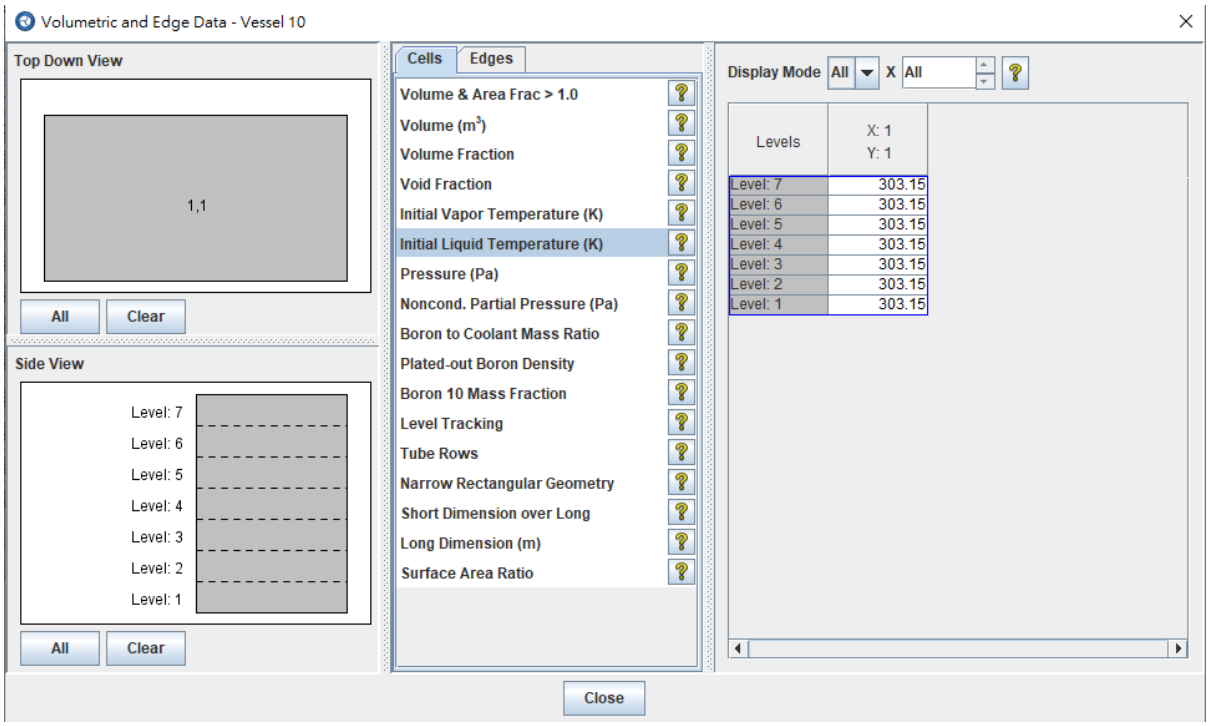



圖 14 VESSEL 組件設定初始溫度之介面

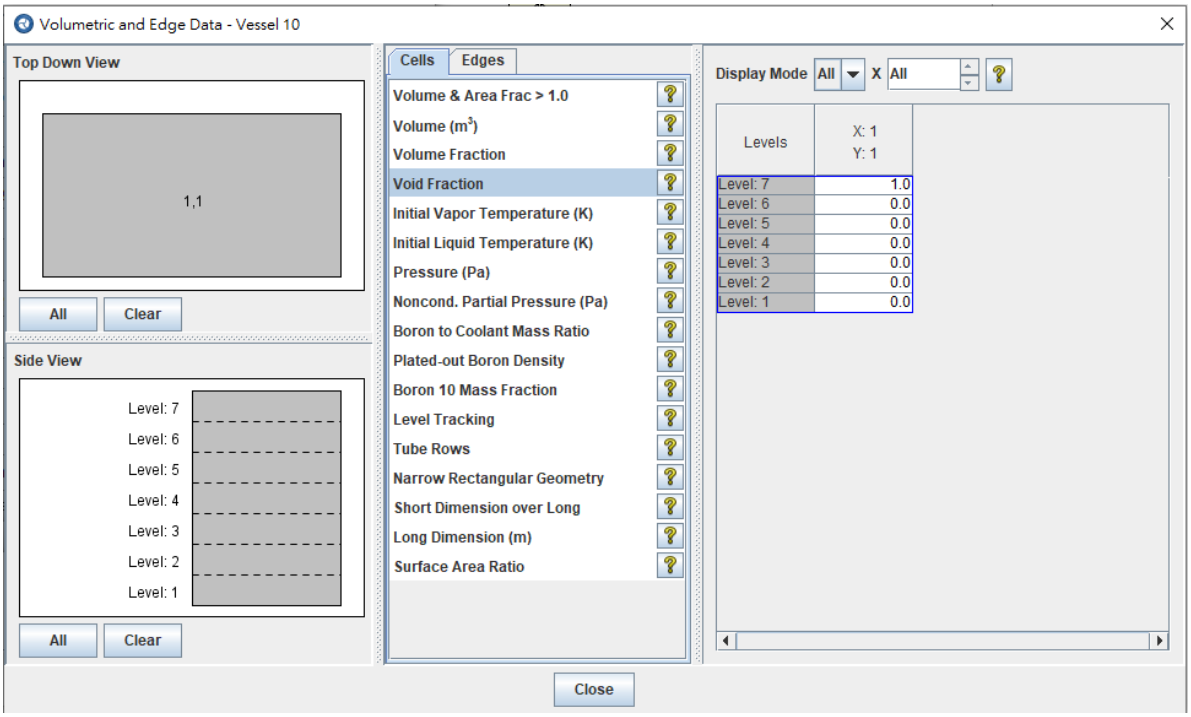



圖 15 VESSEL 組件設定空氣佔比之介面

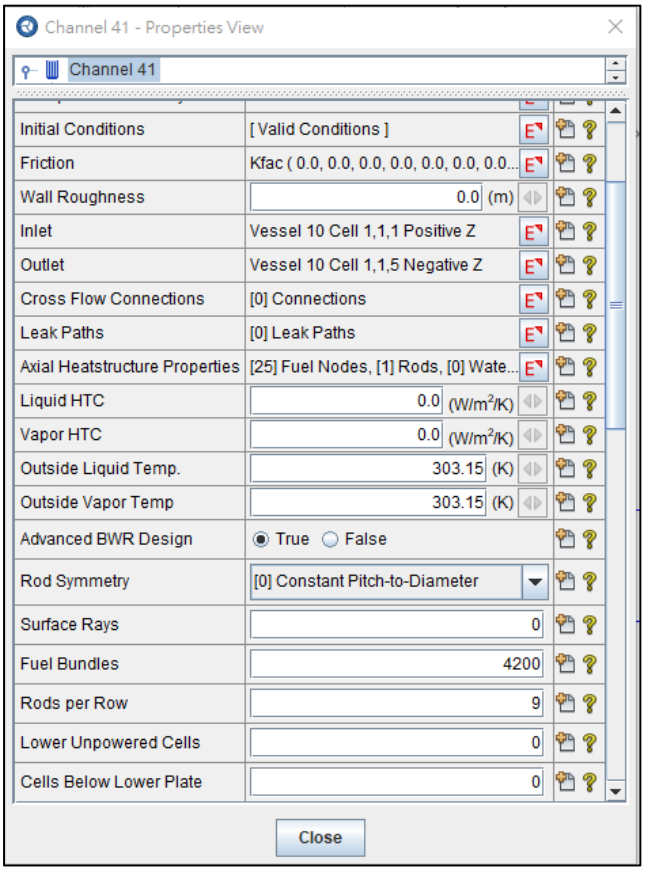



圖 16 CHANNEL 組件設定介面

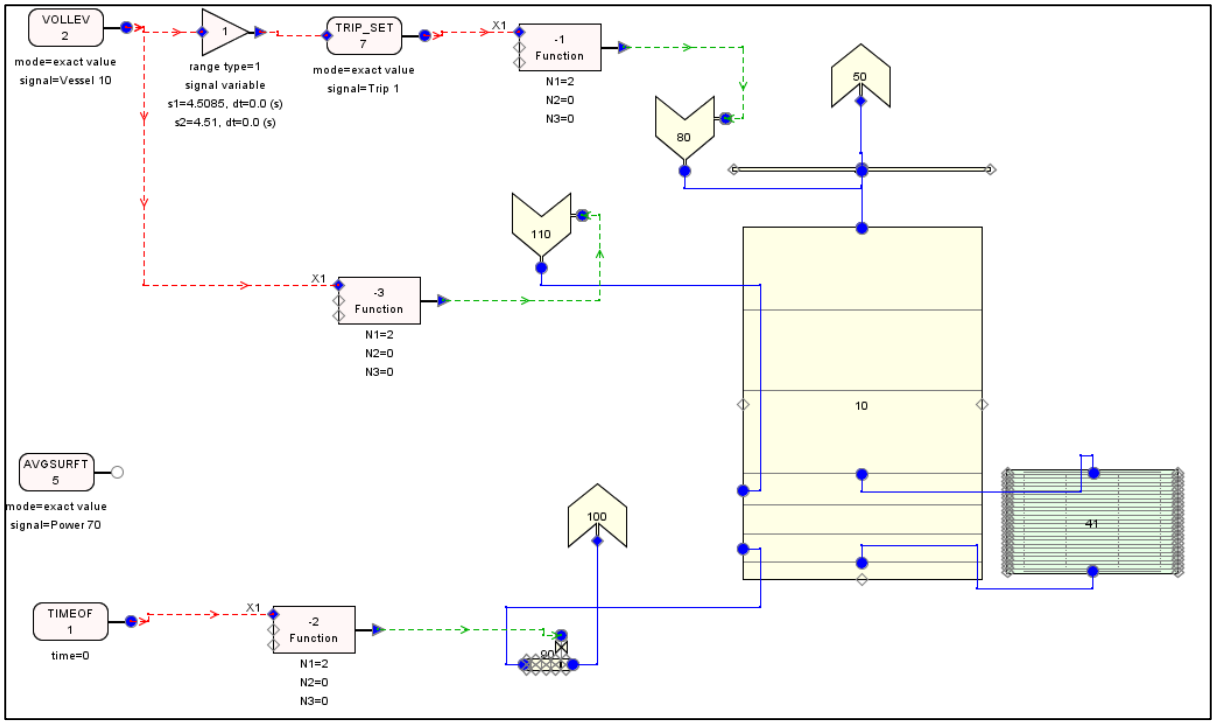



圖 17 NUREG-1738 之 TRACE 模型簡圖

表 9 TRACE 分析模式與 NUREG-1738 分析條件之對照表-BWR 分析

| BWR 分析案例 | NUREG-1738 | TRACE |
|---|---|---|
| 用過燃料池 | | |
| 長*寬 | 10.281m*10.281m | 10.281m*10.281m |
| 水位高度 | 11.54m | 11.54m |
| 水溫 | 30°C | 30°C |
| 衰變熱 | 2.1E7W | 2.1E7W |
| 冷卻時間 | 一年 | 一年 |

（二）模擬結果

NUREG-1738 文獻報告中包含各種冷卻時間。然而，核一廠已然停機逾四年，因此於此研究報告內，僅採用六十天、一年、五年之案例作再現性分析。

於滿水位喪失冷卻能力之案例分析中，用過燃料池於模擬時序零秒時，發生意外事故，導致外電喪失，無法對用過燃料池進行熱交換也無法進行補水，此時用過燃料池處於滿水位狀態。以此狀態下，探討用過燃料池能夠維持水位不低於燃料束頂端 3 英呎之時間，此維持時間稱作為 Heat up Time。模擬結果與文獻結果之比照表如表 10 所示。然而，NUREG-1738 文獻表明，其結果為簡易之能量守恆式所計算，而 TRACE 程式採用質量、能量、動量守恆式之模擬以及各類經驗公式所計算，導致其結果與文獻相比有些許差距。

在空氣冷卻之案例分析中，其分析意在探討當用過燃料束已然失去冷卻水覆蓋後，運轉方仍有多少剩餘時間準備救援措施，以避免用過燃料束發生鋯合金火災。為求模擬真實性，於用過燃料池上方設置一通風口，並假設其通風率為每小時兩個用過燃料池體積之空氣流量。如文獻報告內容所提到，用過燃料束失去液態水覆蓋後，空氣之流動狀況以及格架、用過燃料束之擺放方式對結果有極大影響，本研究團隊無從得知文獻之詳細狀況，因此模擬結果與文獻報告之研究結果有些許不同。其 TRACE 模擬結果與文獻報告結果之比照表如表 11 所示。由以上再現性案例之模擬結果可知，TRACE 之模擬結果與 NUREG-1738 之結果相似，驗證本研究團隊所建立之 TRACE 模型，具有一定可信度。

表 10 TRACE 分析之時序與 NUREG-1738 對照之結果表(滿水位分析)

| | 水位低於 TAF 之時間(hour) | | | |
|---|---|---|---|---|
| 冷卻時間 | **BWR** | | **PWR** | |
| | NUREG-1738 | TRACE 模擬結果 | NUREG-1738 | TRACE 模擬結果 |
| 60days | 145 | 149.34 | 100 | 105.83 |
| 1 years | 253 | 261.68 | 195 | 203.5 |
| 5 years | 459 | 477.23 | 400 | 415.2 |

表 11 TRACE 分析之時序與 NUREG-1738 對照之結果表(空氣分析)

| | 30°C 升溫至 900°C 所需時間 | | | |
|---|---|---|---|---|
| 冷卻時間 | **BWR** | | **PWR** | |
| | NUREG-1738 | TRACE 模擬結果 | NUREG-1738 | TRACE 模擬結果 |
| 1 years | 7.5 hours | 7.35 hours | 4.11 hours | 3.41 hours |

1.2.2 NSIR-2015-001 案例評估:

（一）模式建立

此文獻之分析方法大致上與 NUREG-1738 相同，將用過燃料束放置在無液態水之用過燃料池中，且其水池內假設遭遇事故後，因異物阻擋而導致絕熱環境。探討其從 30ºC 升溫至 900ºC 之時間。然而其用過燃料束之排列方式分為三種，分別是均勻、棋盤式、1x4，此三種方式之簡圖如圖 3 所示。然而，依照此文獻之結果所示，使用均勻方式排列之案例結果將最為嚴重，因此，此研究報告即選用此排列方式作為再現性案例分析之假設。

此文獻未明確指出用過燃料池之尺寸，只提到相關假設皆來自於 NUREG-1738，包含初始溫度、燃耗、用過燃料束尺寸、用過燃料池等，因此，此章節之基本假設即沿用上一章節所建立之 TRACE 模型。然而，於 NSIR-2015-001 文獻中，其衰變熱之計算與 NUREG-1738 有些許不同，如圖 4 所示。於此案例中，假設用過燃料束皆經過一年冷卻時間，燃耗皆為 60GWd/MTHM，由圖 4 可知，每一用過燃料組件之衰變熱約等於 1800W。於冷卻時間五年之案例，衰變熱則約為 550W/燃料組件。其 TRACE 基本假設與幾何尺寸條件與 NUREG-1738 文獻內之假設比較表如表 12 所示。

（二）模擬結果

此篇文獻僅有無液態水之案例分析，其目的亦在探討，當用過燃料束喪失液態水包覆後，運轉方仍有多少剩餘時間備妥救援措施，以避免用過燃料束發生鋯合金火災。本研究報告採用案例為冷卻時間為一年與五年，其衰變熱分別為 1800W 與 550W/燃料組件。其 TRACE 模擬結果與 NSIR-2015-00 結果之比照表如表 13 所示。由模擬結果可看出，若冷卻時間僅有一年之案例，僅能維持用過燃料束不超過 900ºC 約 9 小時；若冷卻時間長達 5 年，由於衰變熱大幅降低，用過燃料束從 30ºC 升溫至 900ºC 所需時間亦大幅延長至約 30 小時。然而，此文獻之模擬分析軟體為 MELCOR，其內部程式碼之建立、運算方式以及模擬之重點區域皆有所不同，導致其模擬結果稍有不同。由圖 18 與圖 19 所示，兩者升溫狀況僅有些微不同。其

中，TRACE 模擬之升溫狀況，由於超過 1088.7K 後，計算過程中將加入鋯水反應之氧化熱，導致上升速度提升，此為兩者模擬結果不同之主因。由圖 18 與 19 可看出，雖最終達到 900ºC 之時間有所不同，但於用過燃料束溫度達到 1088.7K 之前，兩者之升溫趨勢幾乎一致，由此模擬結果可驗證，本研究團隊所建立之 TRACE 模型，具有一定可信度。

表 12 TRACE 分析模式與 NUREG-1738 分析條件之對照表-BWR 分析

| BWR 分析案例 | NUREG-1738 | TRACE(NSIR-2015-001) |
|---|---|---|
| 用過燃料池 | | |
| 長*寬 | 10.281m*10.281m | 10.281m*10.281m |
| 水位高度 | 11.54m | 11.54m |
| 水溫 | 30ºC | 30ºC |
| 衰變熱 | 2.1E7W | 7.56E6W |
| 冷卻時間 | 一年 | 一年 |

表 13 TRACE 模擬結果與 NSIR-2015-001 結果之比照表

| | 30°C 升溫至 900°C 所需時間 | |
|---|---|---|
| 冷卻時間 | **NSIR-2015-001** | **TRACE 模擬結果** |
| 1 years | 10.9 hours | 9.22 hours |
| 5 years | 36.9 hours | 31.87 hours |

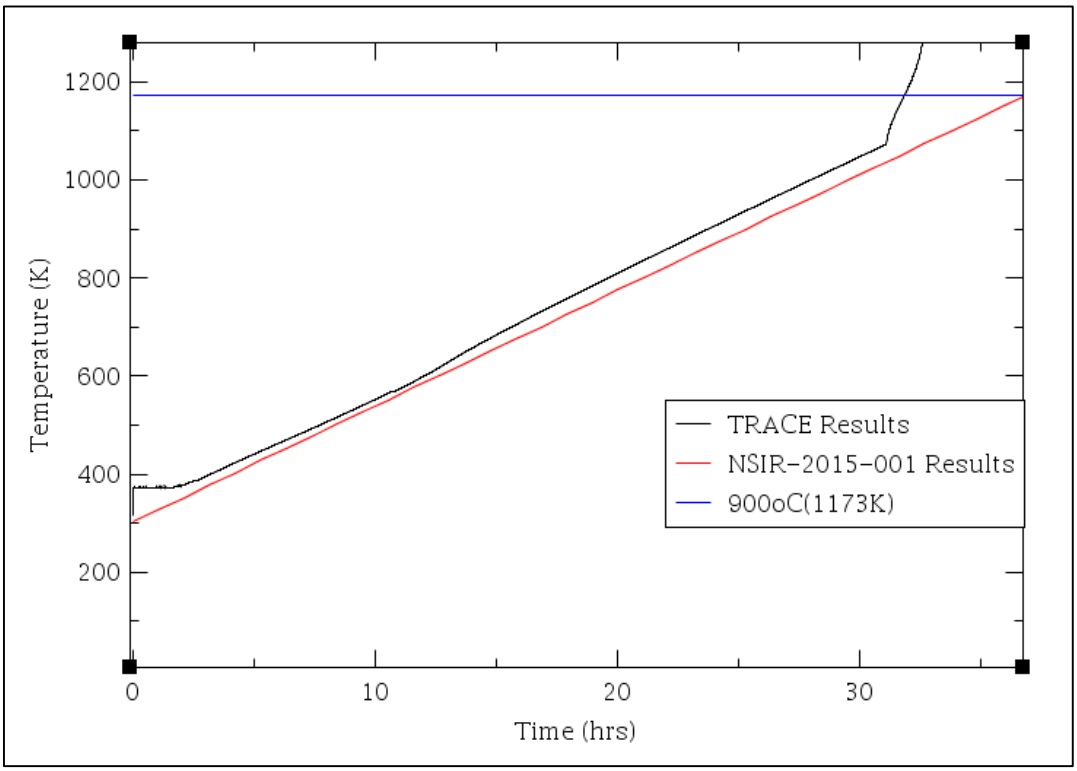



圖 18 冷卻時間一年之用過燃料束溫度比較圖

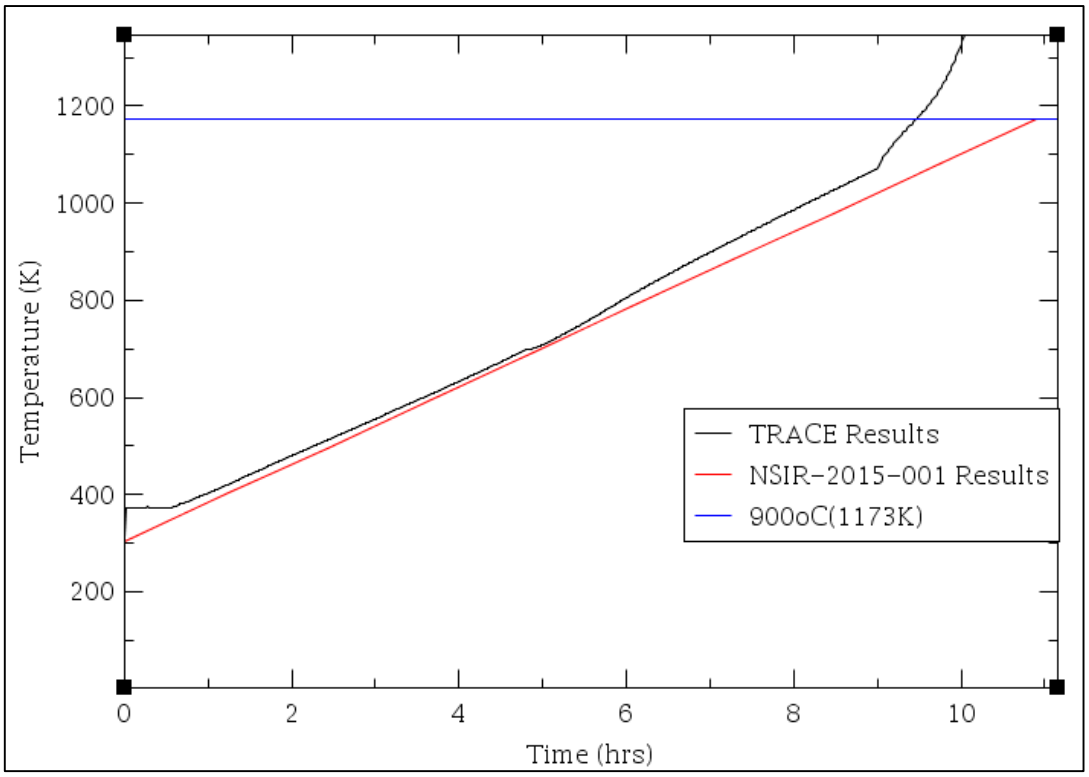



圖 19 冷卻時間五年之用過燃料束溫度比較圖

## 二、建立核一廠用過燃料池分析模式

### 2.1 TRACE 分析模式建立

本研究團隊使用美國核管會所認可之審查工具 TRACE 程式，以及 SNAP(Symbolic Nuclear Analysis Package) 圖形化介面程式作為編輯 TRACE 模式之工具，已成功建立核一廠用過燃料池分析模式，其簡圖如圖 20 所示。其用過燃料池幾何尺寸為根據行政院原子能委員會所公布之核一廠除役計畫，水池長 12.167m、寬 7.874m，面積大小為 95.80$m^2$，用過燃料束之高度為 4.5085m，燃料池之水位則設定在燃料頂端 7.1015m 的位置。然而，由於池中有擺放用過燃料束，在設定水池之液態水體積時，需扣除用過燃料束與格架之體積，在此假設燃料束與格架所占體積比率為 0.4265，因此，經過計算後，用過燃料池中總水量為 928.02$m^3$。池水的初始溫度亦符合除役計畫之假設，將水溫設置為 41°C。

在 TRACE 模式中，使用三維的 VESSEL 組件模擬用過燃料池，如圖 21 所示，在本研究將其在 X 方向、Y 方向、以及 Z 方向分別分割成 1 個節點、1 個節點、與 7 個節點，以利於觀測較細微之暫態變化。軸向層第 1 至 6 層為液態水層，其中 1 至 4 層為燃料束所在位置。其所有連接狀態由圖 22 所示。VESSEL 組件之幾何形狀建立方式如圖 21 所示，分別設定 VESSEL 組件之長與寬，以及不同節點之高度。在體積與邊界條件之相關設定如圖 23 至圖 25 所示，分別代表 VESSEL 組件中之控制體積量、實際體積量與總控制體積比、空氣體積佔比、以及初始液體溫度。此四項設定值皆符合除役計畫之假設，其中控制體積為 TRACE 自動計算；Volume Fraction 為 1-0.4265(燃料束與格架所占體積比率)=0.5735，代表在用過燃料束所在之區域中，該控制體積實際僅有 0.5735 之體積為液態水，其餘體積則被其他相關硬體設備所佔；空泡分率則表示一至六層皆充滿液態水，唯有第七層為空氣。除此之外，為了計畫後續之研究，於 VESSEL 第 2 層(高度約為 1.35 公尺)連接一 VALVE 組件以及 BREAK 組件用來提供燃料池一壓力邊界條件，以模擬破口事件，並使用一控制邏輯

模擬破口大小以及發生時間。圖 26 為 BREAK 組件之初始設定值。其中於 BREAK 中使用之模擬方式為定義初始狀態後，後續時序皆維持此邊界條件，以此模式模擬真實的外界狀態。然而，為符合台灣電力公司現況，本團隊參照美國核管會近期專案小組(Near Term Task Force)編號 4.2 之建議事項(NEI 06-12 B.5.b Phase 2 & 3 Submittal Guidance 用過核子燃料之救援策略之要求)，建立用過核子燃料池之救援措施，於燃料池上方連接一 FILL 組件做為補水設施，以利於模擬用過燃料池發生事故後的救援措施，包含移動式替代注水(500gpm)以及位於水池上方之噴灑系統(200gpm)，至於救援措施之過程以及啟動條件，則使用控制邏輯控制灑水時間點、灑水量以及灑水之溫度。圖 27 為灑水設備之 FILL 組件初始設定值。

在模擬燃料束的部分，本研究報告用過燃料束分為兩族群，分別是最熱批次與剩餘批次之用過燃料束，然而，由於 TRACE 程式本身之限制，若兩族群皆使用 CHAN 組件做模擬，無法分別設定兩者之衰變熱趨勢，如圖 28 所示，若兩 CHAN 使用不同 POWER 設定時，將出現錯誤警告，便無法順利進行模擬。然而，最熱批次與剩餘批次之衰變熱趨勢並不相同，剩餘批次之衰變熱區是屬於平穩狀，不應隨時間變化而有劇烈變化，若兩族群之衰變熱衰減趨勢相同，則可能導致最熱批次之用過燃料束所分擔之衰變熱較少之可能，造成模擬結果可能失真之情形。因此本研究報告中，分別使用 CHAN 組件以及 Heat structure 組件來模擬不同批次之用過燃料束，其中最熱批次之用過燃料束為此模擬之重點項目，因此使用較為複雜之 CHAN 組件模擬，可以詳細設定其邊界條件、幾何尺寸、水棒條件等，盡可能符合真實；其餘批次則使用 Heat structure 模擬，並使用 Surface Multiplier 調整表面積至合適值。CHAN 之設定較為詳細，在此研究報告中使用之幾何條件將參考核一廠之最新燃料組件 ATRIUM-10 設計值[11]，其詳細之燃料棒數量、水棒數量、棒間距以及護套厚度等，如表 14 所示。其 TRACE 之 CHAN 幾何建立方式如圖 29 至圖 32 所示。其

中，圖 29 中之 Fuel bundle 設定值代表組件數量，在此模擬最熱批次，即為最後一次大修時，全爐退出之 408 束；Rod per Rows 設定值則代表每行將有幾根燃料棒，在此根據 ATRIUM-10 之設計，設定值為 10。Channel 組件連接至 Vessel 組件之設定值則為，Channel 之進口連接至 Vessel 組件節點 1 之上方，出口連接至 Vessel 組件節點 5 之下方。在此將燃料棒軸向共分成 25 節，以利於觀測較細微之部分，如圖 29 所示。ATRIUM-10 類型之用過燃料束包含 3x3 大小之水棒，圖 32 即為水棒與其於用過燃料棒之相對位置圖。然而，用過燃料束之衰變熱在軸向並非均勻分布，因此必須將不同節點之衰變熱功率納入考量，其設定數值如表 15 所示，此功率分布為依照核一廠除役計畫之假設所設立，其中位置 1 代表燃料棒之頂端，而位置 25 則為燃料棒之底端，圖 33 即為 TRACE 之設定介面。其 TRACE 基本假設與幾何尺寸條件與 NUREG-1738 文獻內之假設比較表如表 16 所示。

然而，於用過燃料池分析中，尤為重要之參數即為衰變熱多寡，將直接的影響所有結果。因此衰變熱之計算將在下一章節詳細討論。在 TRACE 中，衰變熱的設定則是使用 POWER 組件進行模擬，不同案例之功率輸入為參考核一廠除役計畫所公布值以及下一章節所計算之符合核一廠現況之衰變熱。

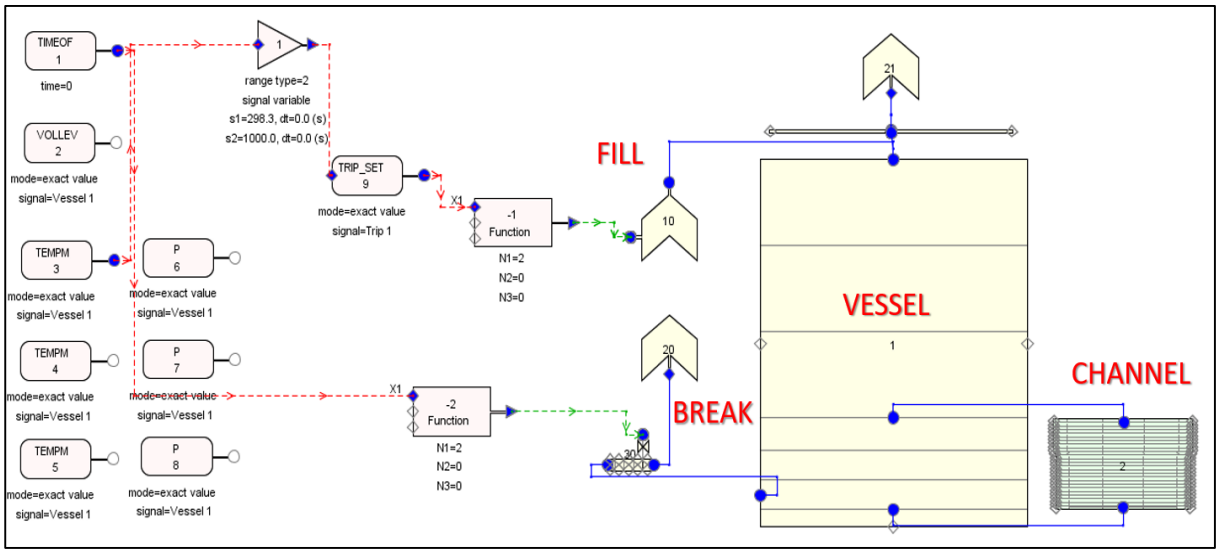



圖 20 核一廠用過燃料池之 TRACE model

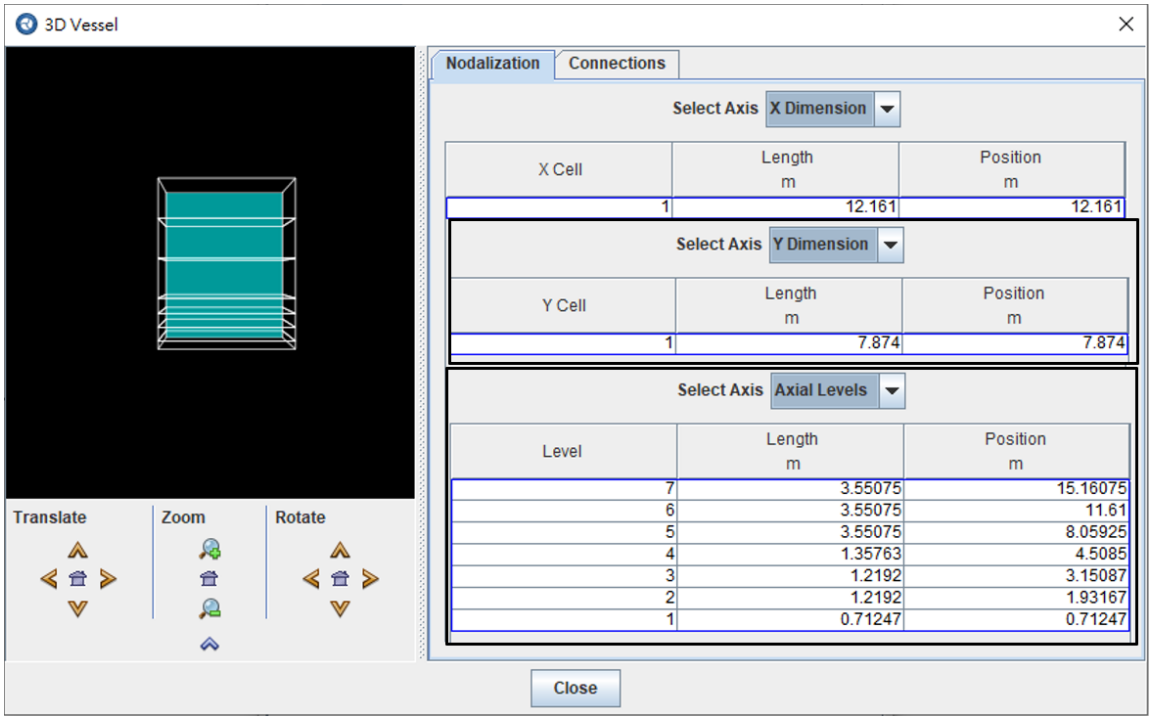



圖 21 VESEEL 組件幾何尺寸設定介面

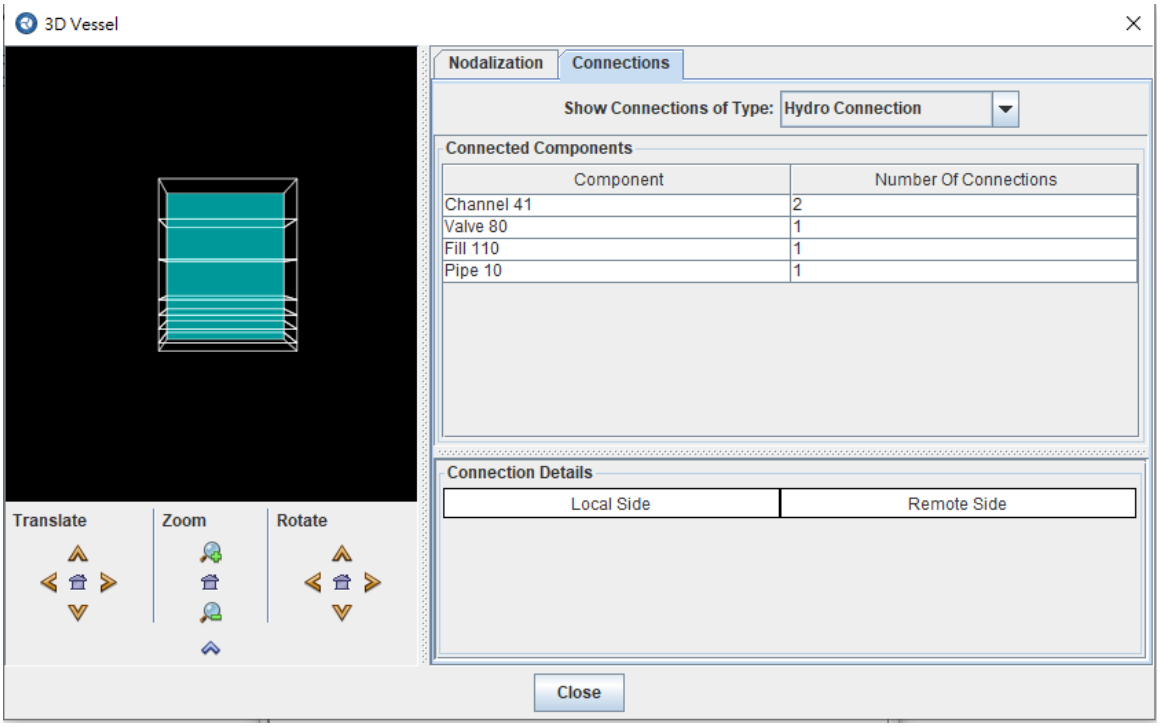



圖 22 VESEEL 組件連接狀態設定

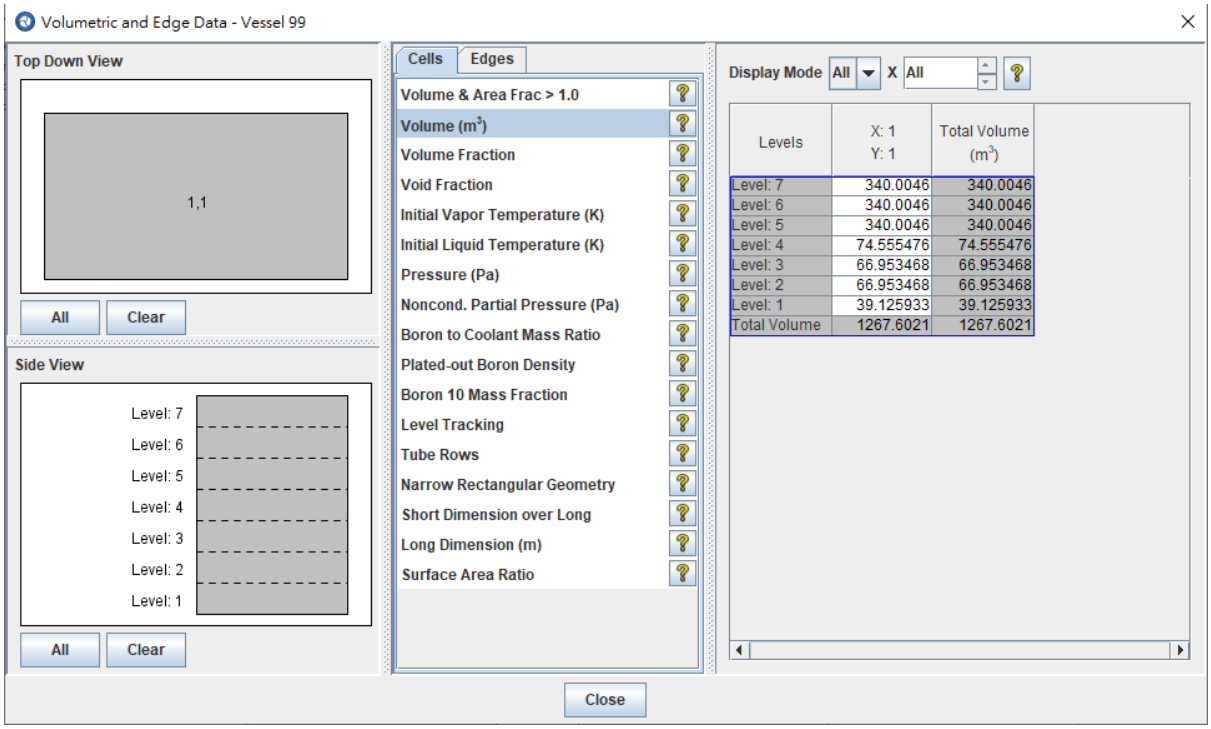



圖 23 VESEEL 初始設定介面(真實體積)

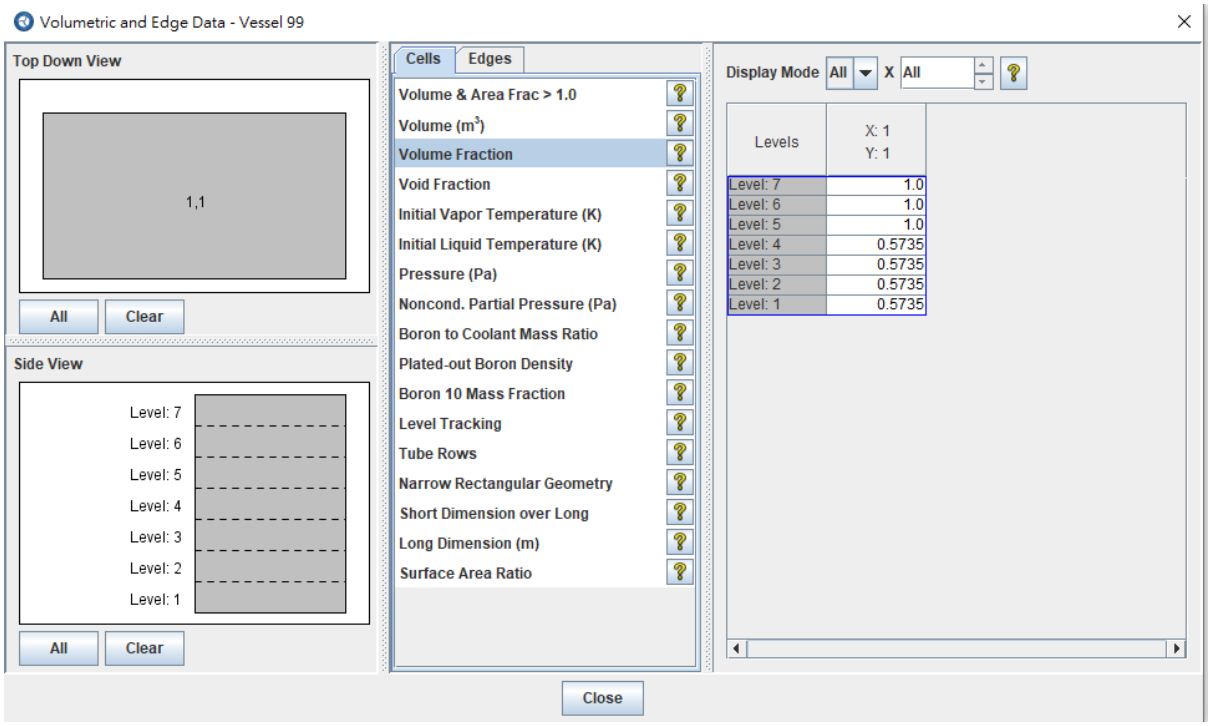



圖 24 VESEEL 初始設定介面(體積佔比)

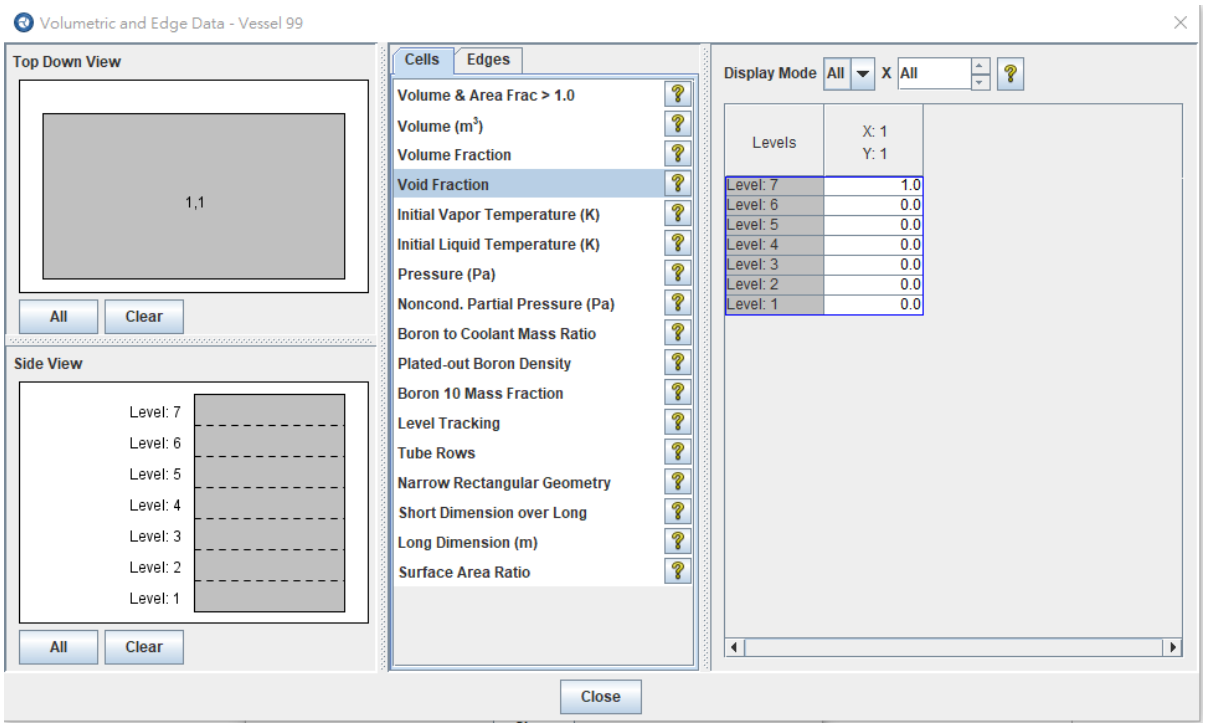



圖 25 VESEEL 初始設定介面(空泡分率)

