

行政院原子能委員會放射性物料管理局
委託研究計畫研究報告

用過核子燃料循環管理方案
技術可行性研究(102 年成果報告)

計畫編號：102FCMA004

報告編號：102FCMA004-07

執行單位：核能研究所

計畫主持人：周鼎

子項工作負責人：邱琬琚

報告作者：邱琬琚

報告日期：中華民國 102 年 12 月

[本頁空白]

Technical Feasibility Study on Spent Nuclear Fuel Cycle Management

Abstract

In accordance to the request of decommission of nuclear power plant in Taiwan, the regulations and research reports of a dry storage facility in the decommissioning NPP are evaluated. The international experience on spent fuel management in a decommissioning site is also included in this study. The up-to-date international status of spent fuel management strategy and dry storage research projects are also reviewed and summarized in this report.

The study results show that most international decommissioning nuclear power plants implement the dry storage facility of spent fuel. Even though the initial installation cost is higher, it's beneficial from the lower maintenance fee and explicit decommissioning schedule. Major nuclear energy countries continue the research projects of spent fuel performance during dry storage and technology improvement.

The international experience can benefit the spent nuclear fuel management strategy and regulatory enhancement program of Taiwan.

Keywords: spent nuclear fuel cycle, spent fuel management in decommissioned NPP, dry storage regulatory

Institute of Nuclear Energy Research

用過核子燃料循環管理方案技術可行性研究

摘要

本報告彙整研析美國除役電廠用過核子燃料貯存安全管制規範與技術報告；分析國際除役電廠用過核子燃料管理方案；蒐集國際主要核能國家用過核子燃料循環管理方案最新動態與乾式貯存技術最新發展。

研究成果顯示國際間對於除役電廠用過核子燃料管理多採用乾式貯存方式，雖然初期建置成本較高，但後續維護成本較低，且易於明確規劃電廠除役時程及執行除役工作。主要核能國家對於用過核子燃料乾式貯存之行為分析與技術研發工作亦持續進行中。

因應國內電廠可能除役之需求，本報告成果將有助於提升國內除役電廠用過核子燃料管理安全水準及管理策略研發技術發展，確保處置安全合於國際標準。

關鍵字：用過核子燃料循環、除役核能電廠燃料管理、乾式貯存法規。

核能研究所

目 錄

1. 前言	1
1.1 研究目的	1
1.2 研究內容	1
1.3 報告內容	2
2. 美國除役電廠用過核子燃料貯存安全管制	3
2.1 除役電廠乾式貯存設施管制規範	3
2.2 研究報告	10
3. 國際除役電廠用過核子燃料管理方案案例	17
3.1 美國	17
3.2 日本	26
3.3 德國	30
4. 國際用過核子燃料循環管理方案	32
4.1 美國	32
4.2 日本	49
4.3 英國	55
4.4 西班牙	57
5. 結論	59
參考文獻	61

附 圖 目 錄

圖 2.3.1 鐵道運輸事件樹.....	12
圖 2.3.2 每次用過核子燃料例行運輸產生之累積劑量.....	13
圖 2.3.3 運輸容器火災 3 小時之模擬分析結果.....	13
圖 2.2.4 例行運輸累積劑量比較.....	14
圖 2.2.5 意外事故造成之累積劑量比較.....	14
圖 3.1.1 美國 Zion 電廠周遭環境.....	19
圖 3.1.2 美國 Zion 電廠配置圖.....	20
圖 3.1.3 美國 La Cross 電廠.....	24
圖 3.1.4 美國 La Cross 電廠配置圖.....	25
圖 3.1.5 美國 La Cross 電廠乾式貯存設施.....	25
圖 3.2.1 日本福島一廠除役時程規劃.....	27
圖 3.2.2 福島一廠共用燃料池規劃.....	27
圖 3.2.3 福島一廠四號機移出作業示意圖.....	28
圖 3.2.4 福島一廠四號機內燃料檢驗結果.....	29
圖 3.3.1 德國 Greifswald 電廠乾式貯存設施.....	31
圖 4.1.1 美國用過核子燃料趨勢.....	33
圖 4.1.2 美國乾式貯存設施位置.....	33
圖 4.1.3 美國用過核子燃料管理規劃.....	35
圖 4.1.4 集中式中期貯存設施建置概念.....	37
圖 4.1.5 NUEX 再處理技術概念.....	38
圖 4.1.6 CISCC 研究用密封鋼筒模型.....	42
圖 4.1.7 CISCC 整合研究計畫時程規劃.....	43
圖 4.1.8 EPRI 機械蛇概念圖.....	45
圖 4.2.1 日本原子能管制單位演變示意圖.....	52

圖 4.2.2 日本 PWR 乾式貯存示範計畫內容	53
圖 4.2.3 日本 PWR 乾式貯存示範計畫測試乾貯筒設計	54
圖 4.2.4 燃料護套模擬分析計算結果	54
圖 4.3.1 英國預定新建核能電廠位置圖	56
圖 4.4.1 西班牙用過核子燃料集中式貯存場址概念	58

附表目錄

表 3.1.1 美國 Zion 電廠除役時程	20
表 3.1.2 美國 Zion 電廠用過核子燃料移出時程規劃	21
表 3.2.1 日本福島一廠用過核子燃料統計資料(至 2011 年 3 月 11 日)	29
表 4.1.1 美國核管會核可乾式貯存護箱	34
表 4.2.1 日本 PWR 乾式貯存示範時程	55

1. 前言

1.1 研究目的

核能發電自 1950 年代開始興起，用過核子燃料之處置方式一直被視為核能工業關鍵的一環。尤其是日本 311 福島事件之後，如何安全管理用過核子燃料成為國際與公眾關切的議題。

基於管制業務技術研發需求，行政院原子能委員會放射性物料管理局爰委託核能研究所執行「102 年度精進放射性物料安全管理技術發展」計畫。本報告為該計畫所屬第 2-1 子項計畫「用過核子燃料貯存安全管理技術發展」中「用過核子燃料循環管理方案技術可行性研究」工作之第 2 年研究成果。

本計畫目的在分析美國核管會對於除役電廠用過燃料乾式貯存安全相關審查規範，國際除役電廠用過核子燃料管理案例評估，國際用過核子燃料循環趨勢與乾式貯存技術發展動態，提供國內權責機關後續管制電廠除役計畫之參考，進而建構自主完善審查技術能力，以監督國內用過核子燃料乾式貯存之安全，促使民眾安心且放心。

1.2 研究內容

依據委託研究計畫申請書擬定之規劃，「用過核子燃料循環管理方案技術可行性研究」102 年度研究內容如下：

- (1) 研析美國核管會對於除役電廠之用過核子燃料貯存安全相關審查規範或評估報告，提供權責機關後續管制電廠除役計畫之參考。
- (2) 蒐集國際主要核能國家除役電廠之用過核子燃料管理方案案例，加以分析研究，以美國除役電廠為主，輔以其他國家經驗，分析其管理方案技