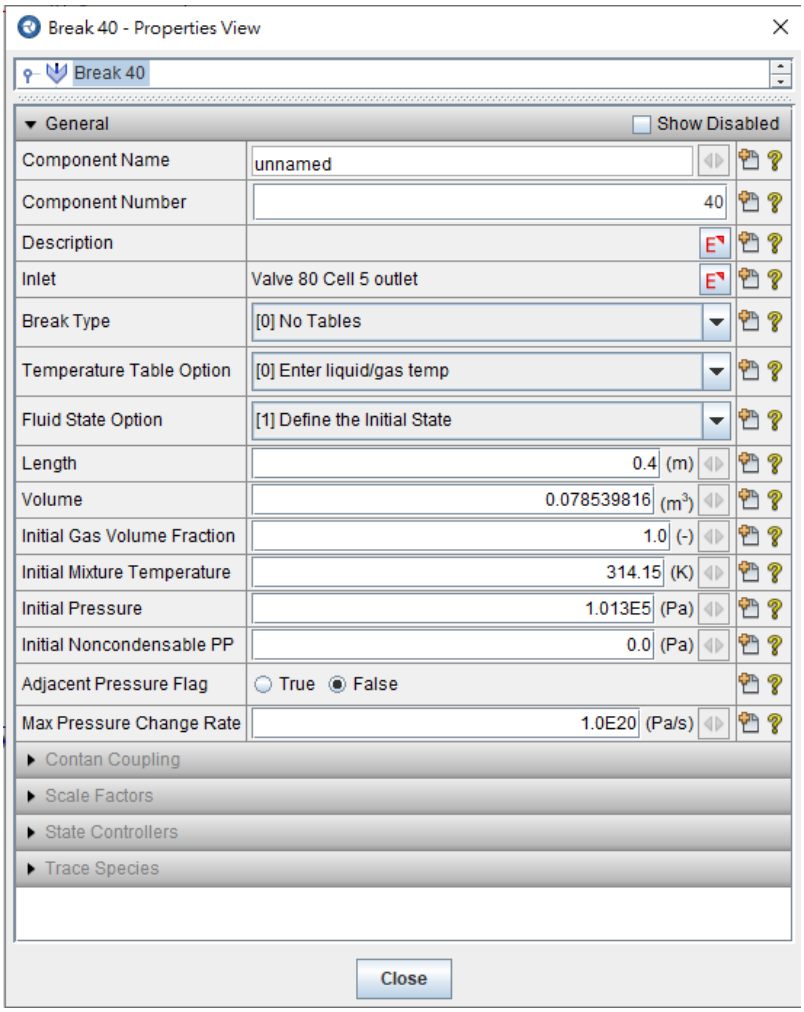



圖 26 用過燃料池破口 BREAK 組件設定

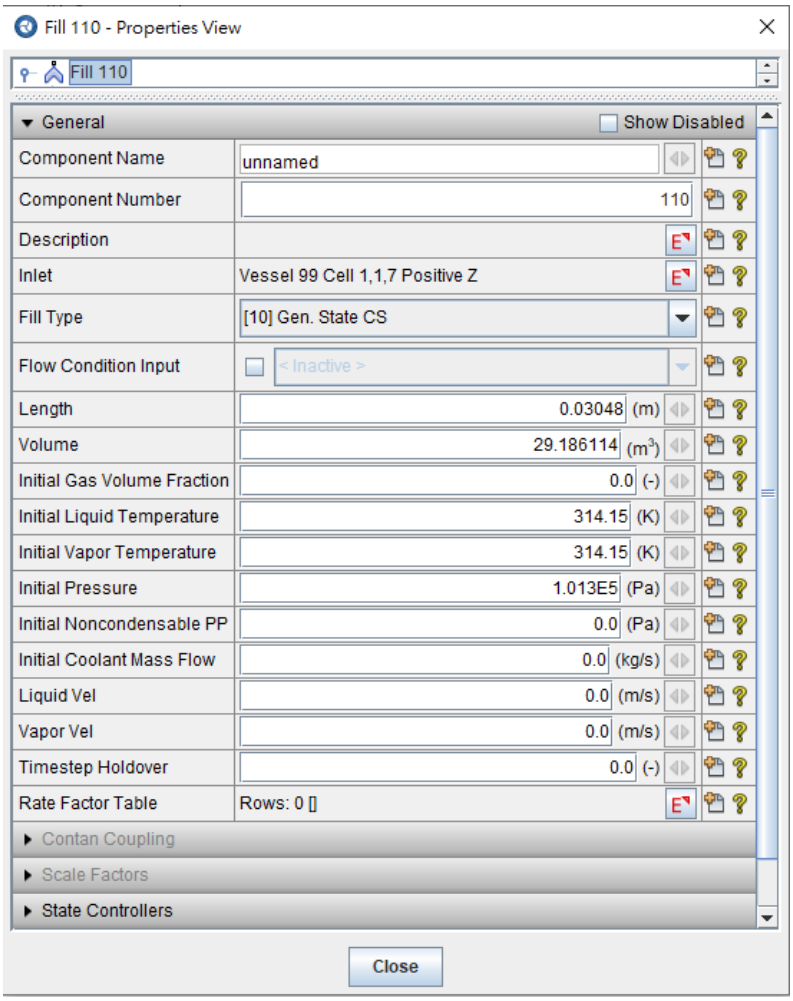



圖 27 用過燃料池灑水設備 FILL 組件設定

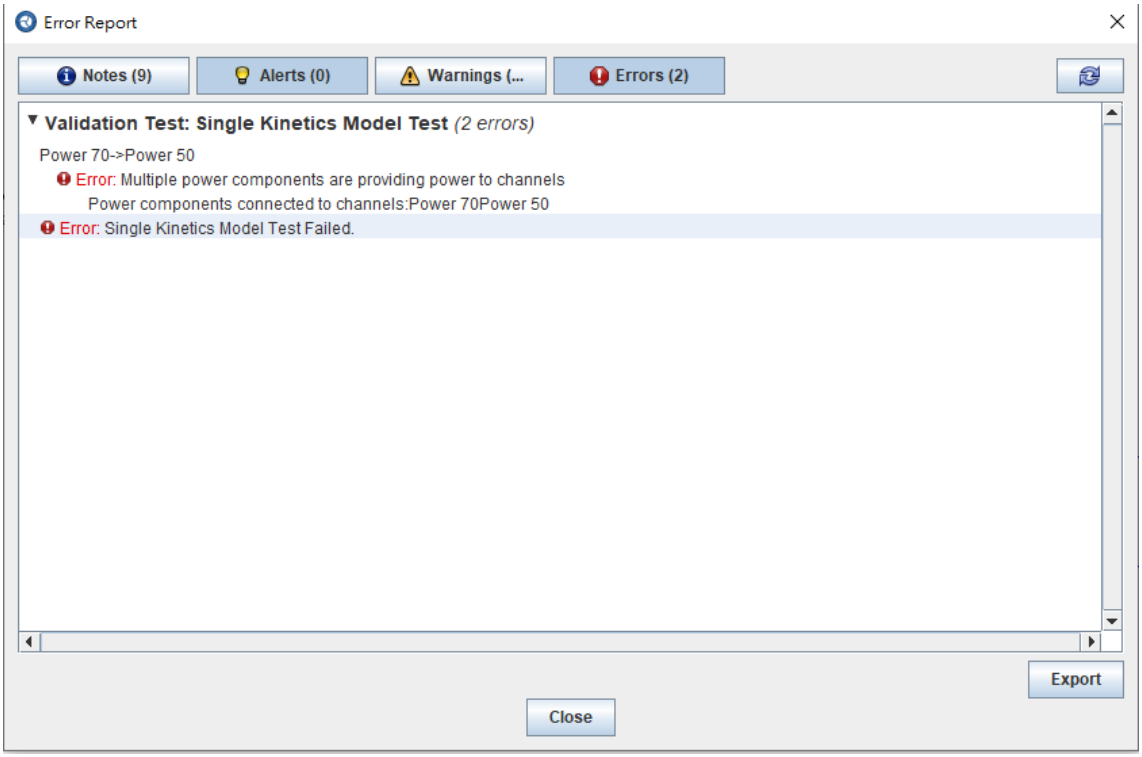



圖 28 CHAN 組件錯誤運行狀況

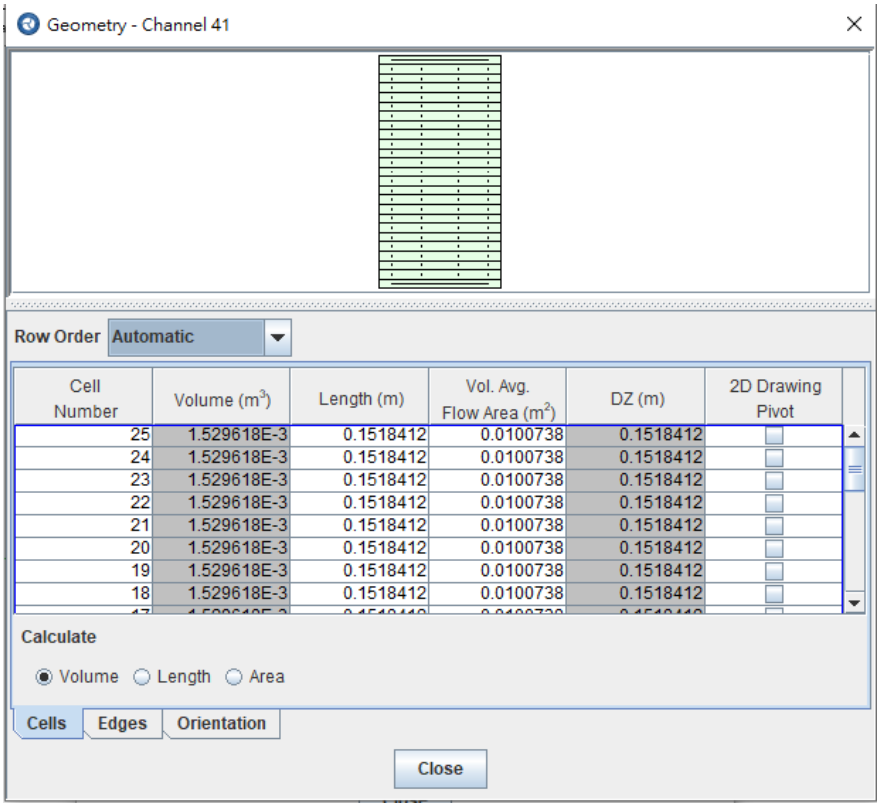



圖 29 CHAN 組件幾何設定

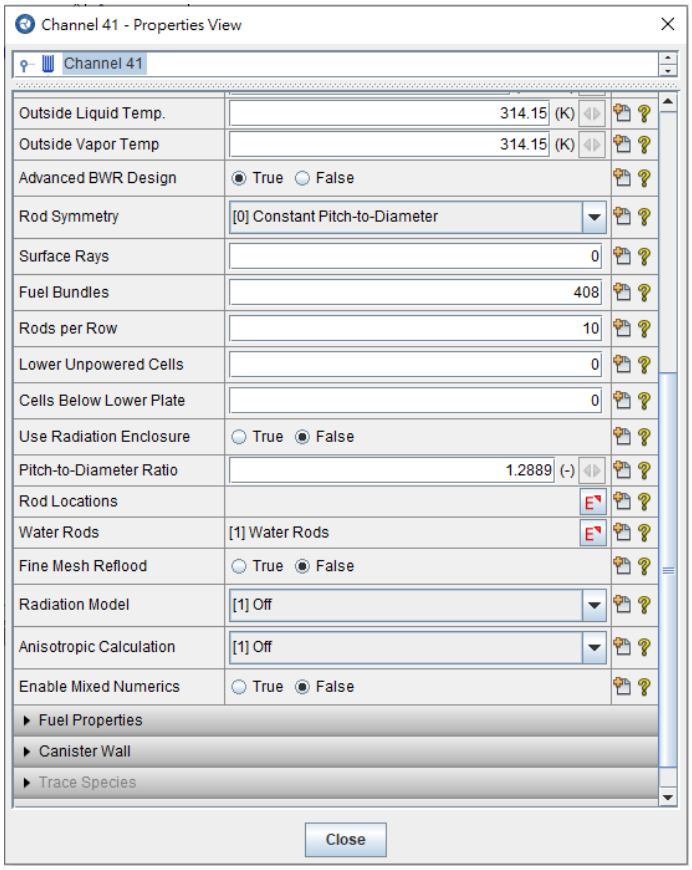



圖 30 CHAN 組件內部設定

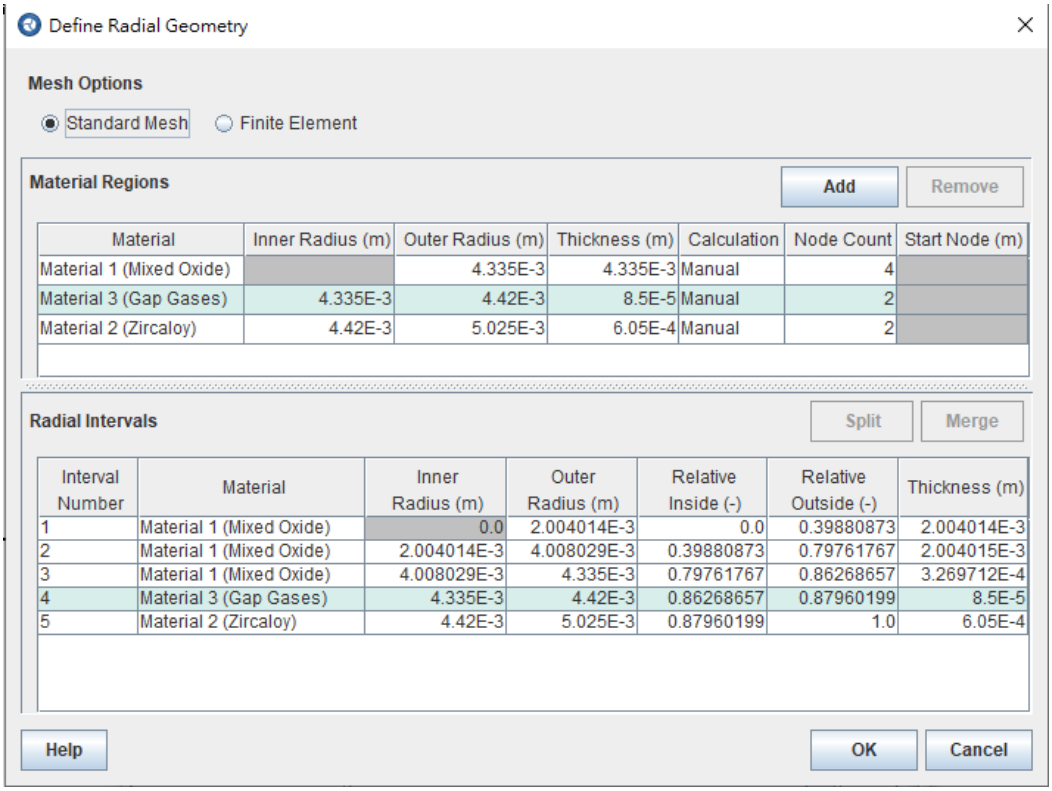



圖 31 CHAN 逕向分層設定介面

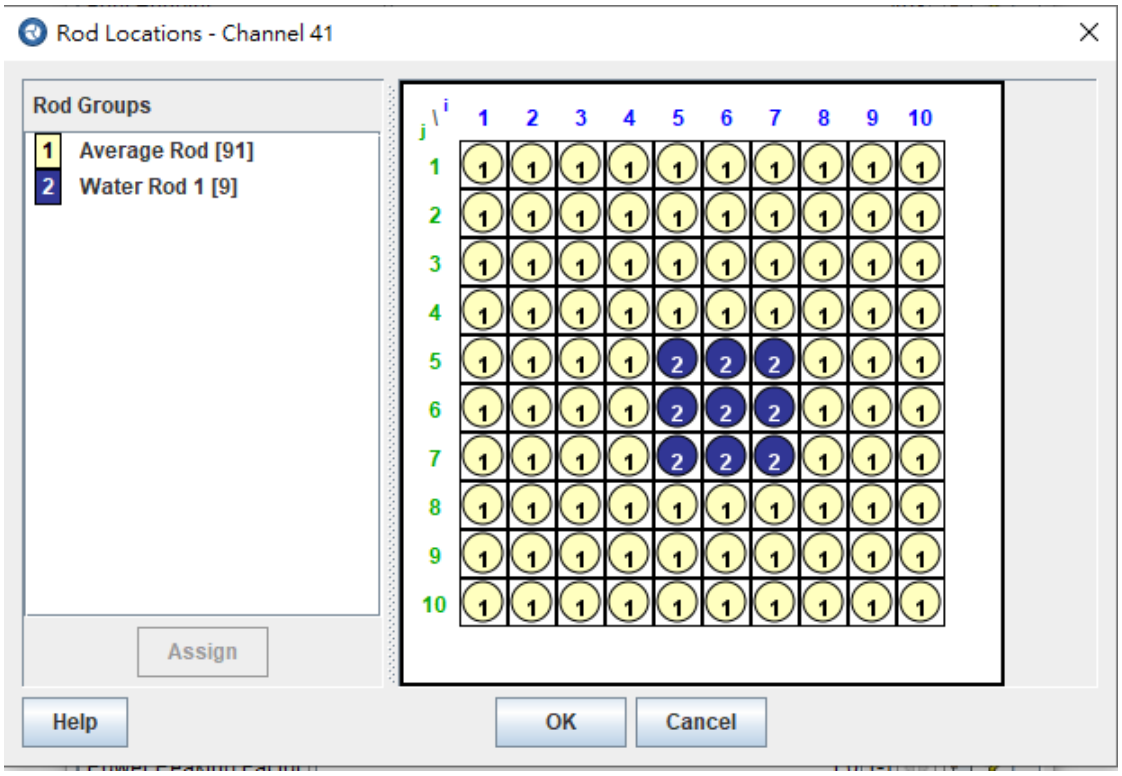



圖 32 CHAN 組件燃料棒分布設定

| Axial | Location (m) | 1 |
|---|---|---|
| 1 | 0.0759206 | 0.177 |
| 2 | 0.2277618 | 0.664 |
| 3 | 0.379603 | 0.816 |
| 4 | 0.5314442 | 0.869 |
| 5 | 0.6832854 | 0.894 |
| 6 | 0.8351266 | 0.925 |
| 7 | 0.9869678 | 0.964 |
| 8 | 1.138809 | 1.006 |
| 9 | 1.2906502 | 1.053 |
| 10 | 1.4424914 | 1.103 |
| 11 | 1.5943326 | 1.161 |
| 12 | 1.7461738 | 1.227 |
| 13 | 1.898015 | 1.294 |
| 14 | 2.0498562 | 1.351 |
| 15 | 2.2016974 | 1.39 |
| 16 | 2.3535386 | 1.411 |
| 17 | 2.5053798 | 1.347 |
| 18 | 2.657221 | 1.332 |
| 19 | 2.8090622 | 1.294 |
| 20 | 2.9609034 | 1.234 |
| 21 | 3.1127446 | 1.144 |
| 22 | 3.2645858 | 1.018 |
| 23 | 3.416427 | 0.826 |
| 24 | 3.5682682 | 0.34 |
| 25 | 3.7201094 | 0.158 |

圖 33 CHAN 組件軸向功率分布

表 14 用過燃料束之幾何條件 [11]

| | |
|---|---|
| 燃料束 | ATRIUM-10 |
| 燃料棒排列方式 | 10x10 |
| 燃料棒數目 | 91 |
| 有效燃料長度(cm) | 379.6 |
| 燃料棒間距(cm) | 1.295 |
| 水棒數目 | 1 |
| 水棒材質 | Zr-4 |
| 外徑(cm) | 3.500 |
| 內徑(cm) | 3.355 |
| 燃料匣內距(cm) | 13.4 |
| 燃料匣厚度(cm) | 0.29 |
| 燃料匣材質 | Zr-2 |
| 燃料棒 | |
| 外徑(cm) | 1.005 |
| 護套內徑(cm) | 0.884 |
| 護套材質 | Zr-2 |
| 有效密度($gm/cm^3$) | 10.50 |
| 燃料完直徑(cm) | 0.867 |
| 最大平均初始濃縮度($wt\%^{235}U$) | 3.26 |

表 15 用過燃料束衰變熱功率之軸向分布 [12]

| N | Axial Power |
|---|---|
| 1 | 0.158 |
| 2 | 0.340 |
| 3 | 0.826 |
| 4 | 1.018 |
| 5 | 1.144 |
| 6 | 1.234 |
| 7 | 1.294 |
| 8 | 1.332 |
| 9 | 1.347 |
| 10 | 1.411 |
| 11 | 1.390 |
| 12 | 1.351 |
| 13 | 1.294 |
| 14 | 1.227 |
| 15 | 1.161 |
| 16 | 1.103 |
| 17 | 1.053 |
| 18 | 1.006 |
| 19 | 0.964 |
| 20 | 0.925 |
| 21 | 0.894 |
| 22 | 0.869 |
| 23 | 0.816 |
| 24 | 0.664 |
| 25 | 0.177 |

表 16 TRACE 除役計畫模型與 NUREG-1738 分析條件之對照表-BWR 分析

| BWR 分析案例 | NUREG-1738 | TRACE(除役計畫) |
|---|---|---|
| 用過燃料池 | | |
| 長*寬 | 10.281m*10.281m | 12.167m*7.874m |
| 水位高度 | 11.54m | 11.61m |
| 水溫 | 30°C | 41°C |
| 衰變熱 | 2.1E7W | 1.5828E6W |
| 冷卻時間 | 一年 | 一年 |

## 2.2 用過燃料池分析模式之應用

在本章節中，研究團隊所建立之核一廠用過燃料池 TRACE 模式將依照核一廠除役計畫之研究假設與條件[12]，輸入於此分析模式中，藉由比對分析結果與除役計畫結果之差異，提供國內核電廠除役評估資料之技術佐證依據。

除役計畫內之研究案例為，當用過燃料池正常運轉下，遭遇外電喪失事故時，用過燃料池之水位能夠維持多少時間而不低於用過燃料束之頂端，此結果將代表運轉方在遭遇外電喪失事故時，仍剩餘多少時間可準備救援措施。如上一章節所述，本研究團隊所建立之核一廠用過燃料池模型之幾何條件皆已參照除役計畫之假設而設置，唯有衰變熱之設定值於不同案例分別設定。然而，核一廠除役計畫內明確列出台電公司所計算之不同冷卻天數下之衰變熱，如表 17 所示。於冷卻天數最短(僅七天)之案例，408 束用過燃料束所釋放之衰變熱高達 5.58MW，並隨著冷卻天數增加而迅速下降，於冷卻天數 15 天時，便減少將近 1.5MW，最終在冷卻天數 180 天後，最熱批次之總衰變熱才與剩餘批次之總衰變熱相近。與最熱批次相異，剩餘批次之總衰變熱，其衰減趨勢趨於平緩，自冷卻時間 7 天至 365 天，其總衰變熱減少之幅度極少，皆維持於約 1MW 之熱功率。

圖 34 與圖 35 分別為除役計畫內之水位結果圖與 TRACE 模擬之水位結果圖。值得注意的是，除役計畫明確指出其結果為簡易能量守恆之計算，並無包含液態水之密度變化，而 TRACE 考慮許多額外參數，以及質量、動量、能量守恆式，且含括許多經驗公式。因此，TRACE 之模擬結果於水位開始下降前，有一小段的水位上升期，此現象應為用過燃料池內之液態水升溫後密度改變所造成，因液態水初始溫度假設為 41°C，當用過燃料池遭遇外電喪失，無法進行熱交換時，液態水水溫開始上升，直到所有液態水皆上升至 100°C，然而，此時由於溫度改變，導致液態水密度有將近 4 個百分比的下降，導致液態水總體積上升。由於初始液態水總質量為定值，且體積與密度之變化百分比亦為固定值，由結果圖可看出，在不同衰變熱案

例之間，雖水位上升斜率有所不同，而水位最終上升幅度皆為相同。在除役計畫之水位結果圖看到，擁有不同衰變熱之案例間，水位開始下降之時間點皆有所不同，其原因同上述所說，此時間點為用過燃料池內之液態水從 41ºC 升溫至 100ºC 之時間。然而，雖液態水總質量並未改變，但此研究之評斷基準點為水位高度，因此水位略微上升之 TRACE 模擬結果與除役計畫書之結果相比有些延遲，兩者之比較如表 18 所示，於冷卻時間七天之案例，除役計畫書之結果為事故發生後 76.3 小時，水位便會降低之用過燃料束頂端；而 TRACE 模擬結果則延遲約三小時，於事故發生後 79.15 小時水位才低於用過燃料束頂端。然而，雖低於用過燃料束頂端之時間點有所差異，兩者之水位下降率極為相似。

當水位低於 TAF 後，因上方部分用過燃料束已無液態水所包覆，僅靠熱傳係數較低之空氣冷卻，導致用過燃料束之護套溫度急速上升。於冷卻時間僅 7 天之案例，護套最高溫(PCT)於事故發生後 89.74 小時便升溫至 1088.7K。若在冷卻時間長達 90 天之案例，則可長達 239 小時。

表 17 除役計畫用過燃料束衰變熱[12]

| | Decay Power(MW) | | |
|---|---|---|---|
| 全部退出之時間(d) | 舊燃料束 | 新退出燃料束 | 總和 |
| 7 | 1.0695 | 5.5881 | 6.6576 |
| 15 | 1.0653 | 4.1884 | 5.2536 |
| 30 | 1.0578 | 3.1016 | 4.1593 |
| 60 | 1.0439 | 2.1486 | 3.1925 |
| 90 | 1.0314 | 1.7238 | 2.7552 |
| 180 | 0.9998 | 1.1168 | 2.1167 |
| 360 | 0.9537 | 0.6291 | 1.5828 |

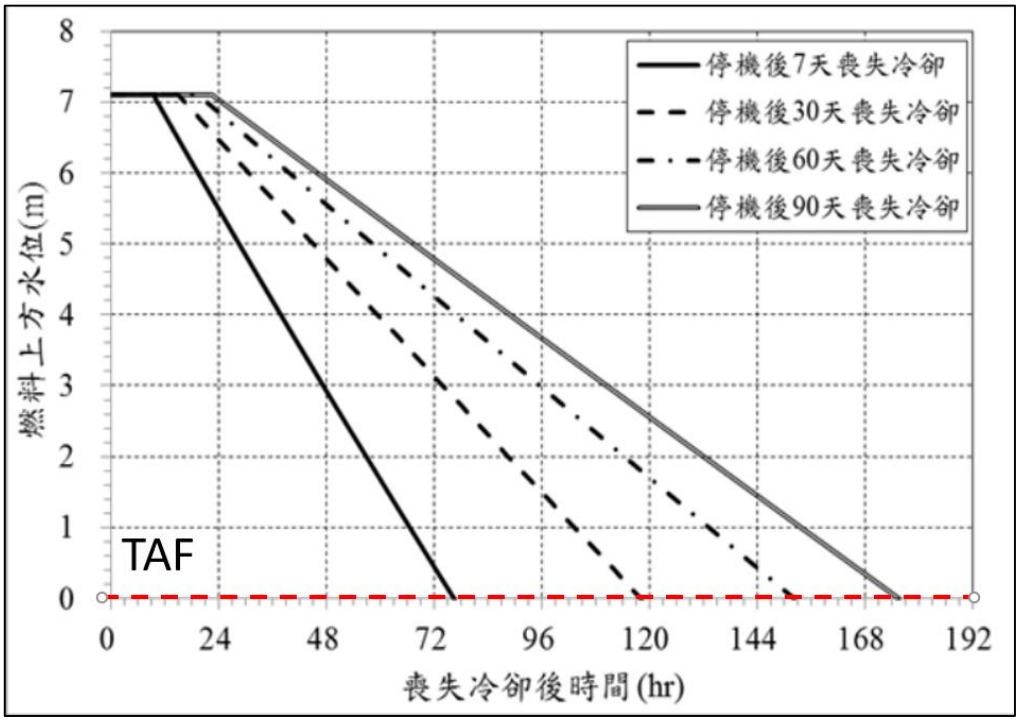



圖 34 除役計劃書用過燃料池水位[12]

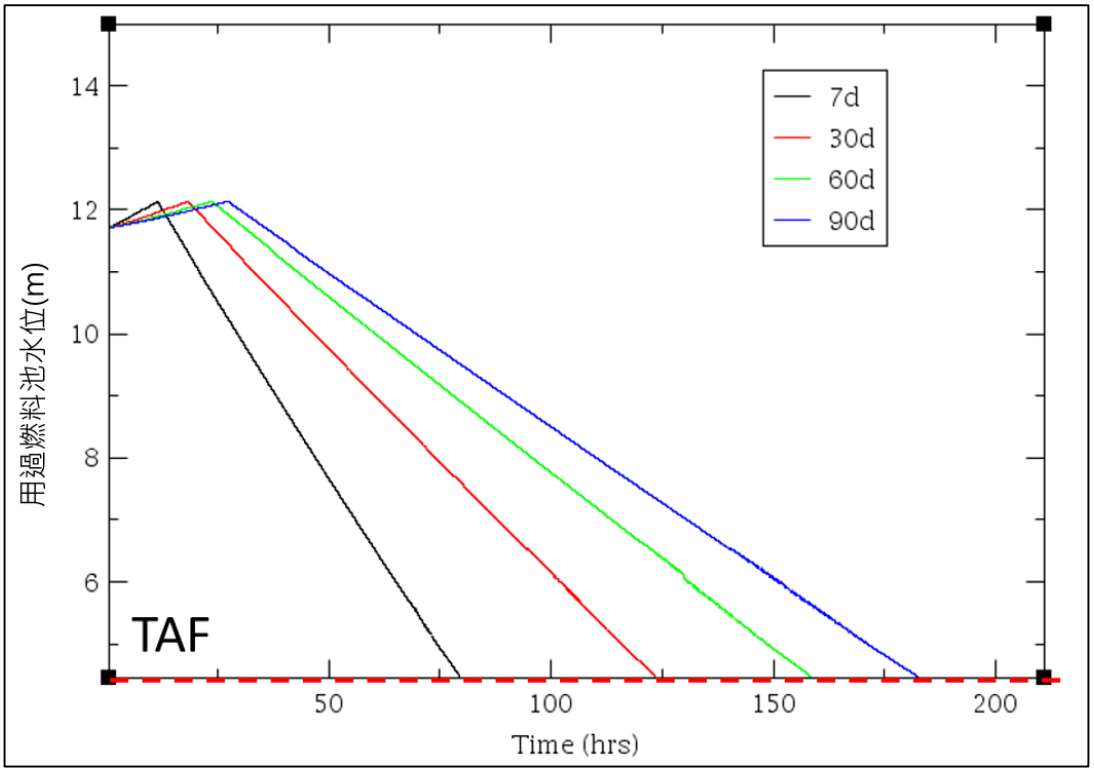



圖 35 除役計劃書用過燃料池水位[12]

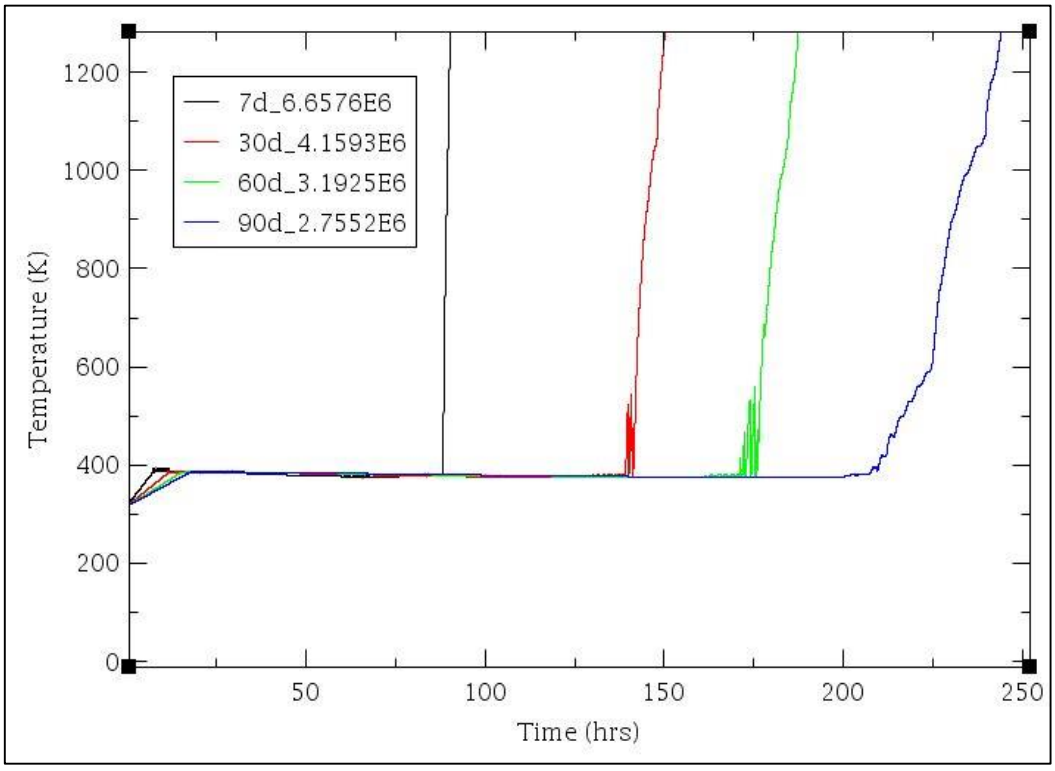



圖 36 除役計劃書用過燃料護套溫度 [12]

表 18 TRACE 模擬結果與除役計畫結果比照表

| 停機距喪失冷卻時間(d) | 喪失冷卻至燃料頂端所需時間(hrs) | | 達到 1088.7K 時間(hrs) |
|---|---|---|---|
| | 除役計劃 | TRACE 結果 | TRACE 結果 |
| 7 | 76.3 | 79.15 | 89.74 |
| 30 | 117.9 | 122.66 | 148.14 |
| 60 | 152 | 159.16 | 184.83 |
| 90 | 175.4 | 182.41 | 239.70 |

2.3 核一廠除役期間燃料棒衰變熱影響性評估與參數靈敏度研析

於除役過渡階段，由於用過燃料束仍存有一定之衰變熱，本團隊依照目前核一廠用過燃料之數量以及運轉歷史，其參考資料為核電廠每一次大修之大修報告，其明確指出大修日期、每一週期之運轉時間、以及替換多少燃料束。將蒐集資料整合後，根據國際報告 NUREG-0800 文件之計算衰變熱公式，估計核一廠目前之總衰變熱，其衰變熱公式以及說明如下：

NUREG-0800 文件將衰變熱分為兩部分，分別是 Fission product decay heat 以及 Heavy element Decay heat，其衰變熱公式以及說明如下[10]：

**Fission product decay heat：**

$$\frac{P}{P_0}(\infty, t_s) = \frac{1}{200}\sum_{n=1}^{n=11} A_n exp(-a_n t_s)$$

$$\frac{P}{P_0}(t_0, t_s) = (1+K)\left[\frac{P}{P_0}(\infty, t_s) - \frac{P}{P_0}(\infty, t_0 + t_s)\right]$$

其中，P 為衰變熱功率；$P_0$ 為衰變初始功率；$t_0$ 為運轉開始到停機歷經的時間，單位為秒；$t_s$ 為停機到計算時間點歷經的時間，單位為秒；K 為不準度因子(Uncertainty factor)，若 $0 \leqq t_s < 10^3$，則 K=0.2；若 $10^3 \leqq t_s \leqq 10^7$，則 K=0.1；$A_n$ 和 $a_n$ 為實驗的近似係數，其對應之係數值如表 19。

**Heavy element Decay heat：**

$$\frac{P(U-239)}{P_0} = 2.28\times10^{-3} C \frac{\sigma_{25}}{\sigma_{f25}}(1 - e^{-4.91\times10^{-4}t_0}) \times e^{-4.91\times10^{-4}t_s}$$

$$\frac{P(Np-239)}{P_0} = 2.17\times10^{-3} C \frac{\sigma_{25}}{\sigma_{f25}}\left[1.007(1 - e^{-3.41\times10^{-6}t_0})\right] \times e^{-3.41\times10^{-6}t_s} - 0.007(1 - e^{-4.91\times10^{-4}t_0}) \times e^{-4.91\times10^{-4}t_s}$$

其中，P(U-239)和 P(Np-239)分別代表 U-239 和 Np-239 之衰變熱功率；

$P_0$ 為衰變初始功率；$t_0$ 為運轉開始到停機歷經的時間，單位為秒；$t_s$ 為停機到計算時間點歷經的時間，單位為秒；$C$為轉化比(Conversion ratio)，當消耗一個 U-235 原子時，可以產生的 Np-239 原子數；$\sigma_{25}$ 為 U-235 之有效中子吸收截面(Effective neutron absorption cross section)；$\sigma_{f25}$ 為 U-235 之有效中子分裂截面(Effective neutron fission cross section)；根據 ASB 9-2 衰變熱功率計算式，$C\frac{\sigma_{25}}{\sigma_{f25}}$項保守假設為 0.7。

依照核一廠之現況輸入至上述公式後即可計算每一週期之衰變熱，並可依照不同觀測日期，計算總衰變熱隨時間之變化。本研究團隊將觀測日期訂為 2019 年 2 月 10 日，而核一廠 1 號機之最後週期結束時間為 2014 年 12 月 10 日，其計算結果如表 20 所示，其總衰變熱為 7.35E5W。其中，此衰變熱計算公式和台電公司所發布之核一廠除役計畫內使用之公式相同，因此本研究團隊亦將計算公式輸入與除役計畫之假設相同冷卻時間，其計算之結果比較如表 21 所示

由於核一廠 1 號機已然停機逾 4 年，其最熱批次之 408 束用過燃料束之衰變熱相比於冷卻時間一年之案例，已衰減至非常低。且由於最熱批次為全爐退出，共有 408 束，而第 26 批次之衰變熱僅 112 束燃料束，其總衰變熱才得以高出第 26 批次許多。若以單根燃料束之衰變熱做比對，最熱批次與第 26 批次單根燃料束之平均衰變熱分別為 346W 與 310W，可看出兩者已無太大差距。

表 19 實驗之近似係數［5］

| n | $A_n$ | $a_n$(sec-1) |
|---|---|---|
| 1 | 0.5980 | 1.772 |
| 2 | 1.6500 | $5.774\times10^{-1}$ |
| 3 | 3.1000 | $6.743\times10^{-2}$ |
| 4 | 3.8700 | $6.214\times10^{-3}$ |
| 5 | 2.3300 | $4.739\times10^{-4}$ |
| 6 | 1.2900 | $4.810\times10^{-5}$ |
| 7 | 0.4620 | $5.344\times10^{-6}$ |
| 8 | 0.3280 | $5.716\times10^{-7}$ |
| 9 | 0.1700 | $1.036\times10^{-7}$ |
| 10 | 0.0865 | $2.959\times10^{-8}$ |
| 11 | 0.1140 | $7.585\times10^{-10}$ |

表 20 衰變熱計算

| 第幾次大修 | 冷卻時間(s) | 運轉天數(days) | 運轉時間(s) | 衰變熱(W) |
|---|---|---|---|---|
| 1 | 1.27E+09 | 755 | 6.52E+07 | 2.09E+04 |
| 2 | 1.24E+09 | 380 | 3.28E+07 | 1.53E+04 |
| 3 | 1.20E+09 | 425 | 3.67E+07 | 8.47E+03 |
| 4 | 1.17E+09 | 287 | 2.48E+07 | 1.41E+04 |
| 5 | 1.13E+09 | 408 | 3.53E+07 | 1.76E+04 |
| 6 | 1.09E+09 | 485 | 4.19E+07 | 1.95E+04 |
| 7 | 1.04E+09 | 485 | 4.19E+07 | 1.90E+04 |
| 8 | 9.93E+08 | 535 | 4.62E+07 | 2.02E+04 |
| 9 | 9.49E+08 | 483 | 4.17E+07 | 1.71E+04 |
| 10 | 9.01E+08 | 523 | 4.52E+07 | 1.80E+04 |
| 11 | 8.65E+08 | 389 | 3.36E+07 | 1.40E+04 |
| 12 | 8.30E+08 | 369 | 3.19E+07 | 1.56E+04 |
| 13 | 7.91E+08 | 420 | 3.63E+07 | 1.94E+04 |
| 14 | 7.49E+08 | 464 | 4.01E+07 | 2.20E+04 |
| 15 | 7.03E+08 | 497 | 4.29E+07 | 2.47E+04 |
| 16 | 6.56E+08 | 517 | 4.47E+07 | 2.92E+04 |
| 17 | 6.02E+08 | 589 | 5.09E+07 | 2.87E+04 |
| 18 | 5.56E+08 | 503 | 4.35E+07 | 3.39E+04 |
| 19 | 5.07E+08 | 535 | 4.62E+07 | 2.73E+04 |
| 20 | 4.63E+08 | 489 | 4.22E+07 | 3.05E+04 |
| 21 | 4.10E+08 | 581 | 5.02E+07 | 2.69E+04 |
| 22 | 3.60E+08 | 543 | 4.69E+07 | 3.27E+04 |
| 23 | 3.11E+08 | 539 | 4.66E+07 | 2.79E+04 |
| 24 | 2.66E+08 | 494 | 4.27E+07 | 2.89E+04 |
| 25 | 2.18E+08 | 528 | 4.56E+07 | 2.95E+04 |
| 26 | 1.76E+08 | 449 | 3.88E+07 | 3.34E+04 |
| 27 | 1.30E+08 | 510 | 4.41E+07 | 1.41E+05 |
| Total | 7.35E+05 | | | |

表 21 除役計畫衰變熱比較表

| | 本研究團隊計算 | | | 除役計畫 | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | Decay Power(MW) | | | Decay Power(MW) | | |
| 退出時間 | 舊燃料 | 最熱批次 | 總和 | 舊燃料 | 最熱批次 | 總和 |
| 7d | 0.2340 | 5.1550 | 5.3890 | 1.0695 | 5.5881 | 6.6576 |
| 15d | 0.2325 | 3.7611 | 3.9937 | 1.0653 | 4.1884 | 6.2536 |
| 30d | 0.2299 | 2.6848 | 2.9148 | 1.0578 | 3.1016 | 4.1593 |
| 60d | 0.2250 | 1.7513 | 1.9763 | 1.0439 | 2.1486 | 3.1925 |
| 90d | 0.2205 | 1.3440 | 1.5645 | 1.0314 | 1.7238 | 2.7552 |
| 180d | 0.2093 | 0.7803 | 0.9896 | 0.9998 | 1.1168 | 2.1167 |
| 365d | 0.1931 | 0.3527 | 0.5458 | 0.9537 | 0.6291 | 1.5828 |

## 三、 用過燃料池之事故模擬結果與暫態分析

### 3.1 用過燃料池全黑事故與喪失冷卻水事故之暫態分析

此章節承接上一節之驗證分析，利用本研究團隊所建立之用過燃料池模型做後續嚴重事故分析，探討當用過燃料池遭遇事故時，無法長期替用過燃料池進行熱交換之外，同時因外在因素導致用過燃料池本體發生破口。在此種狀況下，運轉方能有多少餘裕時間可準備救援措施。以避免用過燃料束溫度過高導致帶有輻射之物質外釋至環境，才能保障民眾之生命與財產。

### 3.1.1 事故描述與初始條件

在本研究中假設用過燃料池於模擬時序零秒前遭遇超過設計基準之嚴重地震，廠址於模擬時序零秒時遭遇海嘯，導致用過燃料池喪失所有外電，並在用過燃料池高約一點三公尺之位置發生破口。然而，由於冷卻水流量將隨破口處之水壓變化而逐漸減少，因此於本研究中利用破口之初始冷卻水流量作為嚴重程度之基準，並根據破口流量多寡做靈敏度分析，在此分析中共分為三種案例，分別為 500gpm、550gpm、600gpm。其餘之初始假設大致與除役計畫相同，部件以及液態水等初始溫度皆為 41°C，其總液態水總體積約為 928$m^3$。燃料束頂端高度約為 4.5085m。

### 3.1.2 模擬結果

於模擬時序零秒時，由於發生大破口事件，用過燃料池水位開始快速下降，由於水位下降速度過快，水溫尚未有明顯升高，因此並無上一章節所述之水位上升狀況。於不同案例之間由於破口大小不同，洩漏率也有所不同，於 600gpm 初始破口流量之案例中，用過燃料池水位僅需 6.41 小時便低於用過燃料束頂端；於 500gpm 初始破口流量之案例，則需 7.75 小時。低於用過燃料束頂端後，水位下降率有些許上升，此應為當液態水表面積下降所造成。如先前章節所述，用過燃料束與相關組件本身佔有一定體積，因此當水位低於用過燃料束頂端後，相同的蒸發率與不同之液態水表面積將導致水位下降率有些許不同。最終，三種案例之水位皆降低至破口最低點，約為 0.93 公尺。

當水位低於 TAF 後，由於用過燃料束失去液態水之包覆層，其護套溫度將快速上升。不同案例低於 TAF 時間不同，因此用過燃料束開始升溫之時間點亦有所不同。然而，由於未做任何救援措施，空氣冷卻亦無法移走全部之衰變熱，三種案例之燃料護套最終皆升溫至 1088.7K。由結果圖可明顯看出，由於衰變熱相同，三種案例之用過燃料束之護套升溫率皆相同，然而，因三種案例之用過燃料束升開始升溫之時間點有些許不同，

其最終達到 1088.7K 之時間點亦有所差異。其模擬結果之時間表如表 22 所示

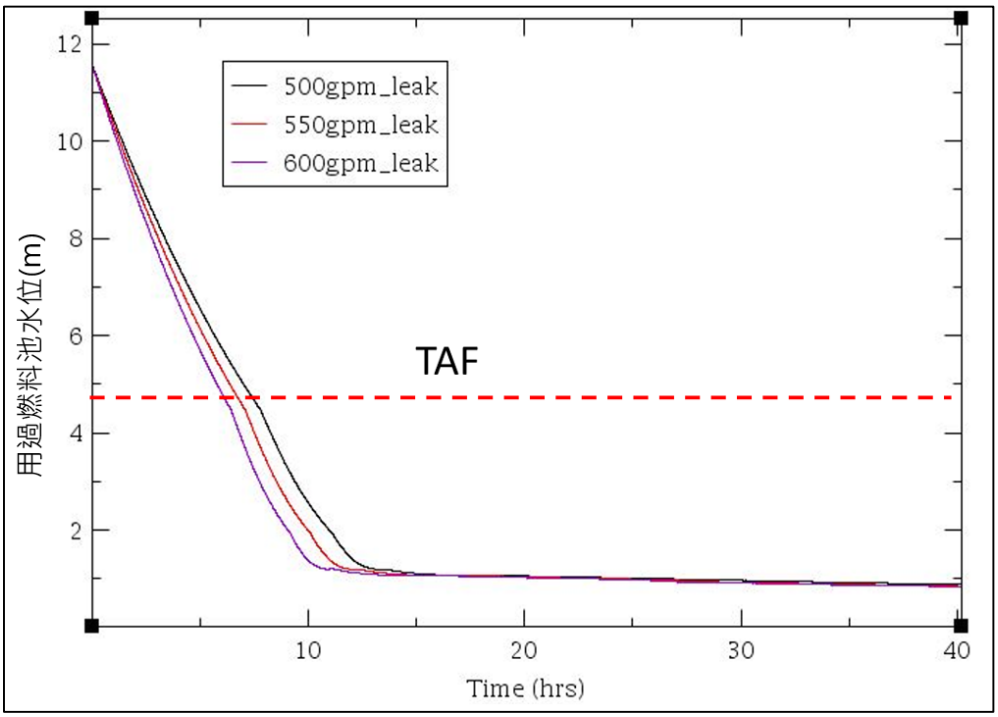



圖 37 用過燃料池水位(未實施救援措施)

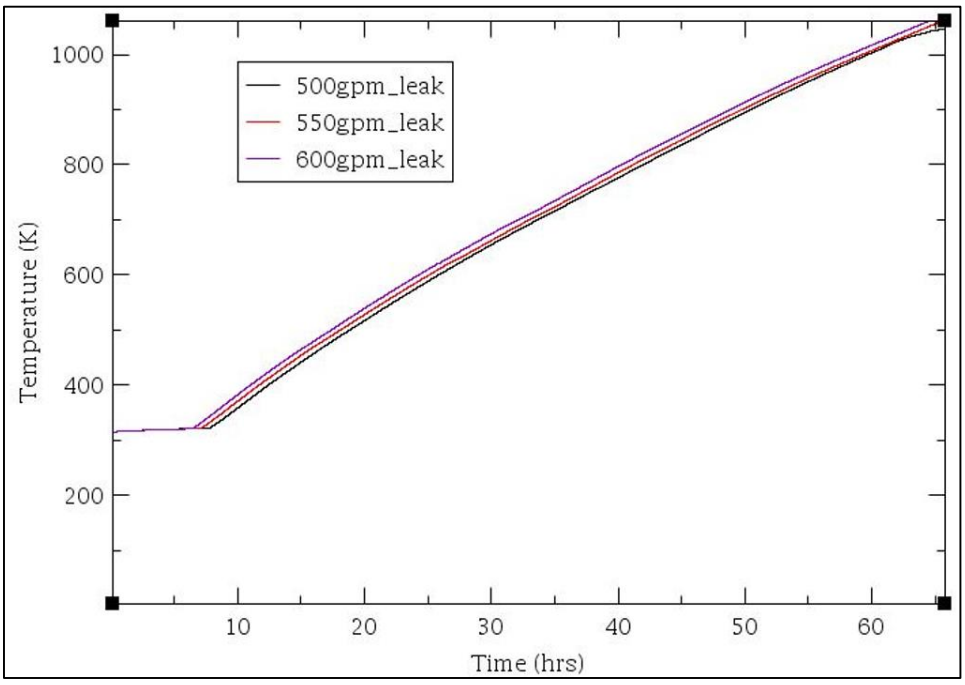



圖 38 用過燃料護套溫度(未實施救援措施)

表 22 全黑事故與喪失冷卻水事故之暫態分析模擬結果表

| 初始破口流量 | 水位低於 TAF 時間(hrs) | 護套溫度升溫至 1088.7K<br>所需時間(hrs) |
|---|---|---|
| 500 gpms | 7.75 | 68.2 |
| 550 gpms | 7.056 | 66.85 |
| 600 gpms | 6.417 | 65.77 |

## 3.2 嚴重事故並實施救援案例

### 3.2.1 NEI 06-12 建議之救援措施

NEI 06-12為U.S NRC所公布之建議救援措施報告，報告中包含反應器與用過燃料池兩部分，且詳盡敘述了各類狀況下應採取的救援措施，亦針對各項救援措施所需之設備能力給予實質數字上之建議，台電公司於除役計畫內中主要亦採取此報告中之救援。因此本研究之案例與救援措施之假設，亦主要參考此篇報告[13]。

NEI 06-12包含用過燃料池以及電廠與圍阻體之救援策略，在此篇研究僅探討用過燃料池之救援策略，其主要分為內部策略以及外部策略兩部分。在內部策略中，其主要理念同電廠安全設計，注重於多樣性。運轉方應準備多種補充冷卻水之設備與系統，補充之冷卻水水源亦有不同來源。然而，且最終之注水能力總和應該至少達到500gpm，若該電廠之補水能力低於此值，則此篇報告強烈建議，應該準備其他緩解策略。外部策略則包含移動式(便攜式)的用過燃料池之補水以及噴灑能力。

外部策略則主要分為補水策略以及灑水策略。補水策略中，文獻建議運轉方應準備可移動式補水設備及水源，以防內部設施皆不可使用之情況，且其補水能力也應達到至少500gpm。其中，移動式設備之燃料以及補充水源須提前準備好，以確保此策略能夠連續12小時運作而不中斷。等同於須事先準備相當於360000加侖之冷卻水；灑水策略又分為局部噴灑以及外部噴灑。局部噴灑適用於當用過燃料池發生冷卻水流失事件，且其破口流量大於500gpm時，此時運轉方之救援目的應該從維持用過燃料池水位，轉變成降低用過燃料束之溫度，若進行補水，冷卻水很快便會流失，對該現況無太大幫助，用過燃料束裸露幾乎是必定發生的事情。因此，此時便建議直接採取局部噴灑策略，從用過燃料池上方，利用外部的獨立移動式灑水設備進行灑水，讓液態水直接碰觸用過燃料束，快速帶走衰變熱，以控制溫度。此文獻報告建議，其移動式灑水設備之工作能力，必須達到200gpm

且應至少能連續工作12小時而不停止。且在運作員判斷需要進行局部噴灑策略時，相關設備以及灑水路徑須在五小時內設置完成(若用過燃料束沒有採取分散式配置貯存時，則需在兩小時內設置完成)。若現場狀況不允許運轉方進行局部噴灑時，應使用移動式灑水設備，用所有可利用之冷卻水源，於用過燃料池之結構外進行噴灑，藉由冷卻用過燃料池結構，盡可能減緩用過燃料束之溫度，減少放射性核種之釋放。若已進入到噴灑階段，恢復水位已然不是運轉方之首要目標，而是應該考慮洩露控制策略。依照事故不同，由現場工作人員判斷，利用現有資源，優先減少用過燃料池之洩漏量。

救援策略之決策步驟第一步，需先確認用過燃料池周圍區域是否可以進入(其可接近性與損壞之條件和事故之嚴重程度有關)，若能進入用過燃料池周圍，便可初步評估燃料池破口之洩漏率，判斷該洩漏率是否大於500gpm，若超出此流量，則稱之為大破口事件，在此時應放棄恢復用過燃料池水位，直接開始執行局部噴灑以降低用過燃料束之溫度，若局部噴灑無法進行或成效不彰，則執行外部噴灑。；若該區域無法進入，則直接使用所有可用水源進行補水，若水位無明顯上升，或無法恢復，便開始考慮實施局部噴灑策略，避免用過燃料束溫度過高。若局部噴灑無法進行或是成效不彰，則著手進行外部噴灑，盡可能減緩事故之嚴重性。其決策之流程圖如圖 39 所示。

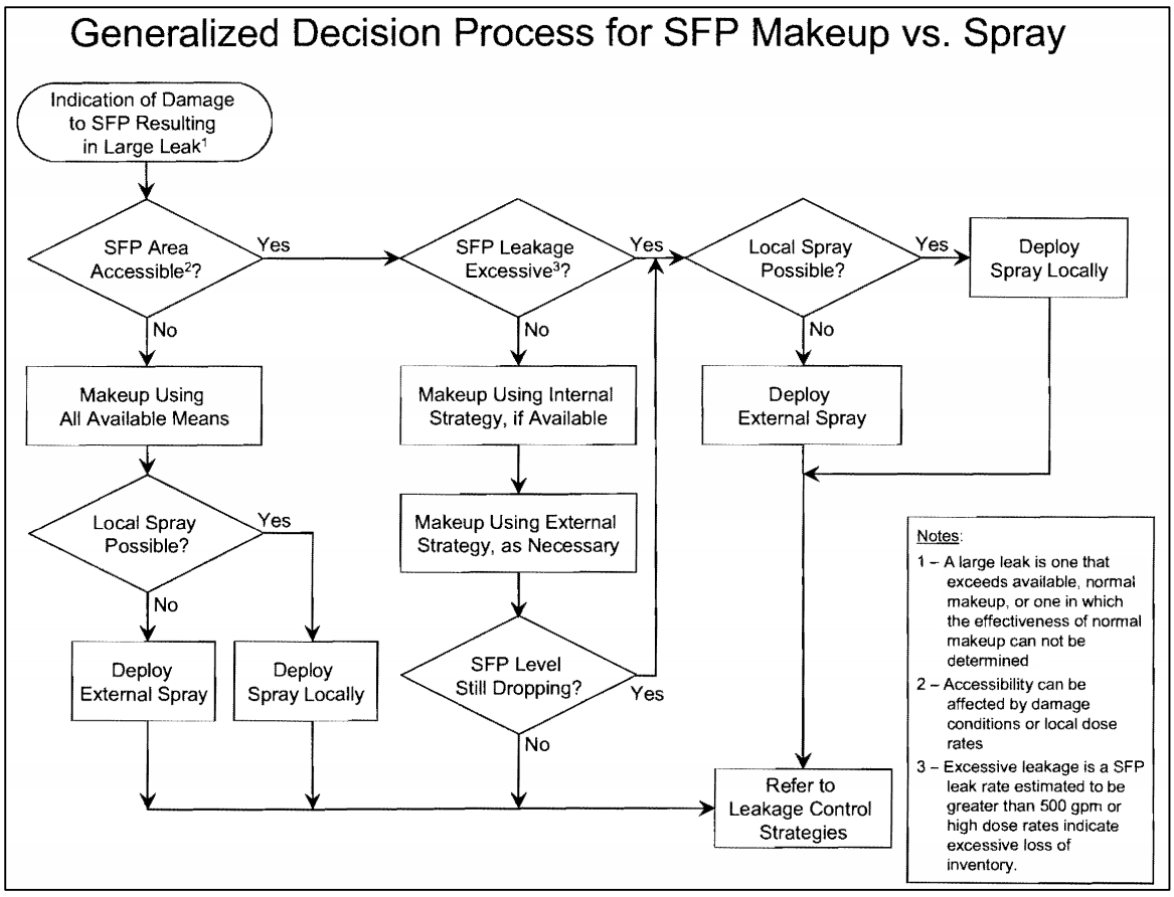



圖 39 NEI-0612 救援措施之決策流程圖[13]

### 3.2.2 案例說明與模擬結果

根據上一小節所描述之救援措施，此章節延續上一章節之意外事故分析，進一步模擬，當用過燃料池同時遭遇外電喪失以及冷卻水流失事故時，運轉方成功執行救援措施狀況下之熱流分析，以此探討台電公司目前制定之救援措施之有效性。其模擬方法及假設將延續上一章節之意外事故分析，分為 500gpm、550gpm 以及 600gpm 之初始破口流量。然而，因初始破口流量已超出 500gpm，此時應直接執行局部噴灑策略，文獻中指出，當運轉員判斷需執行局部噴灑策略時，相關工作人員以及注水路徑、設備等，須於兩小時內設置完畢。因此於本案例中，假設事故發生後便發布灑水策略之命令，依照建議應於兩小時內開始灑水，灑水流量則依照文獻所建議為 200gpm。然而，需特別注意的是，在此模擬中假設局部噴灑之救援措施能夠將液態水均勻地灑至用過燃料束上方。

TRACE 之模擬結果如圖 40 與圖 41 所示。由於事故兩小時後便開始灑水，可看出水位下降率有明顯降低，其水位低於 TAF 之時間得以延長，於初始流量為 500gpm 之案例，其水位約於 16.18 小時後才低於 TAF。與未灑水之案例相比差距約 9 小時。當水位低 TAF 後，燃料束護套溫度雖有些許上升，但此時之用過燃料束之冷卻時間已然逾四年，其總衰變熱僅 7.35E5W，與剛退出之時已不可同日而語。因此，經過灑水後用過燃料束很快便能夠降溫。於初始流量 500gpm 之案例，經過灑水救援措施後，其溫度被控制在 330K 後便趨於平穩；於初始流量 600gpm 案例中，護套溫度被控制在約 375K 後趨於平穩不再升溫。

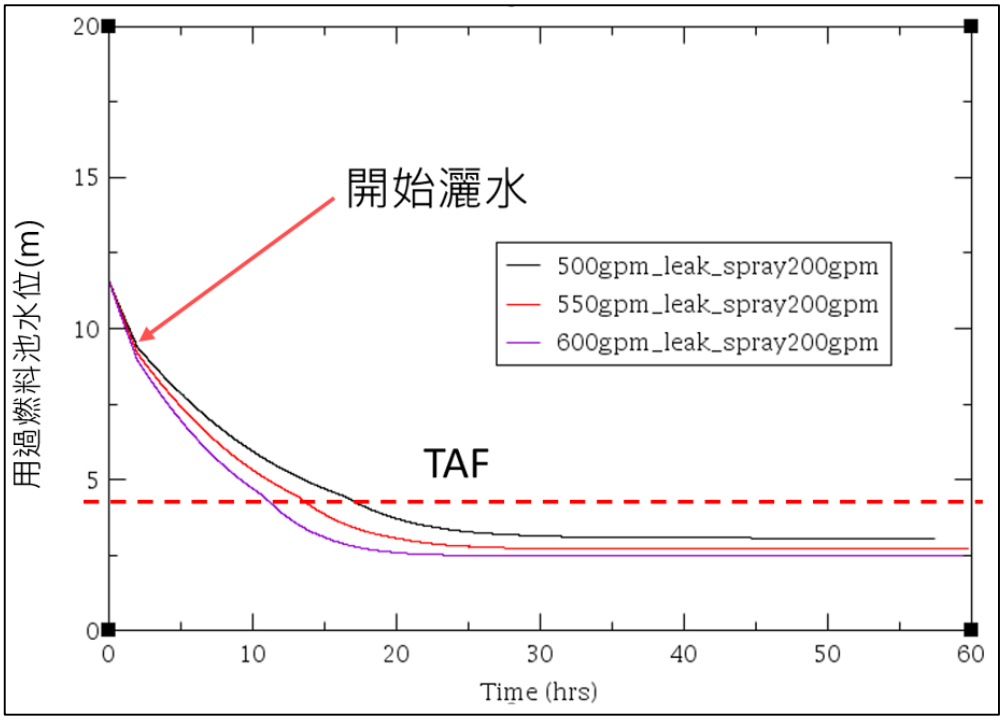



圖 40 用過燃料池水位(實施救援措施)

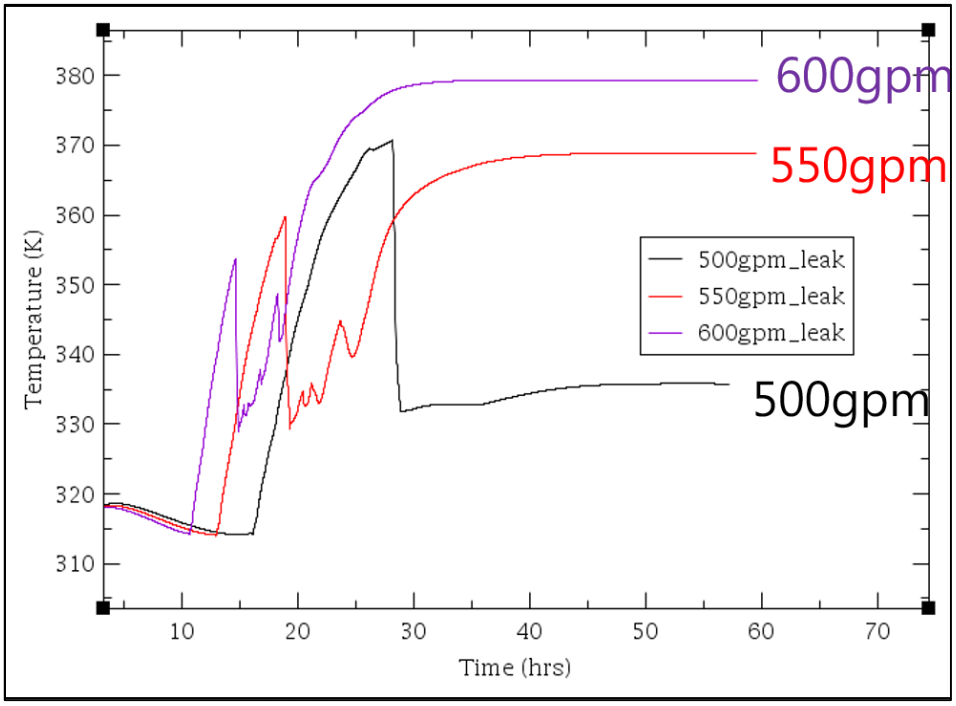



圖 41 用過燃料護套溫度(實施救援措施)

## 四、研提核電廠除役階段之通用性管制建議

1. 本報告中摘要許多國際間用過燃料池之文獻，總的來說，國際間已詳盡探討用過燃料池可能發生之事故以及其造成之後果，並將其概率與後果分別量化，探討何種事故對用過燃料池尤為重要。綜合討論後，國際間認為超出設計基準之地震事故相對於其他意外事故其對用過燃料池之危害性較大，因此在核能安全管制方面，應特別注重此項目。

2. 在 NUREG-1738 中，NRC 確定地震事故所造成的用過燃料束失去液態水覆蓋之頻率遠高於飛機墜毀和龍捲風，因此地震事故被認為是嚴重事故的典型外部事件。若在地震事故中，水池的牆壁或地板的結構被破壞，水池內的液態水將會迅速從水池中排出，而用過燃料束將暴露在空氣中。台灣地處於地震頻繁帶，因此更應預防地震所造成之災害，並預先規劃好配套措施或緊急應變及設備。

3. 雖各個文獻之結論皆為用過燃料池發生嚴重事故之機率非常低，然而，此結論之前提為，其電廠嚴格執行相關法規以及人員之素質保證。因此，若要沿用此結論，在人員管制以及法規規定須嚴格把關，以確保用過燃料池安全。

4. 雖目前蒐集之文獻回顧，對用過燃料束發生事故之風險評估皆非常安全，但由於用過燃料束將貯存非常長期，部分文獻提到 NRC 曾探討如此長的貯存時間下，氣候變遷導致天災發生頻率上升，是否對用過燃料束之安全有所影響。雖然 NRC 最後之結論認為氣候變遷導致的影響可能不大，但台灣與美國之氣候與遭遇之天災明顯不同，目前亦無看到相關單位於風險評估中有對氣候變遷因素作探討，或許可建議未來提出相關研究計畫。

5. NUREG-1738 與 NRC 其餘研究報告中認為用過燃料池發生意外事故，甚至造成用過燃料池火災(鋯合金火災)之可能性非常低。然而，其眾多文獻中仍然未排除此可能性，NRC 亦無法提出一確定之冷卻年數後，便

可排除鋯合金火災之發生；NUREG-1738 亦明確指出，管制上仍須注意鋯合金火災的發生。

6. 綜合分析技術強化、文獻再現性案例以及文獻摘要等結果，影響用過燃料池安全之關鍵因子為 1. 衰變熱多寡 2. 冷卻水存量 3.有無格架(熱傳性)4. 空氣冷卻條件 5. 救援措施。

7. 承上所述，衰變熱多寡將直接影響用過燃料池之安全。然而，雖 NUREG-0800 文獻之公式為 NRC 所認證，但此重要參數仍建議能夠使用多種不同衰變熱評估方式互相比較，以詳盡探討當今核一廠用過燃料池內之衰變熱多寡。

8. 於文獻中提到，在冷卻水流失以及喪失冷卻能力之情況下，空氣冷卻條件將扮演重要之角色。然而，在地震與重物掉落等事故下，用過燃料池本身之結構可能遭受破壞、因重物掉落等導致有異物阻擋、或是因用過燃料束傾斜等種種原因，可能嚴重影響空氣流動。應特別注重此方面之議題。

9. 根據本研究分析結果，即使用過燃料池同時發生外電喪失以及冷卻水流失之嚴重事故，運轉方仍有將近至少 65 小時之餘裕時間可準備後續之救援措施及尋找水源。因此在核能安全管制方面，電廠緊急應變策略與程序須滿足此條件。

10. 根據本研究分析結果，意外事故中救援措施之執行直接地影響用過燃料池安全，若救援措施成功執行便能有效的控制用過燃料池之升溫情形。然而，需特別注意的是此結論之假設前提為局部噴灑之救援措施能夠將液態水均勻地灑至用過燃料束上方。

11. 承上所述，由於研究結果表明，若能夠均勻的將液態水灑至用過燃料束上方，則能有效地控制用過燃料束升溫。因此在此前提下，確保長期的

水源供應以及灑水、注水的路徑暢通應為管制方面之重點項目。

12. 根據案例再現性之結果，氧化熱模式的計算將明顯提前用過燃料束升溫至 900℃ 之時間點，因此在有空氣流動之情況下應考量氧化熱之加入所造成的影響。未來在探討相關議題時，管制單位應特別注意該研究報告是否有將用過燃料護套發生鋯水反應時之氧化熱納入考量中。若未考量則應提出其不考慮氧化熱之假設的適切性。

## 肆、結論

本計畫完成之工作項目為蒐集並摘要國際上有關用過燃料池安全評估之相關文獻，包含 NUREG-1738、NUREG-2161、NUREG/CR-6451、NSIR-2015-001、NUREG-2157，整理其報告之重要結論供管制單位參考，從國際上有關用過燃料池安全評估之文獻報告可知，無論發生機率高低或是對結構造成的損傷，亦或是後續可能造成的核種釋放之觀點來看，因為用過燃料池擁有堅固之結構，足以承受嚴重地震而不易造成洩露，因此認為地震對於用過燃料池的危害是較低的，總結認為用過燃料池發生事故之風險很低。

除了蒐集並摘要相關文獻之外，本研究團隊亦完成，使用美國核管會所認可之審查工具 TRACE 建立核一廠用過燃料池之模型，且根據 NUREG-1738 和 NSIR-2015-001 之假設與研究方法，重現國際文獻報告之研究結果，TRACE 之模擬結果與報告之結果的一致性，顯示本研究團隊有足夠之 TRACE 模式建立能力。在核電廠除役之過渡階段，因用過燃料棒仍有剩餘之衰變熱，仍需放置在用過燃料池中，依靠主動的冷卻系統移出餘熱。因此，此分項研究之目的即為用過燃料池在除役期間之安全分析，並透過建立國內自主的安全分析能力，強化管制單位進行核電廠除役之安全評估與審查技術。

除此之外，本團隊已根據國際上之計算衰變熱文獻，建立核一廠用過燃料棒之衰變熱計算公式，且根據不同週期之擺放年度進行計算，評估目前核一廠之衰變熱，以找出關鍵參數因子與影響性。

由嚴重事故之安全分析模擬結果中，本研究團隊利用建立的核一廠用過燃料池模型，針對同時發生外電喪失以及冷卻水流失之嚴重事故進行安全分析，並根據 NEI 06-12 報告內所建議之救援措施進行評估。由結果顯示，由於核一廠停機已逾 4 年，其用過燃料束之衰變熱已然下降許多，因此，即使用過燃料池同時發生外電喪失以及冷卻水流失之嚴重事故，運轉

方仍有將近 68 小時之餘裕時間可準備後續之救援措施及尋找水源。即使於最嚴重之案例，冷卻水流失之流量為 600gpm 之大破口，運轉方亦有 65 小時之餘裕時間。且由後續之救援措施之模擬分析中可得之，若在這餘裕時間內能夠成功執行救援措施，由於衰變熱已然降低許多，灑水措施能夠快速地控制用過燃料束的升溫，並趨於平緩。

## 伍、參考資料


[1] U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Technical Study of Spent Fuel Pool Accident Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants,” NUREG1738, February 2001.

[2] U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Technical Support for a Proposed Decay Heat Guide Using SAS2H/ORIGEN-S Data, ” NUREG/CR-5625, September 1994.

[3] U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Consequence Study of a Beyond-Design-Basis Earthquake Affecting the Spent fuel Pool for a U.S. Mark I Boiling Water Reactor”, NUREG-2161, September 2014

[4] U.S. Nuclear Regulatory Commission, “A Safety and Regulatory Assessment of Generic BWR and PWR Permanently Shutdown Nuclear Power Plants,” NUREG/CR-6451, August 1997.

[5] U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Spent Fuel Assembly Heat Up Calculations In Support Of Task 2 Of User Need NSIR-2015-001”, April 2016.

[6] Calculation 2013-07050, Revision 2 Maximum Cladding Temperature Analysis for an Uncovered Spent Fuel Pool with No Air Cooling,

[7] US Commercial Spent Nuclear Fuel Assembly Characteristics: 1968– 2013

[8] MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 2: Reference Manual, Version 2.1.6840

[9] U.S. Nuclear Regulatory Commission, “ Generic Environmental Impact Statement for Continued Storage of Spent Nuclear Fuel”, UREG-2157,

September 2014.

[10]Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition-Auxiliary Systems, NUREG-0800, Chapter 9.

[11]核能研究所, “用過核子燃料長期乾式貯存政策可行性研究”,中華民國九十九年十一月

[12]行政院原子能委員會, “核一廠除役計劃書”.

[13] NEI , “B.5.b Phase 2&3 Submittal Guideline” , NEI 06-12 Rev. 2 , Dec 2006

附錄 A 國內用過燃料池相關研究蒐集

| 計畫名稱 | 相關機構 | 使用工具 |
|---|---|---|
| 核能技術及後端處置之安全強化研究 | 國立清華大學/104 年 | TRACE、CFD、MELCOR、FRAPTRAN、FRAPCON、MAAP |
| **研究大綱** | | |
| 有鑑於以往的分析中單純選用系統分析軟體，皆會受限於軟體的設計特長而無法 兼顧整體與細節。因此為了改善上述各個已執行計畫的方法論之不足，本研究擬於計畫執行之初採用 TRACE 的多通道模式與複合模型的 CFD 程式來達成核一廠用過燃料池之分析工作。TRACE 作為本分析工作中之燃料池整體分析除了有助於增進此部分之工作進度外，更可與其它分析程式，如 MAAP 及 MELCOR 之分析結果相互比對。而在完成上述熱流分析技術之發展與分析後，藉由程式平行驗證以求得保守之護套熱水流特性後，本研究更將引入 NRC 核准之 FRAPCON 與 FRAPTRAN 進行燃料護套的應力分析。 | | |
| **計畫名稱** | **相關機構** | **使用工具** |
| 核能安全及前瞻技術之強化研究 | 國立清華大學/105 年 | TRACE、CFD、MELCOR、FRAPTRAN、FRAPCON、MAAP |
| **研究大綱** | | |
| 有鑑於以往的分析中單純選用系統分析軟體，皆會受限於軟體的設計特長而無法 兼顧整體與細節。因此為了改善上述各個已執行計畫的方法論之不足，本研究擬於計畫執行之初採用 TRACE 的多通道模式與複合模型的 CFD 程式來達成核二廠用過燃料池之分析工作。TRACE 作為本分析工作中之燃料池整體分析除了有助於增進此部分之工作進度外，更可與其它分析程式，如 MAAP 及 MELCOR 之分析結果相互比對。而在完成上述熱流分析技術之發展與分析後，藉由程式平行驗證以求得保守之護套熱水流特性後，本研究更將引入 NRC 核准之 FRAPCON 與 | | |

FRAPTRAN 進行燃料護套的應力分析。

| 計畫名稱 | 相關機構 | 使用工具 |
|---|---|---|
| 核能技術及安全分析之強化研究 | 國立清華大學/106 年 | TRACE、MELCOR、CFD、FRAPTRAN、FRAPCON |

**研究大綱**

建立一套可詳細探討核三廠用過燃料池熱水流現象、燃料完整性之分析技術，加強用過燃料池的運轉安全。使用 TRACE 進行整體的熱水流分析；使用 MELCOR 分析事故後期之氧化放熱等現象，透過兩程式平行運跑，比較重疊內容，並取其各自之長處；使用 CFD 為單根燃料束做局部細節之模擬；將 TRACE 計算後之相關熱水流係數輸入至 FRAPTRAN 與 FRAPCON 計算相關機械性質。綜合以上多種程式，將可使用過燃料池之安全分析上升至另一個階段。

| 計畫名稱 | 相關機構 | 使用工具 |
|---|---|---|
| 核電廠除役時用過燃料池管制安全技術之研究 | 義守大學機械與自動化工程學系/103 年 | FLUENT |

**研究大綱**

研究並評估熱移除系統能力減弱或喪失對於 BWR 用過燃料池，此熱移除系統能力減弱或喪失之原因可能為外在或內在以及突發事件引起燃料池嚴重失水而使燃料棒暴露, 使燃料棒無法降溫, 而導致鋯合金棒套與空氣或水蒸氣產生氧化而發生火災等極端結果而導致燃料池因無冷卻作用時水位降低至 1 公尺左右之時間。

| 計畫名稱 | 相關機構 | 使用工具 |
|---|---|---|
| 沸水式核能電廠用過燃料池安全分析技術之建立與應用 | 行政院原子能委員會核能研究所/102 年 | CFD |

| 研究大綱 |
| --- |
| 以台電核二廠用過燃料池為對象，分別進行燃料池（下池）臨界安全及燃料池（上池）完全喪失冷卻水事故的安全分析。燃料池完全喪失冷卻水事故分析部分,則在假設核二廠上池貯存已退出 15 年以上的舊燃料之條件下，進行上池在發生完全喪失冷卻水事故時的熱流分析，評估池水溫度變化、水位下降的速度及燃料裸露時間。 |

| 計畫名稱 | 相關機構 | 使用工具 |
| --- | --- | --- |
| 核能電廠用過燃料池喪失冷卻安全分析及核安管制基本法制修訂研究計畫 | 行政院原子能委員會/101 年 | CFD |

| 研究大綱 |
| --- |
| 本項工作將先以核一、二廠為研究對象，由計算流體力學(Computational Fluid Dynamics, CFD)技術，進行用過燃料池喪失冷卻能力之事故分析，以期藉由 CFD 對於細微流場之模擬能力，探討燃料池在開始升溫後的局部沸騰、池沸騰、水位變化、燃料裸露狀況與鋯-水反應等熱水流行為。 |

| 計畫名稱 | 相關機構 | 使用工具 |
| --- | --- | --- |
| 核能電廠設計基準事故評估模式建立與應用 | 其他研究機構{財團法人核能資訊中心}/102 年 | RELAP5-3D |

| 研究大綱 |
| --- |
| 本計畫之主要目標共計有下列三項：(1)核一、二、三廠及龍門電廠斷然處置措施分析模式建立與模式及重要假設靈敏度分析； (2)建立核一、二及三廠用過核燃料儲存池(SFP)全池 RELAP5-3D 熱水流分析模式；(3)核三廠整廠熱水流設計評估模式。 |

| 計畫名稱 | 相關機構 | 使用工具 |
| --- | --- | --- |
| 核電廠嚴重事故模擬能力提升及嚴重事故處理指引精進 | 行政院原子能委員會核能研究所/108 年 | MAAP5 |
| 研究大綱 | | |
| 以兩年期間使用 MAAP5 進行核一、二、三廠之模式更新以及各廠用過燃料池之模式建立,以其完整建立各種電廠狀況下之事故模擬分析技術。 | | |

| 計畫名稱 | 相關機構 | 使用工具 |
| --- | --- | --- |
| 核能電廠用過燃料池雙相流體三維熱流分析模式建立之研究 | 國立清華大學工程與系統科學系/90 年 | CFD |
| 研究大綱 | | |
| 本研究引用計算流體力學方法，發展對貯存池本身的熱流分析技術，並建立貯存池之幾何數學模型，以達成最佳化的數值模擬工作。在本研究中，我們採用 PISO (Pressure Implicit with Splitting of Operations)數值方法。用過燃料池雙相流沸騰熱傳計算方面，考慮將現今所使用之單相三維 CFD 計算程式加以改良。用過燃料池雙相沸騰熱傳計算工具建立完成後，可對核一、二、三廠用過燃料池在爐心燃料全爐退出之情況下，進行較完整之各種燃料束擺放方式之熱傳分析。期能找出最佳之擺放方式，以供電廠進行燃料全爐退出時之參考依據。 | | |

| 計畫名稱 | 相關機構 | 使用工具 |
| --- | --- | --- |
| 結合熱流實驗與 CFD 模式分析有效強化用過燃料池冷卻能力與安全分析研究 | 國立清華大學能源與環境研究中心 101 年 | CFD |
| 研究大綱 | | |

結合熱流實驗與 CFD 模式發展與分析，建立用過燃料池分析模式，以期強化用過燃料池冷卻能力與其安全分析之研究。研究重點包含自然對流與紊流特性，雙流沸騰熱傳移熱現象，以及 NEI-0612 所建議之噴灑機制與灑水量。(文中沒看到有特指哪一廠之用過燃料池)

行政院原子能委員會

委託研究計畫期末報告

計畫名稱：

# 核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究

## 子項計畫四-2：

## 核電廠除役期間廠址取樣方法之品質研析

案號：AEC10801004L

執行單位：國立清華大學

計畫主持人：梁正宏

子項計畫四-2 主持人：陳紹文、王仲容

報告作者：陳韶萱

報告日期：中華民國 108 年 11 月

## 摘要

本報告書為原能會委託計畫《核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究》子計畫四-2《核電廠除役期間廠址取樣方法之品質研析》之期末報告。

本子項計畫 108 年度的研究重點為翻譯數據品質目標（Data Quality Object, DQO）文件、研析如何實作符合 DQO 程序規範之電廠除役輻射偵檢與廠址調查計劃，並提供有關評估電廠除役期間輻射偵檢與廠址調查計劃是否符合 DQO 程序之管制建議。

本子分項計畫 108 年完成之工作包含 1.研讀 MARSSIM 相關文件，深入了解 DQO 在輻射偵檢與廠址調查中的角色，2. 研析 MARSSIM 中所運用的統計方法 3. DQO 文件（EPA QA/G-4）的摘譯以及 4. 蒐集美國除役核電廠之輻射偵檢計畫，提出審查要點建議。

# 目錄

**摘要I**

**圖目錄 ..... III**

**表目錄 ..... IV**

**壹、 前言 ..... 1**

**貳、 研究方法 ..... 1**

**參、 DQO 程序簡介及其在電廠輻射偵檢和廠址調查中的角色 ..... 2**

一、 DQO 程序簡介 ..... 2

二、 DQO 程序在電廠輻射偵檢和廠址調查中的角色 ..... 2

**肆、 美國錫安核電廠輻射偵檢案例相關 DQO 程序介紹 ..... 4**

一、 特性偵檢 ..... 4

二、 最終狀態偵檢 ..... 9

**伍、 電廠輻射偵檢調查計劃審查要點建議 ..... 15**

**陸、 MARSSIM 手冊內容簡介與專有名詞說明 ..... 17**

一、 專有名詞介紹 ..... 17

二、 輻射偵檢和現場調查（RSSI）程序 ..... 18

三、 MARSSIM 中所運用的統計方法 ..... 27

四、 選擇儀器和測量技術 ..... 27

**柒、 結論 ..... 28**

**捌、 參考資料 ..... 29**

# 圖目錄

圖 1 數據生命週期（DATA LIFE CYCLE）.....3

圖 2 偵檢單元預期檢定力曲線圖.....14

圖 3 偵檢設計前需進行之工作序列.....21

圖 4 輻射偵檢和廠址調查程序之區域分級流程圖.....22

圖 5 廠址歷史評估流程圖.....23

圖 6 範圍偵檢流程圖.....24

圖 7 特性偵檢及整治行動輔助偵檢流程圖.....25

圖 8 最終狀態偵檢流程圖.....26

圖 9 選擇用於直接量測和樣本分析之測量儀器流程圖.....28

圖 10 數據品質量（DQA）程序.....55

# 表目錄

表 1 輻射測量和現場調查（RSSI）各步驟之計畫生命週期 ..... 19

表 2 檢查統計檢驗假設的方法 ..... 27

## 壹、前言

數據品質目標（Data Quality Object，DQO）程序為美國環境保護署（EPA）所制訂開發，其目的為提供當需要依據環境數據資料作出在 1. 兩個選項中擇一的決策（如：符合/不符合標準），或 2. 估算環境參數（如：確定污染物的平均濃度水平）時，有關進行系統性的程序規劃之建議。DQO 程序符合美國環境保護署針對旗下機構及組織所發布有關建立品質制度之所有指令（EPA Order 5360.1 A2, 2000）。

為確保核電成除役後使用廠址進行各項活動之民眾的安全與健康，法規規定，核能電廠必須證明廠址之殘餘輻射劑量符合外釋法規標準，才能准許其完成除役。為證明廠址之殘餘輻射劑量符合外釋法規標準，核能電廠須進行電廠輻射偵檢與調查，透過取樣蒐集廠址內殘餘放射性物質資料，分析評估其是否符合法規所規範之除役殘餘輻射限值，以提供權責機構作為是否准許其除役的依據。此項工作符合 DQO 程序運用的範圍，也就是依據環境數據資料作出在兩個選項中擇一的決策，因此，核電廠為除役所進行之輻射偵檢與調查適合採用 DQO 程序來進行規劃與設計。

## 貳、研究方法

本子項計畫 108 年度的研究方法為先行研讀《多機構輻射偵檢和廠址調查手冊（MARSSIM）》，以了解 DQO 程序在電廠除役期間輻射偵檢與廠址調查中所扮演的角色，並整理 MARSSIM 中所使用到的統計方法。而後，進行美國國家環境保護局所制定發表 DQO 程序指引文件-《使用數據質量目標程序進行系統規劃指引（EPA QA/G-4, Guidance on Systematic Planning Using the Data Quality Objectives Process）》的研讀、整理與摘譯。最後透過對 DQO 程序與 MARSSIM 手冊的詳細了解，以及蒐集與整理美國業界之實例，提出管制審查要點建議，提供管制參考。

## 參、DQO 程序簡介及其在電廠輻射偵檢和廠址調查中的角色

### 一、DQO 程序簡介

數據品質目標（Data Quality Objectives, DQO）程序符合美國環保署（EPA）所定義之系統性規劃，美國原子能機構建議當要根據環境數據做出決策（例如，符合或不符合標準）或估計時（例如，確定污染物的平均濃度水平）時，應採用 DQO 程序來進行研究設計及規劃。

DQO 程序是一系列邏輯步驟，共包含 7 個步驟，包含 1.說明問題、2.確認決策項目、3.確認輸入資訊、4.定義研究界線、5. 建立決策規則、6.\確立決策錯誤率限制和 7.制定數據收集計畫等。DQO 的 7 個步驟的指引，可以幫助規劃人員製定環境數據收集計劃。詳細的 DQO 程序內容請參考附件《運用數據品質目標（DQO）程序進行系統性規劃指引摘譯》[1]

DQO 程序具有彈性及迭代性等特性。使用 DQO 程序可以達到 1.有效率及效益的利用資源，2.就完成計畫目標所需的數據類型，品質和數量達成共識，以及 3.將計畫發展與進行作業的所有活動完整紀錄於文件等益處。

### 二、DQO 程序在電廠輻射偵檢和廠址調查中的角色

在除役電廠的輻射偵檢和廠址調查，應依照 DQO 程序進行偵檢設計及規劃，多機構電廠輻射偵檢和廠址調查手冊（MARSSIM）[2]為一實做依照 DQO 程序進行輻射偵檢計畫規劃之指引及範例。MARSSIM 設計一系列的偵檢調查，每一個偵檢調查皆包含規劃、實施、評估以及決策等四個階段，其中的規劃階段應依照 DQO 之七個步驟進行。圖 2 為 MARSSIM 手冊中數據生命週期四個階段要進行之工作之綱要。MARSSIM 手冊內容簡介與專有名詞說明請參考本文第陸章。

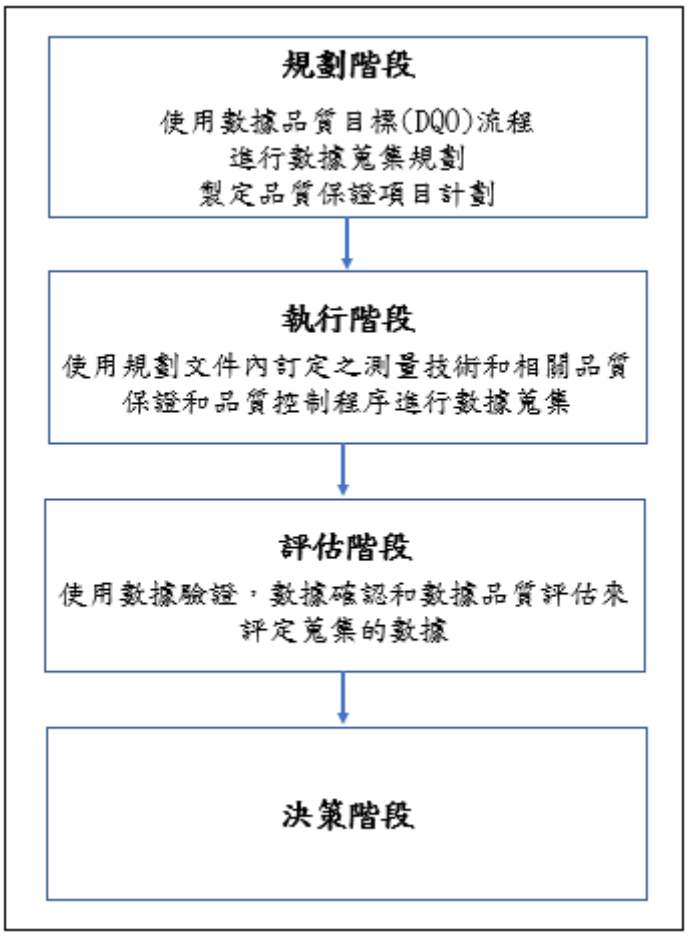



圖 1 數據生命週期（Data Life Cycle）

## 肆、 美國錫安核電廠輻射偵檢案例相關 DQO 程序介紹

根據美國 NRC 網站的介紹，美國錫安核電廠（Zion Nuclear Generating ，Station）的 1 號和 2 號機組已於 1998 年 2 月 13 日永久停機。錫安核電廠於 2011 年開始進行除污和拆除工作，並於 2011 年 11 月 2 日至 2013 年 10 月進行並完成電廠輻射初始偵檢調查，其特性偵檢調查工作會在除役階段繼續進行。其最終狀態偵檢調查於 2016 年 3 月開始進行，分兩個階段進行－第一階段的偵檢範圍為空地土壤，於 2018 年 10 月完成最終狀態偵檢第一階段報告；第二階段的偵檢範圍為 1 號機組和二號機組的地下結構體、渦輪機建築、輔助建築、用過燃料池（SFP）/轉運渠道、前池、禁區和廢水處理設施（WWTF）等，於 2019 年 2 月完成最終狀態偵檢第一階段報告。錫安核電廠參照 MARSSIM 及 NUREG-1757，第 2 卷，修訂版 1（NUREG-1757, *Volume 2, Revision 1, Consolidated Decommissioning Guidance - Characterization, Survey, and Determination of Radiological Criteria, Final Report*）中提供的指引來設計和執行特性偵檢以及最終狀態偵檢調查。以下將就美國錫安核電廠之特性偵檢計畫，說明 DQO 之七個步驟所應產出之資訊在電廠輻射偵檢計畫中相對應之內容。

### 一、 特性偵檢

錫安電廠的特性偵檢計畫[3]共有 12 章，每章的內容概述如下：

| 章/標題 | 內容概要 |
|---|---|
| 第一章<br>介紹 | 介紹錫安電廠特性偵檢計畫涵蓋的區域範圍、建築區域與面積、執行及完成的時間、特性數據希望達到的目標（確保最終狀態偵檢結果符合預期、確保輻射狀況和執照終止計畫[LTP]之假設仍舊有效、持續評估除污方案和技術）、及其他除役相關說明（如拆除範圍） |
| 第二章<br>定義和縮寫 | 名詞定義與縮寫說明 |
| 第三章<br>特性偵檢計畫範疇 | • 說明特性代表的是對錫安核電廠污染之程度的性質之調查結果。調查結果將運用於確認電廠內需要除污之範圍、除污方法、制定廢棄物分級以及評估預算。 |

| | |
|---|---|
| | • 說明在初步特性偵檢階段時無法進行特性偵檢之狀況及區域，以及這些必須延遲偵檢之區域於後續進行特性偵檢後應進行的工作事項。<br>• 說明特性偵檢依據之指引文件<br>• 說明特性偵檢數據來源，包含廠址歷史評估（HAS）、量測、掃描、取樣及分析等。<br>• 說明特性偵檢的目的（如確定或驗證地下混凝土和土壤中放射性污染的橫向/垂直範圍）。 |
| 第四章<br>電廠概述 | 說明錫安電廠之基本資料，如位置、區域範圍及大小、反應器基本資訊、營運狀態、以及除役狀況概述。 |
| 第五章<br>管理 | 說明有關除役相關工作項目及其負責工作內容，包含管理人員、工程師、顧問、輻射學家、實驗室、訓練...等。 |
| 第六章<br>偵檢單元和區域分級 | • 說明區域分級的方式<br>• 說明偵檢單元所屬區域（土地、建築、地下室、用過燃料池...等）<br>• 偵檢單元資訊列表（包含單元編號、單元描述、單元區域大小、目前分級、最近分級日期等欄位）。<br>• 說明考量的核種、行動閥值、不同區域及核種的DCGL、及地下室之劑量因子。 |
| 第七章<br>特性偵檢規畫說明 | 說明如何規畫特性偵檢，以及特性偵檢程序要進行的活動（包含規畫、設計、執行和數據評估）。包含下列數點：<br>• 於後續再進行特性偵檢的區域。<br>• 要進行特性調查各大區域的詳細區域狀況，如歷史調查顯示之汙染情況、初始特性調查時該區的情況、除役相關作業於該區會進行的活動以及可能造成之汙染狀況...等。<br>• **特性偵檢計畫中，依據數據品質目標（DQO）七個步驟要產出之資訊內容。有關此章節之詳細內容將於下小節說明。**<br>• 預備偵檢單元進行特性偵檢<br>• 調查包和取樣計劃<br>• 偵檢單元應包含細節<br>• 偵檢設計（樣本數、取樣位置、掃瞄範圍、樣本量測類別等） |

| | |
|---|---|
| | • 實施偵檢流程<br>• 偵檢量測位置編碼<br>• 品質保證/控管<br>• 儀器選用（儀器校準、儀器使用與控制） |
| 第八章<br>偵檢文件 | 說明特性偵檢紀錄文件應紀錄內容。 |
| 第九章<br>數據確認 | 說明如何確認偵檢已完成執行、紀錄、且符合技術上的規定。 |
| 第十章<br>數據評估和審查 | 說明如何進行數據評估和審查。 |
| 第十一章<br>健康與安全注意事項 | 說明特性偵檢之執行如何確保相關人員之健康與安全 |
| 第十二章 | 參考資料 |

在錫安電廠的特性偵檢調查計畫[1]中之 7.2 節，說明了此份調查計畫依據 DQO 的七個步驟所要產出之資訊，7.2 節內容翻譯及相關章節說明如下。

**步驟一 陳述問題**

規劃流程的第一步為定義問題。此步驟要進行對問題的清晰描述以及要研究之危害的概念模型。核電廠除役輻射特性偵檢相關的問題陳述為〈進行足夠品質和數量的特性檢查和偵檢以確認偵檢單元中輻射污染的性質、程度和範圍〉。

**步驟二 確認決策項目（DQO 指引文件稱作確認研究目的）**

對於輻射特性分析，DQO 程序中最重要的步驟是確認決策項目。此步驟包括制定一個決策聲明，或是，在大多數的情況下，根據主要研究問題（即問題陳述）所訂定的數項決策聲明，並根據答案確認可以採取的備選行動。對於特性偵檢，決策項目和特性偵檢目的

是為同一件事。對於每一特性偵檢單元，必須評估各項特性偵檢目的是否在最終適用於該偵檢單元。特性偵檢目的包括但不限於以下項目：

- 提供區域分級基礎（第 2 級或第 3 級）
- 提供放射性核種之識別及分佈資訊基礎
- 提供不易檢測核種之替代基礎。
- 提供表層土壤的橫向除污範圍基礎。
- 提供地下土壤的橫向和縱向除污範圍基礎。
- 評估現有輻射的變異性以提供最終狀態偵檢設計參考
- 評估擬用作填充料（建築廢料再利用）之混凝土的中子活度
- 評估擬用作填充料(建築廢料再利用)之混凝土的殘留放射性。
- 評估某些材料是否適合用無限制性釋出作為處置方式
- 提供足夠的輻射數據以確定廢棄物處理物流
- 提供足夠的數據以引導除污計劃和選擇適當的去污技術

**步驟三 確認輸入資訊**

DQO 程序中的此步驟要確認先前步驟中所確定要之各項決策所需要的資訊類型和數量。資訊需求取決於要考量的介質類型（例如，土壤，水，混凝土）以及現有數據的充分性。如果可以根據現有數據做出決策，那麼必須對來源資訊進行記錄和評估，以確保數據具備合理的信賴度。如果需要取得新數據，則將在下一步中要確定測量類型（例如，掃描，靜態測量和採樣）。

以下資訊類型可以用來作為必要的輸入：

- 涉及放射性物質的歷史事件或事故（HSA）
- 先前放射性物質貯存或放射性物質掩埋的證據（HSA）
- 預期的放射性核種（HSA 和 LTP）
- 初始偵檢單元分級和分級基礎

- 行動閥值
- 儀器靈敏度（MDC）
- 分析要求
- 品保（品質控制）樣品要求

**步驟四 定義研究界線**

DQO 程序的這一步驟包括確定目標群體、目標群體的時間和空間特徵、收集數據的時間區段、實際限制和決策規模。為確保相對於決策和/或行動閥值具有足夠的敏感度，建立取樣方法、樣品數量、取樣資訊表，分析類型以及分析和測量的性能標準（包含檢測極限）。

對進行特性分析來說，目標群組是來自偵檢單元的一組樣本或靜態測量值。關注媒介是要取樣或調查的物料（例如，土壤，水，混凝土和鋼材）。空間邊界包括整個關注區域，包括土壤深度，面積尺寸，包含的水體和自然邊界。時間邊界包括那些受時間相關事件影響的活動，例如天氣條件，季節，不同的環境條件下的設備操作，資源負荷、和工作時程。

**步驟五 建立決策規則（DQO 指引文件稱作建立分析方法）**

DQO 程序的這一步驟要建立二元式決策規則。決策規則是使用〈如果...則...〉格式；它包括行動閥值和關注參數的統計值（例如，數據平均值）。決策規則可能會因調查目的和受影響地區的輻射特性而變得複雜。

舉例來說，可以根據殘餘輻射濃度是否超過行動閥值來制定決策規則，如下所列。

- 對於第 2 級空地土地偵檢單元，如果 SOF[註]小於 1，則維持原定初始分類。

- 如果 SOF 大於或等於 1，則偵檢單元重新分級為第一級空地土地偵檢單元。

[註：當存在一個以上的放射性核種，將每種放射性核種的活度與該放射性核種的 DCGL 值相除所得之分數相加即為 SOF（Sum of Fraction）。]

**步驟六 確立決策錯誤率限制（DQO 指引文件稱作效能或接受標準）**

DQO 程序的這一步驟包含了假設檢定和隨機取樣分佈，並以此控制數據分析的決策錯誤率。假設檢定將基準情況與對立情況條件進行比較的科學方法。基準情況又稱為虛無假設。假設檢定預設虛無假設是正確的，必需有足夠須證據才能將之拒絕。

然而，電廠特性偵檢的決策錯誤比較像是主觀認定的，更適合用敘述統計（descriptive statistics）。特性偵檢所得之數據必須具備統計品質，以支持決策和做為最終狀態偵檢設計之輸入。因而，應設定適當的決策錯誤率以確保決策所使用的數據之類型、數量和品質符合預期的應用。

**步驟七 制定數據收集計畫**

DQO 程序的前六個步驟確定了偵檢的效能目標。DQO 程序的最後一步將引導開發適當的偵檢設計。例如，若掃描測量結果顯示某空地土地區域之偵檢單元的活度較高，便需取得該區域更多額外的土壤樣本，作為有關評估土地污染範圍和程度決策之根據。這些數據將被分析並使用來完善對廠址活度的評估，以優化特性偵檢設計的實施並確保滿足 DQOs。

二、最終狀態偵檢

本計畫研讀參考兩篇有關美國錫安核電廠最終輻射偵檢文件－《最終輻射偵檢包開發》（FRS, Final Radiation Survey Package Development）[4]以

及《錫安電廠第一階段最終狀態輻射偵檢報告》（FSS, Zion Station Restoration Project Final Status Survey Final Report – Phase 1）[5]。

《最終輻射偵檢包開發》提供最終輻射偵檢（FRS）調查包和取樣計劃之開發、實施和審查的指引，其中的 5.4 節為「數據品質目標（DQO）和偵檢設計」（FRS Data Quality Objectives and Survey Design），內容是有關 DQO 程序應產出資訊之指引及說明。《錫安電廠第一階段最終狀態輻射偵檢報告》（FSS）則提供最終狀態調查的要略和整體結論。此外，每一個偵檢單元都有獨立的最終輻射偵檢計畫取樣計畫（FSS Sample Plan）。《錫安電廠第一階段最終狀態輻射偵檢報告》的 4.1 節，依據《最終輻射偵檢包開發程序》5.4 節之指引及要求，描述適用於每個 FSS 取樣計劃的 DQO 程序，且包含錫安核電廠所有 FSS 取樣計劃共有的基本要素。以下為《錫安電廠第一階段最終狀態輻射偵檢報告》之 4.1 節的內容摘譯或說明：

**步驟一 陳述問題**

問題：要證明調查單元中的殘留放射性水平未超過 25 mR/year TEDE 的釋放標準，且殘留放射性潛在劑量符合 ALARA。

利益相關者：對這個問題的答案感興趣的主要利益相關者是 ZionSolutions LLC，Exelon 核能發電有限公司（Exelon），伊利諾伊州環境管理機構（IEMA）和美國核監管委員會（USNRC）。

規劃團隊：規劃團隊由被指派的 C/LT（Characterization/License Termination）工程師以及其他 C/LT 和安全部門人員組成。主要決策者是 C/LT 管理層的技術主領/輻射工程師。

時間表：預計動員、實施和評估 FSS 單元的大概時間為 8 天。

資源：實施 FSS 取樣計劃需要以下資源：

- C/LT 工程師準備計劃及評估數據。
- C/LT 現場主管負責監督和協調現場活動。

- 偵檢製圖/CAD 專家準備偵檢地圖、布置圖，綜合視圖和其他圖形，以協助設計和報告。
- C/LT 技術人員執行偵檢活動，收集偵檢測量數據並收集樣本。
- 化學/分析實驗室人員根據需要分析樣品。

**步驟二 確認決策項目**

主要研究問題：土壤中發現的殘留放射性核素濃度是否等於或低於場域表層土壤的 DCGLs？

備選行動：備選行動包括偵檢單元的失敗、補救，重新分類和重新偵檢。

決策：如果偵檢單元未能證明符合釋出標準，則真簡單元不適合無限制釋出。審核 DQA 流程以確定適當的額外行動或行動組合。

**步驟三 確認輸入資訊**

需要資訊：偵檢單元需要評估殘留活度及其表面積。特性偵檢和 HSA 是 FSS 的初步資訊來源。對於在最終狀態偵檢時，可能存在放射性核種的廠域，需要取樣介質的新測量值，以確認可能存在放射性核種的濃度和變異性。

歷史資料：HSA 中最初確定的分級，以及在特性分析過程中對該分級的驗證。偵檢單元區域曾發生的事件或事故。

輻射偵檢數據：來自目前已有的特性偵檢、整治行動輔助偵檢（RASS）、輻射評估（RA）或資源調查之數據。這些數據資訊會用於計算 FSS 所需的樣本量。

關注的放射性核種（ROC, Radionuclides of Concern）：此項應提供開放土地區域 FSS 的 ROC 列表。

行動閥值的依據：此項目應詳述各區域各關注核種之 DCGL 的計算方法以及 DCGL 值，包含如何以代用核種（surrogate radionuclide）計算不易量測之核種的DCGL，例如，根據LTP（License Termination Plan），FSS 第 3 級空地的行動閥值為 DCGL 的 50%。

調查閥值（Investigation Levels）：此項目應說明根據 LTP，調查閥值的計算方法，例如，土壤調查閥值為 DCGL 值的 50%。

〔註：調查閥值代表特定介質中特定放射性核種超過此活度值時，需進行進一步調查或清除〕

符合數據要求的取樣和分析方法：此項目應說明取樣、掃描級分析方法。例如：

收集地表土壤樣品直至 0.15 米（6 英寸）的深度，並通過現場伽馬光譜分析法分析伽馬發射放射性核種。完成 FSS 所需的介質包括土壤和沙子。第 3 級偵檢單元不需要地下土壤採樣。一般，FSS 需要 14 個表層土壤樣品。

實驗室儀器最小檢測濃度（MDC）目標為適用 DCGL 的 10%。測量結果若超過儀器之 MDC，經過保健物理主管評估後，才能確認為有效數據。

所有特性分析活動都必須遵守 QAPP 和 FSS，應使用訓練有素的技術人員、經過校準的儀器和程序。此外，至少應選擇所需樣本的數量的 5%進行 QC 評估。在每個偵檢單元中，至少收集了 1 個重複的土壤樣品，以進行品質控制評估，並於隨機選擇 5%掃描位置上進行重複掃描。

## 步驟四 定義研究界線

測量的邊界：為每個偵檢單元規定的實際物理邊界。

時間邊界：偵檢的估計時間和日期。通常僅在白天和乾燥天氣下在真簡單元中進行掃描和取樣。

限制：最常見的限制是天氣、灌木叢或偵檢單元中的積水。

**步驟五 建立決策規則**

決策規則:如果任何測量數據結果超出了釋出標準,則將使用 DQA 程序評估替代措施。

**步驟六 確立決策錯誤率限制**

虛無假設：偵檢單元中的殘留放射性超過了釋出標準。

型 I 錯誤：這也稱為“$\alpha$”錯誤。這是與錯誤拒絕虛無假設相關的決策錯誤。根據 LTP，$\alpha$ 設為 0.05（5%）。

型 II 錯誤：這也稱為“$\beta$”錯誤。 這是與錯誤接受虛無假設相關的決策錯誤。根據 LTP，$\beta$ 設為 0.05（5%）。

灰色區域（LBGR）的下界：LBGR 設為 DCGL 的 50%。

**步驟七 優化設計**

統計檢定的類型：選擇 Sign 檢定作為 FSS 的無母數統計檢定。Sign Test 是保守的，因為它增加了錯誤接受虛無假設的可能性（即結論是偵檢單元不符合釋放標準），並且不需要選擇或使用背景參考區域。

系統樣本數（Systematic Samples, 又稱隨機樣本）：相對移位為 3（相對位移請參考 MARSSIM 內容說明）時，系統樣本數為 14。取樣位置透過使用 VSP （Visual Sample Plan）軟體來決。

判斷樣本數和位置（Judgmental Samples）：判斷樣本的選擇由 C/LT 工程師決定。選擇進行取樣的位置通常是感興趣的區域。

掃描區域和位置數量：對於每個偵檢單元，在每個系統樣本位置周圍開展為一個掃描區域，總掃描區域面積等於總偵檢單元面積的 5%。通常，偵檢單元包含 14 個隨機掃描區域。在某些情況下，由於真簡單元的地理限制，掃描區域會合併或移動。