術基礎，提供後續管制單位或研究計劃訂定之參考。

(3)探討分析國際重要組織及各國之用過核子燃料循環管理方案最新研究發展與趨勢。

(4)研析美國核管會用過核子燃料乾式貯存設施安全評估報告及用過核子燃料運送安全評估報告、追蹤乾式貯存最新技術發展資料。

本報告內容為上述項次(1)~(4)之彙整分析結果。蒐集的文獻資料另整理歸類後以光碟提送物管局參考。

1.3 報告內容

本報告為計畫之第二年度成果報告，報告內容第 1 章說明研究目的、研究內容與報告架構；第 2 章說明美國除役電廠用過核子燃料貯存安全管制資訊與研究報告；第 3 章說明國際除役電廠用過核子燃料管理方案案例；第 4 章為國際用過核子燃料循環管理方案最新資訊與乾式貯存技術發展；第 5 章為結論。

2. 美國除役電廠用過核子燃料貯存安全管制

本章主要彙整說明美國核管會對於除役電廠用過核子燃料乾式貯存設施之管制規範與用過燃料池潛在事件風險評估報告。

2.1 除役電廠乾式貯存設施管制規範

根據 IAEA 動力反應器資訊系統(PRIS)統計，美國目前共有 32 個核能機組進入除役階段，包含 10 個沸水式反應器(BWR)機組與 16 個壓水式反應器(PWR)機組，當中 2 個 BWR 機組(Big Rock Point、Shoreham)與 6 個 PWR 機組(Haddam Neck、Main Yankee、Rancho Seco、Saxton、Trojan、Yankee Rowe)已完成除役工作，且有 6 個機組原廠址僅剩下獨立式乾式貯存設施(ISFSI)。

依目前所蒐集之資料顯示，美國已除役電廠或待除役電廠用過核子燃料大多採乾式貯存方式，因為雖然乾式貯存的初始費用較高，但其後續維護及管理費用相對較低，長期來看(20~30 年)整體費用仍較濕式貯存低。且將用過核子燃料移出至乾式貯存系統可使電廠除役時程規劃更加明確且易於進行。

然而電廠完成除役後，廠房皆已拆除，乾式貯存設施之緊急應變計畫、保安計畫、保防計畫以及用過核燃料安全再取出等安全管制變得非常重要，本章節將詳細說明美國核管會對於電廠除役完成後，僅存乾式貯存設施之相關管制法規。

2.1.1 乾式貯存設施緊急應變計畫

依據美國聯邦法規 10 CFR Part 72.32 規定，若建造之乾式貯存設施並未位於核電廠內，或未位於 10 CFR Part 100 規定之核電廠禁區內，或位於一個沒有運轉執照或未准許運轉之核電廠內時，應提出緊急應變計

畫，其內容應包含下述資訊，因此電廠除役完成後之獨立乾式貯存設施緊急應變計畫亦應符合此規定。

- (1) 設施描述。簡要說明乾式貯存設施及附近區域
- (2) 事故類型。定義不同放射性物質的事故。
- (3) 事故分類。事故警報分類分級制度
- (4) 檢測事故。說明查明事故狀態的檢測裝置。
- (5) 減緩事故後果。簡要說明用來減緩每種類型事故後果的方法及相關設備，其中包括對現場工人提供保護和對維護相關設備的計畫描述。
- (6) 評估放射性物質外釋。簡要描述評估放射性物質外釋的方法及設備。
- (7) 責任。簡要描述申請人於意外發生時的責任，包括確認對於及時通報異地備援組織和美國核管會，與負責開發，維護和更新此計劃的人員。
- (8) 通知和協調。承諾與簡要說明及時通報異地備援組織及要求異地援助的方式，包含對於現場受汙染受傷工人的適當醫療處置。必須建立一個控制點以避免事故發生時某些人員或設備的不可用性造成通報的延誤。另外，申請人須保證在事故確認發生一小時內通報美國核管會營運中心。
- (9) 傳遞資訊。簡要說明對於設施狀況、放射性物質外釋及建議防護措施等資訊，如有必要，應提供美國核管會異地備援組織資訊。
- (10) 訓練。簡要說明申請者對於現場工人應對緊急情況與特殊指引的訓練，及對於消防、警察、醫療人員和其他緊急救援人員提供廠區方向訓練。
- (11) 安全條件。簡要描述事故發生後，設施恢復到安全狀態的方式。

- (12) 演習。
- (i) 每半年一次執行與異地備援組織的通信檢查和每兩年執行現場演習，以測試模擬事故發生時的應急準備。每年執行一次放射/保健物理，醫療，衛生和消防演習。半年通信檢查應包括所有必要的電話號碼，檢查和更新。申請人應邀請異地備援組織參加每兩年舉辦之演習。
 - (ii) 建議參與異地備援組織每兩年舉辦一次的演習(非強制性)。
- (13) 危險化學品。申請人應確保該設施內的危險化學品符合 the Emergency Planning and Community Right-to-Know Act of 1986, Title III, Pub. L. 99-499 之認證。
- (14) 緊急應變計畫之評論。申請者應允許異地備援組織於意外發生 60 天內對於緊急應變計畫提出評論。後續計畫的修改除非與異地備援組織有關，否則無須再度知會。申請人應於 60 天內將修正的緊急應變計畫送交美國核管會。
- (15) 異地援助。申請人的緊急應變計劃應包含對於異地援助的請求及有效利用現場的安排說明，及利用現場其他組織來增強此計畫。
- (16) 對公眾提供信息之安排。

若乾式貯存設施位於核電廠內，依美國核管會 ISG-16 (Spent Fuel Project Office Interim Staff Guidance-16 Emergency Planning)，認定乾式貯放的用過核子燃料被動之安定特性，其在健全乾式貯存設施貯放，並無明顯的外釋擴散機制，對於乾式貯存設施的廠外緊急應變計畫並未要求，乾式貯存設施申請者於申請時亦無需提報廠外的緊急應變計畫

2.1.2 獨立乾式貯存設施保安計畫

依據美國聯邦法規 10 CFR 73.51 規定，獨立式乾式貯存設施應建立且維持一個實體保安系統，以確保用過核子燃料及高放射性廢棄物貯存之高度安全性，而不會構成對於公眾健康安全不合理的危險性。

此系統必須滿足下述保防能力要求 (10 CFR 73.51 (b)(2)規定)，且其設計必須為可預防因設施監控失效，以致於導致發生輻射外洩，使其劑量足以超過 10CFR72.106 之敘述規定值。

- (i) 貯存設施只能設置在保護區內
- (ii) 須獲得授權後，方可允許進入保護區
- (iii) 偵測並發覺保護區內未獲授權之入侵行為或活動
- (iv) 提供即時的通訊能力，當有需要時可即時傳送給指定之應變處理人員
- (v) 確保有效地管理實體保安組織。

設施持照人應保存有效保安計畫之副本至少三年或直到執照終止為止。

10 CFR 73.51(d)中明確規定獨立式乾式貯存設施之保安計畫中應涵蓋之實體保安系統、組件及程序，以滿足上述保防能力要求，簡要描述如下：

- (1) 用過核子燃料需貯存於具有兩道實體屏蔽的保護區內，第一道屏蔽為保護區周邊防護(安全圍籬)，依 10 CFR 73.2 規定建立隔離區，以圍籬界定出兩邊各 20 英尺的寬度淨空；第二道屏蔽為貯存護箱防護以防止入侵及滲透(penetration)。
- (2) 必須提供足夠的照明設備以允許適當評估於保護區內之未經授權之入侵或滲透活動。
- (3) 保護區邊界必須持續監控和配置主動式入侵偵測警報系統，保護區內部設置 24 小時人員監控的警報站，警報站具有防彈牆、門、

天花板及地板，且由保護區外部無法窺見。

- (4) 保護區應有日間不定時巡邏監控，若依 NUREG-1619 “獨立式用過核子燃料及高放射性廢棄物貯存施設實體保安計畫標準審查計畫，Standard Review Plan for Physical Protection Plans for the Independent Storage of Spent Fuel and High-Level Radioactive Waste”內容中，不定時巡邏頻率應考慮設施尺寸、位置及其鄰近區域之活動性質來訂定，舉例來說，每日最少安排 2 次不定時巡邏。
- (5) 應建立保安組織，組織內需包含每班足夠的人力資源以確保監控系統營運及執行巡邏作業、進出管制及適當反應人所需之人力。此保安組織內部成員必須經過培訓、配置適當儀器、符合資格並且重新確認可執行其工作職掌內容。
- (6) 必須建立指派應變人員或當地執法機構（LLEA）聯繫文件，以確保即時應對未經授權的滲透或活動。
- (7) 應建立並維持一套身分辨明系統及控制鎖定系統來防止未授權之進入
- (8) 現場巡邏人員與指派應變人員或當地執法機構（LLEA）之間必須配置備用之通訊能力。
- (9) 所有的個人，車輛和隨身攜帶的物品進入保護區前須經過適當的授權與進行爆炸物目視檢查。
- (10) 針對非授權滲透活動或依據 10CFR73 附錄 C 的第 5 類 “程序” 中保護區內的活動，應建立書面回應文件，並保持其副本記錄至少 3 年或直至開發程序的執照終止為止。每個變更文件的副本亦應保留 3 年或直至執照終止。
- (11) 所有的檢測系統及其配套子系統必須配置防止篡改之監督線路，

這些系統，包含監視/評估和照明系統，必須保持在正常運作狀態。當發現操作上的問題時，應立即採取補救措施以確保安全系統的有效性。

- (12) 實體保安方案必須每 24 個月由獨立於實體保安方案管理組織與執行者以外的人員進行審查。實體保安方案審查應包含對於實體保安系統有效性的評估，和指派應變人員或當地執法機構（LLEA）聯繫文件的驗證。
- (13) 下列文件應於建立後至少保存 3 年或直到執照終止。若已依 10 CFR 72.180 及 73.71 規定要求保存之文件則無需重複保存。
 - (i) 個人進入保護區紀錄；
 - (ii) 篩選記錄的安全組織成員；
 - (iii) 所有巡邏紀錄；
 - (iv) 每個警報紀錄，包含警報類型、發生地點、日期和時間，和處理方式；
 - (v) 實體保安方案審查報告。

2.1.3 獨立乾式貯存設施保防應變計畫(Safeguards Contingency Plan)

依據美國聯邦法規 10CFR 72.184 規定，獨立式乾式貯存設施應針對外來威脅或放射性破壞，設置一個符合 10 CFR 73 Appendix C 規定之保防應變計畫(Safeguards Contingency Plan)。而 10 CFR 73 Appendix C 則說明此保防應變計畫是對於特定核子材料或核子設施遭受威脅、竊盜、或放射性破壞時，給予電廠人員處理方式之文件化導則。

保防應變計畫應涵蓋下列內容：

- (1) 一組預先決定的決策與行動以滿足特定目標。

- (2) 有效執行上述決策所必要的資料、標準、程序及機制。
- (3) 負責每一個決策與行動的特定個人、團體或組織。

一個保防應變計畫應包含下列 5 類資訊：背景說明(Background)、一般通用規劃基礎(Generic Planning Base)、持照人規劃基礎(Licensee Planning Base)、責任矩陣(Responsibility Matrix)及程序(Procedures)。其中雖然第 5 類的執行“程序”資訊為整個計畫中最關鍵與重要的一環，然而由於此類別詳細運轉資訊經常在改變，因此無須送委員會審核，而是由美國核管會員工定期檢查來評估。

2.1.4 乾式貯存設施之用過核燃料安全再取出

依據美國聯邦法規 10 CFR 72.122(l)規定，無論是特定場址執照或通用執照之乾式貯存設施，其系統設計都必須允許用過核子燃料在執照有效期限內可再取出進行後續再處理或最終處置作業。但美國核管會對於除役電廠之乾式貯存設施並未有另外規定其再取出作業規範，對於用過核子燃料再取出方面則是依據相關法規訂定過渡時期專家審查指導方針(Interim Staff Guidance Document, ISG -2 Rev.1) 來判斷申請的乾式貯存系統能否依據 10 CFR 72 的規定確保用過核子燃料之再取出性，用以決定是否核發申請執照的文件。

用過核子燃料隨時再取出性可分兩方面討論：1)自乾貯護箱傳送一個已封焊之密封鋼筒至 a)無須移出用過核子燃料至運送包裝設備或 b)一個用過燃料池或其他可用來移出與轉換的設施；2)如果無法確認用過核子燃料狀態是否可執行運送作業，則需考量將其由貯存護箱移出並重新裝載用過核子燃料至一個可傳送的配置或將用過核子燃料裝載入一個與原本不同但適合後續運送之貯存護箱。上述兩種方式皆必須滿足法規 10

CFR 72.122(l)與 10CFR 72.236(m)的規定。

2.2 研究報告

2.2.1 美國核管會用過核子燃料運送風險評估報告(NUREG-2125)

美國核管會(NRC)自 1977 年 9 月發布了 NUREG-0170 放射性物質航空或其他方式運輸之最終環境影響評估 (Final Environmental Statement on the Transportation of Radioactive Material by Air and Other Modes)研究報告來評估放射性物質安全運輸之相關法規適用性，至今 35 年來已進行多次放射性物質運輸之風險評估及其他分析。在這段時間內，管制規範、運送實施及運輸容器設計大多維持不變，因此這段時間之實際運輸風險也維持不變，真正改變的是風險計算。這個改變是因為在意外事故時，護箱相對效應及內部裝填的用過核子燃料內容之評估能力改進，這個改進包括在更先進的計算工具，導致每次運送分析出的風險機率降低。

美國核管會於 2012 年 5 月發布最新版的用過核子燃料運送風險評估報告初稿(NUREG-2125, Spent Fuel Transportation Risk Assessment)，此報告分析了三種美國核管會核准之運輸容器(Transportation cask)在例行運輸及運輸意外事故情況下的風險評估。

下列兩種設計是利用鐵道運輸：第一種是具有鐵加馬屏蔽與內部焊接密封鋼筒的運輸容器；第二種是具有鉛加馬屏蔽且可用來運輸裝填於內部焊接密封鋼筒或直接裝填入運輸容器(無內部密封鋼筒)之用過核子燃料；另一種公路運輸容器設計為具有耗乏鈾加馬屏蔽並直接裝載用過核子燃料，這三種護箱分析結果用來代表其他護箱設計。