用於品質控制的樣本數量：品質控制樣品的數量為樣本集的 5%。重複取樣和重複掃描區域的位置以隨機方式選擇（使用隨機數產成器）。

檢定力曲線：每個偵檢單元的偵檢設計都要透過使用特性數據和 COMPASS 軟體，產出可顯示出其具備足夠檢定力之預期檢定力曲線。圖 2 為錫安電廠某偵檢單元之偵檢計畫中的預期檢定力曲線圖。

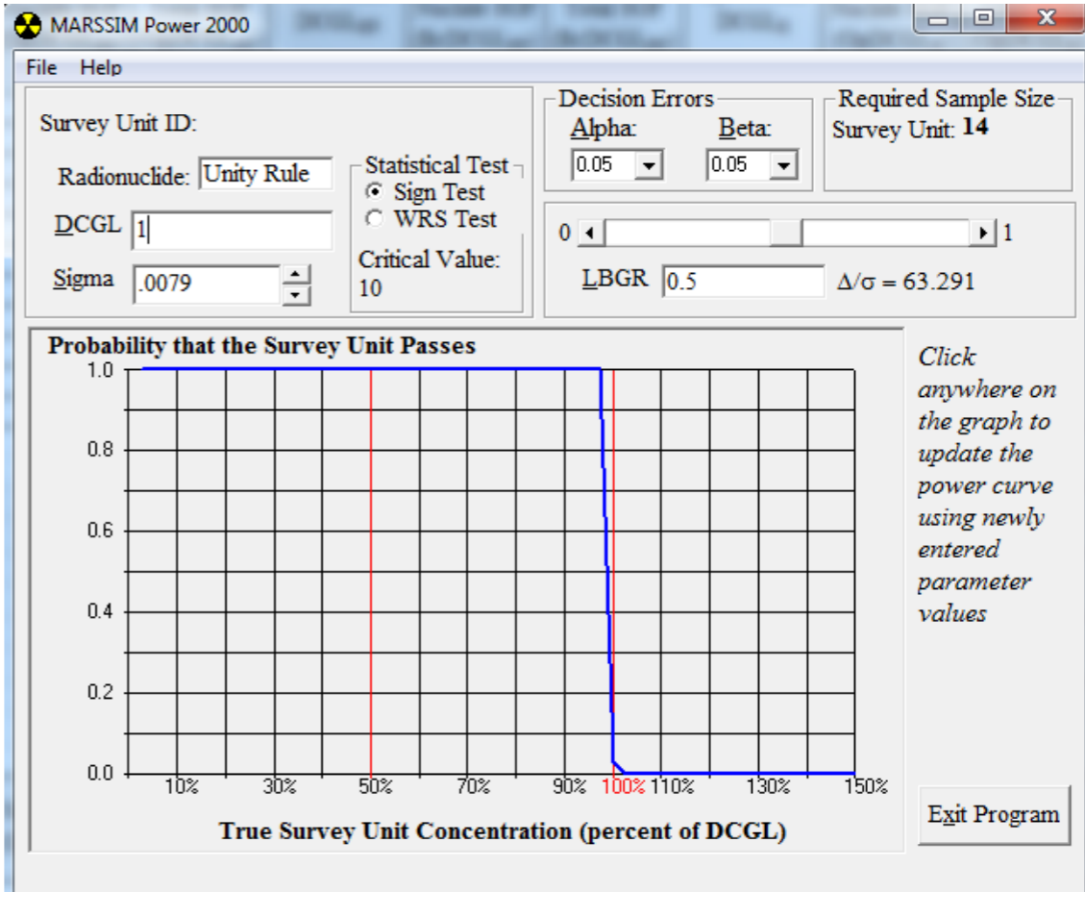



圖 2 偵檢單元預期檢定力曲線圖

## 伍、 電廠輻射偵檢調查計劃審查要點建議

本章為評估電廠輻射偵檢調查計畫是否符合 DQO 程序之審查要點建議。為符合 DQO 程序，電廠輻射偵檢調查計畫內容應具備以下 DQO 程序所要求之產出資訊內容。DQO 程序詳細的各步驟請參考附件《運用數據品質目標（DQO）程序進行系統性規劃指引摘譯》

- 應說明輻射偵檢計畫要研究的問題，包含環境危害之概念模型及所需之數據類型。
- 應說明輻射偵檢計畫之規劃團隊及相關決策負責人。
- 應說偵檢的可用資源和相關截止日期的摘要，包括預算，人力和時程。
- 應說明根據輻射偵檢計畫之目的，也就是依據偵檢取得之數據要做的決策項目。
- 如因現實情況部分區域必須延後進行偵檢，須說明延遲原因，以及預定進行偵檢時程。
- 應說明要進行偵檢之區域（土地、建築、地下室、用過燃料池...等）的地理描述，如地理位置、區域範圍（如土壤深度，面積尺寸，包含的水體和自然邊界）、建物名稱、空間大小等。
- 應說明要進行偵檢之區域（土地、建築、地下室、用過燃料池...等）的詳細狀況，如歷史調查顯示之汙染情況、先前相關特性調查時該區的情況、除役相關作業於該區會進行的活動以及可能造成之汙染狀況...等。
- 應說明決策根據之資料來源，可能來源包含既有資料（如 HSA、前期偵檢結果等）、各類環境取樣樣本（例如，土壤，水，混凝土）、如要使用現有數據作為決策根據之資料來源之一，應說明資料來源並評估其適用性。
- 應說明目標偵檢區域的地理描述，如地理位置、區域範圍（如土壤深度，面積尺寸，包含的水體和自然邊界）、建物名稱、空

間大小等。

- 應說明偵檢單元詳細資訊(如地圖、照片、HAS 所列歷史摘要、單元編號、單元所屬區域、單元區域大小、目前分級、目前分級根據、最近分級日期等)。
- 應說明偵檢單元所屬區域(土地、建築、地下室、用過燃料池...等)。
- 應說明數據收集的方式,如取樣方法、取樣媒介(例如,土壤,水,混凝土和鋼材)、取樣位置、掃描方法、量測方法以及樣品數量。
- 應說明分析方式、儀器校準、儀器選用、以及分析和測量的性能標準,如檢測極限。
- 應檢驗分析方法的檢測限值是否合理,檢測限值不致造成超過行動閥值。
- 應說明各區域考量的核種之 DCGL、及地下室之劑量因子等(如需要)。
- 應說明根據決策所根據之參數與行動閥值,以及二元式決策規則〈如果...則...〉。
- 應說明及可容忍的決策錯誤率,包含目標參數之統計檢定的基準情況(虛無假設)、型 I 錯誤率與型 II 錯誤率和灰色區域範圍。〔註:根據錫安電廠之特性偵檢計畫與最終狀態偵檢計畫,統計檢定的基準情況(虛無假設)、型 I 錯誤率與型 II 錯誤率和灰色區域範圍等資訊等內容僅最終狀態偵檢計畫中有相關內容,於特性偵檢計畫中並無與此相關之章節內容。特性偵檢計畫中並提及電廠特性偵檢的決策錯誤比較像是主觀認定的〕。
- 應說明如何預備偵檢單元以進行特性偵檢。
- 應說明實施偵檢流程。
- 應說明品保及品質控制方法。

## 陸、MARSSIM 手冊內容簡介與專有名詞說明

《多機構輻射偵檢和廠址調查手冊（MARSSIM, Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual)》是由一份由美國多個機構（國防部、能源部、環境保護局以及核能管理委員會）達成共識並合作發展之文件，提供核電廠為完成除役，對建築物表面和土壤進行輻射偵檢工作之指引。核能電廠為除役所進行之輻射偵檢與廠址調查（RSSI）的目的為證明廠址之殘餘輻射劑量符合除役標準，核電廠可參考 MARSSIM 手冊內容之說明與範例，進行輻射偵檢與廠址調查工作，以達成證明殘餘輻射劑量符合外釋標準之目標。在進一步介紹 MARSSIM 手冊內容前，先介紹以下幾個專有名詞：

### 一、 專有名詞介紹

1. DCGL

除役釋出標準是以劑量單位（mSv / y 或 mrem / y）或風險率（癌症發病率或癌症死亡率）表示的管制限值。在 MARSSIM 手冊中，這個限值稱為 DCGL（導出濃度指引水平，derived concentration guideline level)。在 MARSSIM 手冊中，用 $DCGL_W$ 和 $DCGL_{EMC}$ 代表不同殘餘放射性污染分布區域的 DCGL，說明如下：

- $DCGL_W$：若殘餘放射性均勻分佈在大範圍之區域上，會根據大區域的平均濃度導出除役釋出標準限值 $DCGL_W$（用於統計檢定）
- $DCG_{EMC}$：EMC 為 Elevated Measurement Comparison 的簡寫。$DCG_{EMC}$ 是由小區域單獨導出的 DCGL，通常其劑量計算之暴露途徑和大範圍區域的假設不同。

2. 偵檢單元

偵檢單元是由具有特定大小和形狀的結構或土地區域組成的物理區域，對於每一個偵檢單元，最終狀態調查將個別執行偵檢調查，並決定個別偵

檢單元區域是否超過外釋標準。

3. 區域分級

區域分級的目的為最佳化資源的使用，依據污染潛力的大小決定要執行的偵檢工作量，較高污染潛力的地區進行較多偵檢調查。MARSSIM 建議的輻射偵檢和廠址調查程序在初期便會依據調查資料將區域依據分為受影響和不受影響區域。不受影響區域不須進行偵檢調查，可直接釋出。受影響區域依據污染潛力分為三級，在最終狀態偵檢時，會將區域再分為不同的偵檢單元，一個偵檢單元中的區域必須屬於相同的污染潛力分級，此外，也必須考量調查單元內的污染分佈分布是平均分布還是內含小範圍高活度區域。污染分佈方式會決定評估階段所要運用的統計方法。三個區域分級定義如下：

- 第一級（Class 1）：在整治之前，殘餘放射性濃度超過 DCGLw 的受影響區域
- 第二級（Class 2）：殘餘放射性濃度不預期會超過 DCGLw 的受影響區域
- 第三級（lass 3）：包含殘留放射性之可能性低之受影響區域

4. DQOs

DQOs 為依據 DQO 程序導出之有關品質和數量的陳述，包含詳述研究目標、定義最合適的蒐集數據類型、確定最合適的蒐集數據條件、限定決定誤差等。MARSSIM 提供了一個系統化設計輻射偵檢調查的方法但沒有提供 DQOs 的規定或預設值。

二、輻射偵檢和現場調查（RSSI）程序

MARSSIM 手冊的目的是提供要進行除役之電廠，有關確保最終狀態偵檢的結果可符合電廠外釋相關輻射劑量規範之指引。MARSSIM 建議使用一系列的輻射偵檢和廠址調查（以下簡稱 RSSI），以迭代的方式進行，也就是前面步驟的輸出做為下一個步驟之輸入，且當後面步驟之數據顯示需

修正之前步驟之假設時，可以且應重新修正並執行前面之步驟。MARSSIM 中所設計的 RSSI 程序共有六個步驟，分別是廠址識別、廠址歷史評估、範圍偵檢、特性偵檢、整治行動支持偵檢以及最終狀態偵檢等。其中，除了廠址識別，其他五個 RSSI 步驟都包含規劃、實施、評估以及決策等四個階段，也就是數據生命週期（Data Life Cycle），因此，此五個步驟需依照 DQO 程序進行規劃設計並據以執行，而最終狀態偵檢前的所有步驟的目的都是為了提供資訊給進行最終狀態偵檢規劃時使用。除了 RSSI，MARSSIM 內容也包含有關在偵檢設計前，必須預先完成之工作序列如圖 3。下表簡要概述了 RSSI 程序各步驟的數據生命週期，以及 MARSSIM 手冊中有關該步驟的指引內容範疇。MARSSIM 手冊中指出若能正確地應用 MARSSIM 中所建議的 RSSI 程序，應可高度確保調查結果不會超過外釋之法規規範之標準，確保最終狀態輻射偵檢的結果可信賴且符合除役標準，達成電廠順利除役之目標。

表 1 輻射偵檢和現場調查（RSSI）各步驟之計畫生命週期

| RSSI 程序 | 數據生命週期 | MARSSIM 指引內容 |
|---|---|---|
| 1.廠址識別 | | 提供識別廠址之資訊 |
| 2.廠址歷史評估（HSA） | 規劃（DQO） 執行<br>評估 決策 | 提供廠址有關蒐集與評估已有資料以及潛在輻射污染源資料之資訊 |
| 3.範圍偵檢 | 規劃（DQO） 執行<br>評估 決策 | 探討範圍偵檢的目的和一般方法，特別是以其作為規劃最終的狀態偵檢時之資訊來源 |
| 4.特性偵檢 | 規劃（DQO） 執行<br>評估 決策 | 探討特性偵檢的目的和一般方法，特別是以其作為規劃最終的狀態偵檢時之資訊來源 |
| 5.整治行動輔助偵檢 | 規劃（DQO） 執行<br>評估 決策 | 探討整治行動輔助偵檢的目的和一般方法，特別是以其作為規劃最終的狀態偵檢時之資訊來源 |

| | | |
|---|---|---|
| 6.最終狀態偵檢 | 規劃（DQO） 執行<br>評估 決策 | 提供規劃最終狀態、選擇評估測量技術、以及評估最終狀態調查所收集數據的詳細指引 |

為顧及使用有限資源的效率及效能，最終狀態偵檢會依據偵檢單元之區域污染分級來規劃取樣設計，潛在污染可能愈高之區域投入之取樣工作量愈多。MARSSIM 建議透過[廠址歷史評估]、[範圍偵檢]及[特性偵檢]等三個偵檢步驟之結果來對受影響區域進行污染分級，然若於[範圍偵檢]步驟時，所有受影響廠址範圍皆屬於第三級，則不需進行[特性偵檢]步驟，區域分級的流程請參考圖 4。在進行[特性偵檢]時如果確認某個區域殘餘放射性濃度超過 DCGL，則應制定除污計劃，並在進行除污行動時執行 [整治行動支持偵檢]，相關流程請參考圖 3～ 圖 8。

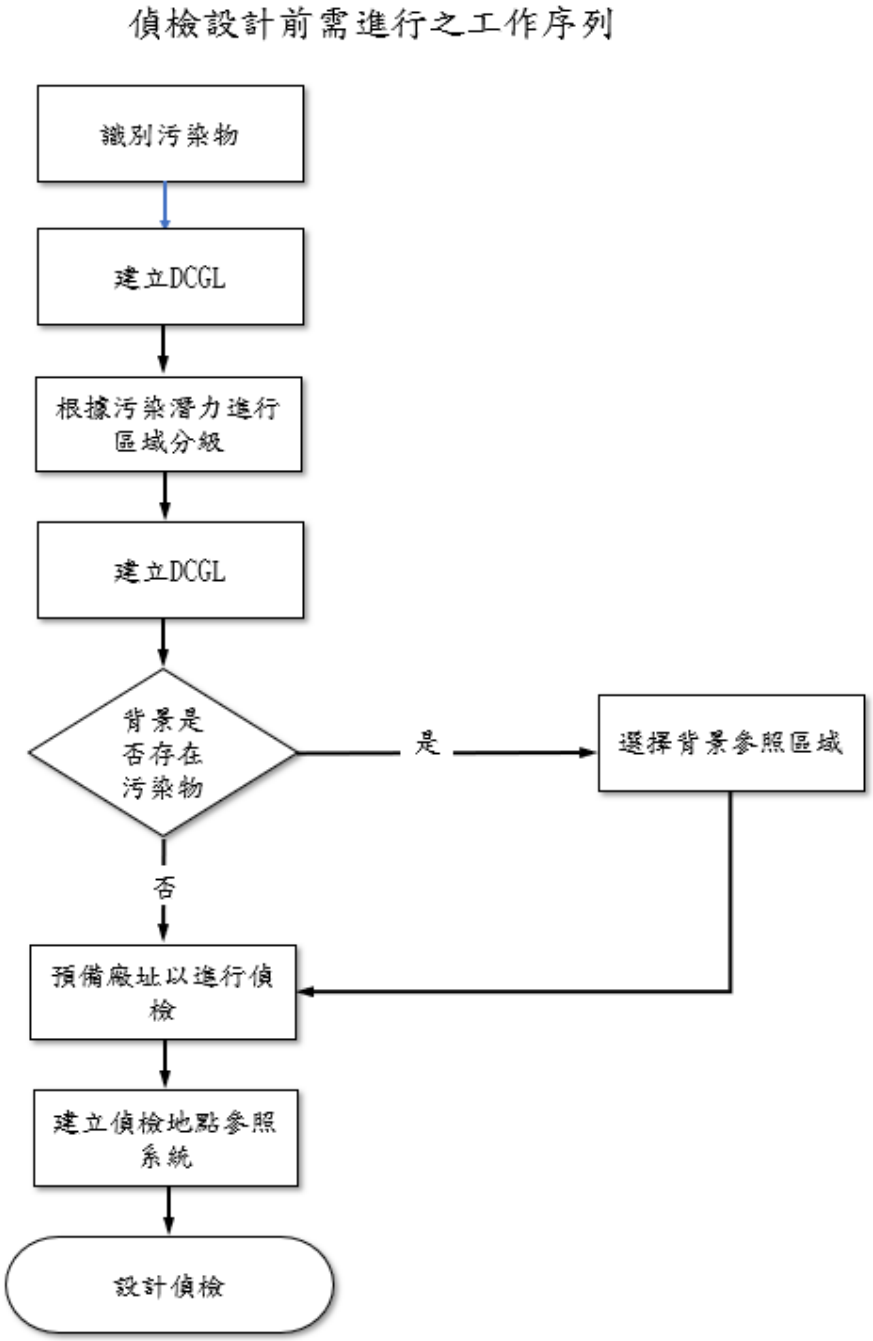



圖 3 偵檢設計前需進行之工作序列

輻射偵檢和廠址調查流程之區域分級流程圖

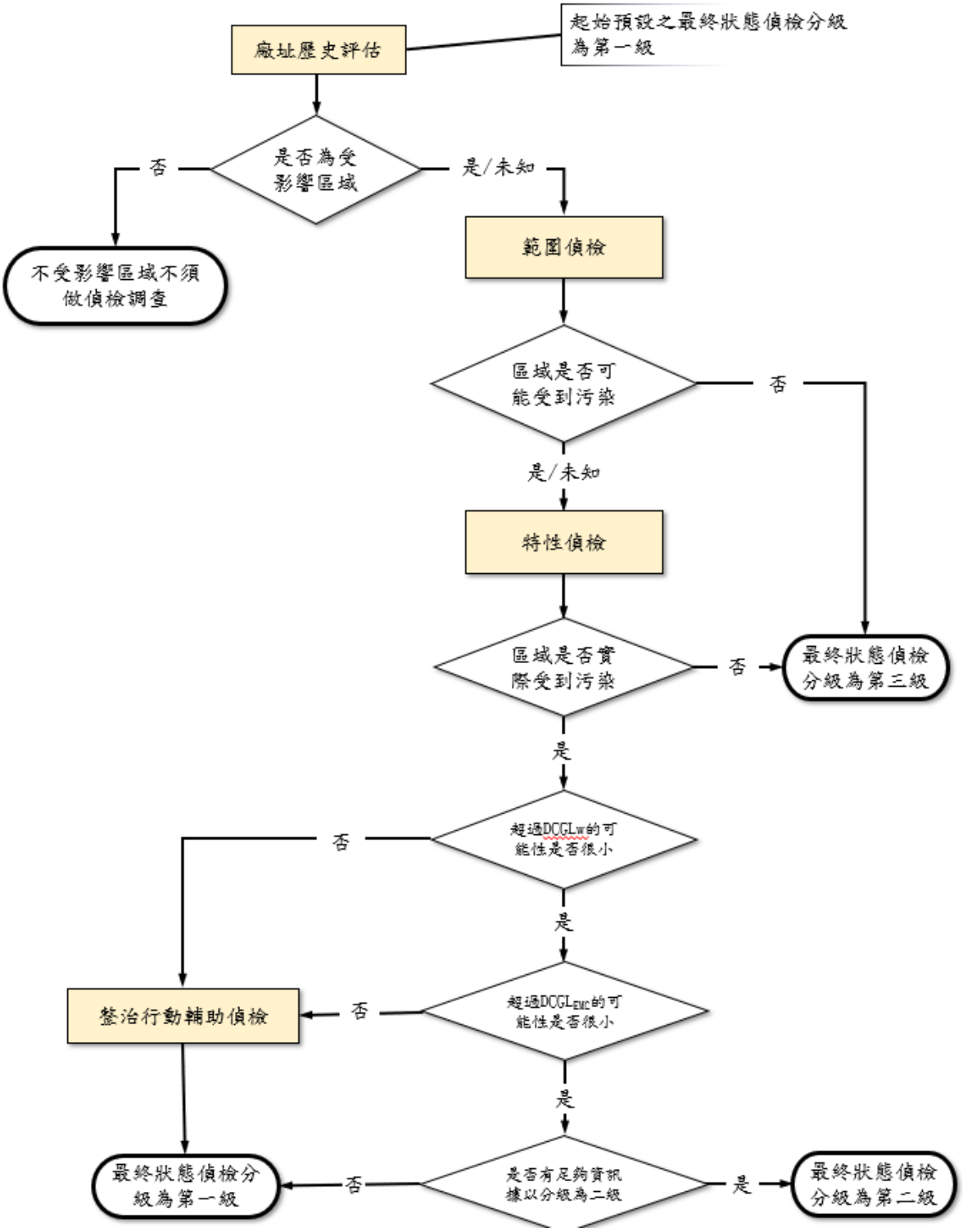



圖 4 輻射偵檢和廠址調查程序之區域分級流程圖

廠址歷史評估流程圖

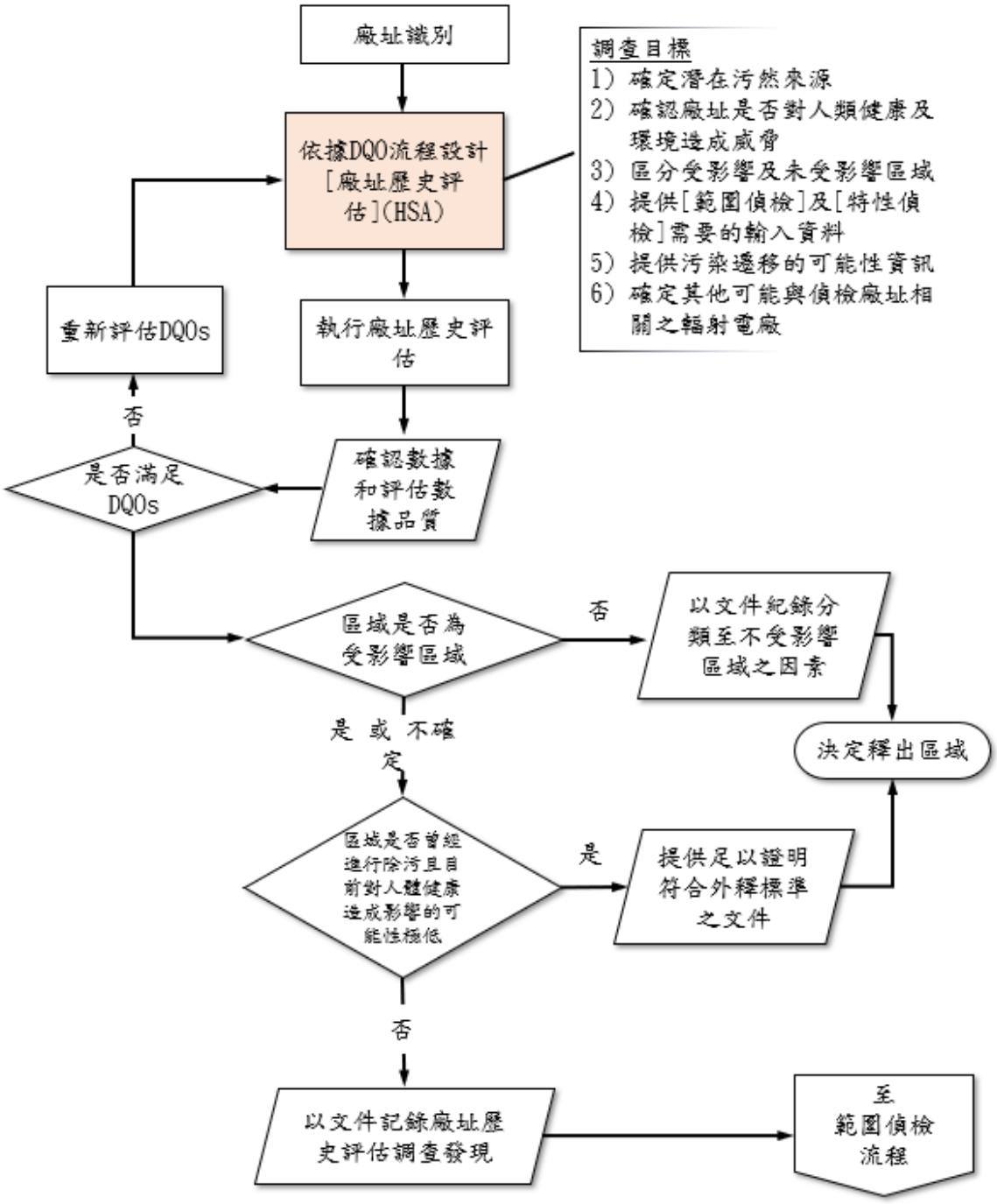



圖 5 廠址歷史評估流程圖

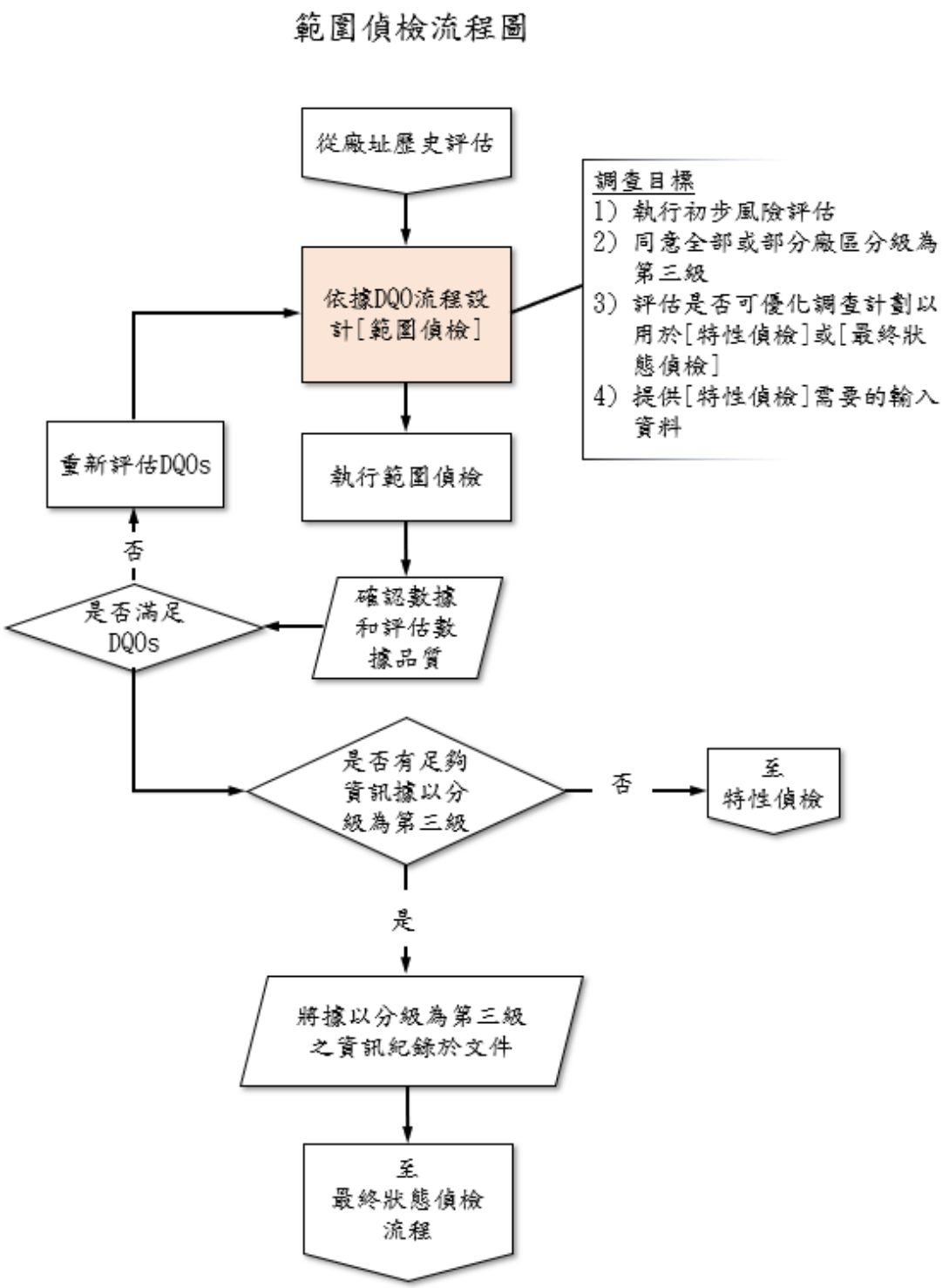

範圍偵檢流程圖
從廠址歷史評估
依據DQO流程設計[範圍偵檢]
調查目標
1）執行初步風險評估
2）同意全部或部分廠區分級為第三級
3）評估是否可優化調查計劃以用於[特性偵檢]或[最終狀態偵檢]
4）提供[特性偵檢]需要的輸入資料
執行範圍偵檢
確認數據和評估數據品質
是否滿足DQOs
否
重新評估DQOs
是否有足夠資訊據以分級為第三級
否
至特性偵檢
是
將據以分級為第三級之資訊紀錄於文件
至最終狀態偵檢流程

圖 6 範圍偵檢流程圖

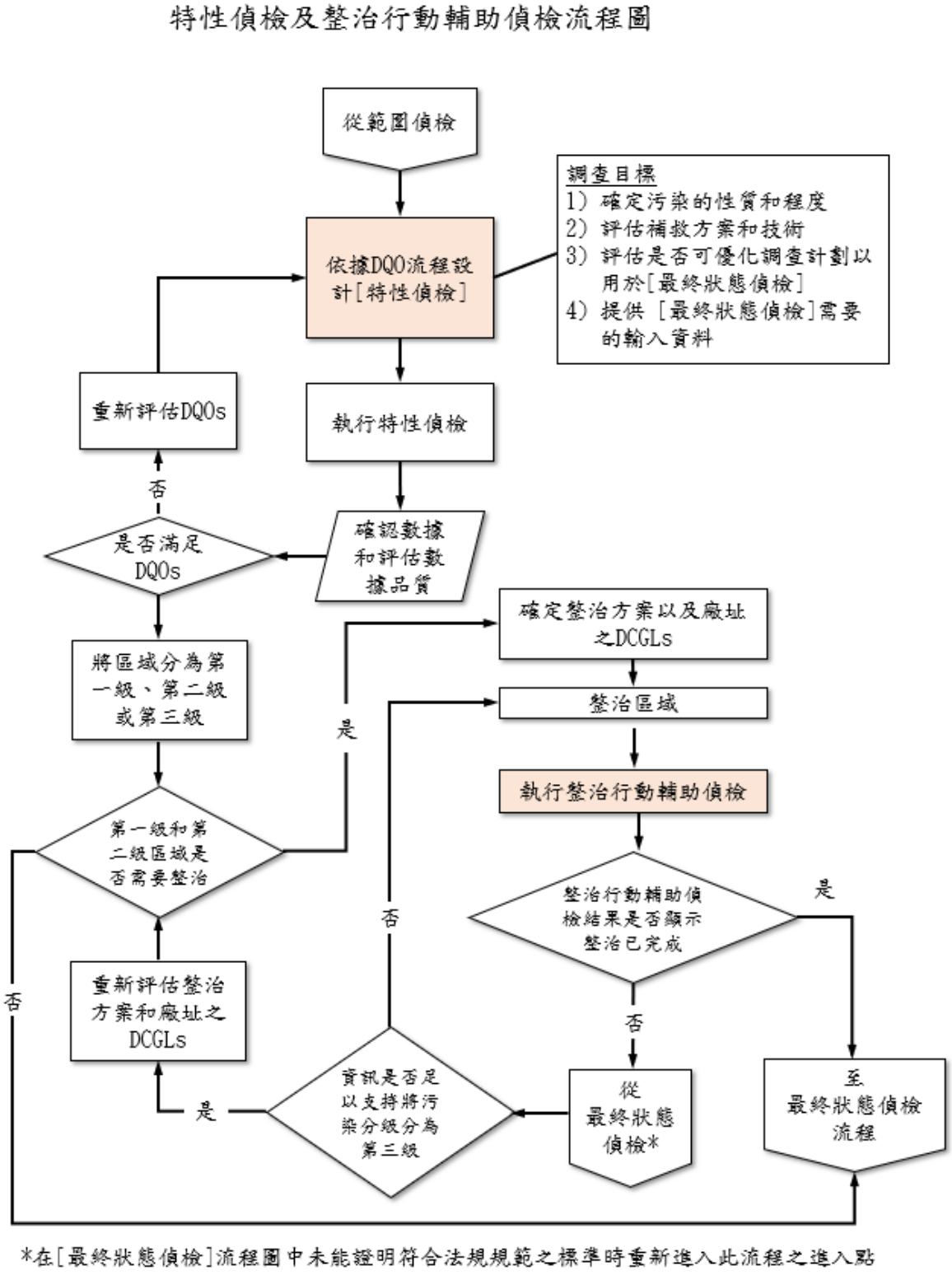



圖 7 特性偵檢及整治行動輔助偵檢流程圖

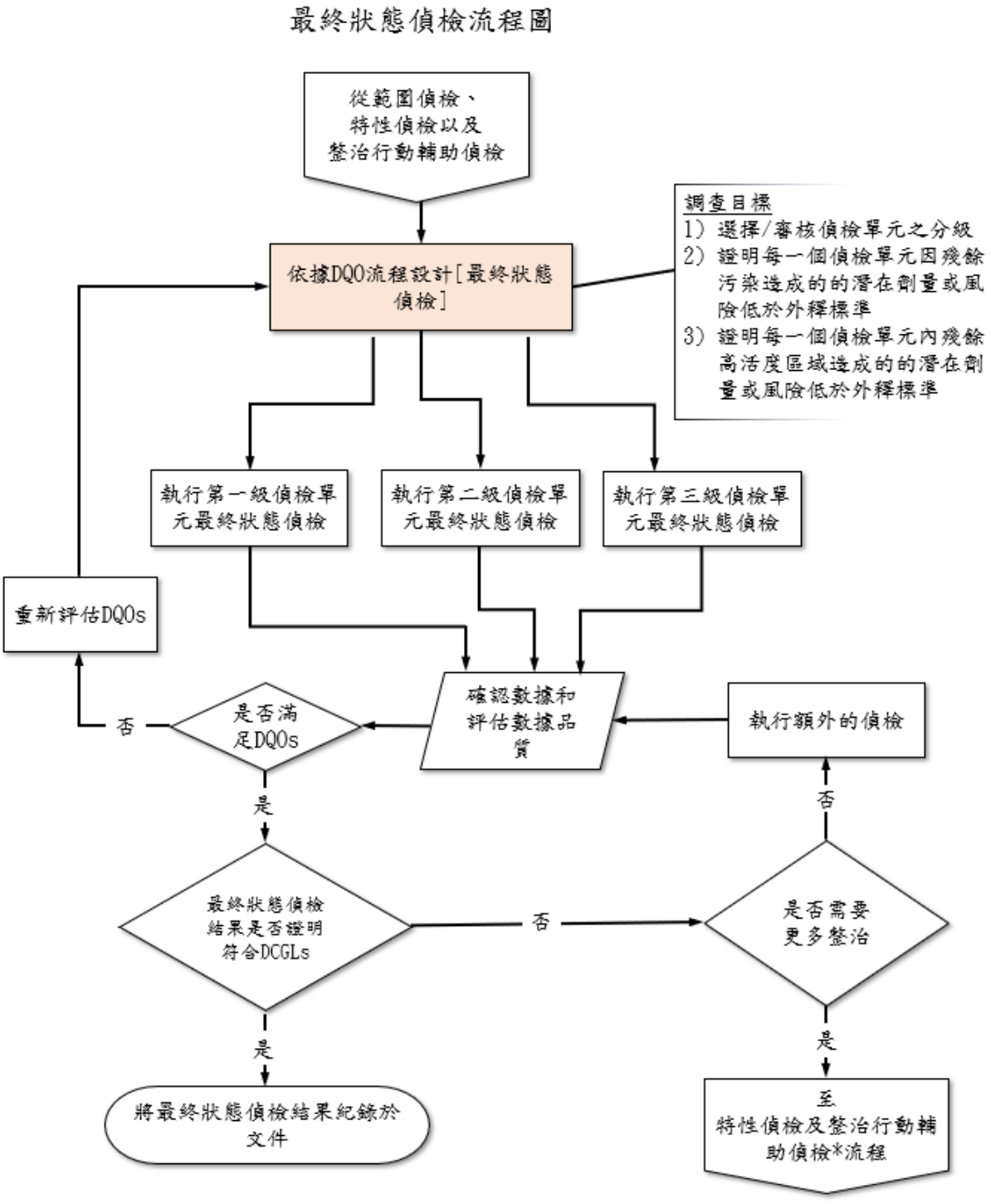



圖 8 最終狀態偵檢流程圖

三、MARSSIM 中所運用的統計方法

如前所述，在最終狀態偵檢時，會對個別的偵檢單元分別進行偵檢調查和評估，且一個偵檢單元中的區域必須屬於相同的污染潛力分級。此外，還須考量調查單元內的污染分佈分布是平均分布還是內含小範圍高活度區域，不同的污染分佈方式會決定評估階段所要運用的統計方法。評估最終狀態偵檢資料時，MARSSIM 建議當污染物存在背景中用 WRS（Wilcoxon Rank Sum）檢定法，當污染物不存在背景中則用 Sign Test 檢定法。此外，統計檢定可能會有做樣本分佈之假設，可透過圖形，提供放射性核種分佈的直觀呈現（參考表 2），做為審查數據是否符合假設之輔助資料。

表 2 檢查統計檢驗假設的方法

| 統計假設 | 診斷 |
|---|---|
| 獨立性 | 分佈圖（Posting Plot） |
| 對稱性 | 直方圖<br>分位數圖 |
| 變異數 | 樣本標準差 |

四、選擇儀器和測量技術

所使用之儀器和技術的檢測所需之靈敏度，是根據潛在的放射性核種污染物、其相關的輻射以及要評估的殘留污染物類型（例如土壤，建築物表面）來決定。下面三種量測皆需說明所使用的儀器：1）掃描，2）直接量測和 3）樣品的實驗室分析。選擇儀器後，應制定適當的調查技術和標準操作程序（SOP）並做成文件，描述如何使用儀器執行所需的測量。圖 9 為選擇用於直接量測和樣本分析之測量儀器流程圖。

選擇用於直接量測和樣本分析之測量儀器流程圖

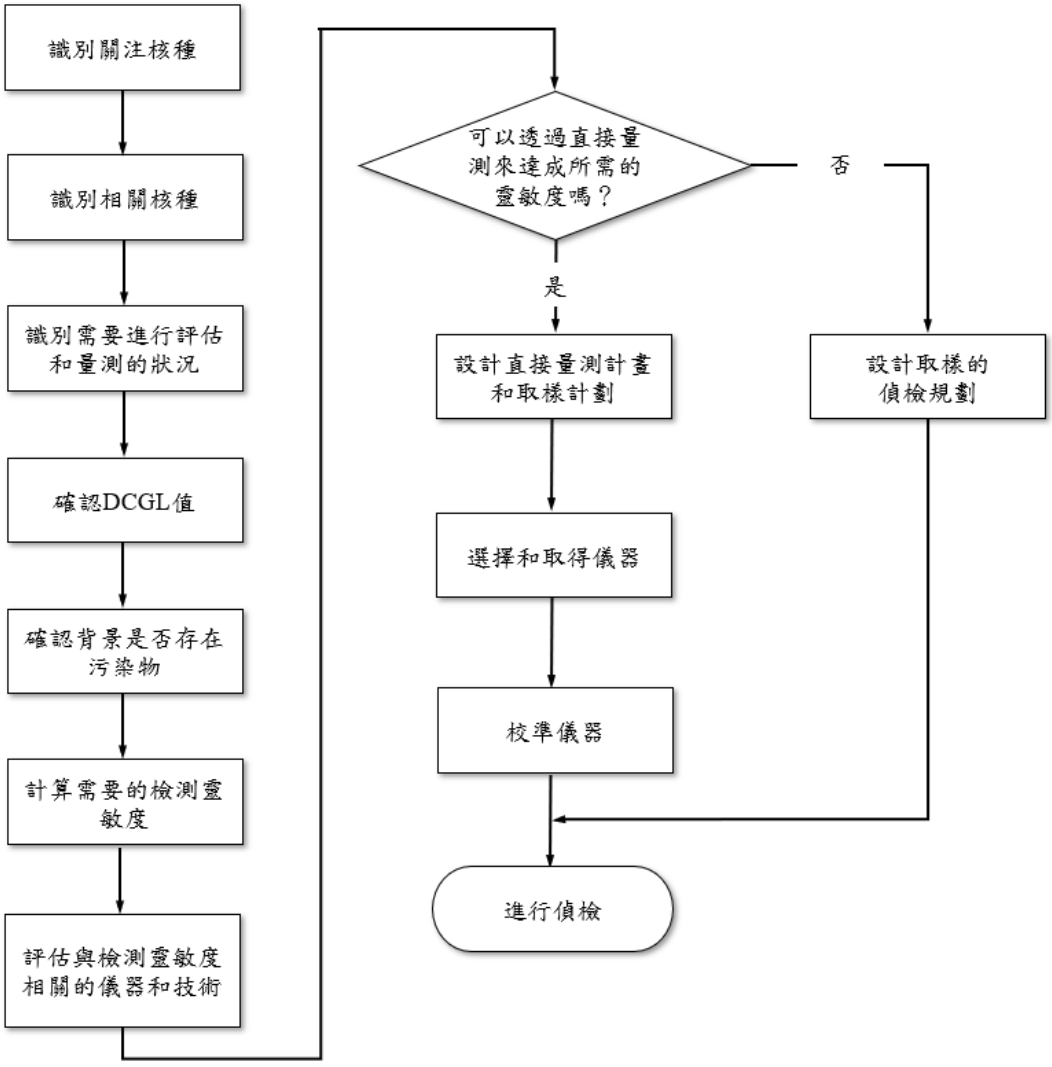



圖 9 選擇用於直接量測和樣本分析之測量儀器流程圖

## 柒、結論

本子分項計畫透過研讀 DQO 文件、MARSSIM 手冊以及美國錫安核電廠的輻射偵檢計畫，了解 DQO 程序之內涵與用途、輻射偵檢與廠址調查步驟與流程與 DQO 程序在輻射偵檢與廠址調查中扮演的角色。已完成《EPA QA / G-4 使用數據質量目標（DQO）程序進行系統規劃指南》摘譯，並提供有關輻射偵查計畫審查要點之建議予管制單位參考，相關內容請參考本期末報告。

## 捌、參考資料


1. MARSSIM 2002. Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual（Revision 1）. Nuclear Regulatory Commission NUREG-1575 Rev. 1, Environmental Protection Agency EPA 402-R-97-016 Rev. 1, Department of Energy DOE EH-0624 Rev. 1, August.
2. Guidance on Systematic Planning Using the Data Quality Objectives Process EPA QA/G-4, February 2006.
3. Characterization Survey Plan, ZS-LT-02, Revision 03, 2015.
4. Final Radiation Survey Package Development, ZS-LT-300-001-001, Revision 2, 01, 2016.
5. Zion Station Restoration Project Final Status Survey Final Report – Phase 1, 10, 2018.

附件

# 運用數據品質目標（DQO）程序進行系統性規劃指引摘譯

# 前言

[運用數據品質目標（DQO）程序進行系統性規劃指引]提供有關如何應用系統性規劃以產出環境數據之效能和接受標準。所謂的系統性規劃也就是數據品質目標（DQO）程序。此程序完全符合美國美國國家環境保護局（EPA）指令 2000 年第 5360.1 A2 號。該指令為 EPA 旗下的機構和組織奠定了品質系統。

DQO 程序是一套邏輯步驟，運用於制定有關收集環境數據以做決策（例如，符合/不符合標準）或估計（例如，確定污染物的平均濃度水平）之計畫。透過使用 DQO 程序建立效能和接受標準，可使所制定之計畫足以收集具備足夠的品質和數量之數據，同時能有效地利用資源，並完整記錄計畫發展過程於文件。

本文件的目的為提供以下幾點內容給負責收集數據的技術主管和品保人員使用：（1）提供基本適用做法的指引; （2）概述如何進行系統性規劃和制定效能和接受標準;以及 （3）說明環境專業人員在進行系統性規劃過程中可能使用到的資源和參考資料。

所討論的指引並非強制性的，而是旨在成為環境計畫中計畫經理和品保人員的品保指南，以幫助他們更好地了解如何將品質保證實作應用於環境數據的收集。

# 目錄

圖目錄 ..... III

表目錄 ..... IV

第 0 章 緒論 ..... 1

第 1 章 陳述問題 ..... 8

第 2 章 確認研究目的 ..... 12

第 3 章 確認輸入資訊 ..... 15

第 4 章 定義研究的界線 ..... 18

第 5 章 建立分析方法 ..... 23

第 6 章 確立表現或接受標準 ..... 26

第 7 章 制定數據收集計畫 ..... 41

第 8 章 數據品質目標程序之外行動 ..... 50

# 圖目錄

圖 1 計畫生命週期元素 ..... 1

圖 2 數據品質目標程序 ..... 4

圖 3 總研究誤差分解示例 ..... 28

圖 4 檢定力曲線 ..... 33

圖 5 對立假設為參數大於行動閾值 ..... 35

圖 6 對立假設為參數小於行動閾值 ..... 36

圖 7 計畫生命週期 ..... 50

# 表目錄

表 1 系統性規劃要素 ..... 2

表 2 系統性規劃中應進行之行動對應 DQO 程序和/或計畫生命週期 ..... 5

表 3 主要研究問題和可能行動選項範例 ..... 13

表 4 統計假設檢定之四個可能的結果 ..... 30

表 5 品質保證計畫元素 ..... 52

# 專有名詞

**AL** Action Level（行動閥值）

**CFR**Code of Federal Regulations（聯邦法規）

**DEFT** Decision Error Feasibility Trials（決策錯誤可行性試驗）

**DQA** Data Quality Assessment（數據品質評估）

**DQI** Data Quality Indicator（數據品質指標）

**DQO** Data Quality Objective（數據品質目標）

**EPA** Environmental Protection Agency（環境保護局）

**GAF** General Assessment Factor（一般評估因子）

**HVAC** Heating, Ventilation and Air Conditioning（加熱，通風和空調）

**IQG** Information Quality Guideline（資訊品質指南）

**MCL** Maximum Contaminant Level（最大污染物容許濃度）

**MQO** Measurement Quality Objective（量測品質目標）

**NAAQ** National Ambient Air Quality（國家環境空氣品質）

**NLLAP** National Lead Laboratory Accreditation Program（國家鉛實驗室認可計劃）

**OMB** Office of Management and Budget（管理和預算辦公室）

**PBMS** Performance-Based Measurement Systems（實作本位量測系統）

**PMSA** Primary Metropolitan Statistical Area（主要大都市統計區）

**PMx** Particulate Matter （顆粒物, ≥x μm）

**ppb** Parts per billion（十億分之一）

**ppm** Parts per million（百萬分之一）

**QA** Quality Assurance（品質保證）

**QAPP** Quality Assurance Project Plan（品質保證專案計畫）

**QC** Quality Control（品質控管）

**RCRA** Resource Conservation Recovery Act（資源保護法案）

**SIP** State Implementation Plan（國家實施計劃）

**SOP** Standard Operating Procedure（標準操作程序）

**SPC** Science Policy Council（科學政策委員會）

**TCLP** Toxicity Characteristic Leaching Procedure（毒性特性溶出程序）

**UCL** Upper Confidence Limit（信賴界限上限）

**VOC** Volatile Organic Compound（揮發性有機化合物）

**VSP** Visual Sample Plan（軟體, 視覺化樣本規劃）

**WHO** World Health Organization（世界衛生組織）

# 第 0 章 緒論

除非在收集數據之前預先規劃，所收集的數據最後無法滿足特定需求的可能性將會高得令人無法接受。美國環境保護局（EPA）規定該機構贊助或監管的環境專案或計劃在收集資訊或數據之前，必須先進行系統性的規劃，並在規劃過程中製定效能和接受標準，以其作為數據收集，評估，和使用的根據。

## 一、 EPA 美國環境保護局（EPA）品質制度

美國環境保護局和聯邦法規建立了適用於所有 EPA 組織以及由 EPA 贊助組織的品質制度（EPA Order 5360.1 A2）。該品質制度指引組織確保在收集數據以確認環境特性時，這些數據的類型及品質符合預期需求。EPA 的品質制度分為三類：政策，組織/專案和計畫。 計畫類別的構成元素說明如圖 1。

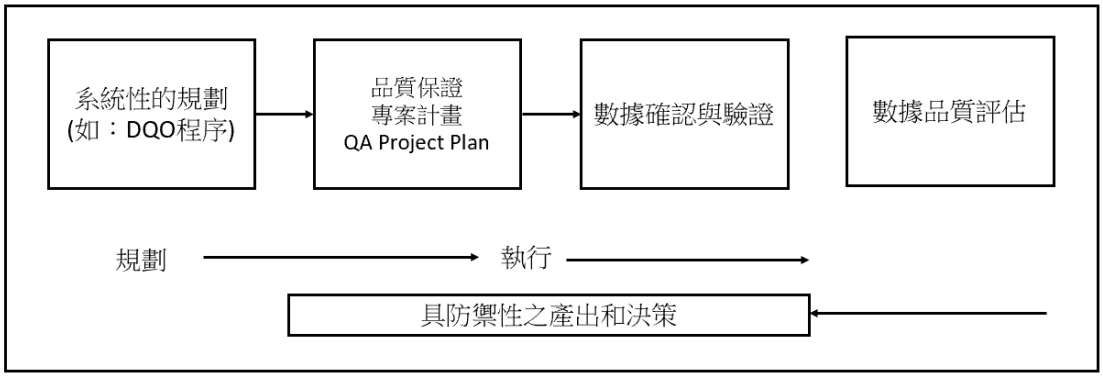



圖 1 計畫生命週期元素

## 二、環境資料收集之系統性規劃

系統性規劃是建基於被廣泛接受之《科學方法》的程序，包括方法之客觀性和結果之接受度等概念。系統性規劃做法包括完善的管理和科學理論基礎，從而達成計畫之發展、有限資源之有效利用，方向及目標之明確度，結論的合理性、以及適當的文件記錄供同儕審查使用。

## 三、數據效能和接受標準

通常，效能標準代表所有有關數據或資訊收集設計之規範，用來確保所收集的數據或資訊具備足夠的品質和數量，並得以達成計畫目標。接受標準則是評估資訊或數據來源是否符合計畫預期用途的相關規範。

DQO 程序目的為制定效能準則。接受標準的制定則於品質保證計畫指引文件中討論( Guidance for Quality Assurance Project Plans EPA QA/G-5, U.S. EPA, 2002d）

四、系統性規劃的要素

下表為 EPA 在環境計劃品質手冊所列系統性規劃應有的要素

表 3 系統性規劃要素

| |
|---|
| 組織：指明參予計劃之主管、贊助組織和負責官員、計畫人員、利益相關者及科學專家等（例如，所有客戶和供應商） |
| 計畫目標：描述計畫目的、目標、研究問題及議題。 |
| 時程：指明計畫時程、資源（包括預算）、里程碑和任何適用的規範（例如，監管要求，合同要求）。 |
| 數據需求：確定所需的數據類型以及如何使用數據來支持計畫的目標。 |
| 準則：確認所需數據的數量和用以衡量品質之效能準則。 |
| 數據收集：描述獲取數據的方式和位置（包括已有數據）以及有關數據收集之限制。 |
| 品質保證（QA）：指明所需的品質保證（QA）和品質控管（QC）事項，以評估品質效能（例如，現場和實驗室樣本的品質控制、稽核、技術評估、效能評估等）。 |
| 分析：描述如何分析所取得的數據（包含現場或實驗室）、審核（即品質保證審查/驗證/確認），以及根據預期用途和品質進行評估 |

五、系統性規劃的類型

各類政府機構和科學學科已建立各種不同的系統性規劃，並分別有其特定的應用領域。例如，觀測方法是許多工程專業人員使用的一種系統性

規劃。由美國環保局技術創新計劃開發的三合一方法，將系統性規劃與最近的技術發展結合，例如允許早期取樣結果，做為未來取樣方向的引導。然而，數據品質目標（Data Quality Objectives, DQO）程序是一般環境計畫中最常應用的系統性規劃。原子能機構建議當要根據環境數據做出決策（例如，符合或不符合標準）或估計時（例如，確定污染物的平均濃度水平）時，採用 DQO 程序。

六、數據品質目標程序

DQO 程序用於建立效能或接受標準，是為達成計畫目標所要進行之規畫依據。DQO 程序包括七個迭代步驟，如圖 2 所示。雖然這些步驟在圖 2 中以順序的方式描述，但 DQO 程序的迭代特性，允許這些步驟中的一個或多個可重複進行。

DQO 流程的每個步驟皆產出會用在建立最終數據收集設計的準則。前五個步驟主要著重於訂定性質上的準則，例如：

- 要研究議題的性質和對環境危害之概念模型;
- 需要作出的決定或估計以及解決問題的優先順序;
- 所需的數據類型;
- 分析方法或決策規則

第六個步驟為建立數據品質和數量的的量化接受標準，也就是 DQOs。對於決策問題，DQOs 通常為根據收集數據做出錯誤決策的可容忍機率或可能性（風險）。對於估計問題，DQOs 通常為可接受的不確定性（例如信賴區間）。

第七個步驟為發展數據收集計畫。數據收集計畫訂定了樣本和數據的類型、數量和取樣位置，同時也訂定品質保證（QA）和品質控管（QC）活動，以確保能充分控管取樣設計和測量誤差，符合滿足 DQOs 中所規範的效能和接受標準。DQO 程序的產出還會用來製定品質保證（QA）計畫以及用於數據品質評估（DQA）。

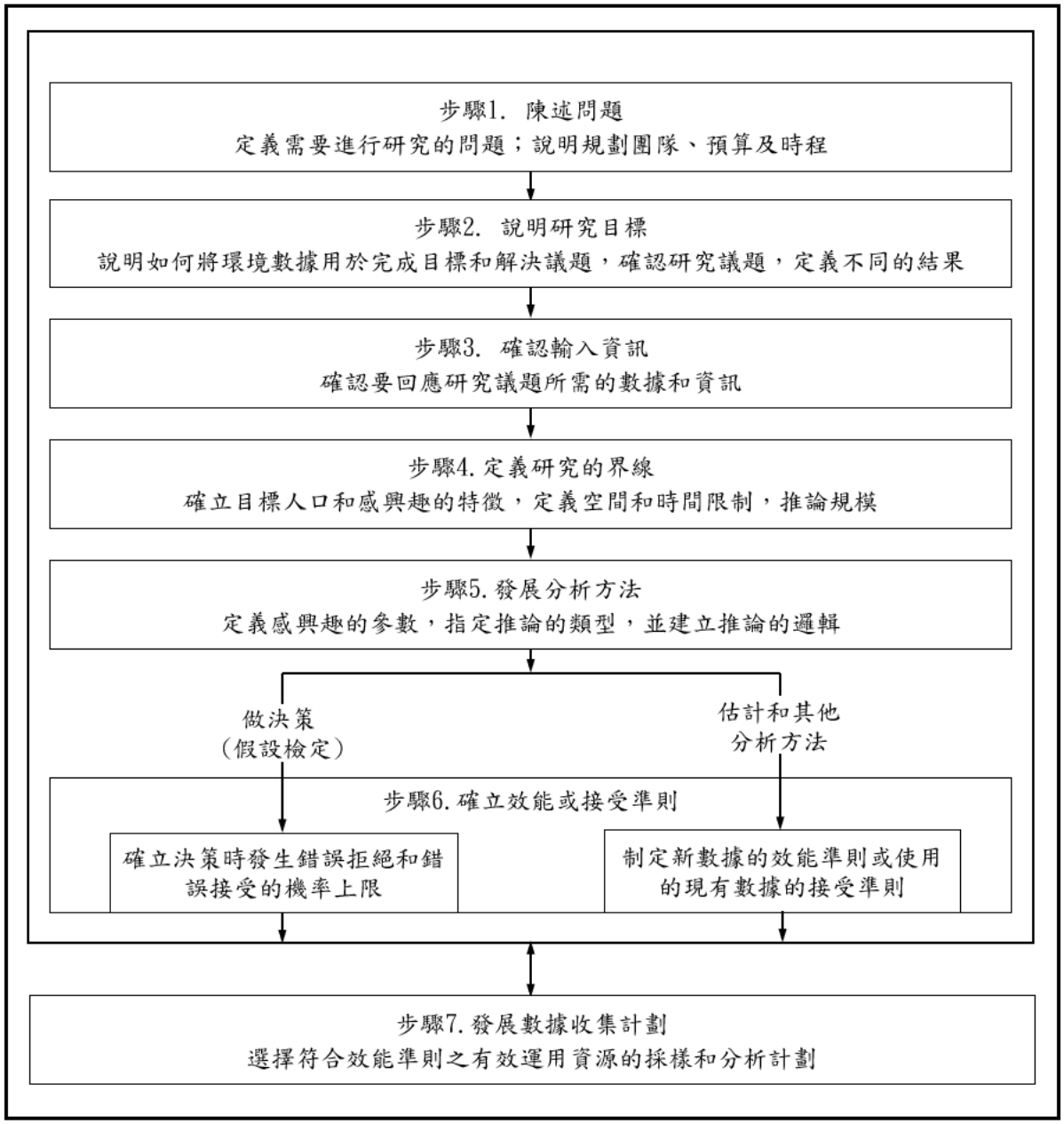



圖 2 數據品質目標程序

DQO 程序具有靈活性，例如，在一個有多個階段的研究中，DQO 程序允許規劃團隊明確區分和描述每階段的數據要求。對於需要回答多個研究問題的計畫，一個關鍵問題的解決可能有助於對後續問題的評估。在這種情況下，DQO 程序可以在整個計畫生命週期（第 8 章）中反覆進行。通常，在這些計畫中早期得出的結論是初步的，因此只需要有限的規劃和評估工作。然而，隨著研究接近完成並且錯誤結論的後果影響嚴重，所需投入的

工作程度通常會更多。

系統性規劃過程的八個要素（表 1）中所要進行的活動皆會於 DQO 程序中或者在執行 DQO 程序後的計畫生命週期元素（圖 1 和第 8 章）達成，相關對應請參考表 2。

表 4 系統性規劃中應進行之行動對應 DQO 程序和/或計畫生命週期

| 系統性規劃中應進行之活動 | 活動對應之 DQO 程序和/或計畫生命週期 |
|---|---|
| 確認參予計劃之主管/決策者及計畫人員 | 步驟 1. 定義問題<br>計畫規劃 Part A（第 8 章） |
| 確認計畫時程、資源（包括預算）、里程碑和任何適用的規範 | 步驟 1. 定義問題 |
| 描述計畫目的、目標 | 步驟 2. 說明研究目的 |
| 確認所需的數據類型 | 步驟 3. 確認研究所需資訊 |
| 確認數據收集之限制 | 步驟 4. 定義研究的界線 |
| 確認所需的數據品質 | 步驟 5. 建立分析方法<br>步驟 6. 確立效能或接受標準<br>步驟 7. 制定數據收集計畫 |
| 確認所需的數據數量 | 步驟 7. 制定數據收集計畫 |
| 描述獲取數據的方式和位置 | 步驟 7. 制定數據收集計畫 |
| 指明所需的品質保證（QA）和品質控管（QC）事項 | QA 專案規畫（第 8 章） Part B<br>QA 專案規畫（第 8 章） Part C |
| 描述如何分析所數據、以及根據預期用途和品質進行評估 | QA 專案規畫（第 8 章） Part D<br>數據品質評估程序（第 8 章） |

七、DQO 程序範例

第 2 章至第 8 章的最後幾節會以用同樣的一個實際案例來說明如何應用 DQO 程序的每個步驟。此案例的說明如下：

**案例．資源保護法（RCRA）規範下之有關焚燒灰燼廢棄物之決策**

一廢棄物焚化爐設施固定從其煙氣過濾系統中去除廢棄的灰燼，並將其丟棄在市政垃圾掩埋場中。根據資源保護法案規定，以前所丟棄之灰燼不會有危害。 然而，焚化廠最近開始接收和處理新的廢棄物，其中可能包括電器和電池。因此，焚化爐公司的代表擔心與新廢棄物產生的焚燒灰燼可能含有達到危害等級，包含鎘之有毒金屬。他們決定測試灰燼，以確認現在是否需要將其發送到危險品垃圾掩埋場，或是否可以繼續送往市府垃圾填埋場。

焚化廠公司進行了一項先導研究，作為 DQO 程序的前導研究，用以確認移出設備之各灰燼容器內鎘濃度的變異性。通過該前導研究，該公司確定每個灰燼容器內的物質是相當均勻的，但由於每次燃燒廢物的性質不同，不同灰燼容器之間存在相當大的變異性。因此，該公司決定對每個要離開設施之灰燼容器進行測試，為評估潛在危害之經濟性方法。 如果一灰燼容器平均鎘含量的估計值顯著高於規定的標準，那麼裝有該灰燼容器的箱子將被送往成本較高的 RCRA 垃圾填埋場。若否，則會將箱子送往市府垃圾填埋場。

八、本文件內容組織說明

下面第 1 章到第 7 章將分別介紹 DQO 程序的步驟 1 到步驟 7，每章內容分為四個部分：

背景 - 提供有關特定步驟的背景資訊，包括有關該步驟中所要進行活動的緣由和該章的目標。

活動 - 描述完成該步驟所建議要進行的活動，包括如何使用輸入到該步驟之資料。

產出 – 說明完成該步驟後可能實現的成果。。

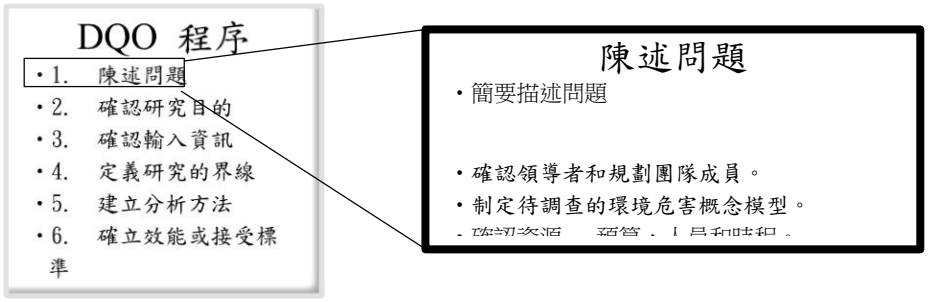
範例 - 介紹該步驟如何運用於上一小節所介紹的案例。

第 8 章說明如何使用 DQO 程序的輸出來製定品質保證計劃規劃，以及作為計畫生命週期其他部分的重要輸入。第 9 章提供了實施 DQO 程序的其他範例。

九、其他說明

DQO 程序可運用於制定有關收集環境數據以做決策（例如，符合/不符合標準）或估計（例如，確定污染物的平均濃度水平）之計畫，本文件將主要針對運用 DQO 程序於需要做決策的內容進行摘譯。

# 第1章 陳述問題




*閱讀本章後，您應能了解如何組建有效的規劃團隊以及如何描述問題與檢查資源以進行調查。*

## 一、 背景（Background）

任何系統規劃過程的第一步，包含 DQO 程序，都是定義促成啟動該研究的問題。由於環境問題通常涵蓋技術，經濟，社會和政治等議題，因此能清楚的釐清問題，完整定義問題並以簡單易懂的方式表達問題之過程至關重要。為達此目的，建立一個具備多元背景的專家團隊是一有效方法。這樣的團隊有能力對複雜問題進行簡明扼要的描述，以及提供多方面的經驗和對數據潛在用途的知識。

## 二、 行動（Activities）

此步驟中最重要的行動是：

- 描述問題，建立一個待調查的環境危害概念模型，並確定所需的數據類型;
- 建立規劃團隊並確立團隊的決策者;
- 討論調查和解決問題的各種方法;
- 確認可用資源，限制，以及規劃，數據收集和數據評估相關工作的截止日期。

規劃團隊通常首先發展環境危害之概念模型，該模型包含了造成環境曝路於危害情境的關鍵環境釋放、運輸、擴散、轉化、沉積、吸收和行為等。概念模型是一重要工具，有助於整合對問題的理解與相關知識，並能

將環境曝路評估之關鍵理論假設文字化。

**如何建立規劃團隊和決策者？** DQO 規劃團隊通常由項目經理,技術人員，數據用戶和利益相關者組成。 制定一套數據品質目標並不一定需要大型規劃團隊，特別是如果問題很簡單的話。規劃團隊的規模通常與問題的複雜性和重要性成正比。專案經理因熟悉問題及預算/時間限制，通常會擔任決策者並積極參與 DQO 流程。規劃團隊中的專業技術人員則應包含具備與專案相關技術知識（如地理配置，取樣管理，分析，統計和數據判讀）之人員。一個規劃團隊可能包含品保主管、化學家、建模師、土壤科學家、工程師、地質學家、保健物理學家、風險評估員、現場人員、監管機構和具有統計經驗的數據分析師。

**如何描述這個問題？**當定義好問題之後，先前相關問題研究的重要資訊，如取樣效能和分析方法應確認並記錄下來。這些資訊可能可對後續 DQO 程序有特別的價值。規劃團隊應考慮到監管要求、對研究感興趣的組織、與研究相關的潛在政治問題、可能影響取樣設計的非技術性議題以及數據未來可能的運用等問題。最關鍵的是要仔細制定所要研究之環境問題的概念模型，並確定概念模型的基礎理論和假設，因該模型將作為所有後續研究和決策的基礎。概念模型通常被描繪為一個圖表，包含下列資訊：

- 已知或預期的污染物位置
- 潛在的污染源，
- 被污染或可能受到污染的媒介
- 曝露情境（人類健康或生態的位置）。

**確認可用資源，限制和截止日期時應該考慮什麼？**規劃團隊應確認與收集數據資料及執行各項活動相關之資源與時間限制。要考慮的活動包括完成 DQO 流程、預備品質保證計劃規劃、收集和和分析樣本數據、以及解讀和評估數據。應盡可能記錄影響取樣的實際限制，如進入權限，季節影響或物理位置之可及性。規劃團隊還應查驗可動用的人力和合同並確定數據收

集的截止日期。

**如何確定研究數據的預期用途類型**？預期用途的兩種主要類型是決策和估計。有時，預期用途的類型將是顯而易見的，例如當需要數據來確定設施是否符合法規限制時，很明顯，這些數據將用於決策目的。

三、產出

此步驟的主要產出是：

- 對問題的簡要描述
- 對要調查研究之環境問題的概念模型，初步確定所需數據的類型及其預期用途
- 規劃團隊成員的清單以及規劃團隊內之決策者或主要數據使用者
- 研究的可用資源和相關截止日期的摘要，包括預算，人力和時程。

四、範例

**案例. 資源保護法（RCRA）規範下之有關焚燒灰燼廢棄物之決策**

**描述問題**－問題為如何開發一種可逐個容器檢查且具成本效益的方法，以確認新廢棄物所產生的灰燼是否含有高濃度的鎘而需要送至 RCRA 掩埋場。工廠經理希望在遵守法規和符合許可證的前提下，在可能範圍內避免昂貴的 RCRA 廢棄物處理費。

**建立規劃團隊**－規劃團隊包括焚燒廠經理（他將領導團隊並成為決策者）、工廠工程師、具有一定統計背景的品保專家，以及具備 RCRA 計劃取樣經驗的化學家。

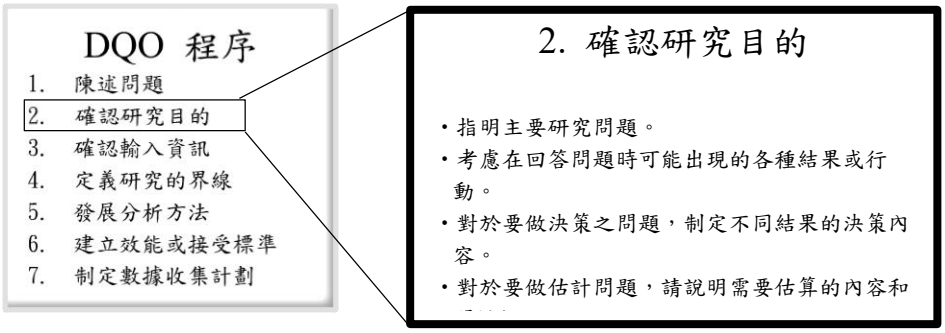
**描述潛在危險的概念模型**－概念模型描述了從工業廢物焚燒產生的灰燼中可能包含有毒金屬鎘。如果灰燼中含有的有毒金屬達到危害等級卻被置於市政（衛生）垃圾掩埋場，那麼這些金屬會滲入

地下水並流入溪流和其他地表水體，對人類健康和生態造成之危害。然若如果危險廢棄物被轉移到 RCRA 批准的垃圾掩埋場，那麼此類危害將可被控制。

工廠經理確定，需要針對量測每個廢棄灰燼收集容器內的鎘含量。並依據這些測量值決定要將容器送至 RCRA 垃圾掩埋場或市政垃圾掩埋場。將垃圾送至市府垃圾掩埋場的成本遠低於將垃圾送至 RCRA 垃圾掩埋場，且遠遠超過了數據收集和分析的成本。

**確認可用資源、限制和截止日期** – 雖然該專案沒有成本限制，但焚化廠公司希望將取樣成本控制在 2,500 美元以下。規劃團隊已確定公司員工可以執行取樣，但他們需要接受適當的技術培訓，以執行此項工作。公司需要與有資格進行分析的實驗室簽訂合同，使用步驟 3 中規定的技術確定收集的灰分樣本中的鎘含量，並在一周內報告測試結果。

# 第2章 確認研究目的




*閱讀本章後，您應該知道如何指明主要研究問題，辨別並陳述可能的行動選項。*

## 一、 背景

DQO 程序的第 2 步包含辨明研究要處理的關鍵問題，以及對應這些關鍵問題之答案之行動或後果。

## 二、行動

在此步驟要做的是：

- 指明主要研究問題，並根據主要研究問題可能的結果制定對應不同結果所要採取的行動;
- 使用主要研究問題和對應採取行動作出決策陳述或估計陳述
- 如果是決策問題且有多個決策要做，將所要做的決策排定順序或優先序列。

以下是典型主要研究問題的示例：

決策問題

- 地下水中的污染物濃度是否超過可接受的水平？
- 污染物濃度是否超過國家標準？
- 污染物是否會造成人類健康或生態風險？
- 污染物濃度是否明顯高於背景水平？

**什麼是可能行動選項，應該如何定義它們？** 一旦確定了主要研究問題，規

劃團隊應訂定主要研究問題得到解答後所要採取的行動。基本上，規劃團隊應考慮主要研究問題的各種可能結果，然後針對可能結果，指明所將對應的行動方案（包含不採取行動）。團隊應確認行動可以解決問題（如果存在）並確定行動是否滿足法規。表 3 為一主要研究問題和可能行動選項列表的範例。

**對於決策問題，如何制定決策陳述？** 一旦針對決策問題編制了可能行動選項列表，則將該列表和主要研究問題結合後可得出一個或多個決策陳述。決策陳述範例如下：

***確定***..... [主要研究問題所研究的未知環境狀況/問題/規範]***是否需要（或支持）***..... [採取一種或多種對應行動]。

表 5 主要研究問題和可能行動選項範例

| 主要研究問題 | 可能行動選項 |
|---|---|
| 以鉛為基底塗料的劣化，是否造成住宅的地板灰塵含鉛量顯著 | 從住所中遷出所有兒童，並由認證工人進行減少鉛基塗料行動 |
| | 對選定的塗漆建築構件進行鉛基塗料干預，然後進行大量的灰塵清潔。 |
| | 進行專門的灰塵清潔，為家庭提供有關清潔技術的教育材料以及將灰塵降至可接受水平的其他措施，並在六個月內返回再次進行測試。 |
| | 不採取任何行動 |

**DQO 流程是否要處理多項決策？** 對於複雜的決策問題，可能需要制定不止一個決策陳述，也就是說需要做出若干決策才能解決問題。在這種狀況下，需要檢視每個決策與其他決策的關係，並列出各項要做決策之問題的先後順序。

三、產出

此步驟的主要產出是：

- 定義明確的主要研究問題，
- 處理主要研究問題的可能行動選項列表
- 對於決策問題，有關處理研究問題的決策陳述列表
- 對於估計問題，有關處理研究問題的估計陳述列表

四、案例

**案例. 資源保護法（RCRA）規範下之有關焚燒灰燼廢棄物之決策**

**指明主要研究問題**－主要研究問題為：給定的廢棄灰燼容器內的平均鎘含量是否超過監管標準，因而需送至 RCRA 垃圾掩埋場？

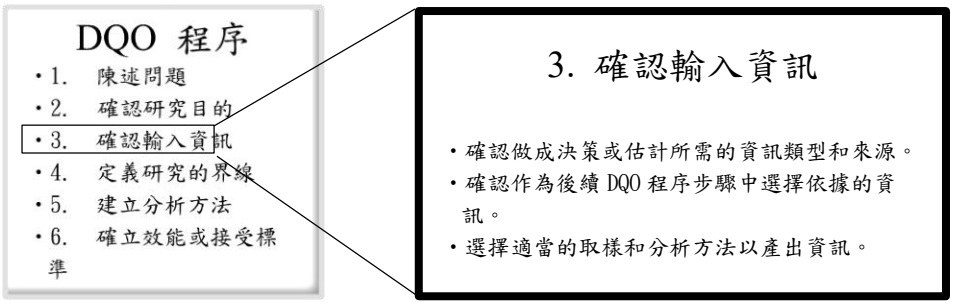
**確認可能行動選項**－可能行動選項如下：

- 不採取任何行動（例如，數據不確定）
- 將灰燼容器送至在 RCRA 垃圾掩埋場。
- 將灰燼容器送至一般掩埋場。

**指明決策陳述**－決策陳述如下：

- 確定是否需要將裝有灰燼之容器送到 RCRA 垃圾掩埋埋場或可在市府垃圾掩埋場丟棄。

# 第3章 確認輸入資訊




*閱讀本章後，您將可了解如何訂定調查問題所需的數據種類，以及是否有適當的取樣和分析方法可用*

## 一、 背景

DQO 流程的第三步為確認決策陳述或進行估計所需的數據類型和來源、是否需收集新的數據、規劃團隊建立適當的分析方法以及效能和接受標準所需的數據依據，以及是否存在適當的取樣和分析方法。一旦確定了需要測量的內容，在 DQO 程序的後續步驟中可以持續優化這些測量的規範。

## 二、 行動

在此步驟中，應指明並確認：

- 所需數據的類型和可能來源
- 作為判斷效能或接受標準的資訊
- 適當取樣和分析方法的可行性。

**如何指明需要的數據類型？**團隊可以通過詢問以下類型的問題來確定收集資料的需求：

- 是否需要有關媒介物理特性的資料？
- 是否需要有關化學特性的資料？
- 現有數據是否可用於做出決策或產出估計值？
- 我們是否需要收集有關環境特徵的新測量值？

**在確定現有數據是否可能作為資料來源時，應該考慮哪些問題？** 如果可以使用現有數據解決部分的問題，那麼應該詢問資料的品質保證和品質控管資訊，以評估數據是否滿足需求。如果同時使用新收集的數據與現有數據，則需要檢查用於現有數據的生成方式，以確保新數據使用適當的方法生成。

**為何要指明資訊之依據？** 在 DQO 程序的第 5 步，規劃團隊應該就資料分析方法達成共識；在第 6 步，則應確認數據應達到的表現或接受標準。因此，需由此步驟先指明資訊的依據，以指引或支持規劃團隊將在後續步驟中做出的選擇和決策。

對於決策問題，分析方法將涉及製定要進行哪個行動閥值的決策規則。也就是透過設定一個閾值，確定應採取哪個步驟 2 可能行動選項。此步驟中要說明所需的資訊來源，但尚不需要確認決定行動分級標準的實際閥值，實際閥值會在步驟 5 時確認。

**在確定和評估適當的取樣和分析方法時應注意及考量哪些因素？**規劃小組應制定一份可從之取得獲取必要資訊的現有樣本和分析方法清單。

關於決策問題，在步驟 6 中建立的數據表現目標將憑藉於將偏差保持在最低的情況。境取樣和分析偏差的主要原因包括：(1) 取樣不具代表性 (2) 取樣和分析之間樣品的不穩定性或污染 (3) 分析中的干擾；(4) 無法確定被測參數的相關形式；(5) 校準；(6) 未能進行空白校正。某些方法特別容易受到校準偏差的影響，應盡可能避免使用。此步驟中亦要注意是否使用經過認證的人員和認可的實驗室或有性能依據的測量系統 (PBMS)

## 三、 產出

此步驟的主要產出是：

- 作為決策或估計所根據的環境特徵
- 需要收集的變數數量
- 可符合表現或接受標準所需的資訊類型
- 有關取樣和分析方法優劣的資訊

## 四、 案例

**案例. 資源保護法（RCRA）規範下之有關焚燒灰燼廢棄物之決策**

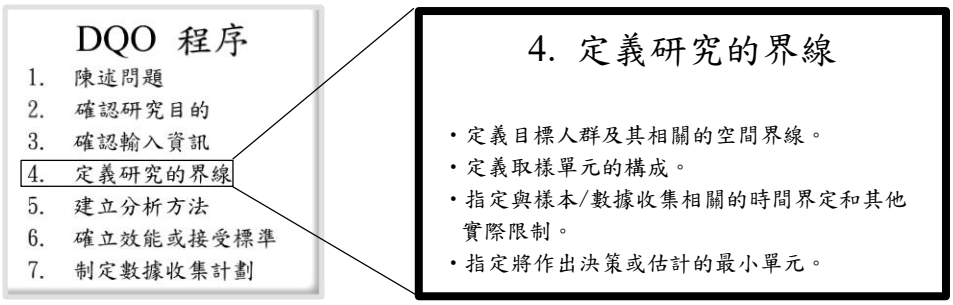
**確定要進行決策所需的資訊類型**－此研究需收集新數據，對取自新灰燼容器中之灰燼樣品進行分析。規劃團隊決定將樣品經過 EPA 標準毒性特性浸出程序（TCLP）提取技術後測量其中的鎘濃度。

**確定信息來源**－來自先前試點研究的數據將提供有關同一灰燼容器內和不同灰燼容器間量測值的變異性資訊，該資訊對於製定取樣計劃非常重要。

**指明如何確定行動閥值**－RCRA 固體和危險廢棄物計劃法規除了會影響所使用的分析方法，也會決定行動分級標準。行動分級標準根據 RCRA 對含鎘廢棄物之相關法規規範來決定。

**確定適當的取樣和分析方法**－根據 40 CFR 261，App. II 中指定的方法，以 TCLP 滲濾液的方式測量鎘含量。與此方法相關的檢測極限預計會遠低於行動閥值的閥值。

# 第4章 定義研究的界線




*閱讀本章後，您將可了解如何定義目標群體、與群體相關的地理（空間）和時間邊界、如何查驗收集數據的實際限制，以及影響決定取樣單元的因子。*

## 一、 背景

在 DQO 程序的第 4 步中，應確認目標群體，並指定與決策或估計相關的空間和時間特徵。

目標群體是指要研究的取樣單元的總集合或範圍，研究用的樣本將會由群體中抽取。如果目標群體由《自然》實體（例如人，植物或魚）組成，那麼取樣單元的定義就是實體本身。當目標群體由連續介質（例如空氣，水或土壤）組成時，取樣單元必須定義為可從目標群體中選取的一些區域，體積或質量。在定義取樣單元時，應確保取樣單元是不重疊的，並且所有取樣單元的總和可涵蓋整個群體。實際確認取樣單元的適當大小以及最佳取樣數量可能很複雜，通常將會在步驟 7 作為取樣設計的一部分來處理。在步驟 4 中，規劃團隊應該做到的是，在提到目標群體時，提供取樣單元的初步定義。

在此步驟中還應確定可能干擾取樣的實際限制，可能干擾收集完整數據集的任何障礙（例如柵欄、水體）。此外，還應確定決策或估計的推測範圍（面積或體積）。

## 二、 行動

在此步驟中，應做到的是：

- 定義目標群體
- 確定空間和時間邊界
- 確認實際限制
- 定義推測範圍（決策單元或估計規模）

**如何定義目標群體**？在定義目標群體時可先思考如何定義單個取樣單元。例如，如果要將 6 英寸的核心送到實驗室進行分析，那麼目標群體將是所有研究區域的 6 英寸核心。

**哪些取樣邊界的類型是重要且需要被描述的**？

- 定義要研究的物理區域的空間邊界，通常是收集樣本的地方，和
- 描述研究的時間範圍以及何時應採集樣本的時間邊界。

**如何確定目標群體的空間邊界**？在 DQO 程序的第 1 步中開發的概念模型將為定義空間邊界提供必要的輸入。定義空間邊界的重要考慮因素是：

*1. 定義用於進行決策或估計的地理區域*

應該使用明確的位置坐標（例如緯度，經度和海拔）或根據長度，面積，體積或法律邊界描述的物理特徵來定義要收集數據的整個地理區域。關於地理區域的陳述可能包括土壤深度，水深或距離圍欄的距離。

*2. 將群體劃分為具有相對同質性的子集*

規劃團隊應利用其對概念模型的知識（步驟 1）來思考目標群體的有關要研究特性在空間和時間上的差異。配合步驟 7 中合適的取樣設計，可能可以減少所需的樣本數量（步驟 6），從而更有效地使用資源。

**如何確定決策問題的時間邊界**？

*1. 確定數據所代表的時間範圍*

研究過程中環境狀態可能會由於時間相關的現象而有所不同，例如天氣，季節，不同環境條件下的設備操作或活動模式。譬如季節性地下水位，大都市區每日或每小時空氣污染物水平，以及工業污染物排放的波動。因此，應確定何時的環境狀態最合適於利於收集可代表目標群體的數據，並選擇最合適的時間段來收集數據。

*2. 確定決策或估計相關的時間範圍*

可能無法在決策或估計適用的整個時間段內收集數據。應評估目標群體並確定收集數據的最佳時間範圍，因為媒介可能會隨著時間的推移而變化，或者研究的時間限制與決策或估計相關。應定義為整個群體和個別子群體的時間範圍，然後說明在短時間內收集的數據運用於實施決策的長時間中可能產生的出入。

**您應該確定哪些實際的收集數據限制**？這些限制可能包括物業的可及性，設備的合用性和操作，以及無法取樣時的環境條件（高濕度，冰凍溫度）。

**如何定義決策或估計問題的推測範圍**？ 推測範圍是指收集，分析，匯總和解釋數據以作出決策或產出估計的最小單位面積、數量或時間。做出錯誤決策或做出不確定性超過可接受度的估計（步驟 6）的可能性與決策單元的大小，位置和形狀或估計的規模有關。

對於決策問題，應考慮決策單元的當前和未來用途、決策單元所在的位置（偏遠區域與人口稠密區域）以及可能被要求進行的整治工作。應該認真考慮錯誤決定的後果（即使很小）。例如，如果根據收集的數據的分析結果，會導致需要清理大面積土地之結果（土壤被移除到經過認證的處置區域），那麼如果實際條件不足以保證可以進行這樣的行動，則決策者將承擔不必要地巨額費用。因此，應根據發生決策錯誤的潛在風險來決定決策範圍的大小，不應太大，以致發生決策錯誤時，產生不可接受的花費，也不應太小，以免發生錯誤決策時，民眾健康或環境或暴露於不可接受的威脅。

**在建立決策規模方面，還可以提供哪些指引**？ 對於涉及多個決策的決策問題，規劃團隊應說明如何適當的控制多決策相關之錯誤率的問題。

規劃團隊可以依據以下幾個考量建立決策單元：

- 風險－依據地區的潛在風險訂定決策單元之範圍。例如，某地理區域定義為產權邊界內的 6 英寸深之內的土壤，決策單元之範圍可以是與兒童暴露於風險之主要區域的大小，例如遊戲區域大小，或若未來土地使用做住宅區，可設定為平均住宅區大小。基於將兒童做為風險評估中的敏感人群，以這種決策單元範圍進行研究將足以保護兒童。
- 技術考量－決策單元之範圍訂定依據可使用可取得之技術進行補救之區域或體積範圍。
- 時間考量－在曝露值可能隨時間變化的情況下，可以減少取樣之間的時間，以減少取樣之前發生變化的影響。
- 財務考量－考量一決策單元範圍若確認需要進行整治的成本是否足堪負擔。若一決策範圍要進行整治的成本過高，可縮小每一決策單元之範圍。
- 其他－規劃團隊可能知道《熱點》(污染物濃度高的區域)的可能性。 如果先前的資訊或概念模型已知具有較高污染潛力的區域，則可以將該區域設為個別決策單元。

三、產出

此步驟的主要產出是：

- 目標群體的定義，詳細描述地理界限（空間邊界）
- 構成取樣單元的詳細說明
- 適當的收集數據和作出決或估計之時間架構，以及可能干擾數據收集的實際限制因素，以及
- 適當的決策或估計單元範圍。

四、案例

**案例. 資源保護法（RCRA）規範下之有關焚燒灰燼廢棄物之決策**

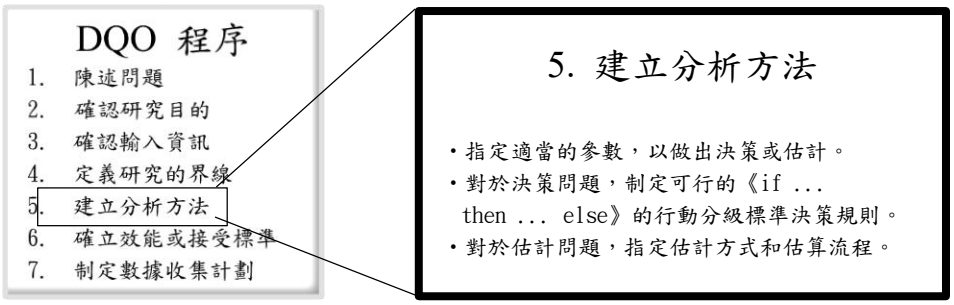
**指定目標群體**－目標群體為取自給定容器中所有可能的灰燼樣本。（每個灰燼容器都會裝滿才會進行丟棄處置）。除了用於控制灰塵的水之外，灰燼不會與任何其他成分混合。取樣樣本來自該目標群體的取樣單元為一磅重的灰燼樣本以配合 TCL 分析。

**說明空間和時間邊界以及其他實際限制**－容納一定量灰燼的容器為灰燼目標群體的自然空間邊界。儲存在焚化廠公司灰燼容器中的灰燼不會對人類或環境構成威脅。由於灰燼灰燼被焚化廠公司保管的時間段內不會發生變化，崩解或改變，因此取自灰燼容器所量測的鎘濃度不會因時間而改變。然而，為了加快進行決策的速度，規劃小組規定了要在灰燼裝入容器後 48 小時內進行測試，以確保及時取樣和進行決策。每輪取樣的分析將在取樣後的五個工作日內完成並報告分析結果。在完成分析並進行評估之前，灰燼容器不會被打開。

灰燼容器取樣過程遵循經批准的 EPA 取樣協議，該協議規定在容器內的不同深度處取樣以確保獲得代表性樣品。

**指明決策推測的範圍**－一決策單元為焚化廠公司用於處置要丟棄灰燼之一特定容器

# 第5章 建立分析方法




*閱讀本章後，您將可了解如何確認研究並得出結論所要用的分析方法。對於決策問題，應知道如何構建一個《If ... then ... else ...》決策規則，該規則定義了依據環境實際值，如何決定要執行的行動選項。對於估計問題，則應能夠明確說明估算方法。*

## 一、 背景

DQO 流程的第 5 步要做的是建立如何分析研究數據並得出結論的分析方法。在步驟 5，我們先假設可以準確地取得環境狀況實際資訊，於步驟 6 時再放寬此假設，並處理數據不準度相關的問題。

規劃團隊應將結合前四個步驟的產出與此步驟中設定要使用的參數（即平均值、中位數或百分位數）。對於決策問題，決策規則是明確的《If ... then ... else ...》陳述 對於估計問題，則為從數據產生估計之統計函數的明確規範。

## 二、 行動

此步驟通常包含以下活動：

- 說明對目標群體要進行推論的參數（例如，平均值，中位數或百分位數）
- 對於決策問題，設定行動分級標準，並驗證取樣和分析方法的檢測限值是否低於行動分級標準閥值

- 對於決策問題，透過群體參數的實際值、行動分級標準、決策範圍（步驟 4）以及可能行動選項（步驟 2）來建構《If ... then ... else ...》理論決策規則
- 對於估計問題，透過將群體參數的實際值與估計範圍和其他邊界（步驟 4）來制定估計值產出的方法

**哪種母參數將用於決策或估計？**在此步驟中，規劃團隊選擇要用來代表群體特徵並用於決策或估計之參數（例如，實際的平均值，中位數或百分位數）。在某些情況下，可能是依照相關法規指定參數（如步驟 3 中所述），若否，則依照該研究的需求和考量來決定要用的參數。最常使用的參數是總體平均值，因其意涵容易理解。

**在預備有關決策問題的決策規則時，有哪些類型的行動水平標準？** 對於決策問題，除了指定群體參數外，還應指定《行動分級標準》，作為在可能行動選項之間選擇的規則。例如，如果參數的實際值超過特定值，則採取某一行動，若否，則採取另一行動。行動分級標準有兩種主要類型：預先確定以及在 DQO 程序中透過調查才確定之行動分級標準兩類。

預先確定行動分級標準別的範例有以飲用水標準或某化學品之危害分級量作為行動分級標準。 當要透過調查才確定之行動分級標準時，則需要考慮分級標準的保守性。

**量測檢測限值對選擇行動分級標準有何重要性？**應記錄在步驟 3 中每種可能量測方法的檢測限值。如果一種測量方法的檢測限值超過或非常接近《行動分級標準》，則應選用更為敏感的方法或使用其他分析方法。

## 三、 產出

此步驟的主要產出是：

- 指名做出推論和結論最相關的參數
- 對於決策問題，有關可能行動選項《if ...，then ... else .....》的決策規則

- 對於估計問題，估計值產出的方式和流程

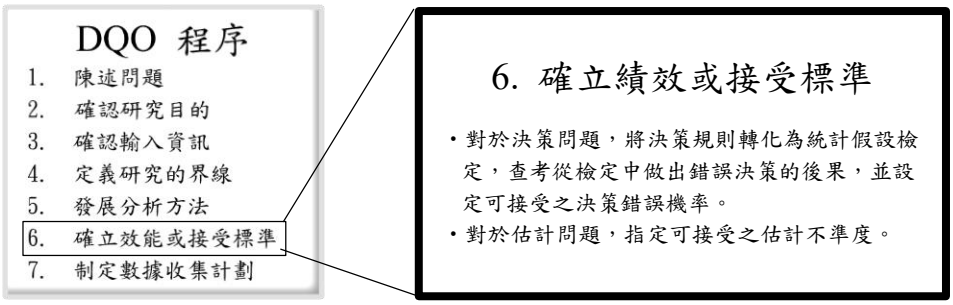
## 四、 案例

**案例. 資源保護法（RCRA）規範下之有關焚燒灰燼廢棄物之決策**

**指定行動分級標準**－RCRA 法規規定 TCLP 滲濾液中鎘的濃度為 1.0 mg / L，因此這便是行動分級標準

**指定理論決策規則**－理論決策規則如下：如果灰燼中 TCLP 浸出鎘的平均濃度等於或高於 1.0 mg / L，則認為粉煤灰是有害的，並將該灰燼容器運輸至 RCRA 垃圾掩埋場處置。若否，粉煤灰將被認為是無害的，並且該灰燼容器會被運送到一般衛生垃圾掩埋場進行處置。

# 第6章 確立表現或接受標準




*閱讀完本章後，您將可更多地理解數據需要達到的“表現或接受標準”之含義，以及如何在特定數據收集工作中確認適當的標準。*

在 DQO 流程的第 6 步驟中，將實際考量真實的情況，不再像在第 5 步驟那樣預設可以取得絕對正確的資訊。此外，由於收集樣本的方法以及測量等方式，都會造成各類數據的誤差。因而，從收集的數據中得出的估計或結論有可能會偏離實際的真實值，有機會造成根據所收集的數據而做出錯誤的結論，或估計量的不確定性超過可以接受的範圍。

在第 6 步驟中，要產出數據的效能或接受標準（performance or acceptance criteria），以最大程度地減少做出錯誤決策的可能性或減低做出估計之不確定性超過可接受水平的可能性。數據效能標準以及適切的品質保證實作將做為數據的取樣設計之指引，而接受標準將做為評估數據是否符合預期用途之評估流程設計的指引。

## 一、 背景

數據的預期用途將會定義問題的類型和需用的方法：

- 決策問題通常會對所收集的數據執行統計假設檢定方法。第 6.2.1 節將會討論，如何依據數據資料是否有足夠的證據可拒絕基準情況（虛無假設），支持對立情況（對立假設）來進行決策。因所收集數據資的有限性和潛在變異性，檢定結果有可能會產生《錯誤拒絕》基準情況（即，拒絕虛無假設，而實際上真的

情況虛無假設是對的)，或是《錯誤接受》基準情況（無法拒絕虛無假設，而實際上虛無假設是錯的)。

- 估計問題的估計方法為以收集的數據來估計一些未知的群體參數，亦存在估計的不確定性（例如標準誤差或信賴區間)。

決策問題和估計問題對處理和控制與收集的數據相關的錯誤和不確定性的方法也大不相同。因此，一旦完成 DQO 流程的步驟 5，將根據對數據的預期用途，採取兩個《分支》之一進入步驟 6：

- 步驟 6A：指定錯誤拒絕和錯誤接受決策錯誤的機率限值－決策問題
- 步驟 6B：指定表現指標和不確定性的可接受水平－估計問題

**收集的數據有哪些不同的錯誤（變異性）來源？**可能導致總研究錯誤的因素很多，但通常有兩個主要組成部分：

- 取樣誤差－有時稱為統計取樣誤差，會受到樣本收集設計以及所抽取樣本數量的影響。取樣誤差會導致隨機誤差（即隨機變異性或不精確性）和系統誤差（偏差）
- 測量誤差－有時稱為實體取樣誤差，受測量和分析系統精準度影響。 隨機和系統的測量誤會在實體樣品收集，樣品處理，樣品準備，樣品分析，數據還原，傳輸和存儲過程中產生。

通常，取樣誤差遠大於測量誤差，因此需要使用到較多的資源以控制取樣誤差。圖 3 為一個將總研究錯誤分解為與數據收集過程中發生的各種活動相關的組成之示例。

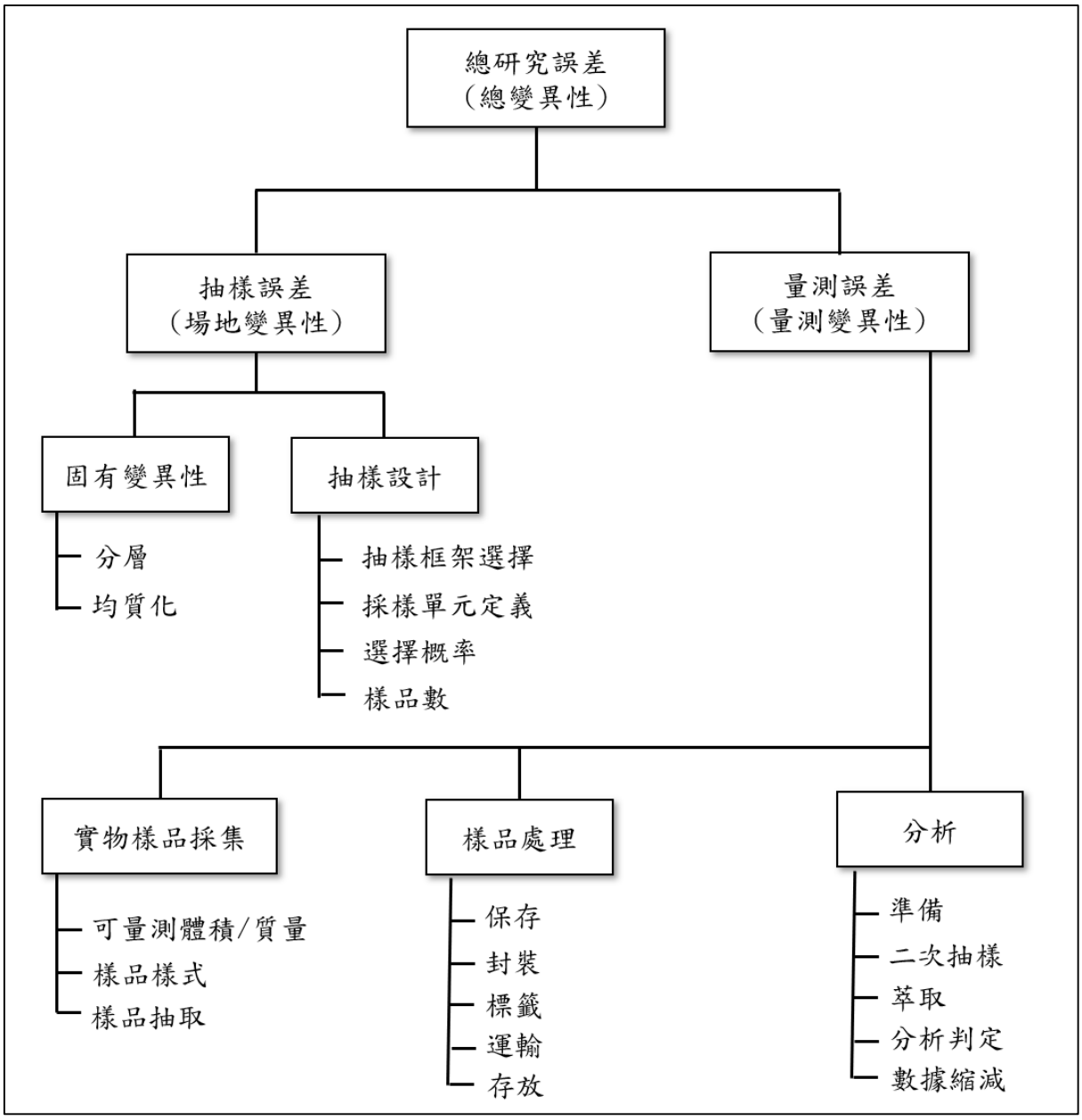



圖 3 總研究誤差分解示例

**如何控制總研究誤差？** 可透過適當的取樣設計與使用準確度良好的測量技術來控制研究總誤差的大小。如此，得以控制從數據中得出錯誤結論的可能性，比如從統計假設檢定結果得出錯誤結論的可能性，並同可時將參數估計值的變異性保持在可接受的水平內。因此，對收集的數據中可能的誤差來源之初步了解將有助於得知如何透過取樣設計，數據收集，以及樣品數等方面指定標準，以將決策或估計的誤差控制在可接受的水平內。確

認各個誤差組成部份對誤差要求為品質保證計劃規劃內容的一部分。

## 二、 行動

在步驟 6 下執行的活動將根據數據的用途來決定是要執行步驟 6A 或是 6B。決策問題通常會對收集數據進行統計假設檢定，也就是要執行步驟 6A，估計問題則要進行步驟 6B。

### 1. 統計假設檢定（步驟 6A）

**統計假設檢定如何會導致錯誤的結論或決策？**由於收集的數據具有不確定性，統計假設檢定的結果，並無法確定無疑的告知是否符合給定情況。我們不得不接受檢定結果有可能得出錯誤結論（即決策錯誤）的可能性

當需要進行決策的時候，通常會有兩種可能結果：符合或不符合給定情況。環境絕對確切的情況並無法得知，但我們僅能從取樣取得環境樣本數據，並透過對數據進行統計假設檢定，分析哪種情況較可能為真，以作為決策的依據。在製定統計假設檢定時，兩種可能結果之一設為基準情況（baseline condition），另一結果設為對立情況（alternative condition）。我們預設為基準情況，除非樣本數據顯示符合基準情況的的可能性很小。將數據進行統計檢定後後，可根據檢定的結果做出決策：

- 當數據顯示沒有足夠的證據說明基準情況為錯時，得出的結論為接受基準情況（虛無假設）。
- 當數據顯示有足夠的證據說明基準情況為錯時，得出的結論為拒絕基準情況，接受對立情況（對立假設）。
- 通常會將希望的結論設為對立情況(對立假設)，如符合釋出標準。