另一點值得注意的是 NUREG-2125 為一般通用風險評估報告，並非

針對某一特定設施、外界要求或建議驅使、環境影響評估或聯邦行動、執照核發行動及運輸保安而進行分析。

在計算模式方面，報告內分為兩個部分：

- (1) 例行運輸情況：判斷例行運輸時，運輸容器對於不同群體 (populations) 所造成的放射線劑量
- (2) 意外事故情況：利用有限元素分析方法來計算運輸容器遭遇撞擊或升溫意外事故，並利用使用美國交通運輸部(U.S. Department of Transportation) 所設計的“事件樹”(如圖 2.2.1)來評估事故狀態概率。

此報告使用 RADTRAN 來計算卡車或鐵路運輸時，例行運輸與意外事故所造成之劑量風險，且利用類似 NUREG-0170 和 NUREG/CR-6672 的方法分析。

分析結果得知在例行運輸情況下，用過核子燃料運送所造成的集體輻射劑量是微乎其微，大約僅是集體背景輻射劑量的 4~5 倍(如圖 2.2.2)。若用過核子燃料運送期間發生事故，導致放射性物質外釋機率約為十億分之一，所造成的個人最大暴露劑量(maximally exposed individual, MEI)小於 2 Sv，且僅有在鐵路運送無內部焊接密封鋼筒運輸之容器設計有可能在特別嚴重的意外事故下發生。因此，兩種特別嚴重的事故(包含放射性物質外釋與屏蔽喪失意外)造成的集體劑量風險相較於一個沒有外釋與沒有屏蔽喪失的事故是可被忽略的。

在火災事故分析中，假設運送護箱遭遇 3 小時火災情況，分析結果如圖 2.2.3 所示，密封墊片溫度仍低於 350°C 之破損溫度，用過核子燃料溫度低於 750°C 之燃料爆裂溫度，故可推論火災導致加馬屏蔽喪失的風險是可忽略的，分析結果亦不會造成放射性物質外釋。

NUREG-2125 報告分析結果也與前面幾份用過核子燃料運輸研究報告(NUREG-0170 及 NUREG/CR-6772)進行比對分析，如圖 2.2.4 及 2.2.5。在圖 2.3.4 中，由於此份研究計算時採用更頻繁且較長時間停留的加油站，更高的人口密度與車輛密度，且卡車加油暫停時，加油站附近的人口密度較高來分析，所以得到的累積劑量較另外兩種方式高。另一個“Public only”是排除了監控人員、工作人員及加油站人員之累積劑量。

圖 2.2.5 中，在 NUREG-2125 研究中，由於核准的運輸容器較通用護箱有更好的性能表現、修正再懸浮模組導致較低的再懸浮劑量，及更新版的事件樹反射出更低的嚴重事故發生機率，因此得到較低的劑量風險。此外，分析結果得到，具有內部密封鋼筒的運輸容器設計於事故情況下，不會造成任何輻射外洩。

事故 ACCIDENT	車速分布 SPEED DISTRIBUTION	表面撞擊 SURFACE STRUCK	機率 PROBABILITY
出軌 Derailment: 0.7355	出軌(無失火) 碰撞速度 80-113 kph collision: 0.06043 碰撞速度 >113 kph collision: 5.01e-5	橋外 Off bridge: 0.9887	Into slope: 0.0011 邊坡 4.76e-5 Embankment: 0.0004 堤岸 1.73e-5 Into structure: 0.0077 建築 0.000333 Into tunnel: 0.00801 隧道 0.000347 Other: 0.9828 其他 0.04252
		橋上 On bridge: 0.0113	0.00049
		橋外 Off bridge: 0.9887	Into slope: 0.0011 邊坡 3.95e-8 Embankment: 0.0004 堤岸 1.43e-8 Into structure: 0.0077 建築 2.76e-7 Into tunnel: 0.00801 隧道 2.87e-7 Other: 0.9828 其他 3.53e-5
		橋上 On bridge: 0.0113	4.10e-7

圖 2.3.1 鐵道運輸事件樹

每趟用過核子燃料卡車例行運送產生之累積劑量(人-西弗)