假設檢定的統計理論使我們可以量化根據數據作出錯誤決策的可能性。因此，可透過於設計階段制定假設檢定程序，訂定數據之效能或接受標準，進而控制決策錯誤率。

**在統計假設檢定中可能犯哪些類型的決策錯誤？**表 4 說明了統計假設檢驗的四種可能結果。這四個結果是根據以下兩項來決定：

- 實際情況中哪個情況是正確的（即表格的最後兩列），以及
- 根據對收集到的數據（即表格的最後兩行）的檢定結果判斷哪個情況是正確的。

顯然，其中兩個結果不會導致決策錯誤（當檢定結果與真實情況相符時），而其餘兩個結果（即表 4 中的灰底格子）代表兩種可能的決策錯誤。

表 6 統計假設檢定之四個可能的結果

| 數據的統計假設檢定結果 | 實際情況 | |
|---|---|---|
| | 基準情況為對 | 對立情況為對 |
| 判定基準情況為對 | 決策正確 | 決策錯誤<br>（錯誤接受） |
| 判定對立情況為對 | 決策錯誤<br>（錯誤拒絕） | 決策正確 |

- 錯誤拒絕決策錯誤，代表當依據數據判定基準情況為錯（對立情況為對），但實際情況卻是基準情況為對。
- 錯誤接受決策錯誤，代表當數據不足以拒絕基準情況，也就是判定基準情況為對但實際情況卻是基準情況為錯。

在假設檢定的統計語言中，基準情況稱為虛無假設（Ho），對立情況稱為對立假設（Ha）。上述之兩種不同之決策錯誤在統計學中稱為型 I 錯誤及型 II 錯誤：

- 錯誤拒絕決策錯誤，或稱型 I 錯誤（Type I error）：當拒絕虛無假設，但虛無假設實際為對的錯誤。發生此錯誤的機率稱為

alpha（$\alpha$），又稱為假設檢定的顯著水準。

- 錯誤接受決策錯，又稱型 II 錯誤（Type II error）：當無法拒絕虛無假設，但虛無假設實際為錯的錯誤。發生此錯誤的機率稱為 beta（$\beta$）。
- 當虛無假設為錯時，檢定結果判定虛無假設為錯的機率（即表 4 的右下角），統計學家將之稱為統計檢定力（statistical power）。統計檢定力是對當對立情況為對時，對數據之檢定可《正確拒絕》之可能性的度量，且是決策問題要訂定 DQOs 的關鍵概念。統計檢定力代表《正確拒絕》的機率（與錯誤接受之機率相加為 1），即為 1-$\beta$。

**如何控制決策錯誤的可能性？**在執行統計假設檢定時，永遠無法完全消除依據數據資料而做出決策錯誤的可能性。然而，如果在研究設計中設定準則來控制總研究誤差中最大誤差來源，即可控制做出決策錯誤的可能性。例如，如果認為取樣設計誤差佔總研究誤差的相對大的比例，則可以透過收集較多樣本或發展更好的取樣設計（有關何時及如何取樣更好的方法）來控制發生決策錯誤的可能性。如果認為測量誤差佔總研究誤差的相對大的比例，則可以透過分析多個樣本，然後使用這些樣本的平均值，或者使用更精確的分析方法，來控制發生決策錯誤的可能性。

如果做出決策錯誤的後果很嚴重（例如，將導致對人類健康造成不利影響的可能性增加），則需要發展可以良好控制取樣和測量誤差之取樣設計，因而可能需要收集大量樣本，並使用非常精確的分析方法。規劃團隊需要權衡決策錯誤的後果和收集足以達到效能和接受標準（數據品質目標）數據所需要成本，並取得平衡。在達到此平衡之前，可能有必要在步驟 6 和步驟 7 之間進行多次迭代。在 DQO 開發的早期，建議首先做出非常嚴格的選擇，以便規劃團隊可以在進行 DQO 程序的第七步驟時研究該選擇的結果。在反復進行過程以達到可接受的平衡時，計劃團隊將可獲得是否應放寬要求之資訊。DQO 程序的步驟 7 中會介紹能夠研究不同方案選擇的軟體。

**如何說明透過統計假設檢定做出決策的《品質》？** 《決策效能曲線》圖可用來於呈現對所收集數據進行統計假設檢定以做出決策所希望的品質水平。 統計人員將此曲線稱為《檢定力曲線（power curve）》。設若一假設檢定的虛無假設為參數值小於行動閥值，則對立假設為參數值大於等於行動閥值，當對收集資料進行檢定的結果為拒絕虛無假設時，也就是接受對立假設。圖 4 水平 X 軸代表受檢定參數的實際值範圍，Y 軸代表拒絕虛無假設（接受對立假設）的機率。決策效能曲線代表不同的參數實際值所對應之拒絕虛無假設（接受對立假設）的機率。理想中的檢定力曲線為圖 4 的虛線，也就是當參數實際值小於行動閥值時，接受對立假設的機率為 0，而當當參數實際值大於等於行動閥值時，接受對立假設的機率為 1。但因參數的實際值是未知的，且取樣的結果具有變異性和不確定性，理想決策效能曲線並不存在，圖 4 的實線為可能之實際的檢定力曲線的一個範例，就直觀上來說，當參數的實際值非常低時，根據取樣數據結果判定參數超過行動閥值的機會很小，當參數的實際值漸增，根據取樣數據結果判定參數超過行動閥值的機會也會增加，而當參數的實際值超過行動閥值很多時，根據取樣數據判定參數超過行動閥值的機會便會接近於 1（100%），也就是如圖 4 實現所呈現的，當參數實際值越大，接受對立假設（參數值大於行動閥值）的機率也越大。決策效能曲線的形狀和陡度會受到是許多因素的影響，包括取樣設計，收集數據的精度以及樣本數。

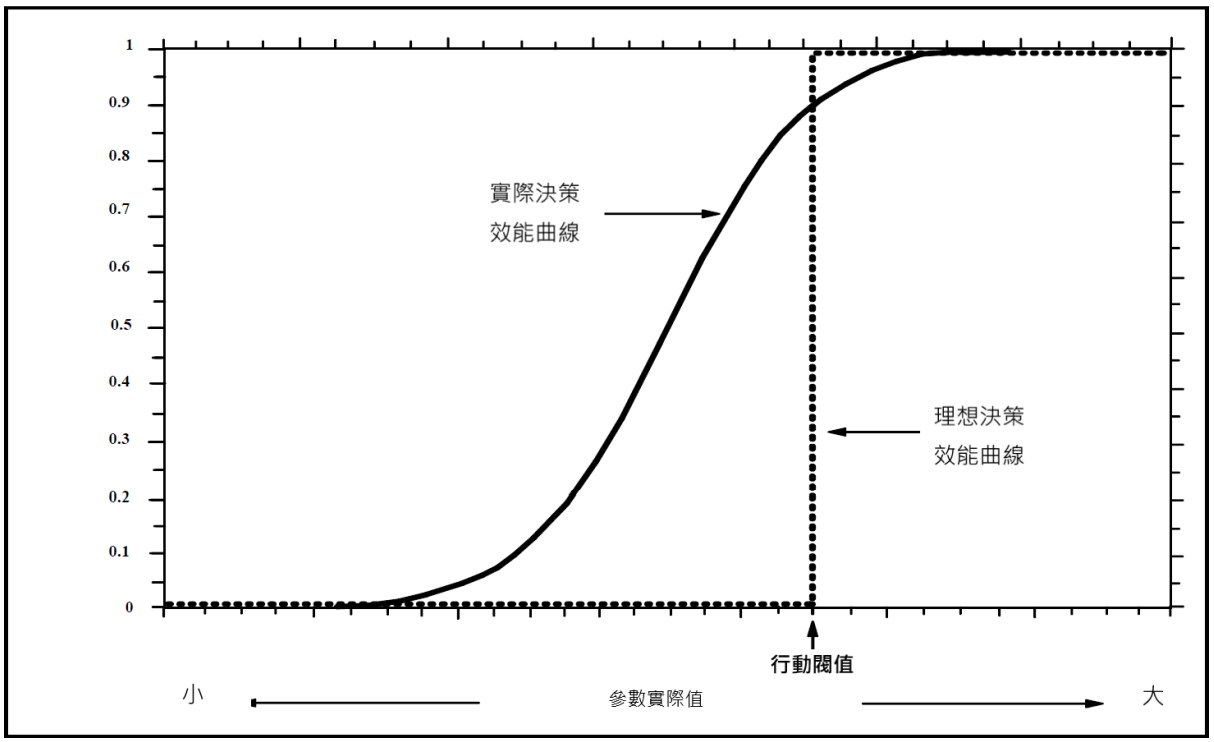



圖 4 檢定力曲線

**<u>如何設定檢定中的的基準情況(虛無假設)？</u>** 預設基準條件(即虛無假設)成立，除非所收集的數據中提供足以拒絕基準情況(即虛無假設)，從而接受對立情況(即對立假設)的資。基準情況和對立情況涵蓋了參數的可能真實值的整個範圍(即，圖 4 中的 x 軸)。 在此討論中，《行動閥值》代表基準情況和對立情況之間的分界線(於 DQO 程序的第 5 步驟中確定)

在某些情況下，基準條件會根據法規而訂定。例如，RCRA 設施地下水監測的基準情況為濃度在背景水平之內(即，實際參數值低於行動閥值)。在沒有監管考量的情況下，規劃團隊應評估統計假設檢定造成錯誤決策的潛在後果，據以定義基準情況。譬如說，若基準情況定為不須整治受污場地，錯誤接受基準情況，可能會造成因持續暴露而對健康產生不利影響；反之，錯誤拒絕基準條件則會導致不必要的整治成本。您需要確定這兩種類型的決策錯誤中哪一種具的後果較為嚴重，尤其是當參數的實際值接近《行動閥值》時。若錯誤拒絕決策錯誤的後果較為嚴重，那麼應定義基準情況使其被錯誤拒絕的機率很低。

[補充]基準情況（虛無假設）一般是希望能證明為錯誤的情況，對立情況（對立假設）則為希望證明是正確的情況（如符合外釋標準）。以核電廠除役的廠址輻射偵檢和調查來說，虛無假設和對立假設如下（根據 MARSSIM 手冊）：

- 基準情況(虛無假設)：調查單元的剩餘放射性超過廠址外釋標準
- 對立情況(對立假設)：調查單元的剩餘放射性符合廠址外釋標準

**什麼是《灰色區域（gray region）》，它如何確立數據品質標準？** 灰色區域和虛無假設區域在行動閥值不同側（和對立假設在行動閥值的同側），也就是當虛無假為大於等於行動閥值時，灰色區域於行動閥值的左側，反之則在行動閥值的右側。灰色區域代表的意義為當參數實際值在此區域內時，因決策錯誤的後果影響相對較小，因此較高的決策錯誤率可被接受。圖 5 和圖 6 為兩種不同假設檢定情況的圖，灰色區域由陰影區域來表示：

**圖 5**－對立假設的範圍為參數值大於行動閥值，灰色區域在行動閥值右側

- 虛無假設（Ho）：參數等於或小於行動閥值
- 對立假設（Ha）：參數大於行動閥值

**圖 6**－對立假設的範圍為參數值小於行動閥值，灰色區域在行動閥值左側

- 虛無假設（Ho）：參數等於或大於行動閥值
- 對立假設（Ha）：參數小於行動閥值

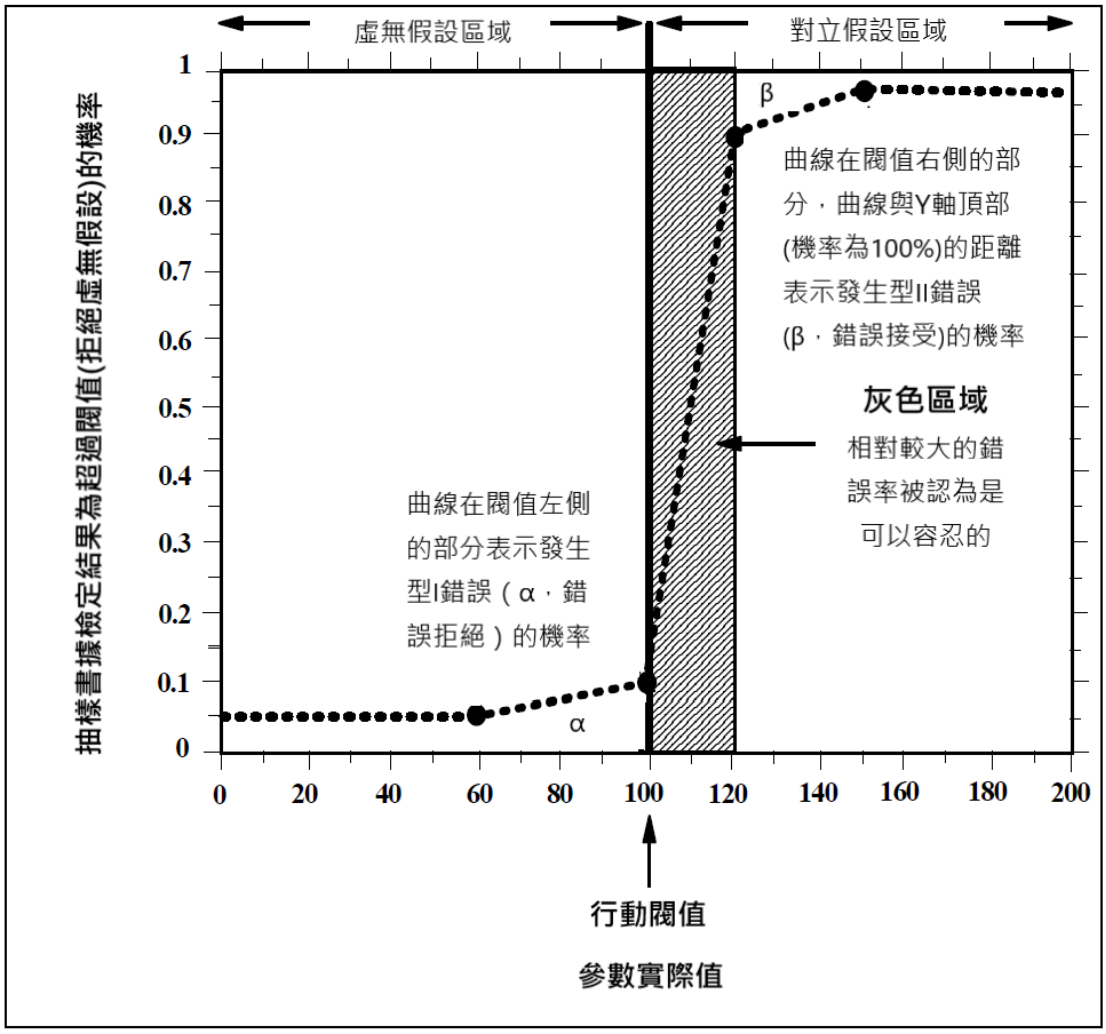



圖 5 對立假設為參數大於行動閥值

在圖 5 中，虛無假設為小於行動閥值的區域。因此，該圖中的曲線表示拒絕虛無假設的機率，曲線在行動閥值左側的部分表示發生型 I 錯誤(α，錯誤拒絕）的機率，而曲線在行動閥值右側的部分，曲線與 Y 軸頂部 （機率為 100%）的距離表示發生型 II 錯誤（β，錯誤接受）的機率。

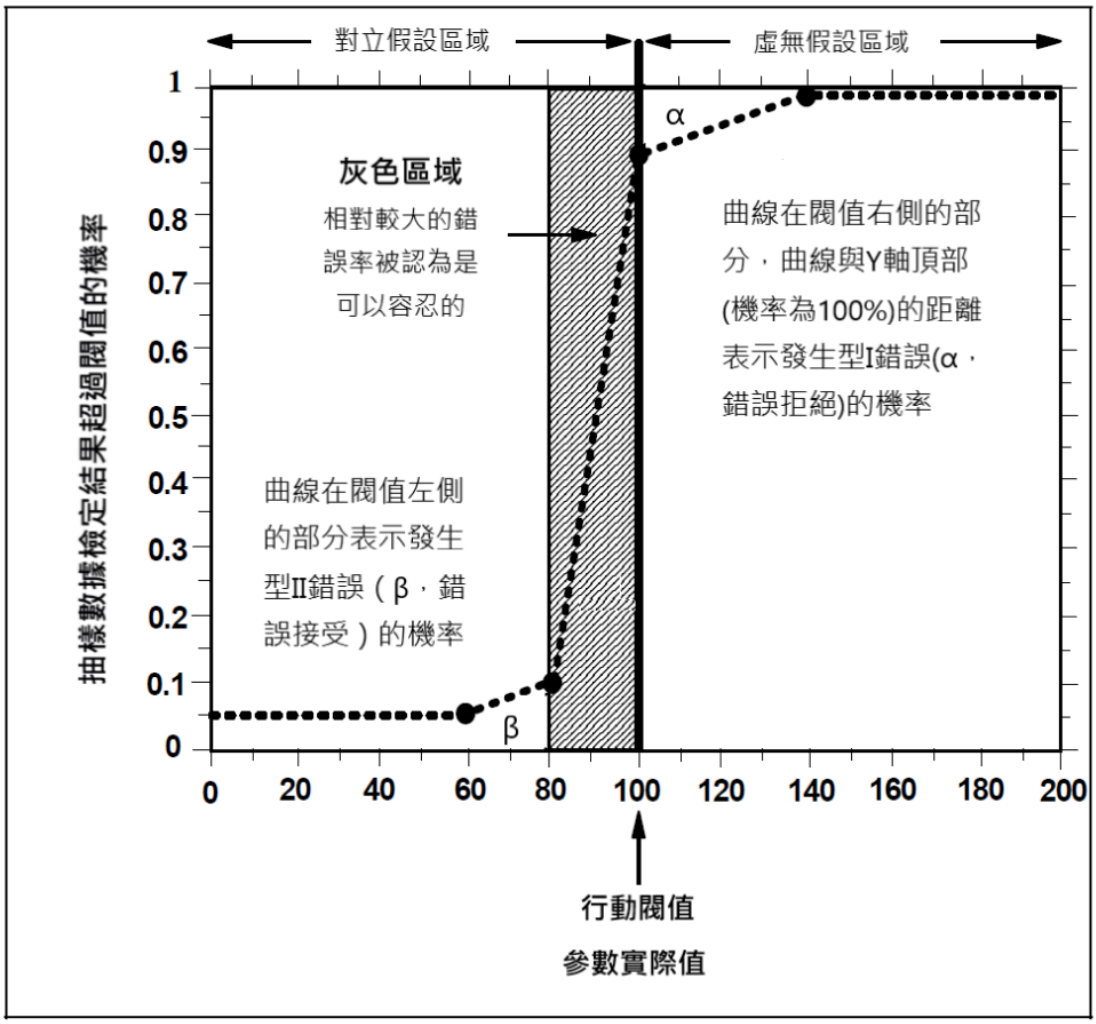



圖 6 對立假設為參數小於行動閥值

在圖 6 中，虛無假設為大於行動閥值的區域。該圖中的曲線表示取樣結果不足以拒絕虛無假設的機率，因此，曲線在行動閥值左側的部分表示發生型 II 錯誤（β，錯誤接受）的機率，而曲線在行動閥值右側的部分，曲線與 Y 軸頂部 （機率為 100%）的距離表示發生型 I 錯誤（α，錯誤拒絕）的機率。

如果可以得到實際情況的絕對正確資訊來進行決策，當參數的真實值在灰色區域（和虛無假設區域在行動閥值不同側），取得的完全正確的資訊將會拒絕虛無假設。但是，完美絕對正確的資訊實際上是不可得的，當參數實際值位於灰色區域時，因為很接近行動閥值，發生型 II 錯誤（β，錯誤

接受）的機率很大。發生這種情況是因為在做統計檢定時，我們控制的是型 I 錯誤（α，錯誤拒絕）發生的機率，而非型 II 錯誤。《灰色區域》名稱代表的就是發生決策錯誤的機率很高，但高決策錯誤的機率可被接受之區域範圍。

灰色區域範圍的邊界一邊為行動閥值，另一邊為發生型 II 錯誤率（β，錯誤接受）為所限定的型 II 錯誤率之參數實際值。通常，灰色區域越窄，代表可被接受之高錯誤率區域範圍減小，為達到所設定的型 II 錯誤標準，需要的樣本數量就越大。在統計假設檢驗語言中，灰色區域的寬度稱為最小可檢測差異，通常以希臘字母 delta（Δ）來表示。該值是統計人員用於計算以確定需要收集之樣本數量的重要部分，並據此可說明依據收集的數據做出決策的信心度。圖 5 和圖 6 曲線圖為決策效能目標的圖形描述，應於規劃階段製定取樣設計之前建立。

**如何設定可容忍的決策錯誤限制？**決策錯誤限制是為可容忍發生的最大決策錯誤率，代表對不確定性的容忍度以及願意為做出錯誤決策所承擔的風險。

至少應指定兩個決策錯誤限制：

- 行動閥值（灰色區域的邊界之一）上的型 I 錯誤率（α，錯誤拒絕）限制。
- 灰色區域的另一邊界上的型 II 錯誤率（β，錯誤接受）限制。

《土壤篩選指南：用戶指南》（美國 EPA，1996 年）建議將型 I 錯誤率（α，錯誤拒絕）設為 5%，將型 II 錯誤率（β，錯誤接受）設為 20%。

## 三、 產出

DQO 流程第 6 步的主要產出為數據應達到的效能或驗收標準（即數據品質目標），以將決策錯誤率或估計的不確定性控制在可接受的範圍內。

在設定統計假設檢定時，透過 DQO 第 6 步驟產出的效能或驗收標準

包含：

- 說明有關研究參數之基準情況（虛無假設）的數值範圍
- 說明灰色區域的範圍，灰色區域包含於對立情況（對立假設）範圍中，代表高決策錯誤率可被接受之區域。
- 有關研究參數之可容忍決策錯誤率

通過考慮沿感興趣參數的可能真實值範圍做出決策錯誤的後果來生成這些輸出：在表示基線條件的範圍內的錯誤拒絕決策錯誤，在表示替代條件的範圍內的錯誤接受決策錯誤。 將這些輸出與決策效能目標圖一起呈現是一種有效的圖形方式，可以與規劃團隊和利益相關方進行溝通，在製定這些輸出時將其草稿版本作為最終輸出。

## 四、 案例

**案例. 資源保護法（RCRA）規範下之有關焚燒灰燼廢棄物之決策**

**設定基準和對立情況** – 規劃小組認為，確保廢棄灰燼容器的處置對公眾健康不造成影響至關重要。按照 EPA 物理/化學固體廢棄物檢定方法 SW 846，從一特定容器中收集的數據必須證明該容器中的廢棄灰燼對人體健康無害。為符合此要求，該檢定方法將基準情況設定為《廢棄物是有害的》( 等於或高於 1.0 mg / L 的行動閥值)，對立情況則設為《廢棄物是無害的》( 低於 1.0 mg / L)。統計假設如下：

Ho( 虛無假設)：TCLP 浸出液中的實際平均鎘濃度等於或大於 1.0 mg / L

Ha( 對立假設)：TCLP 浸出液中的實際平均鎘濃度低於 1.0mg / L。

除非根據所收集的數據提供的資訊足以做出拒絕須無假設( 即 Ho，基準情況）接受對立假設（Ha，對立情況)，我們預設虛無假設（即 Ho，基準情況）是對的。

**確認決策錯誤的影響**－《錯誤接受決策錯誤》對應於根據數據認定廢棄物灰燼是危險的（即，虛無假設不被拒絕），而實際上廢棄物灰燼卻不是危險的（即，虛無假設為假）。相反的，《錯誤拒絕決策錯誤》對應於根據數據認定廢棄物灰燼不是危險的（即，拒絕虛無假設，接受對立假設），實際上定廢棄物灰燼卻是危險的（即，虛無假設為真）。計劃團隊卻認決策錯誤後果如下：

- 做出錯誤接受（錯誤接受虛無假設）決定錯誤的主要後果是，焚化廠公司將原本可丟棄至一般市府或衛生垃圾場之容器丟棄至 RCRA 垃圾場，而增加不必要的費用。
- 做出錯誤拒絕（錯誤拒絕虛無假設）決定錯誤的後果是，化廠公司將裝有危險廢棄物的容器丟棄至一般市府或衛生垃圾場，導致可能危害人類健康和環境。在這種情況下，公司可能要承擔將來的損失和環境清理費用。此外，做出錯誤拒絕的決策錯誤會損害公司的聲譽，危害其未來的盈利能力。

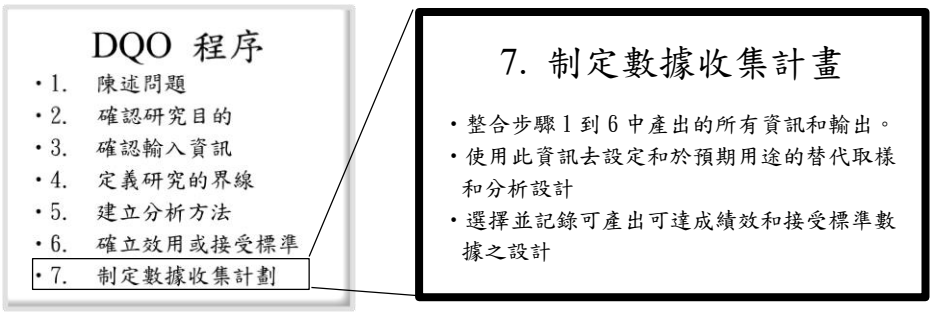
由於對人類健康的風險超過必須為 RCRA 垃圾掩埋場支付更多費用的後果，規劃小組得出結論，當廢棄物灰燼的實際鎘水平接近行動水平時，做出錯誤拒絕決策錯誤會比做出錯誤接受決策錯誤導致更嚴重的後果。

**為問題的決策效能曲線設定《灰色區域》**。灰色區域被指定為緊接在行動閥值以下（1.0 mg / L）的區域，與圖 6 所示相似，為規劃團隊認為錯誤接受之決策錯誤的後果輕微之區域。規劃小組根據自己的判斷為該灰色區域設定了 0.25 mg / L 的寬度，以避免濃度低於 0.75 mg / L（灰色區域的下限）時出現錯誤接受決策錯誤。

**透過設定可容忍的決策錯誤率來完成決策效能曲線。**RCRA 法規規定在行動閥值（1.0 mg / L）下的錯誤拒絕決策錯誤限制為 0.05（5%）。規劃小組設定，當實際平均鎘濃度的值從 0.25 到 0.75 mg/L

時，錯誤接受決定誤差限制設為不大於 0.20（20%），而當實際平均鎘濃度的值小於 0.25mg/L 時，錯誤接受決定誤差限制為不大於 0.10（10%）。這些錯誤率限制是基於經驗和經濟分析的結果，以求取樣成本與決策錯誤後果間取得平衡。

# 第7章 制定數據收集計畫




*閱讀完本章後，您將全面了解如何規劃取樣和分析設計，以使產出之數據可符合 DQO 程序於步驟 1 至步驟 6 中製定的效能或接受標準，*

## 一、 背景

透過執行 DQO 程序的第 1 步至第 6 步，將產出數據需要達到之效能或接受標準。步驟 7 的目標是開發一種可有效運用資源的取樣設計，用以收集和測量環境樣本或取得其他需要之資訊。步驟 7 要產出的為（a）在足以滿足研究目的的前提下，最有效使用資源數據收集程序，或（b）在固定預算內，最大化可獲得訊息量的數據收集程序。此外，數據收集程序須能達到所設定的效能或驗收標準。除取樣設計，另要製定相關品質保證專案計畫（QA Project Plan，第 8 章）。

雖然本章主要著重於收集環境樣本，但其基本概念與其他類型的數據收集工作（例如從現有資源來建立模型或取得數據）亦有相關性。

## 二、 行動

DQO 流程的最後一步，通常會執行的活動包括：

- 收集發展取樣和分析設計所需的資訊
- 辨別會影響取樣和分析設計的限制條件
- 提供取樣和分析方法的詳細內容;
- 辨別一個或多個可能從中選用的備選設計

- 運用統計和成本考量來確認可能選用設計之要〈最佳〉取樣數量
- 預備符合需求且能有效利用資源的數據收集計劃

**發展取樣和分析設計需要什麼類型的資訊？**環境數據收集之取樣設計選用指南（EPA QA / G-5S）提供有關發展取樣和分析設計和方法所需之資訊的詳細內容，以提供可確保設計能夠有效利用時間，金錢和人力資源而應遵循的指引。取樣設計團隊應使用此指南來完成一個或多個可能的數據收集和分析設計。預備個可能從中選用之備選設計的過程需要以下資訊：

- 數據的使用目的和預期用途（例如，統計假設檢定，估計）
- DQO 程序的步驟 1 到步驟 6 的產出（例如，概念模型，參數，空間和時間邊界，與收集的數據相關的效能或接受標準）
- 有關問題的背景資訊(例如，場所屬性，污染物和介質的特徵，法規要求，已知的環境污染的空間/時間分佈）
- 根據類似研究或專業意見之數據變異性資料
- 有關數據分佈的初步資訊，此資訊將會影響有關須收集之最小數據數量的計算（稍後討論)。

根據以上資訊，您將可確認要收集的數據類型、適切的選擇時間/空間取樣設計（以減少取樣變異性）以及分析測量技術（以降低分析變異性)，從而控制與這些數據相關的總變異性。

**取樣設計的兩種基本類型為何？**規劃團隊需要決定只採用隨機取樣（probability-based sampling）或採用判斷取樣（judgmental sampling)。在隨機取樣設計中，依據所設定的選取概率，隨機選取要從中取樣之取樣單元。而判斷取樣設計，則是由相關負責人員酌情判斷選取要從中取樣的取樣單元。從這兩種類型的取樣設計取得之樣本數據所得出的推論類型是截然不同的。

統計推論方法（例如，假設檢定，信賴區間）應採用隨機樣設計，因為

這種隨機樣設計可呈現出收集過程結果中的不確定性。由於 DQO 程序的重點為適當的處理數據中的不確定性，因此在 DQO 程序中的取樣設計強烈建議使用此類設計。隨機取樣方法的範例包括簡單隨機取樣，分層取樣以及系統和網格取樣。隨機取樣可以得出有關目標群體的定量結論，同時還可以透過信賴區間，以及設定決策錯誤率等說明其不確定性。

判斷取樣根據專家知識或專業判斷來選擇取樣單元。但因判斷取樣設計將無法呈現出不確定性，因此，使用判斷取樣收集的數據所進行的統計分析結果不能對目標群體做出於科學上可防禦的概率陳述。

**在確認適合的取樣和分析備選設計時，有哪些重要考量因素？**目標將是找到具有成本效益的可行設計方案，可以在要收集的數據量和量測效能間取得平衡。例如，如果您認為數據的空間變異性或時間變異性很高，那麼取樣設計可能會考慮使用成本較低且精度較低的分析方法，以將大部分資源用於在收集於不同空間或時間的大量樣本，從而控制總研究誤差中的取樣設計誤差。相反的，如果污染物在空間和時間上的分佈相對均勻，並且目的是要使用數據來確定污染物平均水平是否超過的行動閥值。若行動閥值很接近檢測方法的檢測及縣，可考慮使用更昂貴、更精確或更敏感的分析方法（以減少總研究誤差中的分析測量誤差），並同時減少樣本數量。

在收集現場樣品時，取樣和分析設計應至少要說明選樣方法，樣品類型，樣品數量以及每個樣品的分析次數。為了產出可能的取樣設計，計劃團隊可以更改樣品的數量、取樣位置、取樣時間、樣品類型、取樣或分析方法，或要對樣品執行重複分析的次數。

很重要一點是，必須盡可能減少取樣單元的自然變異性。將群體劃分為盡可能不同的層次，使每個層次內盡可能均勻，是減少總變異性的一種方法。分層取樣的優點是：

- 降低問題的複雜性
- 減少地層內部的可變性

- 提高取樣效率

分層取樣的缺點包括：

- 不易確定分層的依據（可能需要變異性和分層的預先估計值）
- 注意不要過度分層，否則可能會大大增加樣本數量。

**發展取樣設計時如何處理代表性？** 代表性是非常重要的數據品質指標，它說明了測量實際反映了取樣單位的程度以及取樣實際代表目標群體的程度。適當的設定樣品數量和取樣位置為說明代表性的一個部分。實現代表性取樣設計的推薦方法是使用經典隨機取樣設計。例如，如果目標群體的空間特性（例如，待測土壤區域）顯示不同子區域具有不同的特性（例如，不同子區域之前的用途不同），則對應於這些子區域採取分層取樣設計，將有助於確保適當的取得可代表整個區域之所有特徵。

某些狀況下，取樣設計可能不需要取得整個目標群體的代表性數據。例如，如果已有良好的先期資訊且取樣的成本高昂，那麼取樣設計設計可以設計為僅從專家已知濃度最高的區域收集樣本。如果從這些樣本的濃度低於行動閥值，便可認定該地點的汙染等級是在安全水平內，即使樣本不能代表整個區域。然而，由於是使用判斷取樣設計，在使用數據導出結論時會受到限制。

為了確保所收集數據的代表性，在計畫生命週期的每個階段（即計劃，實施和評估）都需要仔細注意。例如，在計劃階段建立取樣和分析程序以達成取得具備代表性數據之目標，並在評估階段要驗證所收集的數據實現代表性目標的程度。

**確定備選取樣和分析設計後，該如何確認每個設計下需要收集的數據量？** 最小樣本量取決於對要收集數據之總變異性估計。總變異性估計的資料可以來自對相同群體的試點研究、對相似群體進行的另一項研究，或者根據一結合多個個別估計之變異性模型的估計。對變異性估算的準確性越高，所需樣本量越符合預期需要。然而，如果只能獲得大致估算，則應保持保

守，以避免低估樣本量。總變異性的估計值將作為公式和表格的輸入，透過公式和表格將提供達成期望統計力（指定的效能或接受標準）所需的最小樣本量。

對於統計假設檢定設置，EPA 開發了決策錯誤可行性試驗（DEFT，Decision Error Feasibility Trials）軟體（EPA QA/G-4D）（美國 EPA，2001a），以幫助規劃團隊開發設計並評估成本。對於備選設計，DEFT 軟體使用 DQO 程序步驟 1 至步驟 6 中的輸出來評估是否可以在資源限制內達成效能或驗收標準（即 DQOs），並估算取樣設計的相關成本。DEFT 以《決策效能目標圖》的形式呈現結果，如圖 5 和 6 所示，該圖覆蓋在取樣設計的《決策效能曲線》上。

如果在步驟 6 中建立的效能或驗收標準在資源限制內不可行或無法實現，則 DEFT 軟件可放寬其中一些標準，直到獲得可行的方案為止。該軟件還允許用戶更改行動閥值、基準情況、灰色區域的寬度、決策錯誤率、標準差的估計值，以及樣品收集和分析成本。每次更動變數，軟件都會計算新的樣本量和總成本，並在《決策效能目標圖》中顯示相應的決策效能曲線》。DEFT 是免費的，可以從以下網站下載取得：http://www.epa.gov/quality/qa_docs.html。

Visual Sample Plane（VSP）是一軟體工具，功能為協助使用者選擇適當樣本量和取樣位置，以使取樣數據的統計分析結果具備所預期的可信度。VSP 由巴特爾太平洋西北國家實驗室開發，該軟體的贊助商包括 EPA、美國能源部、國防部和國土安全部。它提供了簡單但合於統計原理的實用工具，可為任何二維空間污染問題（包括地表土壤，建築表面，水體或類似應用）訂定最佳取樣方案。

若合適，由 VSP 產出的報告可以直接匯出到品質保證計劃規劃（QA Project Plan）或取樣和分析計劃中。VSP 使用七個數據品質目標（DQO）步驟，對解決步驟 6（指定決策錯誤的可容忍限制）和步驟 7（制定數據獲

取計劃）相關的技術和統計問題時特別有用。特別是，VSP 可用於生成不同決策錯誤率和統計假設的不同場景。VSP 易於使用，包含許多圖形，並提供幫助和教程指南。

VSP 使用適用於環境統計的最新統計和數學算法，它提供了滿足 DQO 規格所需的預計樣本數量，總採樣成本以及樣本在地圖上的實際位置。VSP 是專為非統計人員設計的，可從 http://dqo.pnl.gov/vsp 網站免費獲得。

一旦確定了用於確定樣本數量的統計方法，就需要對與數據分佈相關聯的某些參數進行一些假設以作為輸入，例如變異性。因此，您必要取得可提供參數資訊的初步數據。如果有現有數據源可使用，應建立現有數據需符合的一般標準（例如，對目標群體的代表性，和將要進行的研究的使用相同的取樣和分析技術）。此外，應檢查現有數據是否存在與分析相關之考量，例如檢測極限，因其有可能會阻礙某些統計方法的使用。如果沒有可用的現有數據，可設計並進行少量限定的數據收集工作，以取得與所需樣本數量相關參數的初步估計值。

**應如何從所有符合效能或驗收標準的數據收集設計中，選擇能最有效運用資源的設計？** 在備選設計中，可以在成本（或預期成本）和產出符合效能或驗收標準數據的能力之間取得最佳平衡的設計即為最有效運用資源的設計。

對於需要使用統計假設檢定的決策問題，檢定力函數（power function）的統計概念對於評估備選設計的效能非常有用。檢定力函數代表當參數實際值為某可能值時，取樣結果會得出拒絕基準條件（虛無假設）的機率。決策效能曲線（圖 4）是檢定力函數的圖形描述，曲線的垂直軸對應於拒絕基準條件的機率時。備選設計的檢定力曲線越接近理想檢定力曲線（參考圖 4 的虛線）越好。

VSP 軟體可繪製決策效能曲線圖。

**如果每個備選設計都無法產出滿足效能或驗收標準的數據，該怎麼辦？** 在備選設計無法滿足效能或驗收標準的情況下，可能需要考慮其他可能的取樣方法。例如，將原群組分為更多的子群組。

如果沒有一個數據收集設計能夠滿足效能或接受標準，則規劃團隊可能需要重新審視 DQO 程序的一個或多個先前步驟，以審查和修訂其產出，使之更易於達成。DQO 流程的先前步驟中可以進行調整的範例如下：

- 增加可容忍決策誤差和/或灰色區域的寬度，亦或放寬信賴區間寬度或數據準確性的要求；
- 增加用於取樣和分析的資金；
- 改變研究的界限
- 考慮使用其他方法以放寬計畫限制。

**在記錄將要選擇的採樣和分析設計時，有哪些需要遵循的要求？** 在取樣計劃，取樣和分析計劃，品質保證計劃規劃或其他必要文件中應記錄的設計元素包括：

- 樣品數量
- 樣本類型（例如，混合樣本 vs. 單獨樣本）
- 一般收集技術（例如，分管式取樣 vs. 中心鑽取）
- 實際樣品（即，每個樣品要收集的量）
- 樣本相關資訊（即，每個樣本的面積或份量）
- 樣本位置（表面坐標和深度）以及如何選取樣本位置
- 樣品採集、處理和分析的時間
- 分析方法（或根據效能的測量標準）
- 統計取樣方案。

透過適當地記錄諸如概念模型、分析方法以及統計假設之等研究資料，在面對可能和原始設計有所偏差的情況中，可確保研究的整體有效性。此外，在確認數據是否達到效能或接受標準時，記錄檔案將會是評估數據品

質的重要資料。

設計和分析方法的早期紀錄文建將提高後期數據收集和分析過程階段的效率和有效性,例如開發現場取樣程序,QC 程序和數據分析之統計方法。成功的文件編排設計的關鍵是要確保和取樣和數據分析相關之統計假設與實際活動有連結，以確保統計假設整體上是正確的。

## 三、 產出

DQO 流程第 7 步的輸出記錄在您的研究品質保證計劃中或隨附的取樣和分析計劃中。這些產出包括：

- 完整的最終取樣和分析計畫文件，以及對此設計的基本假設的討論
- 有關如何執行計畫的詳細資訊以及意外事件的應急計劃
- 品質保證和品質控管程序，用於檢測和糾正問題，從而確保有可靠之結果

## 四、 案例

**案例. 資源保護法（RCRA）規範下之有關焚燒灰燼廢棄物之決策**

**選擇取樣設計** – 透過初始成本/收益分析，規劃團隊的統計人員確定，複合樣本是確認廢棄物灰燼容器的平均鎘水平是否明顯低於行動閥值的最佳取樣設計。該該設計規定將從每個容器中收集八個混合樣品,每個混和樣品由八個單獨樣品組成。容器將分成相等體積的八個部分。然後，在每個部分中隨機抽取一個樣本，然後將八個樣本組合為一個混和樣本。從一混和樣本中,取出兩個子樣本送至實驗室進行分析。

**說明支持所選設計的關鍵假設** – 混合取樣設計相關的估計成本是根據收集樣本的平均成本（10 美元）和分析樣本的平均成本（150 美元）。如果每個混合樣本對應八個單獨樣本，則混合樣本的取樣成本為$ 80。如果每個混合樣本中分析兩個子樣本，則每個混合樣

本的分析成本為$ 300。因此，在一個容器中收集和分析八個混合樣品的總成本將是一個混合樣品成本（380 美元）的八倍，總計 3,040 美元。

取樣設計假定對混合樣品測量值會接近常態分佈。該假設可於得到測量結果後進行評估。如果此假設無效，則規劃團隊將建議每個混合樣本由更多的單獨樣本來組成，或者修改的混成過程，以便讓其量測值接近常態分佈。

根據初步研究，該焚化爐公司確定單一廢棄物灰燼容器中的組成相當均質，並預估單一容器中單獨樣品的鎘濃度標準差為 0.6 mg/L。他們假設同一混合樣品中不同子樣品的測量變異性可以忽略不計。單獨的子樣本測量值將用來檢定此假設，如果確定該假設不合適，則將從每個混合樣本中取出更多子樣本來做分析。

# 第8章 數據品質目標程序之外行動

*閱讀完本章後，您將可了解如何運用 DQO 程序產出的資訊來進行計畫生命週期中的其餘事項，例如製定 QA 專案計劃、對數據收集活動進行監督，以及執行數據品質評估。*

第 1 章至第 7 章為執行 DQO 程序的七個步驟提供了指引。DQO 程序是數據收集計畫之系統性規劃的一種。系統性規劃是計畫生命週期規劃階段的主要部分，計畫生命週期如下圖所示。

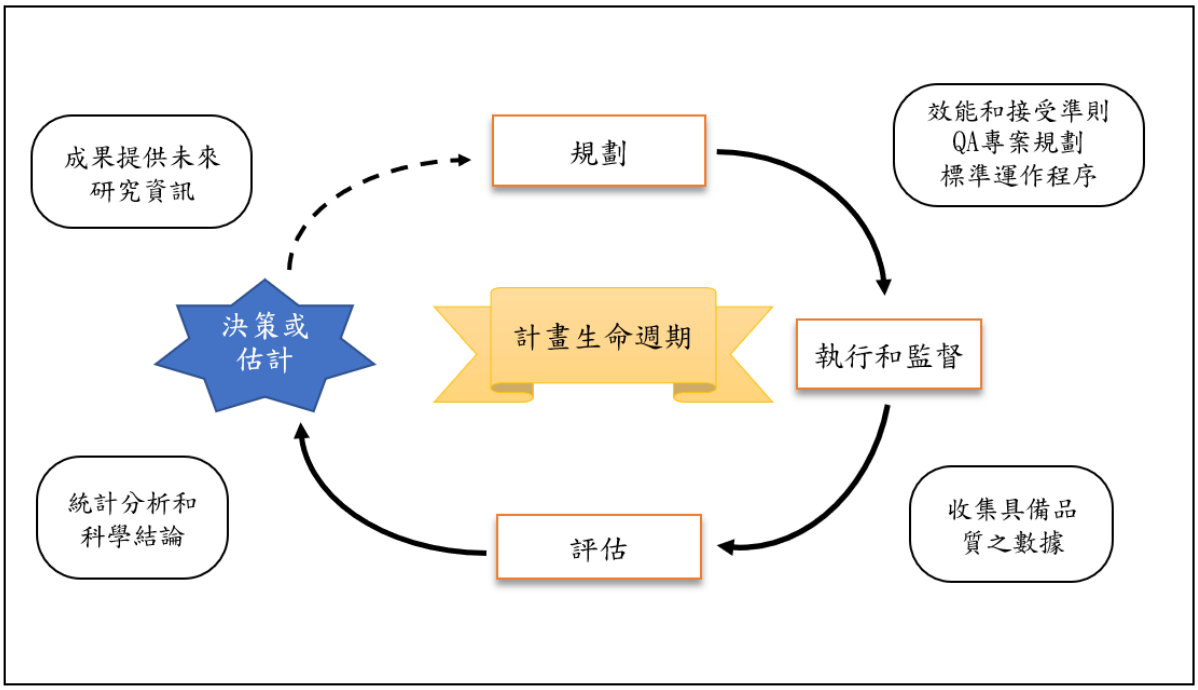



圖 7 計畫生命週期

計畫生命週期訂定了週期的前三個階段所要進行的品質保證活動。正確執行這些活動將確保所收集的數據達到所需的品質，實現計畫。如圖 7 所示，此週期可以是迭代的，在一個階段中進行的活動之產出，可用來改進先前資訊量有限時所建立的規範。

本章簡要概述了計畫生命週期三個階段中每個階段要進行的的品質保

證活動，以及如何將 DQO 程序產出的資訊作為這些活動的輸入。可以在《EPA 環境數據和技術的品質系統概述（EPA / 240 / R-02 / 003，2002 年 11 月）》中找到更詳細的介紹。

## 一、 規劃

如第 0 章中所述，在計畫的初始的計畫階段，研究人員要指定要收集的數據的預期用途並規劃要取得數據的相關管理和技術活動（例如取樣）。系統性規劃（如 DQO 程序）是規劃階段的基礎，亦為發展數據須達成之效能或驗收標準的依據。一旦這些標準設定完成，就要開始發展可達成效能或驗收標準且可以適當控制其品質指標（例如準確性，精度）的資訊收集（例如樣品，數據測量）設計。

系統性規劃的產出記錄於品質保證計劃規劃（Quality Assurance Project Plan）或類似文件中。美國 EPA 規定，EPA 資助的計劃必須具備被核准的品質保證計劃規劃，才能執行環境數據收集。品質保證計劃規劃是描述品品質保證程序、品質控管規範，以及在計畫生命週期過程中必須實施的其他技術活動的書面文件，目的是確保結果可達到專案規範。《EPA 品質保證計劃規劃規範（*EPA Requirements for Quality Assurance Project Plans，EPA QA / R-5*）（U.S. EPA，2001b）》，規定品質保證計劃規劃涵蓋整個計畫生命週期，並分為以下標準化且可辨識四組內容：

**A 組－計畫管理**

有關計劃管理、計畫歷史和目的，以及參與者的角色和職責等要素。這些要素有助於確保明確闡明計畫目標，確保所有參與者都了解計畫目標和方法，並記錄計劃過程

**B 組－數據生成與收集**

涵蓋專案設計和執行的所有方面（包括要估計的關鍵參數，預計樣本量和樣本類型，以及說明在何處，何時以及如何收集樣本）等要素。這

些要素確保取樣，分析，數據處理和品質控管活動的可以適當的執行和記錄。

**C 組－評估和監督**

說明計畫實施有效性以及相關品質保證和品質控管活動之評估等要素；有助於確保能按規定實施品質保證計劃規畫。

**D 組－數據確認和合用性**

說明數據收集完成之後的品質保證相關活動；有助於確保數據符合指定的規範。

表 5 列出了這四個組中每個組中出現的元素的標題。《品質保證計劃指南（*Guidance on Quality Assurance Project Plans, EPA QA / G-5*）（U.S. EPA，2002d）》及其配套文件中提供了有關準備品質保證計劃的詳細指南。

表 7 品質保證計畫元素

| | |
|---|---|
| A. 計劃管理 | |
| A1 標題和批准表 | A6 項目/任務說明 |
| A2 目錄 | A7 品質目標和標準 |
| A3 分發列表 | A8 特殊培訓/認證 |
| A4 計畫/任務組織 | A9 文件和記錄 |
| A5 問題定義/背景 | |
| B. 數據生成與收集 | |
| B1 取樣程序設計（實驗設計） | B7 儀器/設備校準和頻率 |
| B2 取樣方法 | B8 檢查/接受耗材和消耗品 |
| B3 樣品處理和保管 | B9 非直接測量 |
| B4 分析方法 | B10 數據管理 |
| B5 品質控管 | |
| B6 儀器/設備測試、檢查和維護 | |
| C. 評估與監督 | |
| C1 評估和回應措施 | C2 對上級報告 |
| D. 數據確認及合用性 | |
| D1 數據審查、驗證和確認 | D3 符合用戶要求 |

從負責建立數據和分析數據品質的科學家和工程師的角度來看，他們對品質屬性的定性和定量衡量通常會使用數據品質指標(DQI)。主要的 DQI 包含精度、偏差、代表性、完整性、可比較性和敏感性。在 DQO 流程的第 7 步驟中，分析人員使用 DQOs 中定義的效能或接受標準來發展適當的 DQI，並將之作為取樣和分析設計中的一部分，且於計畫生命週期的評估階段可用來確定 DQO 是否真正得到滿足。

二、 執行和監督

在計畫生命週期的規劃階段結束時，會完成標準操作程序（SOP）的確認或準備。SOP 為例行或重複性活動應如何執行之相關說明文件，描述根據品質保證計畫規畫和組織品質

管理計劃，所應進行的技術和行政管理工作。SOP 讓每一個執行者依據組織流程或程序，使產出或結果的得以有一致的品質和完整性。有關 SOP 程序的更多資訊，請參見《準備標準操作程序指南（*Guidance on Preparing Standard Operating Procedures , EPA QA / G-6*）（U.S. EPA，2001c）》。

在計畫的執行和監督階段，將根據品質保證計劃、SOP 以及計畫所要求的其他文件（例如，取樣和分析計劃）的規範進行數據收集。計畫的此階段可能進行的活動包括諸如從已有資料獲取數據、進行文獻搜索、執行現場樣品收集，以及在合格的實驗室中執行樣品分析之類的活動。

在數據收集活動中，需進行必要的品質保證與品質控管活動，以確保數據收集活動正確依據品質保證計劃和其他計劃文件來執行。透過這些品保活動來評估環境數據收集活動是否有效執行以及是否可達成計畫的數據品質目標。有關選擇、規劃和實施環境計劃的技術審核指南，請參見《環境數據作業的技術審核和相關評估指南（*Guidance on Technical Audits and Related Assessments for Environmental Data Operations， EPA QA / G-7*）（U.S. EPA，2000d）。

三、 評估

在計畫生命週期評估階段的初始階段，將對收集的數據進行驗證和確認。驗證和確認程序將確保數據是依據計劃階段的規範來進行收集，並符合預期用途。數據驗證是一個系統性的程序，用於評估數據的效能及是否符合品質保證計畫內有關數據完整性、正確性和一致性的規範。數據確認在數據驗證程序後進行，使用品質保證計畫內之資訊來確認數據的合用性，也就是是否符合預期量測品質目標，並確保所得出的結果是有科學根據的。有關此程序的詳細資訊，請參見《環境數據驗證和數據確認指南（*Guidance on Environmental Data Verification and Data Validation ，EPA QA / G-8*）（EPA/240/B-02 /004，November 2002）》。

一旦對收集到的數據進行了適當的驗證和確認，便會執行最終的數據品質評估（DQA）。DQA 建立在一個基本前提上：數據品質僅在與數據的預期用途相關時才有意義。沒有一定的參考規範，就沒有所謂的數據品質－研究人員在判斷數據集是否適當時，應確實了解數據要運用在什麼方面。

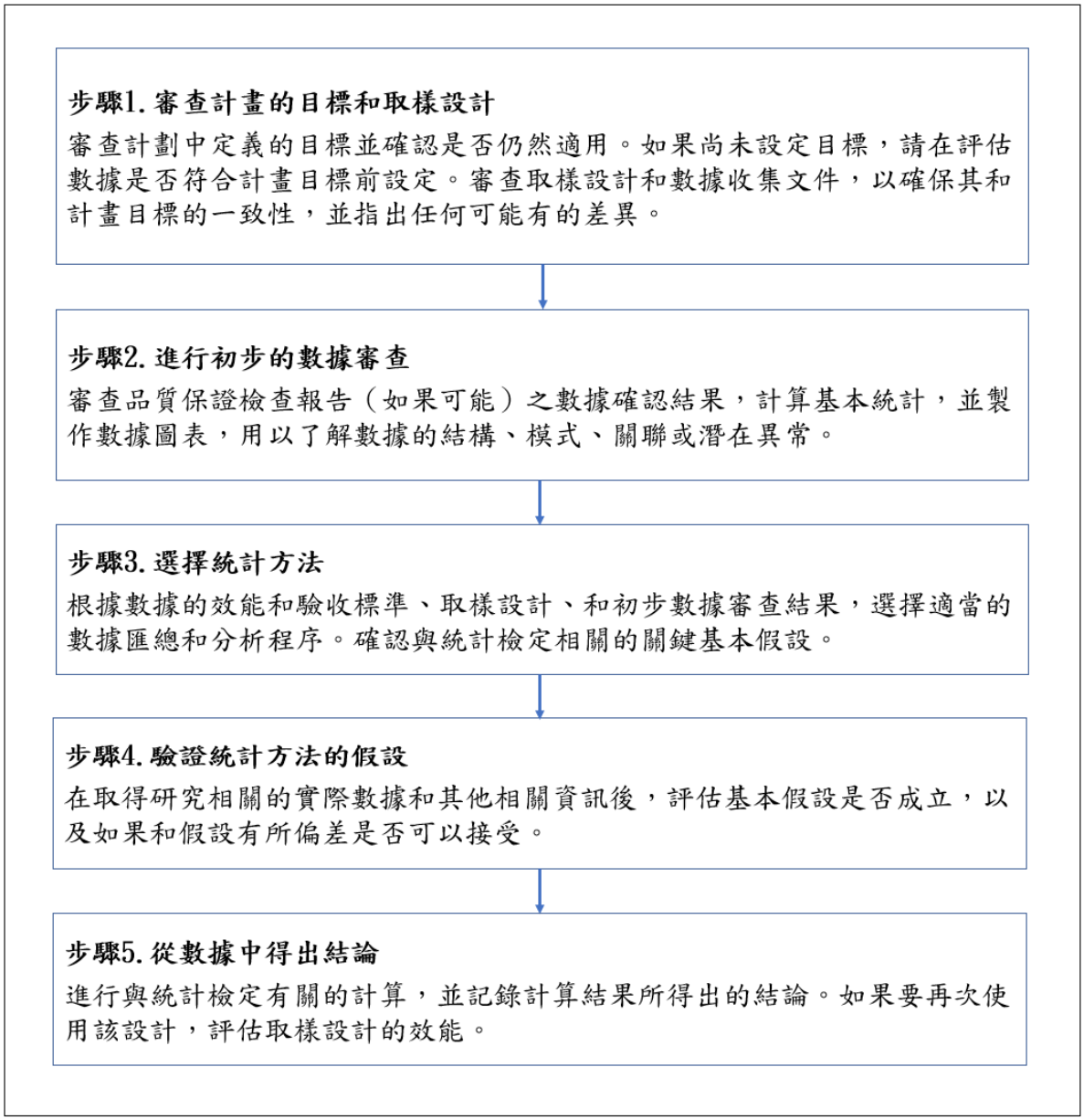



圖 10 數據品質量（DQA）程序

與 DQO 流程類似，DQA 遵循一個稱為《DQA 程序》的多步驟流程。DQA 程序的五個步驟（如圖 8 所示），與統計人員分析數據集的活動同時進行。DQA 活動包含使用統計和圖形工具來確定數據是否具有足夠的品質以達成其預期用途（例如，決策的可接受信賴度，或估計的不確定性之期望水平）。像 DQO 流程一樣，DQA 流程就其本身而言是一個迭代過程。DQA 應於計畫生命週期的執行和監督階段執行，以在數據收集的過程中監控數據品質狀況。有關數據品質評估計劃指南，請參閱《數據品質量評估：

審閱者指南（*Data Quality Assessment: A Reviewer's Guide，EPA QA/G-9R*）（U.S. EPA，2006a)》。有關統計技術的討論，請參閱《數據品質評估：從業人員統計工具(*Data Quality Assessment: Statistical Tools for Practitioners ，EPA QA/G-9S*）（U.S. EPA，2006b)。

行政院原子能委員會

委託研究計畫期末報告

計畫名稱：

# 核電廠除役管制各階段工程技術與分析應用研究

## 子項計畫四-3：

## 核電廠除役期間廠址地下水特性研析

**案號：AEC10801004L**

執行單位：國立清華大學

計畫主持人：梁正宏

子項計畫四-3 主持人：梁正宏、趙得勝

報告作者：吳炘融、吳尚謙、趙得勝、梁正宏

報告日期：中華民國 108 年 11 月

# 摘要

根據我國政府能源政策，核電廠運轉執照屆齡到期後，將進入核電廠除役階段，而在核電廠除役階段，考量管線洩漏可能導致放射性物質外釋進入地下水系統中，或者因為廠內肇始事件與廠外肇始事件可能會造成用過燃料池洩漏而導致放射性物質外釋的情形發生，若當核種進入地下水系統等傳輸路徑，則會加速遷移且可能影響對外擴散的時間與範圍。地下水是一極為複雜的系統，牽涉廠址地質環境、岩石型態與結構、以及水文等，任何一個因子皆會造成地下水特性的變化，因此核電廠不論在建造前、運轉階段期間、或除役階段都需要進行廠址地下水特性之監測與管制，當有放射性核種外釋並經遷移進入土壤甚至地下水系統時，透過電廠地下水監測系統便能掌握地下水污染情形並且進行應變處理與管制作業。因此，為國內核電廠除役工作順利進行以及防範地下水污染情事發生，有必要針對核電廠廠址地下水之特性進行調查與評估，參考國內外相關文獻蒐集與彙整，並提供相關廠址地下水管制要件與管制建議給管制機關作為審查參考之依據。而廠址地下水取樣須依當地地質、次表面污染可能性與法規等要求執行，國際間因為不同單位管制地下水污染情形有不同方法。透過蒐集國際相關文獻可以深度瞭解地下水特性，並且藉由污染物特性，可估算污染物擴散範圍與分布、地下水遷移的速率與方向、來評估抽取地下水的潛在影響。

# 目錄

壹、前言 ..... 1

貳、研究方法 ..... 2

參、結果與討論 ..... 3

一、蒐集核電廠廠址地下水特性評估文獻與相關法則 ..... 3

1. 1 核電廠地下水污染可能之來源 ..... 3

1.2 國際間核電廠地下水管制之相關法則 ..... 6

1.3 核電廠地下水防護程序 ..... 11

1.4 核一廠廠址地下水特性相關資料 ..... 16

二、國際間核電廠地下水污染應變處置與管制措施 ..... 18

2.1 美國核電廠地下水污染事件 ..... 18

2.2 美國核管會針對核電廠地下水污染事件之管制建議與經驗回饋 ..... 21

2.3 美國電力研究院針對核電廠除役經驗與要點摘錄 ..... 24

2.4 美國 Yankee Rowe 電廠針對地下水之監測與經驗回饋 ..... 26

2.5 國際原子能總署針對核電廠地下水之管制與經驗 ..... 34

三、核電廠運轉期與除役期廠址地下水特性管制之差異性 ..... 36

四、研提我國電廠除役之管制建議 ..... 39

肆、結論與建議 ..... 43

伍、參考資料 ..... 45

附錄: ..... 48

# 圖目錄

**圖 1 地下水防護協議 NEI 07-07 中三大目標與架構 ..... 122**

**圖 2 核一廠區地下水監測井位置示意圖 [5] ..... 177**

**圖 3 Yankee Rowe 電廠水井平均水位圖 ..... 301**

**圖 4 Yankee Rowe 電廠水井分布圖 ..... 312**

**圖 5 Yankee Rowe 電廠於 1999 年監測 H-3 之濃度分布圖 ..... 323**

**圖 6 Yankee Rowe 電廠於 2001 年監測 H-3 之濃度分布圖 ..... 334**

# 表目錄

**表 1 美國聯邦法規對於地下水管制之相關法規節錄.....9**

**表 2 美國環保署對飲用水所含放射性核種之規範.....10**

**表 3 Yankee Rowe 電廠水井除役歷史 .....29**

**表 4 Yankee Rowe 電廠除役後重要放射性核種.....29**

## 壹、前言

核電廠在建造前、運轉階段期間、與除役階段皆要進行廠址地下水特性調查、監測與管制，當有放射性核種外釋並遷移進土壤甚至地下水系統時，透過電廠地下水監測系統能知道污染情形並且進行應變處理與管制作業。地下水系統因為涉及到自然水文、地層岩質結構、廠址特定區域獨特性等因素，要完整掌握地下水系統特性實屬不易，並且由於地下水的流動、存蓄、抽取、補注等動態，更增添了地下水系統參數因子的不確定性。因此，要了解當地的地下水系統特性時，必須了解當地自然水文與地質結構等資料，並且釐清任何有可能的污染來源。而隨著國家能源政策下，核電廠在屆齡進入除役階段時，考量管線洩漏可能導致放射性物質外釋進入地下水系統中，或者因為廠內肇始事件與廠外廠外肇始事件可能會造成用過燃料池洩漏而導致放射性物質外釋的情形發生，若當核種進入地下水系統等傳輸路徑，則會加速遷移且可能影響對外擴散的時間與範圍。因此，為防範類此情事發生，未來有必要針對核電廠廠址地下水之特性先進行調查與評估，參考國內外相關文獻蒐集與彙整，並提供相關廠址地下水管制要件與管制建議給管制機關作為審查參考之依據。

## 貳、研究方法

本計畫研究工作項目主要分為三個面向，1.蒐集國際間核電廠有關廠址地下水特性評估文獻與相關法則，以瞭解核電廠在除役期間地下水特性以及管制要件與法規；2.蒐集國際間核電廠地下水污染事件，以及相關處置程序與管制要點，以供國內核電廠除役階段污染意外預防與相關審查工作參考；3. 研析核電廠運轉期與除役期廠址地下水特性之差異性，尋找潛在風險因子，協助核安管制工作。

本分項計畫 108 年度研究工作項目如下：

- 蒐集國際核電廠廠址地下水特性評估文獻與相關法則。
- 研析核電廠運轉期與除役期廠址地下水特性管制之差異性。
- 提出彙整資料之摘要與研提我國電廠除役之管制建議。

然而廠址地下水取樣須依當地地質、次表面污染可能性與法規等要求執行，國際間因為不同單位管制地下水污染情形有不同方法。透過蒐集國際相關文獻可以深度瞭解地下水特性，與彙整相關管制規範給管制單位參考，並且評估核電廠除役期間地下水特性之管制策略與視察方案，藉此強化除役作業之審查與管制能量。

## 參、結果與討論

### 一、蒐集核電廠廠址地下水特性評估文獻與相關法則

地下水系統因為涉及到自然水文、地層岩質結構、廠址特定區域獨特性等因素，要完整掌握地下水系統特性實屬不易，並且由於地下水的流動、存蓄、抽取、補注等動態，更增添了地下水系統參數因子的不確定性。因此，要了解當地的地下水系統特性時，必須了解當地自然水文與地質結構等資料，並且釐清任何有可能的污染來源。

#### 1.1 核電廠地下水污染可能之來源

在核電廠廠區內，可能會造成地下水污染的途徑包含用過核子燃料池洩漏、用於處理主冷卻水之用過離子交換樹脂的處理和貯存、液體廢棄物管線和儲存槽的洩漏、放射性冷卻水之洩漏、固體廢棄物的處理和貯存、燃料和溶劑的處理和貯存等，而車輛、設備、器械清洗或油污洩漏等皆有可能污染地下水系統。因此，在探討核電廠地下水污染評估時，首要為區分地下水污染為非放射性污染或是放射性污染，非放射性污染即為一般常聽見的重金屬污染、油污污染、以及化學廢液污染等。而核電廠地下水放射性污染則需要考量放射性核種之特性，包含：(1) 核電廠存在的放射性核種種類且存在的量足夠被偵檢出；(2) 放射性核種具有長半衰期且長時間影響地下水系統；(3) 放射性核種污染源在地下水系統含水層中的遷移。

NRC INFORMATION NOTICE 2012-05 提出多種因設施、系統洩漏之原因 [1]，並蒐集國際間核電廠運轉期間與除役階段所遇到的地下水污染經驗以及可能存在之污染來源：

- 用過燃料池：根據國際間許多核電廠的運轉經驗，顯示用過核子燃料池可能在某些情況下發展成洩漏事件，例如內襯 (liner) 洩漏、冷卻泵洩漏、伸縮囊 (bellow) 膨脹破裂等，然而在混凝土壁內之洩漏偵檢系統較難維護保養且易造成堵塞，因此沒有適當的保養即

無法提供即時監測與可靠的資訊，Salem 核電廠在 2002 年因為用過燃料池內之廢液蒐集系統及偵檢器受到阻塞，導致無法順利排出的廢液沿著混凝土的裂縫流出並滲透進地下，造成該區地下水污染[2]。再者，由於用過核子燃料池內的水與燃料有直接接觸，如果有顯著的量被外釋到當地地下水，則可能會造成較嚴重的地下水污染。

- 水貯存槽：在 Connecticut Yankee 和 Trojan 核電廠所發生的地下水放射性污染案例，發現污染源頭為補充燃料水貯存槽之洩漏造成。而冷凝水貯存槽、再循環水貯存槽的鋁管可能因塗層、材料失效而破損，或是排氣時蒸發造成洩漏等，此類放射性核種活度大多源自氚。

- 液體廢棄物之排水渠及儲存槽的洩漏：含有來自核電廠內分析實驗室和其它廢棄物處理廠的液體廢棄物之排水渠及槽的洩漏，也可能是另一土壤和地下水污染的來源。

- 固體放射性廢棄物：在有些核電廠中，固體放射性廢棄物或含放射性核種之電廠組件，如果是存放在室外且未做天氣防護的情況下，也可能貢獻土壤和地下水之污染；而在國內核電廠之情況，固體放射性廢棄物並不會放置於室外，因此對於國內核電廠地下水管制建議，可省略固體放射性廢棄物為可能造成的污染源。

- 水井：包含集水井、拱頂、冷卻塔水池、壕溝及地板排水系統等水長時間累積、通過的位置，若該處無洩漏監測系統或是流量監測系統，當排水管堵塞或是部分管線洩漏甚至斷裂時，易造成溢流 (overflow) 或是洩漏，造成土壤及地下水之污染。

前述提到導致地下水污染的種類分為放射性污染以及非放射性污染，核電廠也可能發生非放射性的地下水影響，這些污染的來源包含常見之工業廠房內許多相同的有機或無機化學品:

- 石油燃料的貯存槽：提供泵和控制之緊急電力的柴油發電機，其油槽和管線一般有可能會發生洩漏，這些油槽和管線可能在地上或地下。以及作為加熱和車輛燃料的貯存槽，其洩漏也有可能造成地下水污染。

- 清潔溶劑：在廠址使用來清潔零件和組件的溶劑，可能從盛裝容器洩漏到環境中。

- 潤滑油或廢棄物油：維修廠或保養廠及部分廠房區可能發現的潤滑油和廢棄物油則可能釋放到環境並影響地下水。

- 油漆類：含鉛和多氯聯苯酚 (polychlorinated biphenols, PCBs) 的油漆可以塗在廠址的結構和組件上，當曝露風化或組件老化後，這個污染物可能進入到鄰近的土壤和表面水體，並可能滲透到地下水系統。

- 其它污染物：其它較少但有可能發生的污染，譬如用來控制植披之除草劑、消毒劑等化學藥品。

## 1.2 國際間核電廠地下水管制之相關法則

美國方面針對核電廠地下水相關法規，大致上可以分為美國聯邦法規(Code of Federal Regulations, CFR) 的 10 CFR、40 CFR [3] 與美國環保署(Environmental Protection Agency, EPA) 規定之飲用水相關法規 EPA-570/9-76-003 及 EPA 816-F-01-007 [4]。其中，美國聯邦法規第 10 CFR 是屬於能源相關法規，明確規範了核電廠放射性物質外釋標準；而 40 CFR 則是屬於環境法規，其定義了飲用水中對放射性物質的標準。在 10 CFR 中，與地下水管制有關的為 10 CFR 20 與 10 CFR 50 這兩部分，10 CFR 20 指出核電廠的放射性物質外釋標準以及周遭環境劑量，建立對游離輻射的防護標準，這部分相當於我國的游離輻射防護法；10 CFR 50 則是指出持照者 (licensee) 對於環境的要求與報告。此外，規範持照者對已許可之放射性物質的接收、擁有、使用、轉移或任何處置的任何輻射作業行為對個人造成之輻射劑量需在標準內，針對美國聯邦法規中有關地下水管制之規範摘錄於表 1 中。而美國國家環境保護署(Environmental Protection Agency，EPA)對地下水之飲用也有相關規範，美國環保署規定之飲用水相關法規列於 EPA-570/9-76-003 中，其中部分在美國聯邦法規 40CFR 141 中也有公佈。在 EPA 816-F-01-007 文件中，則詳細的規範各放射性核種於飲用水中所含劑量之最大上限，並且訂定最大污染水平 (Maximum Contaminant Levels, MCL) 值，至少需小於 0.04 毫西弗/年，以及列出飲用水所含之不同放射性核種之規範條件，如表 2 所示。

在核電廠規劃進入除役階段時，有關廠址地下水相關管制部分， NRC 於 1997 年發布 10 CFR 20 的 part E: ”Radiological Criteria for License Termination”，又稱為執照終止導則(License Termination Rule, LTR) [5]，主要規定執照終止時的放射性標準，其中 10 CFR 20.1406 要求運轉單位在營運設計及程序上需盡可能減少污染及促進除役順利進行。NRC 於 2011 年 6 月 17 日頒布除役計畫導則 (Decommissioning Planning Rule, DPR)，除了維持 LTR 的要求：運轉單位必須盡量減少污染和放射性廢物的產量之外，包

括地下 (subsurface) 在內的放射性調查、保持殘留放射性的記錄，並提供足夠的資金來完成除役，防止資源不足以完成除役產生遺留地點 (legacy sites) 的可能性。DPR 的最終目標是讓運轉單位擁有足夠的資金進行廠址修復並順利除役，除了除役的資金外，也包含廠址為了達到非限制使用標準所需修復的資金。

除役計畫導則為執照終止導則的擴大增修版，新增或修改的內容有:

(1) 對於運轉上以最小造成污染的程度 (minimize contamination) 來要求，但並未要求對運轉設計上進行修改。

(2) 在 10 CFR 20.1501(a)當中明確的加入地下(subsurface)的部分。

(3) 定義了顯著 (significant) 殘餘放射性的值。

(4) 要求運轉單位保存對顯著殘餘放射性的調查結果，並供監管機關查閱。

(5) 要求運轉單位安排資金對於殘餘放射性的修復達到順利除役的目的。

DPR 包含了多個 10 CFR 的管制規則，其中與地下水污染管制較有關聯的為:

- 10 CFR 20.1101: 在運轉及除役期間須達到合理抑低劑量 (As Low As is Reasonably Achievable, ALARA)
- 10 CFR 20.1406 (a) (b): 在設施設計及操作程序上，需在可行的範圍內，盡可能減少污染及對環境的影響，以利後續的除役。
- 10 CFR 20.1406 (c): 在操作可行的範圍內，盡可能減少放射性污染導入場地、地下(subsurface)的可能性。

- 10 CFR 20.1003: 殘餘放射性(residual radioactivity)定義為在被許可人營運期間造成結構、材料、土壤、地下水及其他介質的放射性，不包含背景輻射。
- 10 CFR 20.1402: 顯著(significant)殘餘放射性為在除役階段須滿足劑量每年不超過 25 mrem/yr (0.25 mSv/yr)，包含飲用地下水等，飲用水的殘留放射性需降低至 ALARA。
- 10 CFR 20.1501(a): 運轉單位應進行輻射值大小、程度及殘留放射線濃度或核種數量之調查，調查的區域包括地下(subsurface)。
- 10 CFR 20.1501 (b): 運轉單位應保留調查的記錄，描述在現場發現的殘餘放射性的位置和數量,以及在運轉執照終止之前保留除役作業中的其他記錄。
- 10 CFR 50.75 (g): 核電廠許可證持有者應確保根據現有的監測計劃進行調查，這些調查確定了顯著的殘餘放射性，並依照 10 CFR 50.75 (g) 中規定的除役重要記錄中記錄。

由於每個電廠現場條件差異很大，DPR 未明確定義監測上所需之特定數量、測量或抽樣，運轉單位必須遵照下列原則製定個廠特定的廠址監測計劃和程序：

- 選擇操作時對廠址、地下導入最少輻射污染的方式
- 進行場地中重要殘餘放射性污染的調查
- 在許可證終止時將重要殘留放射性達到非限制釋放的標準並定期評估

表 1 美國聯邦法規對於地下水管制之相關法規節錄

| 參考條目 | 重點內容節錄 |
|---|---|
| 10 CFR 20.1301a | 對於持照者進行操作期間，民眾所受的年劑量不得超過 1 毫西弗。 |
| 10 CFR 20.1302 | 持照者有義務對於受管制區域內進行適當檢測以確保民眾所受之年劑量符合規範。 |
| 10 CFR 20.1501 | 持照者有義務對當下放射性物質的量與濃度進行調查評估，並評估潛在風險。 |
| 10 CFR Part 50, Appendix I Section II.A | 建立設計目標與運行限制以達到 ALARA 的要求標準：<br><br>放射性廢液對全身之年劑量不超過 3 毫倫目或任一器官 10 毫倫目。 |
| 10 CFR Part 50, Appendix A<br><br>Criterion 64 | 要求持照者提供監測廢水排放路徑和可能排放物質。為此持照者須建立一套輻射環境監控計畫 (Radiological Environmental Monitoring Program ，REMP) 以監控地下水。REMP 計畫旨在驗證持照者的正常放射性氣體和液體排放計畫的結果，以便在不受限制的區域進行劑量評估。<br>相關輻射環境監控細節可參照 NRC Regulatory Issue Summary 2002-02, “Lessons Learned Related to Recently Submitted Decommissioning Plans and License Termination Plans”文件，編號 ML013510432. [6] |
| 10 CFR 50.75(g)(1) | 要求持照者記錄留存洩漏或其它不尋常事件的記錄，包括在設施或現場及其周圍擴散污染。這些紀錄必須包括有關核種、量、外洩形式和濃度的任何已知資訊。在未來除役計畫中評估民眾或作業人員之接受劑量，以上紀錄則為很重要的參考資訊。<br><br>而在 NUREG-1757, “Consolidated Decommissioning Guidance” 文件中提供了詳細保存除役紀錄資訊的指南。[7] |

| | |
|---|---|
| 10 CFR 50.72 | 在與環境有關事件發生時，持照者有義務於四小時內向核管會報告。 |

表 2 美國環保署對飲用水所含放射性核種之規範

| **核種** | **最大污染水平(MCL)** |
|---|---|
| Gross Alpha | 15 pCi/L |
| Ra-226，Ra-228 | 5 pCi/L |
| H-3 | 20,000 pCi/L |
| Sr-90 | 8 pCi/L |
| Beta and Photon | 4 mrem/yr |

## 1.3 核電廠地下水防護程序

如 1.1 章節所述，核電廠不論是運轉階段或是除役階段，皆可能一些因素導致放射性或非放射性之地下水污染。然而除了意外事故下可以判斷是否有核種釋出並立即執行緊急應變措施外，放射性液體之微量洩漏往往因為儀器偵測不明顯或被忽視而導致後續放射性污染範圍持續擴大。雖然廠區內土壤或地下水受到污染並未對外界造成公共衛生以及安全實質上的影響或環境損害，但民眾與地方團體仍表示關切，因此 2006 年開始美國核能產業界採用了美國核能協會之地下水防護協議，透過電廠自發性的建立地下水防護程序，適當地透過廠址調查、風險評估、地下水監測、修復作業、紀錄文件保存等程序來達到廠區內的地下水防護目的，並且與地方民眾溝通以及資訊透明化，有助於提升民眾對於核電廠的安全信任。2007 年美國核能協會發表了 NEI 07-07 文件 [8]，該文件有助於核電廠強化地下水管理並改善放射性污染之影響，並且透過溝通來增強民眾及地方團體對電廠之高標準安全與保護的信任與信心。其中 NEI 07-07 文件包含三大目標：地下水防護程序、溝通、以及審查，而地下水防護程序中包含了五個要素：廠址調查、風險評估、地下水監測、修復作業、紀錄文件保存等程序，有助於強化核電廠地下水管理並降低地下水污染機率，圖 1 為地下水防護協議 NEI 07-07 中三大目標與架構示意圖。

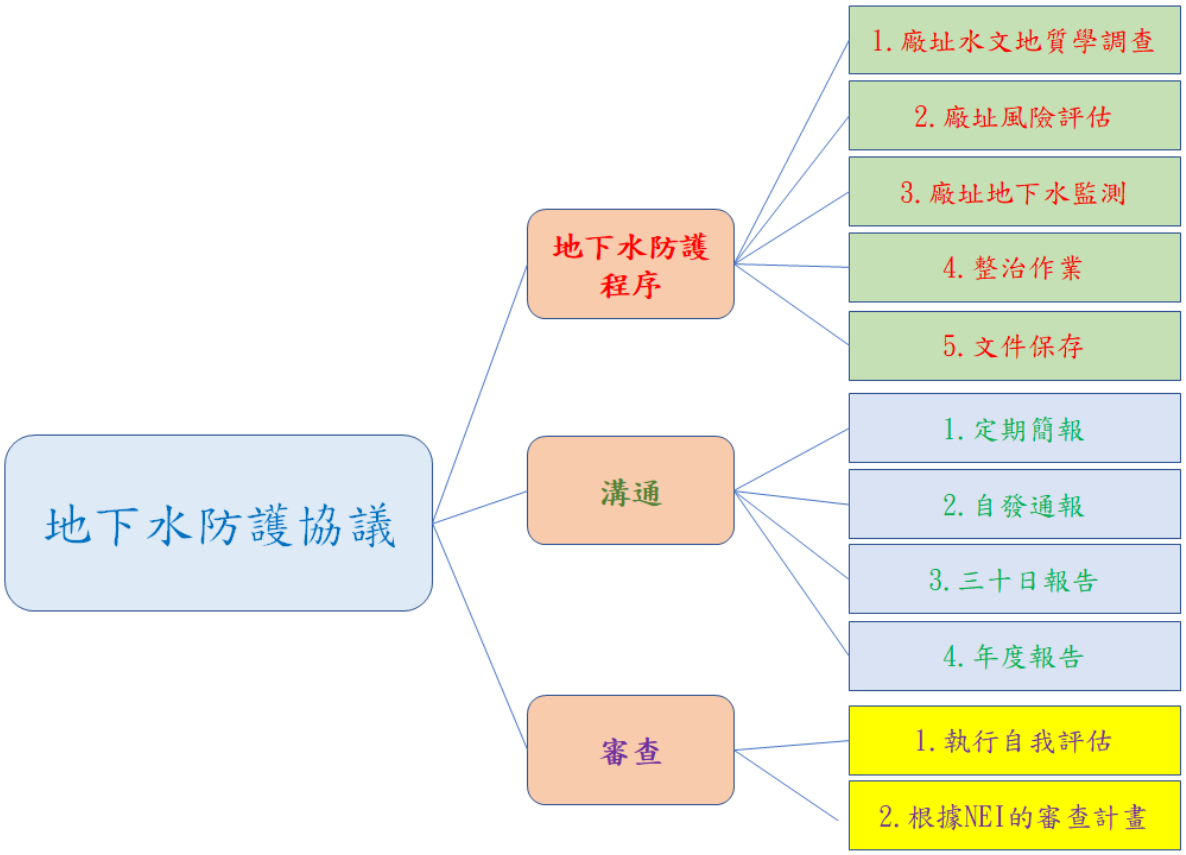



圖 1 地下水防護協議 NEI 07-07 中三大目標與架構

根據地下水防護程序內容，其主要目的為確保地下水系統避免污染，並透過適當的程序、定期的檢測、以及整治作業計畫應變等，能夠有效降低放射性液體洩漏風險和及時發現並有效應對地下水污染情形，同時確保業者對該屬之核電廠廠址特性、設備老化狀況、或可能洩漏之因素等進行深入的瞭解。

根據 NEI 07-07 地下水防護程序文件內容，主要分成五個程序: 廠址水文與地質調查、風險評估、地下水監測、整治作業、紀錄文件保存。

**程序 1：<u>廠址水文與地質調查</u>**

此程序主要是進行核電廠廠址之自然水文以及地質調查，包含了地下

水水位變化、地下水梯度、地下水流向、地質岩盤、含水層範圍等資訊，以確保瞭解核電廠廠址水文和地質的特徵。

**接受標準：**

- 進行廠區自然水文和地質調查研究，以確定主要的地下水流動特性和梯度。
- 審查現有的水文以及對地質、歷史環境之研究，並紀錄與之相關報告。
- 確認地下水從廠址至廠外的潛在與非潛在流動途徑。
- 建立定期審查廠址水文地質研究的週期，並且只要發生以下任何一種情況，都應執行廠址水文評估：
  - 大量現場施工
  - 廠址特性受到嚴重干擾
  - 廠址或廠區附近使用地下水行為改變
  - 廠址或廠區附近的地下水抽水率發生了劇烈變化。
- 視情況必要時，根據水文或地質特徵的改變而更新廠址的最終安全分析報告。

**程序 2：<u>廠址風險評估</u>**

根據電廠設計、設備、裝置等進行風險評估：

- 評估核電廠中任何所有可能影響地下水污染之系統 (systems)、結構 (structures)、或組件 (components)，以上簡稱為 SSC。
- 評估任何工作作業可能導致地下水污染之風險。

**接受標準：**

- 確認可能會發生洩漏的 SSC 設備，例如：燃料更換水槽、用過燃料池、用過燃料池洩漏檢測系統、儲水槽、存放受污染的設備、地下管路、保留水池或水庫等。
- 確認現有的檢測方法能檢驗所有可能會發生洩漏之 SSC 設備，例如:地下水監測、現場測試檢查、洩漏檢測系統或定期完整性測試。
- 確定 SSC 設備防護增強，以防止溢出或洩漏進入地下水，這些作業可包括重新密封或安裝溢出物容器措施。
- 建立長期計劃以進行預防性維護或監督,盡量減少設備故障導致非預期之放射性核種外釋的可能性。
- 建立定期檢驗 SSC 之週期。

**程序 3：<u>現場地下水監測</u>**

建立廠區地下水監測計劃，確保能夠及時發現非預期的放射性核種釋放到地下水系統中。

**接受標準：**

- 利用程序 1 中調查的廠址水文和地質研究資料，設立廠區地下水監測井的位置。
- 斟酌考慮將監測井設置在潛在可能發生洩漏之 SSC 附近，以增加放射性核種洩漏到地下水或 SSCs 監測能力。
- 建立採樣與分析方案，包括地下水和土壤之分析靈敏度評估。

- 建立長期地下水監測計劃。
- 定期檢查現有的檢測站或分析化驗室的檢測設備能力。另外，檢驗過程所需的時間須納入重要的考慮因素。
- 建立地下水井預防性維護的長期計劃。
- 確定定期審查地下水監測計劃之週期。

**程序 4：整治作業**

建立修復措施，以防止放射性污染物遷移到異地並且減少對核電廠除役之影響。

**接受標準：**

- 制定書面程序，概述處理洩漏事件或污染之應變的決策過程。此過程依據個廠特性不同而有所差異性，並應考慮放射性核種遷移途徑。
- 評估整治計劃可能產生的液體或空氣污染物的釋放情況。
- 評估和記錄由此整治作業對核電廠除役之影響。

**程序 5：記錄保存**

根據 10 CFR 50.75 (g) 的要求，任何電廠洩漏、噴灑、整治工作等應詳細記錄保留並且可供檢索查詢。

**接受標準：**

- 建立記錄保存計劃，以滿足 10 CFR 50.75 (g) 的要求。

## 1.4 核一廠廠址地下水特性相關資料

核一廠周圍地表淡水由東至西分別由小坑溪、乾華溪、石門溪、老梅溪與楓林溪構成；該五條溪流由於地形地勢，皆由南至北注入東海，彼此間以丘陵相隔，形成五個獨立水系。其中，小坑與乾華溪下游流經核一廠；主要設施又多集中於乾華溪下游東岸。小坑溪則發源於石門區，全長 4.7 公里，上游僅有少數農戶；雖小坑溪為核一廠周圍廠區內主要之雨污水承受水體(註:承受廢水、污水或放流水排入之水體)，經多次勘查，可視作對水質影響輕微。乾華溪發源於廠區南方的竹子山，全長 8.5 公里，其中末端 700 米流經西廠區，終年有水。廠區主要設施位於乾華溪下游東岸，西岸則是低影響設施，例如生水池等，故核一廠廠區地下水研析主要應著重於對乾華溪之影響。

根據核一廠除役計畫書 [9] 中顯示，廠區內地下水監測井截至民國 101 年共設立了 31 座地下水監測井，其中 10 座因坍孔、積水、保護蓋卡蓋、失蹤等因素喪失監測能力，至此共 21 座監測井可以使用，而其中共有 10 處地下水監測井位於監測區內，監測井位置分布圖如圖 2 所示。

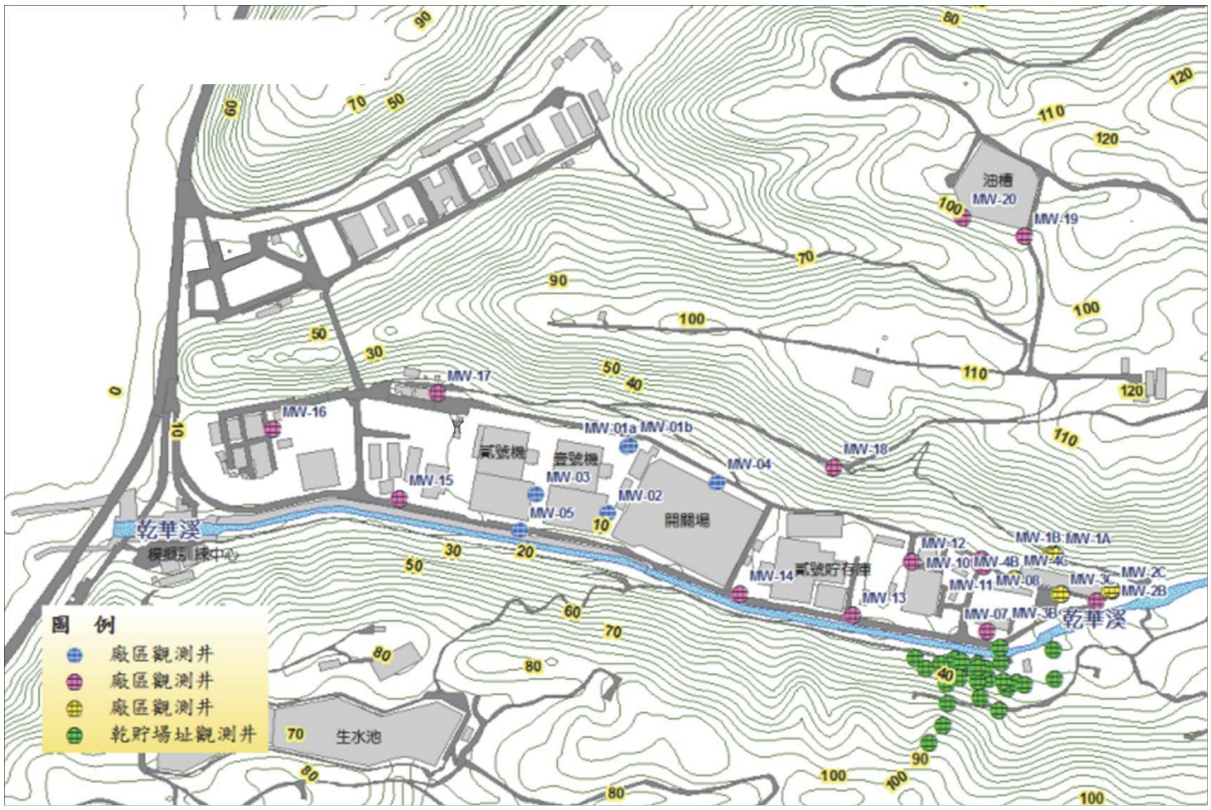



圖 2 核一廠區地下水監測井位置示意圖 [9]

## 二、國際間核電廠地下水污染應變處置與管制措施

### 2.1 美國核電廠地下水污染事件

核電廠在使用執照到期進入除役階段後，對地下水的污染監控是十分重要的一環。本文件以 NRC Information Notice 2006-13 [1] 為核心，對核電廠除役過程中地下水相關之事項研究進行整理。NRC Information Notice 2006-13 是一份於 2006 年所整理出的核電廠周邊對於未即時監測到的地下水污染進行評估之文件，文件中以美國五座核電廠作為地下水監控的重要案例，並且提出了九項建議分析。而後美國核能協會 (NEI) 提出 NEI 07-07 文件 [8] 與美國電力研究所 (Electric Power Research Institute, EPRI) 於 2008 年提出的 ML080450056 [10] 兩份文件，並以此為基礎發展了一系列的地下水管制監測方案。

案例一

2005 年三月美國國家環境保護署在 Braidwood 核電廠周圍水源發現未知來源的氚(H-3)污染，同年 11 月確認廠內邊界地下水污染達到極值 58,000 pCi/L。根據文獻 ADAMS Accession No. ML 061450522 [11]，此地下水污染情勢是由於廠內真空斷路器長年累積的微小洩漏所引起的，經確認後電廠立刻與 NRC 通報並停止排放放射性污染。Braidwood 核電廠曾分別於 1996 年、1998 年與 2000 年發生 946 噸、11356.23 噸與 11356.23 噸的洩漏。可測得的氚含量為廠內 282,000 pCi/L 與廠外 1,600 pCi/L。其中，廠外污染值低於聯邦法規對於飲用水的 20,000 pCi/L 的標準。事後，核電廠將監測範圍從 600 米 (2000 英呎)增加至 762 米 (2500 英呎)。

NRC 對於此次事件的評估認為，Braidwood 核電廠未達成下列幾個事項導致污染範圍擴大：

- 未充分評估外洩導致的放射性影響

- 未評估周圍民眾的輻射劑量
- 未適當評估並修訂監測計畫
- 未在年度報告中紀錄排污報告
- 未紀錄污染歷史

案例二

Byron 核電廠在 Braidwood 核電廠事件後針對廠內循環水管線進行採樣。廠內 6 個真空斷路器中，其中 5 個可測得氚含量達 80,000 pCi/L。Byron Nuclear Power Plant 將循環管路中的污水排放後進行監測，對周圍居住區監測值始終保持在標準以下。其後對閥門加裝了偵測器以監測氚含量。該廠於 2006 年四月完成了真空斷路器與閥門的修復，文件中也建議將循環水管路中的含氚水以低於法定安全值的方式進行排放。

案例三

Dresden 核電廠於 2004 年在廠內發現地下水受氚污染達到 8,000,000 pCi/L，此值與廠內之污水儲存槽相似。經確認後，認定為連結到儲存槽之地下管線洩漏，該廠立即對洩漏管線進行隔離與替換。之後，其周圍對氚的監測不超過 1000 pCi/L。另外三座監測井也測得氚污染，但未呈現高數值，因此持續列為觀察。然而，在 2006 年時有一截當時未被更替的管線發生洩漏事件，周圍監測井可測得氚含量達 600,000pCi/L。經過隔離洩漏管線後，氚含量被控制在 20,000 - 50,000 pCi/L 內。

案例四

Haddam Neck 核電廠 (Connecticut Yankee Atomic Power Plant) 事件發生在 1996 年，當時該廠正在依照 NRC 提供的執照到期計畫 (License Termination Plan, LTP) 進行除役工作。當時 Haddam Neck 核電廠的污染監測計畫並未監測到廠外地下水污染。在除役任務中，其建立了一

套廠內地下水污染監測程序。根據文獻 ADAMS Accession No. ML060390475 [12]，Haddam Neck 核電廠一開始依照程序並在廠內之地下水及土壤中測出了氚、鈷 60、銫 137 與鍶 90 的放射性核種。Haddam Neck 核電廠採用的措施是將表土挖離，並且於廠區內回填乾淨的新土。然而雖然已大幅降低了污染，但 2005 年廠區內仍可測得高達 19,500 pCi/L 的氚含量，12 pCi/L 的銫 137 與 4.5 pCi/L 的鍶 90 含量。

Haddam Neck 核電廠已完成廠區的劑量評估，其劑量評估地下水之影響每年不超過 1 毫倫目。NRC 對於執照終止的要求是依據 10 CFR 20.1402 中每年關鍵群體 (critical group) 成員平均劑量不超過 25 毫倫目，並且必須符合輻射合理抑低之輻射曝露原則。這些規範也必須符合 EPA 對土壤、水源等路徑之規範要求。

案例五

Indian Point 核電廠在 2005 年於二號機的用過燃料池 (spent fuel pool，SFP) 發現裂縫並發現地下水受污染，在二號機變壓器的監測井中測得氚含量達 200000 pCi/L。根據文獻 ADAMS Accession No. ML060750842[13]，Indian Point 核電廠發現洩漏之後，於廠區內大量挖掘監測井與設置監測系統以監控地下水狀況；並對於地下水文與地質條件進行新的評估、確認污染源以及對廠內外建立嚴格的地下水監控。其後，Indian Point 核電廠與 NRC 進行了一連串的努力，同時提供了民眾、相關人士、政府等單位一套可以接收相關訊息的程序，並且另外規劃了除污計畫。

廠內最後所偵測到的極值達 600,000 pCi/L 氚含量，並且曾於 1974 年在一號機正式停止運轉並處於安全儲存 (SAFe STORage, SAFSTOR) 的階段發現鍶 90。而目前水文評估顯示地下水可能已經流入附近的哈德遜河，並且經保守估計其所貢獻的最高年劑量約為 0.01 毫倫目。

## 2.2 美國核管會針對核電廠地下水污染事件之管制建議與經驗回饋

美國核管會已針對上述事件中，地下水污染的重要影響關鍵因子提出了幾項相關建議[1]，本文歸納這些建議如下，以提供管制單位做為國內核電廠未來若面臨地下水污染相關問題時的管制參考：

(1)需注意在裝有或輸送放射性液體的結構、系統或組件上長期且微量的洩漏，這種難以觀察的微量洩漏會對地下水造成重大影響且難以檢測，週期性對廠內結構、系統和組件上的細節檢測是唯一可行的防範方式。

(2)現有 NRC 的條例並沒有明確規定在設施運轉期間對禁制區內的地下水進行常態的現場監測。如果污染是在輻射環境監控計畫(Radiological Environmental Monitoring Program, 以下簡稱REMP)規定的廠址邊界或邊界以外的環境監測發現的，則可能已經發生了廣泛的污染。如果能及早發現污染，污染則可以得到控制。此外，雖然電廠可能在其 REMP 計畫之下進行現場飲用水的部分取樣，而這些水可能來自較深的水文地質區域，不受淺表水層之水文地質單位污染的影響。

(3)廠內污染的情形可作為設施之結構、系統或部件之老化或損毀指標，並可作為維護作業之參考。

(4)反應器洩漏的檢測應該考慮對典型且難以檢測的放射性核種進行分析，這些核種可能由分裂或活化產物組成，這些產物可能包括鎳-63、鐵-55、鍶-90、超鈾酸鹽和其它物質。初步檢測可能由於這些核種缺乏伽瑪放射源而檢測困難，但經長時間遷移可能會導致下游遭受污染，因此，對現場水文知識的瞭解將有助於制定監測策略、抽樣計畫和助於選取個別抽樣地點。

(5)在已經知道結構、系統或組件破損導致的洩漏情況下，電廠需建立現場地下水監測與採樣程序，一旦修復洩漏的源頭，客觀地

評估是否適當的中止這些補充的廠內監測與採樣程序是十分重要的，特別是廠內監控與抽樣程序可能是唯一可以即時檢測出洩漏的方式。例如在 Dresden 核電廠案例中，廠內因先前的洩漏事故而安裝地下水監測井，由於這些監測井的建置才能即時監測到 2006 年的洩漏，並抑制了污染。

(6)用過燃料池的監測需要特別注意，由於用過燃料具有的衰變熱可能會導致每天大量冷卻水被蒸發，以至於難以即時監測到細微的洩漏事件。此外有些洩漏只發生在燃料更換過程，由於過程中大量冷卻水的交換以至於洩漏更難以被發現。此外，還必須注意以下幾點：

- 電廠人員必須清楚意識到用過燃料池微小、難以監測到的長期洩漏會導致大面積的污染。
- 基於難以監測到單點甚至多點洩漏的源頭，對於用過燃料池洩漏的修正方案應更重視監控管理而非整治。
- 基於過去某些核電廠並未做用過燃料池的微小洩漏評估。洩漏趨勢與追蹤程序可以更有效的強化洩漏監控系統，並提供洩漏變化的資訊。任何無法解釋的洩漏變化 (如：洩漏減少)，都必需仔細評估。

(7)由設施洩漏到環境皆有可能成為其它地點的反洩漏源，由於廠內設施和廠房可能低於地下水平面，因此地下水滲入到設施中的情況有可能發生。例如福島事故中的地下水滲透進入廠房而接觸燃料即是一案例。利用放射性分析和化學分析方法對意外性滲漏進行評估，以確定地下水是否受到污染是非常重要的。

(8)土壤、岩石及地下水的污染會影響核電廠除役規劃與期程。即時的發現與預防將可以大量降低除役作業的複雜性與成本。執行計畫時應考慮水文與地質條件，並增加監測井，以確認地下水

的流動模式，增加對污染地點和程度的瞭解，量化污染物的遷移，並支持可能採取的補救措施決策。這些研究也可以提供對核電廠未來除役之成本的估計。

(9)NRC 的視察程序對核電廠處理地下水污染問題的建檔要求與10 CFR 50.75 (g)(1)作為除役紀錄檔是有高度必要的。這些文件在未來核電廠除役時，可提供做為廠址特性調查的數據庫，以利於工作人員與民眾的劑量評估。

在 2010 年，由於核電廠多項因疏忽、不經意的洩漏事件導致放射性核種外釋至環境當中，NRC 成立了第二專案小組 (second task force)，專門處理地下水的案件，重新評估除役計畫中其他小組的意見以及採取的行動，包含近期因用過燃料池洩漏造成氚外洩之報告等。地下水專案小組工作範圍包含促進行業經驗、評估健康影響、制訂監管框架並執行、隨同 NRC 檢查並分析以及與外界溝通等內容，以保護公眾健康、安全為目標。

## 2.3 美國電力研究院針對核電廠除役經驗與要點摘錄

美國電力研究院 (Electric Power Research Institute, EPRI) 於文獻 Decommissioning Lessons Learned-Draft Report [14] 中，說明其除役相關經驗與歸納出幾點核電廠除役其間可參考之建議。在建立核電廠地下水的特性計畫 (characterization program) 時，需要大量的案例以及資源，以下是核電廠除役期間從地下水監測獲得的一些經驗與建議:

(1) 經過幾個除役電廠的案例顯示,核電廠在運轉期間會釋放少量的放射性核種及非放射性核種，某些情況下，此種洩漏導致地下水污染的程度較輕微。地下水造成的輻射污染及對生物攝入的評估相當複雜，需要具備地下水地質水文、核電廠運轉以及對釋放至環境中的核種種類及濃度的相關知識。

(2) 在地下水監測的過程中，核電廠的管理人員必須跟有利益關係的人員(stakeholders)保持聯繫，並讓他們了解當地水文特質及污染擴散情況。

(3) 應盡早開始對地下水進行調查及監測,並了解已知發生了哪些污染釋出至環境當中,並評估實際及潛在發生洩漏的機制與區域,而用過燃料池、戶外水儲存槽及地下管線是較可能發生洩漏的部分,已有多個電廠在該處發現洩漏。

(4) 以目前為止(到 2007 年)的案例來分析，氚 (H-3) 是在地下水污染中移動性 (mobile) 及蔓延性 (pervasive) 最強的核種，其次是監測 Sr-90、Co-60 以及 Cs-137。

(5) 電廠在制定監測程序可參考" EPRI's Groundwater Monitoring Guidance" [15]，內部以科學為基礎，並具有大量可信的數據來了解污染物透過水文地質條件傳遞的模式。

(6) 針對地下水的監測建議使用迭代法 (iterative approach)，即使再簡單的情況也需要至少三年的時間來完成，若該場址要全面特徵化 (characterization) 則需要三年以上的監測時間。

(7) 監測地下水污染基本上使用監測井 (monitoring wells)，選取的監測點位置通過概念模型 (conceptual site model) 計算而得，地層的變化會對地下水的流向、污染物的遷移模式造成改變，因此地下水區域的地層特性需要特別考量。