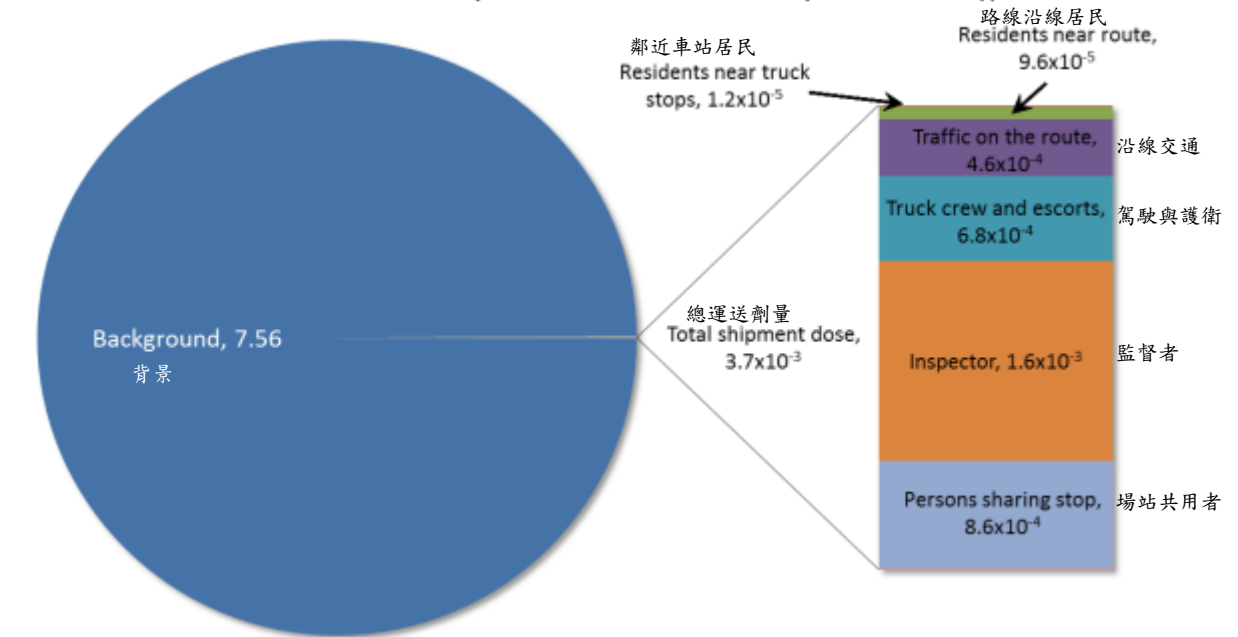


圖 2.3.2 每次用過核子燃料例行運輸產生之累積劑量

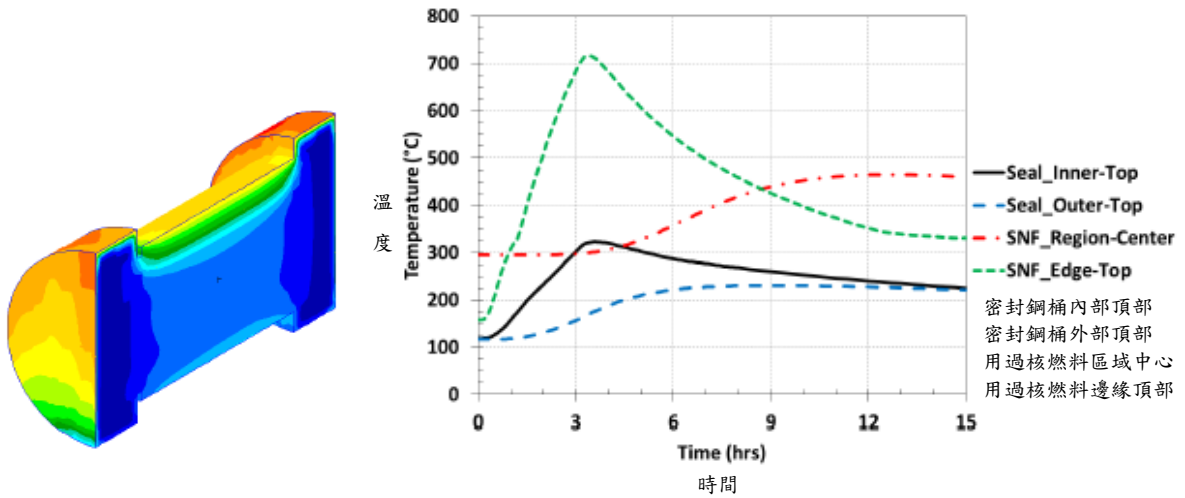


圖 2.3.3 運輸容器火災 3 小時之模擬分析結果

卡車例行運送產生之平均累積劑量(人-西弗)

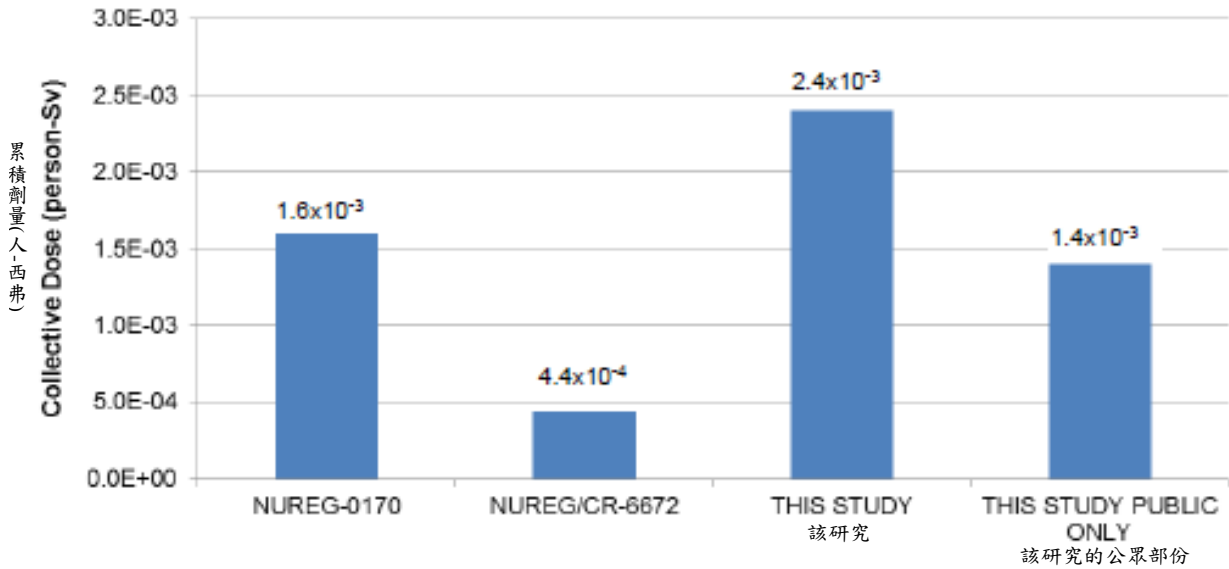


圖 2.2.4 例行運輸累積劑量比較

事故造成之平均累積劑量(人-西弗)

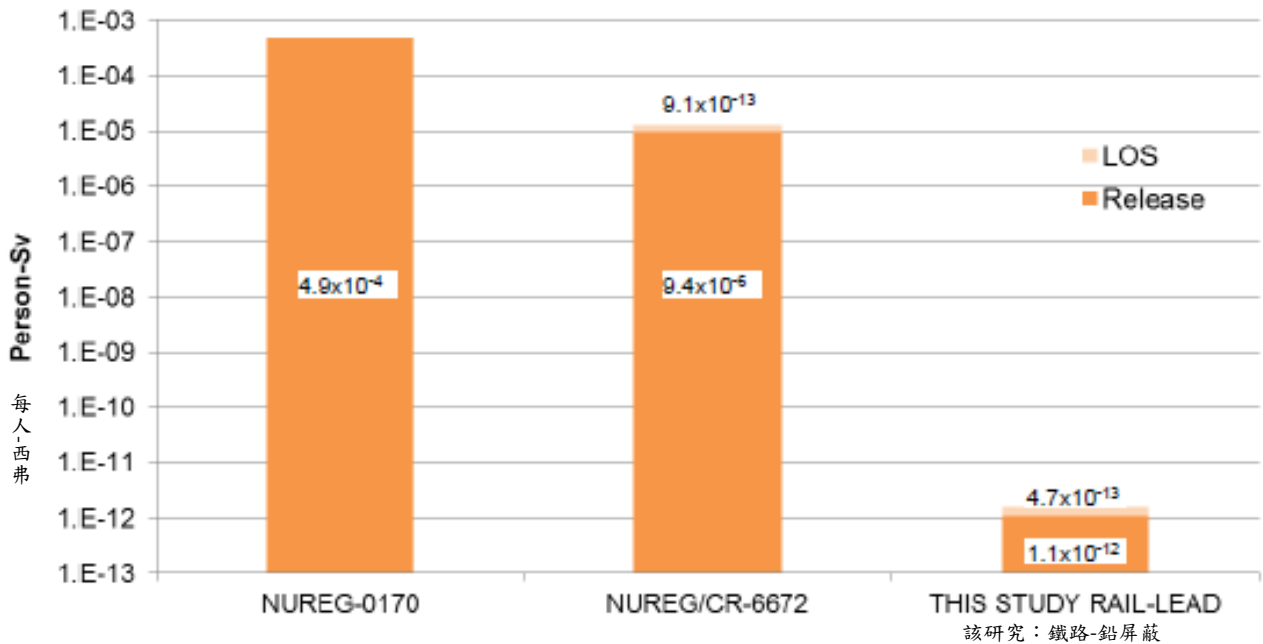


圖 2.2.5 意外事故造成之累積劑量比較

2.2.2 美國核管會除役電廠用過燃料池潛在事件風險評估報告(NUREG-1738)

美國部分除役電廠已向核管會(NRC)提出豁免部分 10 CFR 50 中對於異地緊急應變計畫、保險、核子保防的要求，因為其反應爐已停機並將用過核子燃料移出至用過燃料池，傳統反應器可能導致的事務連鎖反應將不再適用於除役電廠，所以 10CFR50 中某些管制規範相對來說太過嚴格且並未能實際增進公共安全。核管會經過評估個別電廠情況後，同意這些豁免申請，這導致針對不同的豁免申請評估範圍與接受標準不一致的情況發生。