(8) 地下水系統的數值模擬可做為預測未來釋出污染物的分布，可測試不同流量下污染物擴散程度，並可對地下水污染參數進行敏感度分析，但由於廠內、管線、及地質的複雜性，因此模擬僅供參考，較難準確預測實際情況。

(9) 由於地下水的分析數據對於後續是否要進一步調查、設監測點或是修復廠址占了重大因素，因此對於地下水分析的品質保證及品質管理 (quality assurance and quality control, QA&QC) 相當重要，必須提高現場及實驗室測量的可靠性及有效性。

(10) 如需清除受污染的土壤或是地下水污染的來源，在清理完畢後，至少需持續監控 1-3 年，在整個流域的污染物濃度達平衡後，才能對恢復程序做有效的判斷。

## 2.4 美國 Yankee Rowe 電廠針對地下水之監測與經驗回饋

美國 Yankee Nuclear Plant Site (YNPS) 電廠位於麻薩諸塞州 (Massachusetts) 的 Rowe 鎮，因此亦可稱呼 YNPS 為 Yankee Rowe 電廠。YNPS 建立於 1960 年，為一座 PWR，功率 185MW，在運轉 32 年後，於 1992 年由 Yankee Atomic Electric 公司、Yankee Nuclear Services Division、Duke Engineering & Services 公司以及 Framatome ANP DE&S 公司進行除役。文獻報告 Site Ground Water Data Collection for YNPS Decommissioning [16] 為 Yankee Rowe 電廠在除役後一段時間 (10 年) 內對地下水監測的總結報告，文獻中指出 H-3 為相當重要的核種，而 gamma 放射性核種造成的活度則較不明顯。此報告總結了 Yankee Rowe 電廠除役後至 2002 年的地下水研究，包含提供了 Yankee Rowe 電廠監控水井的位置，以及監測的核種種類。

文獻報告說明對於地下水監測時，首先需對廠區附近的地質水文進行調查，分析該區的土質、岩層、蓄水層、地下水流向等要素，舉例來說，廠區水井的水位可判斷地下水流向，如圖 3-圖 4，考慮海拔高度在南方、東方較高的情況下，地下水流應往北流入河川或往西北西流入 Sherman Pond。

在 2001 年時共有 32 個監測水井，自監測以來其中 5 個已廢井，廢井時間及原因如表 3 所示，因種種原因而廢井，若非為該監測點任務結束，則會有替代監測點持續進行監測作業。

1993 年開始對 H-3 的監測做分析，能穩定監測到 H-3 的水井有 B-1, CB-1, CB -2, CB -6, CB -9, CB -10, CB -11A, CW-11, MW-1, 2, MW-3 以及 MW-5，多為用過燃料池附近的監測點，而 CW-7 及 CW-8 則會間歇性的測到 H-3，其他監測點則無檢測到 H-3。除了 CB-10 之外，其他水井檢測到的 H-3 濃度隨著時間而衰減。在 1998 年初至 1999 年底之間，因主要輔助廠房 (Primary Auxiliary Building, PAB) 底部洩漏造成 CB-11A, CW-11, MW-2 以及 MW-3 檢測到的 H-3 大幅增加，最初在 CB-11A 檢測到的 H-3 高達

80,000 pCi/L，高於飲用水法規的 20,000 pCi/L，經過對主要輔助廠房底部的清洗且在兩年的時間後，從 1999 年的圖 5 至 2001 年的圖 6 可看出這四個監測點的 H-3 濃度大幅度減少，皆低於飲用水標準的 20,000 pCi/L。

除了對 H-3 進行檢測分析外，也有對其他放射性核種進行檢測分析，如表 4 所示，針對 gamma 放射性核種，分別在 CW-5 及 MW-3 檢測到 Co-60 及 Cs-134，但其濃度極低，且後續在該監測井則無達檢測標準的放射性核種樣本。Sr-90 原本不被認為需要對其檢測分析，但其他電廠除役時對其分析，因此 YNPS 重新檢測 Sr-90，1997 年分析了來自 20 口監測井的樣本，1998 年對 24 口監測井進行取樣分析，所有樣本皆低於可檢測水平(MDC)，對於 Sr-90 及 Sr-89 其 MDC 分別低於美國 EPA 飲用水標準的 8 及 20 pCi/L。除此之外，原子序大於 92 及半衰期超過 20 年的超鈾元素因其在土壤遷移速度非常慢，並且在土壤中無法發現其存在，故不對其檢測分析。

表 3　Yankee Rowe 電廠水井廢除歷史

| 水井編號 | 關閉時間 | 關閉原因 |
|---|---|---|
| B-3 | 1997.1.2 | 水井先前建造時直徑過小，難以取樣，改以 CB-3 代替。 |
| CW-1 | 2000.7.7 | 受到油漆碎片污染，以 CW-9 取代。 |
| CW-9 | 2000.7.7 | 受到油漆碎片污染，以 MW-6 取代。 |
| MW-3 | 2000.7.7 | 彎曲的套管使得取樣困難，而 MW-2 結果較為保守，故使用 MW-2。 |
| NSR-1 | 2000.7.7 | 此廠外監測點已完成非放射線監測任務，故可廢井。 |

表 4 Yankee Rowe 電廠除役後重要放射性核種

| 放射性核種 | 分析技術 |
|---|---|
| H-3 | 液體閃爍計數(Liquid Scintillation Counting) |
| Mn-54 | Gamma 光譜分析 |
| Co-60 | Gamma 光譜分析 |
| Sr-90 | 放射化學分離 |
| Ag-108m | Gamma 光譜分析 |
| Cs-134 | Gamma 光譜分析 |
| Cs-137 | Gamma 光譜分析 |

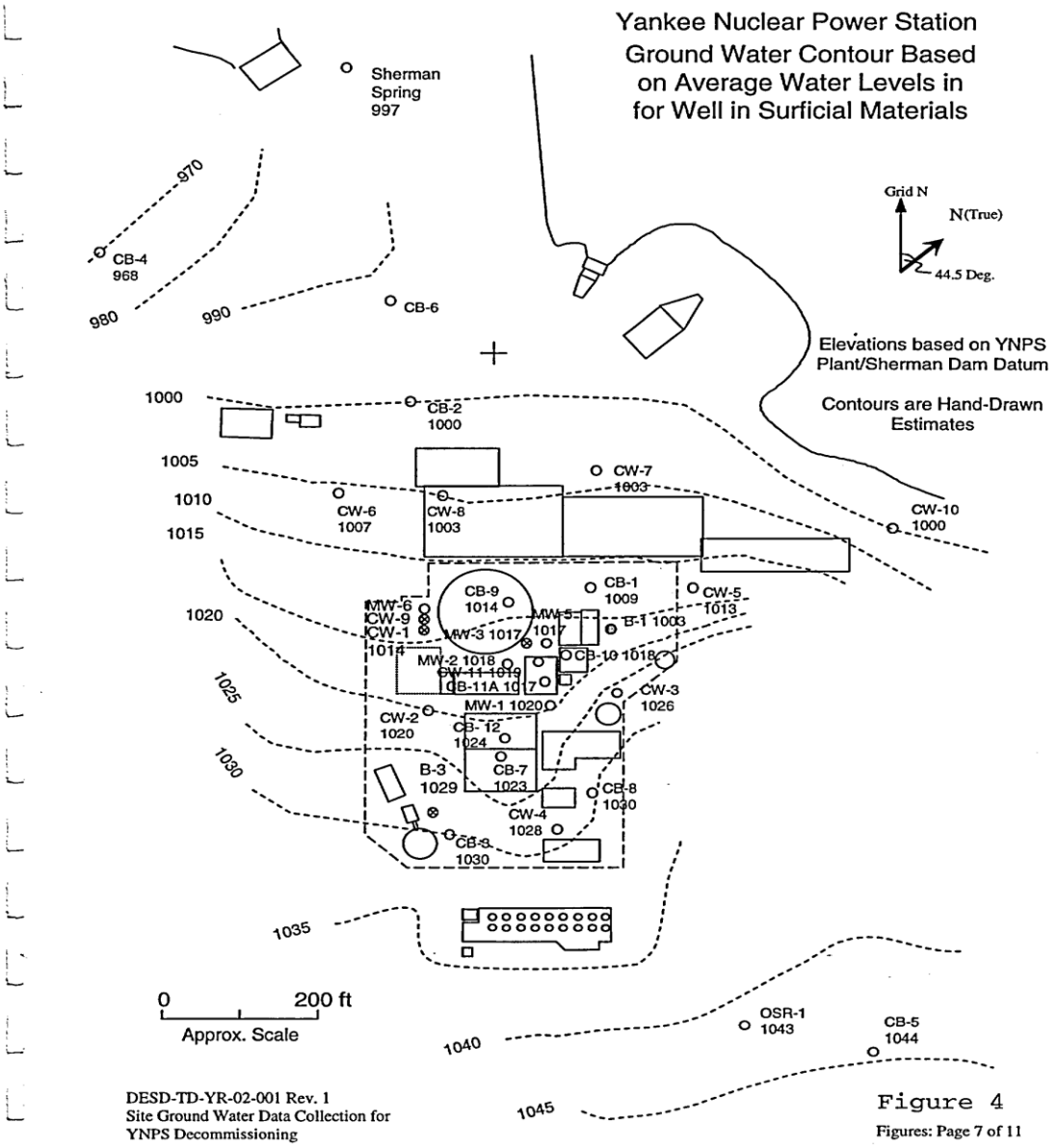



圖 3　Yankee Rowe 電廠水井平均水位圖

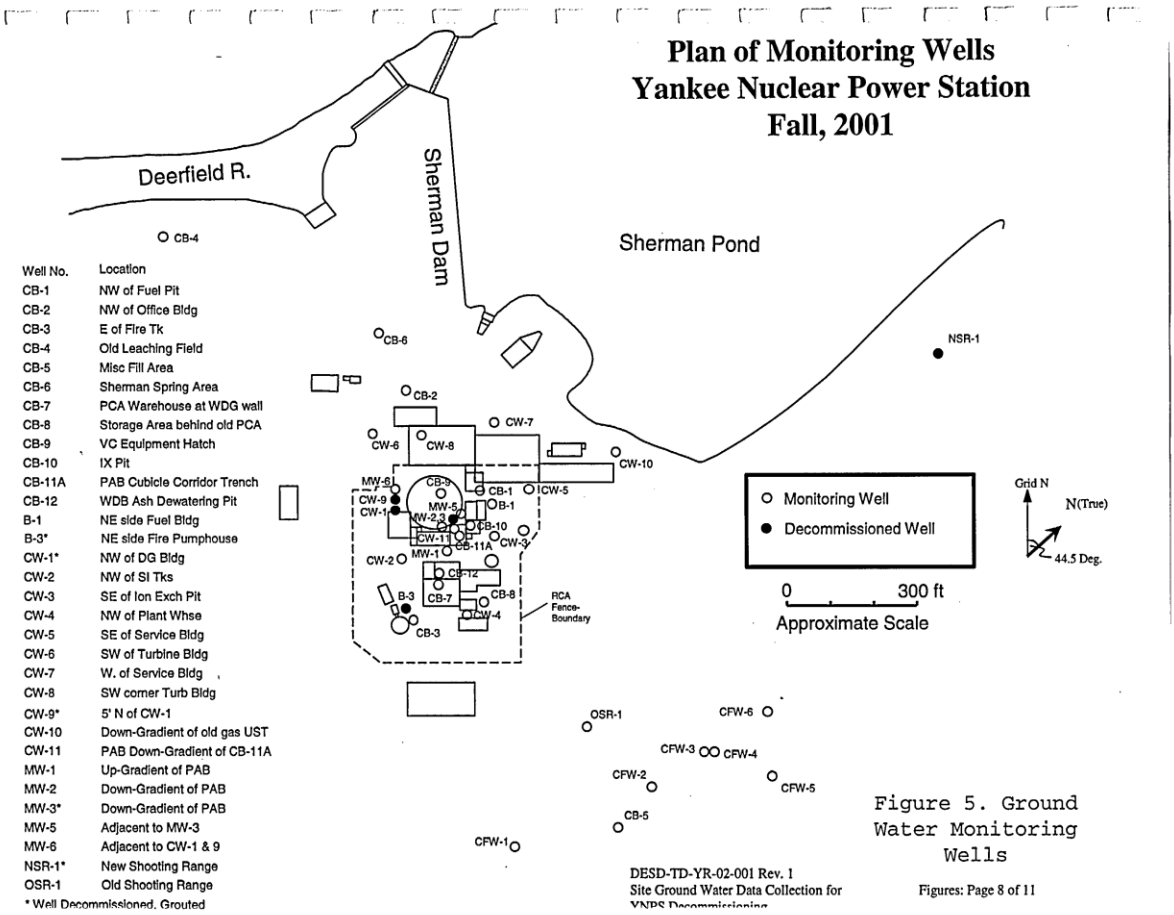



Figure 5. Ground Water Monitoring Wells

圖 4　Yankee Rowe 電廠水井分布圖

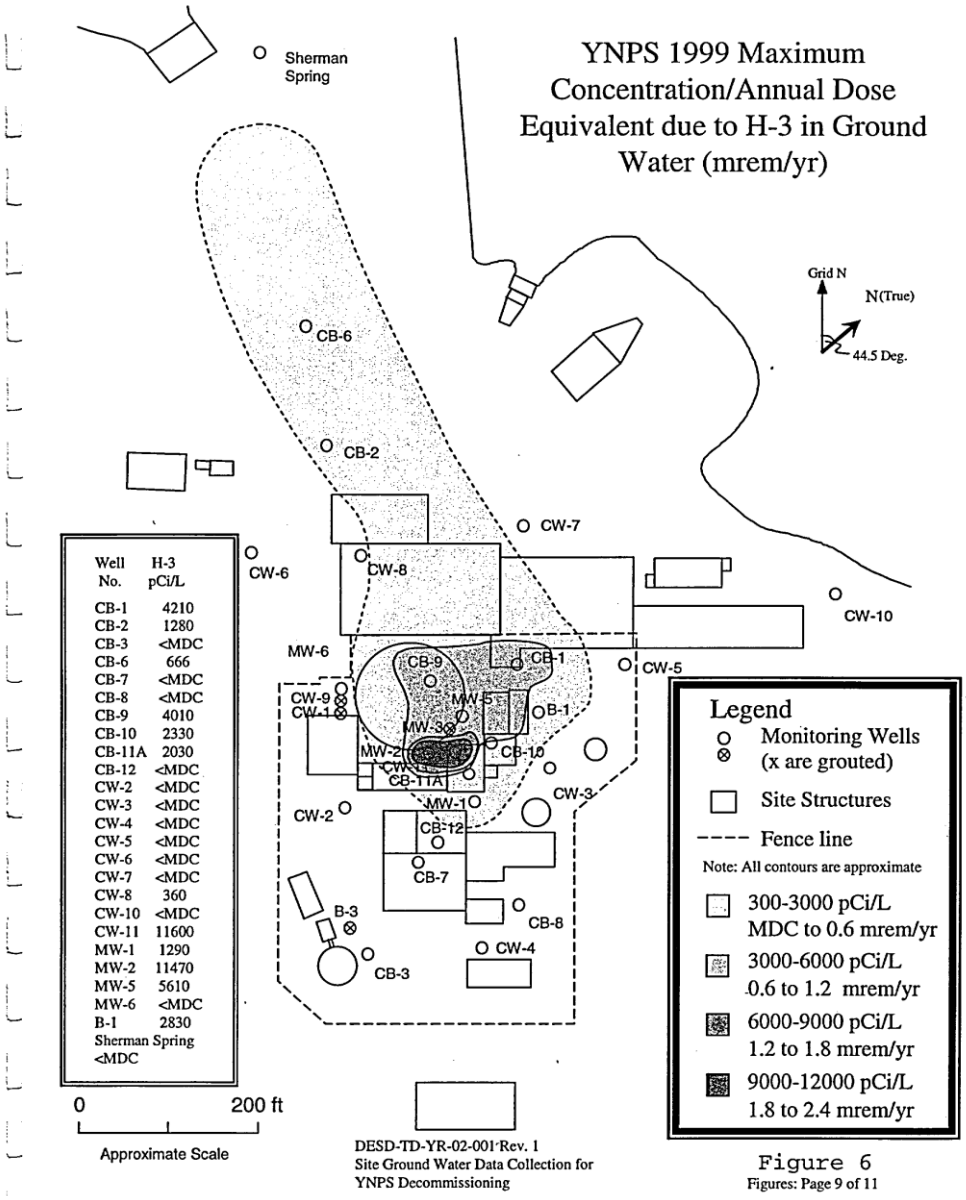



圖 5 Yankee Rowe 電廠於 1999 年監測 H-3 之濃度分布圖

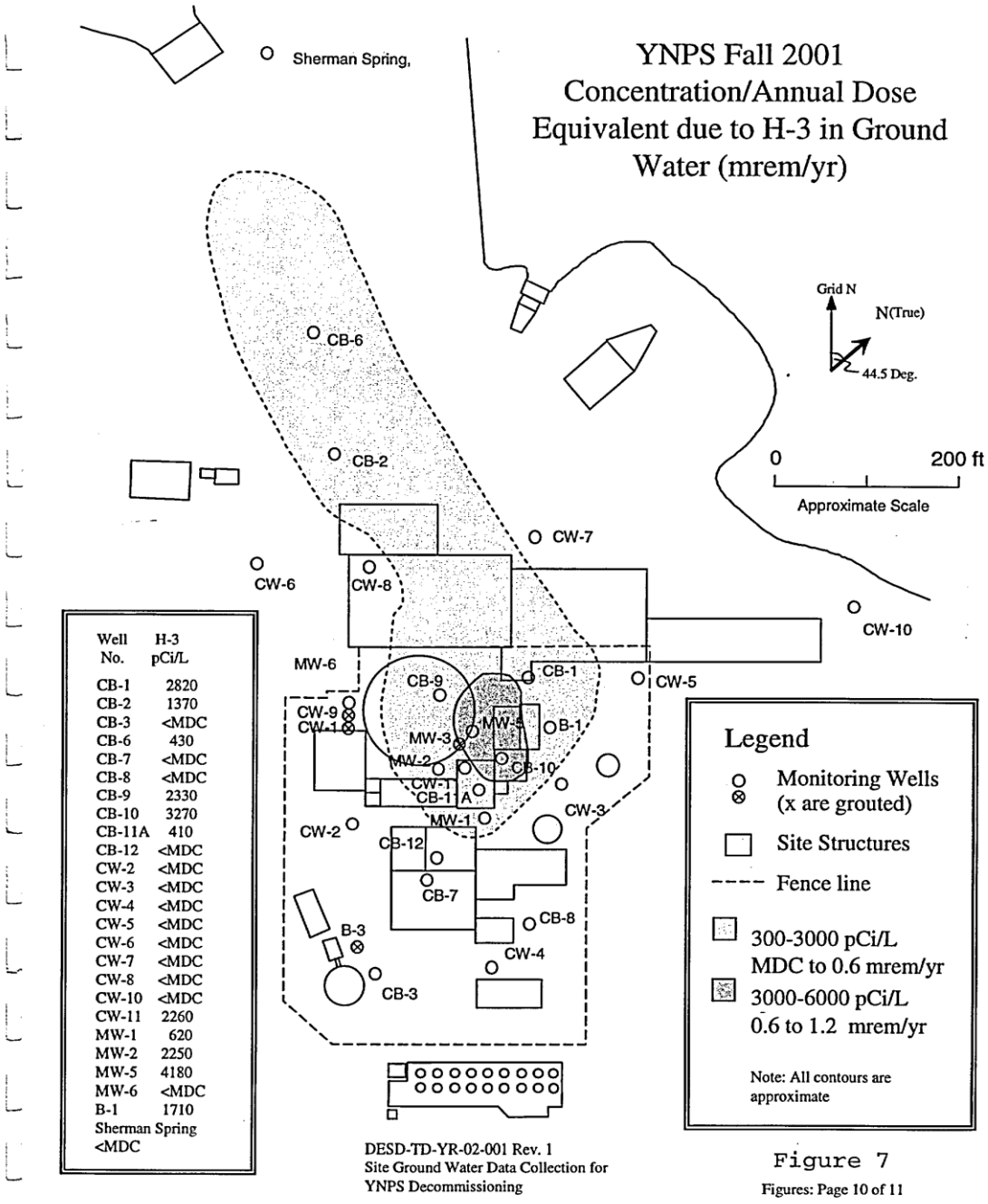



圖 6　Yankee Rowe 電廠於 2001 年監測 H-3 之濃度分布圖

## 2.5 國際原子能總署針對核電廠地下水之管制與經驗

國際原子能總署(IAEA)針對核設施的除役導則「Decommissioning of Nuclear Power Plants, Research Reactors and Other Nuclear Fuel Cycle Facilities」[17]文獻中，由於各廠地理環境、地質、水文等廠址的差異性，因此大部分針對地下水相關內容多為廣泛性之建議事項。以下為針對 IAEA 除役導則文獻中，有關於地下水相關內容摘錄其要點:

(1) Decommissioning Strategy:

核設施除役的方式取決於該設施過去使用的功能(商轉爐、實驗爐、醫療用等)及可能需要修復的種類(如土壤、沉積物、地表水及地下水等)，並也需考慮該設施所在地區的特徵(如周遭有其他複雜設施或是周遭有醫院、學校等)。

(2) Planning for Decommissioning During the Lifetime of the Facility:

因為在計畫中的設施制定放射性調查計畫，建立以天然核種及人工核種為來源的放射性背景濃度值，關鍵放射性核種應包括土壤、沉積物、地表水及地下水等來源，用以評估建造該設施造成的影響。

根據以往除役經驗，缺乏文件保存可能會造成資源(資金)分配錯誤，導致除役上的困難，因此設施的整個生命週期(包含選址、設計、建造、運轉及除役)都需要保存相關紀錄，紀錄內容應該包括：

- 選址和施工的照片、圖紙等
- 核子燃料失效(failures)或是調度的紀錄
- 使用的化學用品及其庫存

- 導致放射性物質洩漏意外事故的紀錄，包括原因、補救措施、和收尾等
- 輻射調查數據(即放射性核種清單及在廠區內的分布、濃度)
- 可能影響土壤、沉積物、地表水及地下水的釋放及洩漏
- 廢棄物儲存地點或放置地點

若放射性物質因洩漏或意外進入土壤或地下水中，則該放射性物質必須進行特性調查(characterization survey)，並考慮該區的其他因素，評估放射性核種遷移的可能性。

(3) Completion of Decommissioning Actions and Termination of Authorization for Decommissioning

監管機關應確保運轉單位有準備電廠的紀錄及報告(包含除污、拆除等，以及對土壤、沉積物、地表水及地下水的修復，以及最後的放射性調查)，並保留這些資料。

## 三、核電廠運轉期與除役期廠址地下水特性管制之差異性

前一個章節提到美國核電廠發生洩漏的案例，除役期間發生地下水污染的原因多為管路、真空斷路器、用過燃料池等在結構上的洩漏，其中，管路及真空斷路器的位置分布在運轉中及除役之間並無明顯差別，而除役期間通過管路的流量則有變化，造成可能的洩漏量改變，因此可判斷流量的變動來決定是否該設置監測點。

運轉中與除役期間其用過燃料池及乾式貯存對地下水會有較明顯的影響，NRC 在 2014 年發布了關於用過燃料池對於環境影響的報告 NUREG-2157 [18]，其中關於用過燃料池造成地下水污染的部分包含三種：對土壤、地表水間接影響及對地下水的直接影響，而每部分又分成三種階段探討：短期貯存 (short-term storage)、長期貯存 (long-term storage) 及最終處置 (indefinite storage)。

首先，土壤受到用過燃料池的污染大多留在廠內 (onsite)，污染擴散至廠外 (offsite) 受到地下水流速及方向、與廠外的距離、核種遷移速度及衰變速度有關，2005 年 Indian Point 核電廠因洩漏事件開始進行調查，於 2006 年釋出針對 2 號機組的監測報告，對於用過燃料池監測的核種有 H-3, Co-58, Co-60, Sr-90, Cs-134, Cs-137。不論是短期、長期貯存時在建造或是後續拆除獨立用過燃料設施 (Independent Spent Fuel Storage Installation, ISFSI)、乾式運輸系統 (Dry Transfer System, DTS) 時會改變該廠地之地形，土壤在建設期間受到擠壓、侵蝕或是遭到過程中油汙、建設材料污染，並經土壤擴散至地下水中，造成該區地下水之污染。由於大部分皆為廠內污染，較少擴散至廠外，NRC 判斷經土壤造成地下水污染對環境的影響相當小。

電廠停機後，冷卻系統耗水的洩漏、反應區內人員輻射防護配件的清洗及維持運轉所需之化學物質等大多數可能導致地表水污染的來源隨之消失。NRC 在 1988 年提出一項關於核電廠除役後對環境影響的報告 NUREG-0586 [19]，除役後地表水的污染來源僅剩下雨水逕流、侵蝕或有害物質釋

出等，大幅減少地表水造成污染的可能原因。在 2011 年 2 月，NRC 發布了一篇關於監管團隊 (Senior Management Review Group, SMRG) 建議的保護方針 [20]，內容提到針對用過燃料池，地表水的污染大多受到地下水污染所致。在 NUREG-2157 報告的 Appendix E 中提出對廠外污染影響的公式 3-1，包括用過燃料池的洩漏速度、地下水的流速及方向、與廠外的距離、核種的遷移速度及衰變速度等，

$$S = S_0 e^{-\lambda t} \quad \text{.....(3-1)}$$

S 代表每年對附近地表水排放放射性核種的活度，而$S_0$則是用過燃料池每年洩漏速率，單位都是 Ci/yr，$\lambda$為衰變常數，t 為放射性核種遷移至附近地表水的時間，單位分別是$yr^{-1}$及 yr，而遷移時間 t 受到離地表水的距離 x (m)、速度 u (m/yr)及該地層的特性 R 所影響，如式子 3-2，

$$t = \frac{xR}{u} \quad \text{.....(3-2)}$$

核種遷移的遲滯因數 R 是一個無因次常數，取決於土壤的密度$\rho_b$ ($g/cm^3$)、孔隙率 ($n_e$, dimensionless)及核種分配係數$K_d$ (L/kg)，如式子 3-3，

$$R = \left(1 + \frac{\rho_b}{n_e}\right) K_d \quad \text{.....(3-3)}$$

核種分配係數$K_d$隨著放射性核種對土壤吸附能力上升而增加，而溶解度較高的核種則具有較低的係數，也就是說，當$K_d$值越高，核種流經土壤遷移至地表水的速度就越慢，所需時間越久。在保守的假設中，放射性核種在從用過燃料池遷移至地表水的過程中不會衰變，接著使用用過燃料池所需監測核種 H-3, Co-58, Co-60, Sr-90, Cs-134, Cs-137 的半衰期及核種分配係數後，預期可通過土壤達到地表水的放射性核種僅有 H-3 及 Sr-90。

在電廠運轉中及除役期間，地下水的運用上有些許不同，部分電廠在運轉中較少使用到地下水，將其視為後備水源，當進行除役時，地下水可提供為飲用水、衛生清潔等用途，由於地表水在除役期間用量大幅度減少，

地下水重要程度相對提升。雖然核一廠除役期間主要用水源自乾華溪並非抽用地下水，抽用地下水導致飲用水、清潔等可能造成污染的原因即可忽略，但由於廠區主要設施位於乾華溪下游東岸，且地下水污染有可能對乾華溪造成影響，因此地下水在除役期間仍須納入管制與考量以確保水源之健康與安全。除了貯存設施之外，控制高水位的排水系統 (如集水井、暗渠、水井等)、建築結構基底之滲透等也可能為除役期間地下水污染的來源。當發生用過燃料池洩漏時，污染物很容易隨著地下水擴散出去，造成廠外污染，NRC 提到在發現透過地下水導致廠外污染時，有較大的可能性為用過燃料池的洩漏所造成，用過燃料池洩漏的原因可能為不鏽鋼內襯因在接縫、焊接點或是裂縫處因應力腐蝕破裂導致洩漏 [21]，也可能因洩漏收集系統堵塞使得受污染的水從施工縫隙或混凝土裂縫向外遷移。而核電廠地下管路與桶槽因腐蝕造成之洩漏也會造成地下水汙染事件，部分因洩漏而造成環境汙染之事件常引起管制單位與民眾之關切[22-23]，因此美國核能協會為業界提出針對核電廠地下管路與桶槽完整性管理方案之指引 NEI 09-14[24]，其內容包含程序、風險排序、檢查計畫與資產營運等，提供業者所需作為。但無論是哪種原因導致洩漏都是無法預測的，因此建議需定期檢查甚至增設合適的監測系統。雖然乾式貯存及最終處置不需以地下水進行冷卻，例行維護及監測也僅會消耗少量水，但須考慮建設貯存廠址時水罐車、水管線等水源提供及清潔除污時的用水皆可能導致地下水的污染，除此之外，其他來源對於地下水在除役期間的污染非常少。

四、研提我國電廠除役之管制建議

本計畫透過蒐集與彙整國外地下水相關文獻，以瞭解國際核電廠除役階段地下水管制要件，以及蒐集國外電廠地下水污染事件肇因、管制、整治、以及教訓經驗等，並提供管制建議給管制機關作為審查參考之依據。以下研提針對我國核電廠除役階段地下水相關之管制建議:

1. 地下水造成的輻射污染及對生物攝入的評估相當複雜，無論廠址調查、監測計畫、整治作業等，皆需具備地下水地質水文、核電廠運轉以及對釋放至環境中的核種種類及濃度的相關知識人員參與。

2. 透過設計適當的監測井網，有利於瞭解廠址地下水的輻射特性，並可決定污染物擴散範圍與分布、地下水遷移的速率與方向、評估抽取地下水的潛在影響。而個廠實際所需監測井數與位置視污染地區大小、污染物的形式與範圍、水文系統與監測方案的目的而定。

3. 監測計畫必須反映水平和垂直的地下水流動，一般來說，監測井必須設在上坡處、污染流內、以及下坡處，上坡處設立監測井目的為建立背景樣本和偵檢來自其它來源的污染，污染流內設立監測井目的為追蹤溶質移動和濃度的變化，下坡處設立監測井目的為證明預期污染流的活動或偵檢非預期的反應。

4. 背景地下水樣本可取在相同含水層的上游區或不受廠內運作影響地區的地下水分析，但須取足夠的水樣。背景放射性核種濃度在時空或臨時性的變化也應考慮。

5. 若放射性物質因洩漏或意外進入土壤或地下水中，則該放射性物質必須進行特性調查，並考慮該區的其他因素，評估放射性核種遷移的可能性。

6. 由國際文獻案例及經驗，氚核種是在地下水污染中移動性 (mobile) 及蔓延性 (pervasive) 最強的核種，其次是監測 Sr-90、Co-60 以及 Cs-137。

7. 在設置監測井和整治作業時，需要注意的是鑽井施工不可造成太大的擾動，以免汙染物受到影響造成進一步的遷移。

8. 電廠不論在運轉階段還是除役階段，在裝有或輸送放射性液體的結構、系統或組件上須注意長期且微量的洩漏，這種難以觀察的微量洩漏會對地下水造成重大影響且難以檢測，最直接的預防方法為週期性對廠內結構、系統和組件上的細節監測與管理。

9. 地下水監測井若非該監測井任務結束而是因其他原因廢井(例如: 坍孔、積水、保護蓋卡蓋)，則應要求其他替代監測井持續進行監測計畫與作業。

10. 由於地表水在除役期間用量大幅度減少，地下水重要程度相對提升。依據核一廠除役計畫環評報告內容，除役期間主要用水源自乾華溪，並無抽用地下水之情況產生，但由於廠區主要設施位於乾華溪下游東岸，且地下水污染有可能對乾華溪造成影響，因此地下水仍須納入管制與考量。雖然核一廠除役規畫沒有抽用地下水，抽用地下水導致飲用水、清潔等可能造成污染的原因即可忽略，但由於主要用水源自乾華溪，因此仍需監管地下水以確保水源之健康與安全。

11. 核電廠除役期間，廠房拆除、興建或 SSC 變動，皆有可能造成地下水污染途徑變動影響，因此應於污染物潛在堆積的地方建立監測，像是建築物邊腳、地下儲罐和管線轉彎處等；而當地的氣象也會有影響，盛行的風向、風速及相對濕度，也會使空氣中的懸浮粒子可能會以某種方式沉澱且堆積。管制機關應要求被許可方評估與判斷潛在位置，並將其納入調查和監測計劃。

12. 除役階段若施工時地形造成破壞，地表及地下水流逕改變，應重新評估地下水之影響，並規劃在變動後的潛在汙染源及下游處進行監控。

13. 除役階段中廠址若增加地下管線，管線轉彎處或接口端易發生洩漏，若附近有地下水流經過，應於地下水潛在堆積處設立監測點。

14. 核電廠用過燃料池、戶外水儲存槽及地下管線是較可能發生洩漏的部分，國際上已有多個電廠在該處發現洩漏，管制機關應重視此區的監測與管制。

15. 電廠一旦發現洩漏已經發生，就必須調查污染物釋放的可能聚集的區域（如集水坑、排水溝、建築縫隙等）以及可能受影響的地下範圍，確定實際的污染程度。地下監測 (monitoring) 及採樣 (sampling) 應在建築物、水槽、管路等潛在釋放點的下游或附近進行。

16. 核電廠除役期間用過燃料池的監測需要特別注意，由於用過燃料具有的衰變熱可能會導致冷卻水被蒸發，以至於難以即時監測到細微的洩漏事件。此外有些洩漏只發生在燃料更換過程，由於過程中大量冷卻水的交換以至於洩漏更難以被發現。難以監測到的長期洩漏會導致大面積的污染，因此用過燃料池監測過程中，若有任何無法解釋的洩漏變化 (如：洩漏減少)等，都必需仔細評估，以避免長期洩漏的可能。

17. 每個地下水監測井位置應小心記錄在偵檢表，而且污染物的濃度與來源應在圖表上標示，以說明污染水平、來源、水文性質、邊界情況與廠界之間的關係。

18. 如需整治清除受污染的土壤或是地下水污染的來源，在清理完畢後，至少需持續監控 1-3 年，包含雨季、梅雨季、颱風等期間會影響地下水位之高度。在整個流域的污染物濃度達平衡後，才能對核電廠恢復程

序做有效的判斷。

19. 核電廠進行除役時，個廠針對廠址外釋標準皆須實施有效率、經濟的整治措施，並且需要符合廠址外釋限值。因此基於上述考量，需避免汙染物廠外遷移，若需整治作業則考量於電廠運轉時施行或者於除役時進行等。一旦開始實行，整個整治決策流程需適當的進行監控與查驗，以備確認進度是否遵照預訂的目標執行。

20. 根據國際核電廠洩漏的經驗，由於長期微量的洩漏量較難檢測，但仍會對地下水造成重大影響，因此定期性的對容易洩漏點進行檢測，除了預防洩漏外，若能即早發現污染，污染則可以得到控制。除了定期檢測及設立監測控制之外，洩漏趨勢與追蹤程序可以更有效的強化洩漏監控系統，並提供洩漏變化的資訊。

21. 由於地下水的分析數據對於後續是否要進一步調查、設監測井或是修復廠址占了重大因素，因此對於地下水分析的品質保證及品質管理相當重要，必須提高現場及實驗室測量的可靠性及有效性。

22. 根據國際核電廠除役經驗,缺乏文件保存可能會造成資源(資金)分配錯誤，導致除役上的困難，因此設施的整個生命週期(包含選址、設計、建造、運轉及除役)都需要保存相關紀錄。監管機關應確保運轉單位確實保存電廠的紀錄及報告(包含除污、拆除等，以及對土壤、沉積物、地表水及地下水的修復，以及最後的放射性調查)，以備審查之需。

## 肆、結論與建議

近幾年來，美國許多電廠在運轉中或是除役期間發現多起放射性液體洩漏事件，導致附近的土壤及地下水受到污染，在 2006 年美國核能管制委員會 (NRC) 即統計了 5 起因用過燃料池、管線等洩漏造成地下水污染的案例 [3]。

根據第三章節提到國際之間的法規，不論是 NRC 或是 IAEA，也開始重視污染對地下水造成的影響，在法規中加入 subsurface、groundwater 等單字，將原本污染僅考量到土壤、地表的範圍往地下擴張，並且包含了土質、水文的概念，但目前發展時間較短、案例不多，以及各電廠有條件上的差異，因此法規目前少有較硬性的規定，以 DPR 為例，除了在 2011 年導入地下 (subsurface) 的概念外，其他的規範與先前 LTR 時期差距不大，多是要求運轉單位在營運設計及程序上需盡可能減少污染及促進除役，並未針對運轉設計及程序上的直接指導，除此之外，較為重要的定義了顯著殘餘放射性每年不得超過 0.25 毫西弗，而飲用水的部分也是跟地下水息息相關，在 40 CFR 對於飲用水的標準做出定義，每年不得超過 4 毫西弗的情況下各個放射性核種皆有其最大污染水平。相較於 NRC 的法規，IAEA 對於地下水的規範較少，大多在提到土壤、沉積物及地表水的同時一併加入了地下水 (groundwater) 這個詞彙，並無找到特定針對地下水的章節。因此在法規的制定上，建議可以將目前需要監測土壤、地表水等法規上加入地下水的元素，並讓持照者自行判斷、研究該電廠的地質、水文特定來制定專屬於該電廠的地下水除役方針，再交由管制單位審查即可。

美國一些核能電廠因意外洩漏造成的地下水污染事件，其中因氚的移動性高，因此從用過燃料池、管線聚集處、真空斷路器等結構洩漏後，氚容易隨著地下水流到洩漏地點之外，造成較大規模的污染。參考美國電廠洩漏的經驗，由於長期微量的洩漏量較難檢測，但仍會對地下水造成重大影響，因此定期性的對容易洩漏點進行檢測，除了預防洩漏外，若能即早發

現污染，污染則可以得到控制。除了定期檢測及設立監測控制之外，洩漏趨勢與追蹤程序可以更有效的強化洩漏監控系統，並提供洩漏變化的資訊。任何無法解釋的洩漏變化 (如：洩漏減少)，都必需仔細評估。

因為各核電廠區域特性不一，因此廠區內觀測井之數量、深度、和位置必須合乎廠址情況。監測計畫必須反映水平和垂直的地下水流動，一般來說，監測井必須設在上坡處 (建立背景水平和偵檢來自其它來源的污染)、污染流內 (追蹤溶質移動和濃度的變化)、及下坡處 (證明預期污染流的活動或偵檢非預期的反應)。

核電廠進入除役階段後，土壤、岩石及地下水的污染會影響核電廠除役規劃與期程，且整治作業程序對除役資金成本也需要審慎考量。因此若能即時的發現汙染源或預防任何汙染物洩漏，將可以大量降低核電廠除役作業的複雜性與成本，換句話說，除役階段之管理與監控勝於後續整治作業。

## 伍、參考資料


[1] Abnormal Releases of Radioactive Material in Liquids Potentially Resulting in Groundwater Contamination, NRC Information Notice 2012-05, 2012.

[2] Spent Fuel Pool Leakage to Onsite Groundwater, NRC Information Notice 2004-05, 2004.

[3] Ground-water Contamination Due To Undetected Leakage Of Radioactive Water, NRC Information Notice 2006_13, 2006.

[4] National primary drinking water standards EPA National Library Catalog, RECORD NUMBER: 2689 OF 43531, 2001.

[5] Decommissioning Planning During Operations, Regulatory Guide 4.22, NRC, 2012.

[6] Results of the Pilot Test of the Proposed Changes to the Unplanned Scrams Performance Indicator and the Scrams with Loss of Normal Heat Removal Performance Indicator, NRC, 2002.

[7] Consolidated Decommissioning Guidance “Decommissioning Process for Materials Licensees”, NRC, 2004.

[8] Industry Ground Water Protection Initiative Final Guidance Document, NEI 07-07, 2007.

[9] 核一廠除役計畫書，台灣電力公司，2019 年。

[10]Groundwater Protection Guidelines for Nuclear Power Plants, EPRI 2008.

[11]Braidwood Nuclear Power Plant, Units 1 And 2, Baseline Inspection Report, Christopher M. Crane, NRC, 2006.

[12]Connecticut Yankee Atomic Power Company, East Hampton, Connecticut,

Wayne A. Norton, NRC, 2006.

[13]Indian Point Nuclear Generating Unit 2 - NRC Special Inspection Report, Fred R. Dacimo, NRC, 2006.

[14]Decommissioning Lessons Learned- Draft Report, S. Bushart, EPRI, 2007.

[15]Groundwater Monitoring Guidance for Nuclear Power Plants, K. Kim, EPRI, 2005.

[16]Site Ground Water Data Collection for YNPS Decommissioning, DESD-TD-YR-02-001, Yankee Atomic Electric Company, 2003.

[17]Decommissioning of Nuclear Power Plants, Research Reactors and Other Nuclear Fuel Cycle Facilities, Specific Safety Guide, No. SSG-47, IAEA, 2018.

[18]Generic Environmental Impact Statement for Continued Storage of Spent Nuclear Fuel, NUREG-2157, Waste Confidence Directorate, NRC, 2014.

[19]Final Generic Environmental Impact Statement for Decommissioning of Nuclear Facilities, Supplement 1 Regarding the Decommissioning of Nuclear Power Reactors, NUREG–0586 Supplement 1, Volumes 1 and 2, NRC, 2002.

[20]Senior Management Review of Overall Regulatory Approach to Groundwater Protection, SECY-11-0019, NRC, 2011.

[21]Summary of Aging Effects and Their Management in Reactor Spent Fuel Pools, Copinger, D.A., C.B. Oland, and D.J. Naus., NUREG/CR–7111, Oak Ridge, Tennessee, 2012.

[22]TI-182 Temporary Instruction for NRC to perform inspection of licensee activities related to the buried piping and tanks

[23]Temporary Instruction 2515/182, Review of the Implementation of the Industry Initiative to Control Degradation of Underground Piping and Tanks Data Conclusions, 2016

[24]Guideline for the management of underground piping and tank integrity, NEI 09-14, [Rev 3], April 2013

附錄:

本計畫截至 2019 年 11 月所蒐集到國際間地下水相關文獻，依重要性排序如下:

- Groundwater Protection Guidelines for Nuclear Power Plants, 2008, ML080450056
- Related to the License Renewal of Vermont Yankee Nuclear Power Station,2011, ML110591131
- THE PUBLIC HEALTH AND WELFARE, SAFE DRINKING WATER ACT, 2012, ML17060B010
- Clean water act section 401 water quality certification: a water quality protection tool for states and tribes, ML112160635
- Backgrounder on Tritium, radiation protection limits, and drinking water standards, 網頁
- Regulations For Radionuclides Under The Safe Drinking Water Act And 40 CFR 191 Ground Water Requirements, 1991, ML041330302
- LIQUID RADIOACTIVE RELEASE LESSONS LEARNED TASK FORCE FINAL REPORT, 2006, ML062650312
- 10 CFR 50.75 Reporting and recordkeeping for decommissioning planning, 網頁
- 10 CFR 20.1402 Radiological criteria for unrestricted use, 網頁
- Generic FSAR Template Guidance for Life Cycle Minimization of Contamination, NEI 08-08A, 2009, ML093220530
- Groundwater and Soil Remediation Guidelines for Nuclear Power Plants,

2011, ML113120014

- INDUSTRY GROUND WATER PROTECTION INITIATIVE – FINAL GUIDANCE DOCUMENT, NEI 07-07 ,2007, ML072610036
- T7 Evaluating Residual Radioactivity in the Subsurface at Operating and Decommissioning Nuclear Power Plants, 網頁
- COMPLIANCE WITH 10 CFR 40.42's TIMELY DECOMMISSIONING REQUIREMENTS, ML081490589
- NRC Regulatory Issue Summary 2002-02 Lessons Learned Related to Recently Submitted Decommissioning Plans and License Termination Plans, 網頁
- OPTIONS FOR REVISING THE REGULATORY APPROACH TO GROUND WATER PROTECTION, 2012-0046scy
- Decommissioning Planning, yhip-hv-w11
- Request for Alternate Schedule for Completion of Decommissioning (Groundwater Restoration), Source Material License SUA-1548, Docket No. 40-8964, ML092330083
- Status of the Decommissioning Program 2012 Annual Report, ML12298A093
- Post Shutdown Decommissioning Activities Report Vermont Yankee Nuclear Power Station, ML14357A110
- Groundwater Protection Guidelines for Nuclear Power Plants, ML091170595
- TH28 Ground-Water Monitoring and Remediation at Operating and

Decommissioning NPP Sites, 網頁

- Regulation of Groundwater Quality at NRC Licensed Facilities, 網頁
- LICENSE SNM-928; DOCKET NUMBER 70-925 SITE DECOMMISSIONING PLAN GROUNDWATER DECOMMISSIONING AMENDMENT, ML063470609
- Ground-Water Monitoring and Remediation at Operating & Decommissioning NPP Sites, nicholsont-th28-intro-hv-r1
- Groundwater Quality Restoration, Surface Reclamation and Facility Decommissioning Plans, ML18130A130
- Status of the Decommissioning Program 2016 Annual Report, ML16285A207
- Request for Alternate Decommissioning (Groundwater Restoration) Schedule License SUA-1534 (November 2014), ML16222A356
- Groundwater Contamination at Operating and Decommissioning Nuclear Power Plant Sites, parrottj-th28-hv-r1, ML17040A323
- Draft Regulatory Guide DG-4025 “Assessment of Radioactive Discharges in Ground Water to the Unrestricted Area at Nuclear Power Plant Sites”, ML15237A388
- Regulatory Guide 1.21, Rev 2 “Measuring, Evaluating, and Reporting Radioactive Material in Liquid and Gaseous Effluents and Solid Waste”, ML091170109
- NUREG/CR-2907, Volume 15 “Radioactive Effluents from Nuclear Power Plants: Annual Report 2009, Final Report”, ML13218A300

- REGULATORY GUIDE 4.21 MINIMIZATION OF CONTAMINATION AND RADIOACTIVEWASTE GENERATION: LIFE-CYCLE PLANNING, ML080500187
- Groundwater Task Force Final Report, ML101740509
- 10 CFR 20.1406 Minimization of contamination, 網頁
- 10 CFR 20.1501 Subpart F—Surveys and Monitoring, 網頁
- RG 4.22, “Decommissioning Planning During Operations, ML12158A361
- RG 4.25, ASSESSMENT OF RADIOACTIVE DISCHARGES IN GROUND WATER TO THE UNRESTRICTED AREA AT NUCLEAR POWER PLANT SITES, ML16253A333
- Groundwater Contamination Task Force Report, ML101680435
- REGDOC-2.9.1: Environmental Protection: Environmental Principles, Assessments and Protection Measures, version 1.1, 網頁
- Pre-application advice and scrutiny of Radioactive Waste Management Limited: Joint regulators' assessment of the 2016 generic Disposal System Safety Case,2018, 2016-gdssc
- Nuclear Site Remediation and Restoration during Decommissioning of Nuclear Installations,2014, 7192-cpd-report
- Safety Regulations for Decommissioning of Nuclear Power Plants in Japan and Future Challenges,2015, 000104112
- The threat posed by tsunami to the UK,2005, 207061
- IAEA 安全基準文書NS-R-3 (Rev.1)改定への対応について, 000221488
- Summary of Decommissioning and Contaminated Water Management,

20170126_e

- The Sellafield Contaminated Land and Groundwater Management Project: Characterisation of a Complex Nuclear Facility,2012, C-2___PAPER_The_Sellafield_Contaminated_Land_and_Groundwater
- Environmental Management Plan(Decommissioning), 2018, eiadr-emp-oldbury-2018
- The decision on the application to carry out a decommissioning project on the CONSORT reactor at Imperial College Silwood Park Campus under the Nuclear Reactors (Environmental Impact Assessment for Decommissioning) Regulations 1999 (as amended), 2015, imperial-college-15-005
- Regulatory Expectations for Successful Land Quality Management at Nuclear Licensed Sites, land-quality-management
- Regulator Assessment: Qualifying Regulatory Provisions, onr-bit-assessment-3702-decc-onr
- NNB GenCo: Hinkley Point C Pre-Construction Safety Report 2012 Assessment Report for Work Streams B18 (Radioactive Discharges & Waste) and B23 (Decommissioning), onr-cnrp-ar-13-094-radioactive-waste-and-decommissioning
- PUBLIC HEALTH GOALS FOR CHEMICALS IN DRINKING WATER –TRITIUM, 2006, phgtritium030306
- Frequently Asked Questions About Liquid Radioactive Releases, 網頁

- LIQUID RADIOACTIVE RELEASE LESSONS-LEARNED TASK FORCE AND CHARTER, 2006, ML060690186
- NRC CREATES TASK FORCE TO EXAMINE TRITIUM ISSUE, ML060790243
- REQUEST FOR ALTERNATE DECOMMISSIONING (GROUNDWATER RESTORATION) SCHEDULE, CROW BUTTE RESOURCES, INC.,CRAWFORD, NEBRASKA, SOURCE MATERIALS LICENSE SUA-1534, ML16173A130
- GROUND-WATER CONTAMINATION DUE TO UNDETECTED LEAKAGE OF RADIOACTIVE WATER, in200613
- Western Nuclear, Inc. - Split Rock, 網頁
- 2001 ANNUAL UPDATE - STATUS OF DECOMMISSIONING PROGRAM, 2001-0156scy
- Indian Point - Unit 1, 網頁
- Cimarron Environmental Response Trust Meeting Notes, ML16263A347
- Frequently Asked Questions on the Decommissioning of Nuclear Facilities,ML072060368
- Reactor Decommissioning Program Lessons-Learned,ML071240185
- Westinghouse Hematite Decommissioning Project - Request for NRC Review of Final Status Survey Final Report Volume 6, Chapter 7, Post-Remediation Groundwater Monitoring Summary, 網頁
- Lessons Learned from Monitoring Groundwater Contamination at New Jersey’s Nuclear Power Plants, vouglitoisj-th28-hv

- Enhanced Attenuation and Long Term Monitoring of Groundwater Plumes: Examples from the DOE Savannah River Site, denhamm-th28-hv
- EPRI Soil and Groundwater Remediation Guidelines A Review, kimk-th28-hv-r2
- Groundwater Data for YNPS, ML031470577
- Site Ground Water Data Collection for YNPS Decommissioning, Attachment 1 Radiological Profiles of Surface Soil, ML031470590
- Groundwater Contamination (Tritium) at Nuclear Plants, 網頁
- Decommissioning Process, 網頁
- Site Ground Water Data Collection for YNPS Decommissioning, ML031470580
- Docket No. 70-925; License No. SNM-928 Submission of Facility Decommissioning Plan – Rev 1, ML18323A195
- Cimarron (Kerr-McGee) , 網頁
- Decommissioning of Nuclear Facilities , 網頁