為了提升在管制規範的一致性和可預測性，核管會針對除役電廠管制規範架構進行了一連串的努力，以確保這些除役電廠之公眾安全。由於對除役電廠來說，造成公眾安全的疑慮來自用過燃料池貯存之核子燃料，因此核管會針對此議題完成了一份研究報告：除役電廠用過燃料池潛在事件風險評估報告(NUREG-1738：Technical Study of Spent Fuel Pool Accident Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants)。

此報告主要採用安全度評估方法 (Probabilistic Risk Assessment, PRA)，搭配熱工水力學(thermal hydraulics)、反應率(reactivity)、系統分析(systems analysis)、人員可靠度分析(human reliability analysis)、地震與結構分析(seismic and structural analysis)、外部危害評估(external hazards assessment)及異地放射性後果(offsite radiological consequences)等分析結果來進行研究。安全度評估主要在辨別除役電廠中潛在嚴重事故情境，並估計這些情境發生的可能性與後果。研究人員亦根據管制導則 RG1.174 之分析策略來檢驗異地緊急應變計畫。

此報告之結論為在除役電廠用過燃料池發生鋳合金火災及嚴重意外的機率很低且能符合美國核管會之安全要求，該報告亦提到空氣環境

中用過核子燃料源項(source term)生成的研究將有助於減少分析中之不確定性。

3. 國際除役電廠用過核子燃料管理方案案例

本年度工作內容為蒐集國際已除役或待除役電廠之用過核子燃料管理方案案例，分析其管理方案技術基礎，提供後續管制單位或研究計劃訂定之參考。

3.1 美國

3.1.1 Zion 核電廠

Zion 電廠屬於 Exelon 電力公司之核能電廠，位於伊利諾州西方的 Zion 市，東側鄰近密西根湖，南北銜接 Zion 國家公園(如圖 3.1.1)，佔地約 245 英畝。配置二部西屋壓水式 4 環路反應器，功率為 1040MWe，其場內配置如圖 3.1.2 所示，一號機自 1973 年開始商轉，二號機自 1974 年開始商轉，運轉期間除了在 1998 年停機後發現蒸汽產生器迴路有洩漏以外(Steam Generator tube leakage)，並無其他意外發生。

1998 年因經濟因素停止運轉之後，由於當時評估拆廠除役的費用超過其運轉期間累積的後端基金，無法進行除役工作，因此採取 SAFSTOR 除役方式暫時將核能設施長期安全貯存後，後續再進行除污與拆除的工作。

2010 年 9 月 Exelon 公司將 Zion 核電廠轉交 EnergySolution 子公司 ZionSolution 進行除役工作，美國核管會也將 Zion 電廠提撥的後端基金全部轉移給 ZionSolution 公司進行除役專款。因此 Zion 電廠自 2010 年開始執行除役工作，預計 2020 年原廠址的土地除了乾式貯存設施預定地外，除役並復育完成後再還給 Exelon 公司，整體除役時程規劃如表 4.1.1。

Zion 電廠一號機共運轉 15 週期，累積產生 1,125 束用過核子燃料，二號機共運轉 14 週期，累積產生 1,101 束用過核子燃料，電廠關閉後皆暫貯在用過燃料池中。因應其除役計畫，2,226 束用過核子燃料將會於 2014 年底前全數轉移至 61 組 NAC MAGNASTOR®/ MAGNATRAN 乾貯系統，用過核子燃料移出時程規劃如表 3.1.2 所示。

用過核子燃料在進行燃料移轉作業前，需進行燃料特性調查與完整性評估工作，確認貯存之燃料能夠符合乾貯罐 CoC 設計準則，且依據美國核管會 ISG-1 Rev.2 評估燃料完整性，確保其乾式貯存期間與後續可能的運送過程安全。其評估方式首先先調查燃料設計參數及運轉歷史，蒐集 Zion 核電廠運轉歷史資料，接著執行 2,226 束 PWR 燃料目視檢驗 (1000 束約耗時 2 個月)，搭配判斷規則決定進行真空啜吸的燃料數目，2012 年 3 月份數據顯示，進行真空啜吸之用過核子燃料約為 200 束。

燃料特性調查結果，Zion 核電廠共有 3 種西屋公司設計的 15x15 壓水式反應器(PWR)燃料束，其種類與數量分別為：1,122 束 LOPAR (Low parasitic)燃料束、712 束 OFA(Optimized Fuel Assembly)燃料束、392 束 Vantages-5 燃料束。

根據調查與評估結果：8 束為運轉歷史紀錄記載有破損、6 束為超音波檢驗有疑慮者、43 束為燃料池真空啜吸檢驗發現、2 組燃料束外包覆有損傷。這些疑似或確認燃料破損者應放置入破損燃料貯存罐 (damaged fuel can, DFC)後，再用特定的燃料貯存鋼筒密封貯存。

Zion 電廠共有 36 束燃耗超過 45Gwd/MTU 的用過核子燃料，由於評估結果無法透過 MAGNATRAN 運輸容器進行運輸工作，因此將燃耗超過 45Gwd/MTU 的用過核子燃料放置於破損燃料貯存罐再放置入乾式貯存鋼筒中貯存。

Zion 電廠於 1998 年停止運轉後，兩部機組共產生 201 束未耗乏

(under-burned)用過核子燃料，依據分析結果，這些未耗乏燃料可直接貯存於 MAGNASTOR 乾貯系統進行貯存。但由於無法通過運送意外事件臨界度分析計算，故無法透過 MAGNATRAN 運輸容器進行燃料運輸工作。為了解決這個問題，每一束未耗乏燃料將會與一束 Rod Control Cluster Assembly(RCCA)放置於貯存鋼筒內。

截至 2013 年 2 月止，Zion 電廠已完成燃料特性調查、周邊吊運輸送裝置準備、路線整頓、乾式貯存鋼筒與混凝土護箱及乾式貯存場之建設等準備工作，預計 2013 年下半年至 2014 年八月執行燃料裝填及轉移至乾式貯存場工作。



圖 3.1.1 美國 Zion 電廠周遭環境

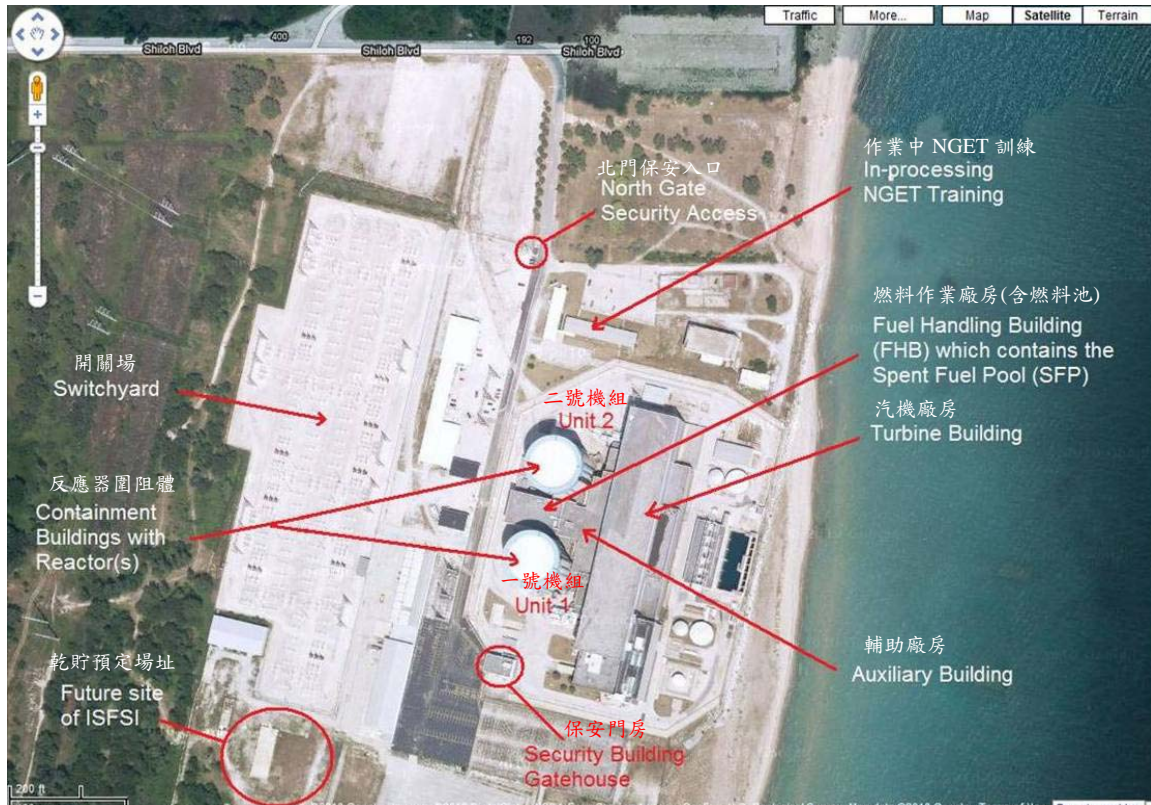


圖 3.1.2 美國 Zion 電廠配置圖

表 3.1.1 美國 Zion 電廠除役時程

年	里程碑
2012	完成用過核子燃料乾式貯存密封鋼筒及搬運系統的相關準備作業
2013	核子反應器壓力槽內部組件拆除與切割作業完成
2014	完成用過核子燃料池內的燃料移轉作業 完成反應器壓力槽切割作業 將電廠置入冷卻全黑環境(cold and dark)
2015	污染設施清運完成
2016	完成汽機及廠房周邊建物拆除作業
2017	完成電廠所有主要設施拆遷作業
2018~2019	完整的廠址土地復育和最終環境調查完成
2020	除役計畫完成

表 3.1.2 美國 Zion 電廠用過核子燃料移出時程規劃

時間	任務執行內容
2011~2012	燃料特性調查、周邊吊運輸送裝置準備、路線整頓
2011~2013	乾式貯存鋼筒、混凝土護箱、乾式貯存場之建設等準備工作完成
2013~2014	燃料轉移至乾式貯存場

3.1.2 Kewaunee 電廠

Kewaunee 電廠屬於 Dominion 電力公司旗下之一座核能電廠，配置一部西屋壓水式反應器，功率為 556MW，自 1974 年開始運轉，2011 年 2 月取得美國核管會執照更新許可運轉至 2033 年。然而 2012 年 10 月，Dominion Energy Kewaunee 公司(DEK)宣布 Kewaunee 電廠將提前於 2013 年 5 月 7 日永久停機。

2013 年 2 月 26 日，DEK 送交一份更新版的用過核子燃料管理方案給美國核管會，內容包含了 4 個階段，第一階段是自 2013 年 7 月 1 日自 2020 年 7 月 1 日，電廠須將所有的用過核子燃料自爐心移出至用過燃料池(總數為 1335 束)，經適度冷卻之後再轉移至乾式貯存設施(ISFSI)，其採用 Transnuclear NUHOMS 設計。第二階段是在所有用過核子燃料移出後，將電廠處於 SAFSTOR，期間大約是 6 個月；第三階段預計由 2020 年起至 2050 年底，用過核子燃料將自乾式貯存設施(ISFSI)移自 DOE 場所；第四階段則是乾式貯存設施(ISFSI)的除役工作。總經費預估以 2012 年為基本約需 3 億 4 千 2 百 2 十萬美元。

3.1.3 Connecticut Yankee 電廠

Connecticut Yankee 電廠擁有一部西屋壓水式反應器，功率為 619MW，自 1968 年開始運轉，1996 年永久停機，1998~2007 年除役完成，目前廠址僅存乾式貯存設施(ISFSI)。

在除役開始之前，Connecticut Yankee 電廠先進行用過燃料池廠房改善作業，於 1998 年完成安裝氣冷式冷卻系統(將冷卻系統與其他廠房獨立隔開)、用過燃料池清理離子交換器、柴油緊急發電機(確保備用電源)、改善通風、輻射監控及備用水源。

接著執行用過核子燃料長期貯存評估工作，經比較後決定採用乾式貯存，2002 年 NAC-MPC 乾貯罐製造完成，2004 年第一季度開始進行燃料移轉，2005 年 3 月完成 40 罐 1019 束用過核子燃料及 3 罐 GTCC 廢棄物裝填作業。CY 電廠預估後續 ISFSI 維護費用約為每年 8 百萬美元。

3.1.4 Maine Yankee 電廠

Maine Yankee 電廠擁有一部壓水式反應器，功率為 900MW，自 1972 年開始運轉，1997 年永久停機，1997~2005 年除役完成，目前廠址僅存乾式貯存設施(ISFSI)。

Maine Yankee 電廠在除役初期亦針對用過燃料池進行了一連串的改善作業，包含冷卻系統、過濾系統、控制系統、監控系統及電力系統，主要是將用過燃料池獨立出來成為一個核島區，以方便進行電廠其他區域的除役工作。

接著執行用過核子燃料長期貯存評估工作，經比較經濟成本、除役時程及 DOE 於 2023 年可能無法接收燃料等因素後決定採行乾式貯存方式並選定 NAC-UMS 系統，2004 年 2 月完成 60 罐 1434 束用過核子燃料

及 4 罐 GTCC 廢棄物裝填作業。

另外，由於 Maine Yankee 電廠運轉初期有燃料破損情況發生，因此對於每個貯存罐裝填燃料都須經過確認工作。1434 束移轉至乾式貯存設施(ISFSI)的用過燃料中約有 300 束由於實際或潛在的燃料缺陷而定義成“非標準處理”燃料，在燃料裝填之後須經過特別審查工作。

3.1.5 Oyster Creek 電廠

Oyster Creek 電廠屬於 Exelon 電力公司旗下之一座核能電廠，配置一部沸水式反應器，功率為 636MW，自 1969 年 12 月 1 日開始運轉，2009 年 4 月取得美國核管會執照更新許可運轉至 2029 年 4 月。然而 2010 年 12 月，Exelon 電力公司宣布 Oyster Creek 電廠將提前於 2019 年底永久停機。

該電廠於 2000 年曾與美國電力研究所(EPRI)合作進行除役前置規畫工作，並提出技術報告，於用過核子燃料長期貯存方面除了已知的場內濕式及乾式貯存外，還提到異地乾式貯存(Off-Site Interim Dry Storage)，其中 Private Fuel Storage, LLC 雖然於 2006 年取得美國核管會核可設置於猶他州的私人乾式貯存場執照，但由於猶他州政府及其他團體的反對提出聯邦訴訟而暫置中。

3.1.6 La Crosse 電廠

La Crosse 電廠屬於 Dairyland 電力公司旗下之一座核能電廠，位於威斯康辛州 Vernon 市，靠近密西西比河東岸，配置一部沸水式反應器，功率僅為 50MW，此電廠為美國當時原子能委員會(Atomic Energy Commission,AEC)所資助的示範電廠之一，廠區如圖 3.1.3 所示。自 1969

年 11 月 7 日開始商轉，1987 年 4 月 30 永久停機。

La Crosse 電廠永久停機後，其 SAFSTOR 除役計畫於 1991 年 8 月 7 日核可，Dairyland 電力公司於 1998 年 5 月 13 日舉辦停機後除役活動 (post-shutdown decommissioning activities) 會議，提出停機後除役活動報、告，預估除役所需總經費約為 6 千 7 百萬美金，規劃於 2011 年電廠原址建置一個獨立式乾式貯存設施，將用過核子燃料移至乾式貯存以利進行後續除役作業，廠區與乾式貯存設施配置如圖 3.1.4。

La Crosse 電廠運轉期間共產生 333 束用過核子燃料，其中包含 155 束 Allis-Chalmers 燃料束及 178 束 Exxon 燃料束，當中所有的 Allis-Chalmers 燃料束與 2 束 Exxon 燃料束破損，預計裝入 5 個 NAC 乾式貯存密封鋼筒(每一個密封鋼筒可置入 68 束用過核子燃料)，包含 160 個破損燃料罐(155 A-C 燃料束、2 束 Exxon 破損燃料束、1 個爐屑及 2 個備用罐)。

根據乾貯作業運轉紀錄，每一個密封鋼筒裝填作業約需要 8 到 20 個工作天，每天兩班，共動用 60 人力，以 85 天又 9.5 小時完成所有用過核子燃料裝填作業，完成的獨立式乾貯設施如圖 3.1.5。



圖 3.1.3 美國 La Cross 電廠

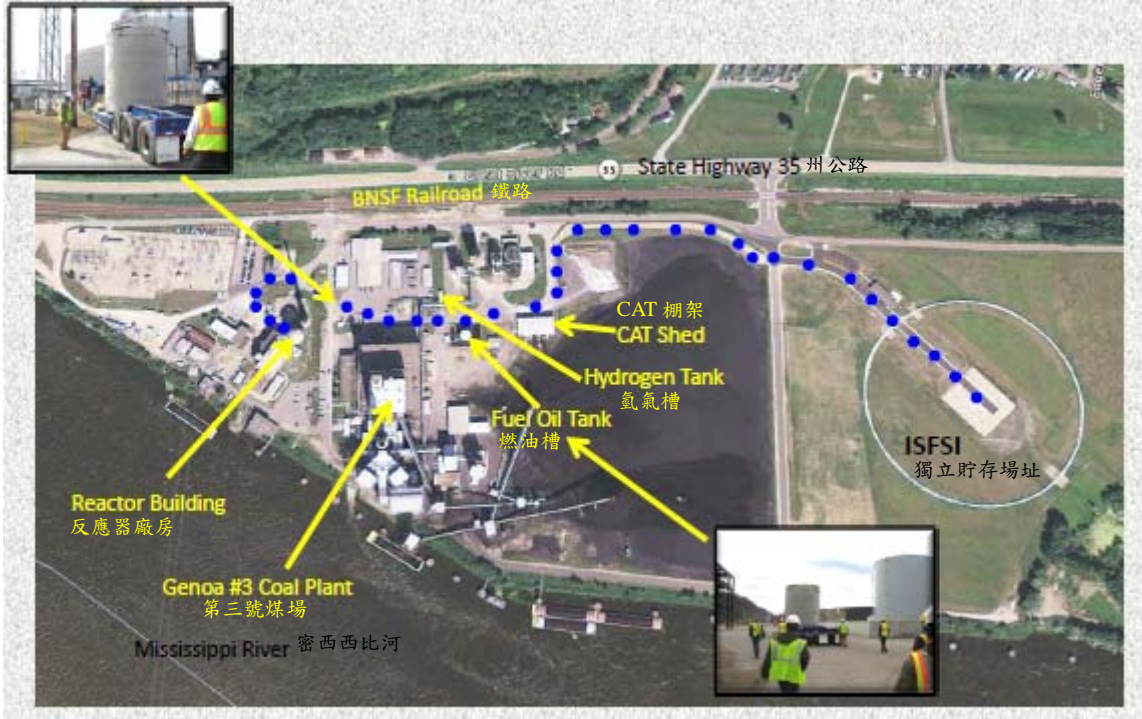


圖 3.1.4 美國 La Cross 電廠配置圖



圖 3.1.5 美國 La Cross 電廠乾式貯存設施

3.2 日本

3.2.1 福島一廠

日本福島一廠一~四號機組於福島事件後已宣告進入除役階段，規劃時程如圖 3.2.1 所示，然日本首相於 2013 年 9 月視察福島一廠時，要求東京電力公司將已停機的五號機及六號機一併除役。

日本福島一廠除役計畫目前已進入第二階段，為因應日本政府要求儘速實施燃料之取出作業，將於 2013 年 11 月開始移出福島一廠四號機用過燃料池之核子燃料，2014 年開始移出三號機用過燃料池之核子燃料，預計最快 2020 年開始移除 1、2 號機的燃料爐屑，2040~2050 年間完成除役工作，目前各項工作皆按照進度執行中。

福島一廠用過核子燃料統計數據如表 3.2.1 所示，由於共用燃料池 (common pool) 的容量亦接近飽和，即使不考慮五、六號機，一~四號機共有 3,108 束燃料束須移入共用燃料池內。

為接收及貯存由各部機組用過燃料池移出之核子燃料，東京電力公司規劃為將原先貯存於共用燃料池內且未破損之燃料將移出至乾式貯存設施，並且將破損燃料與未破損燃料分開存放，如圖 3.2.2 所示，然而對於破損燃料的定義及處理方式，東京電力公司仍在進行研究當中。

四號機燃料移出作業已於 2013 年 11 月 18 日順利展開，作業示意圖如圖 3.2.3，燃料運輸採用 NFT-22B 燃料運送罐，後續針對三號機或其它用過燃料池內之可能受損燃料束將採用新的運送罐設計以確保運送安全，目前尚未確認要使用何種運送罐。

在執行四號機燃料移出作業前，為確認貯存於四號機之燃料狀況及其完整性，東京電力公司於 2012 年 7 月 18/19 日吊出兩束未使用之燃料束，進行目視檢驗，檢查結果顯示：燃料元件無變形、燃料吊運未造成

破損、少數瓦礫掉落燃料束內部、鐵基化學複合物附著於燃料棒上，整體來看燃料束維持完整性，檢驗結果如圖 3.2.4 所示。

由於用過燃料池有注入海水冷卻，海水對於用過核子燃料長期貯存是否會有影響值得關注，因此東京電力公司將對三號機及四號機用過燃料池內用過核子燃料進行完整性評估作業，包含照射後熱室檢驗(Post Irradiation Examination, PIE)確認護套氧化膜厚度。

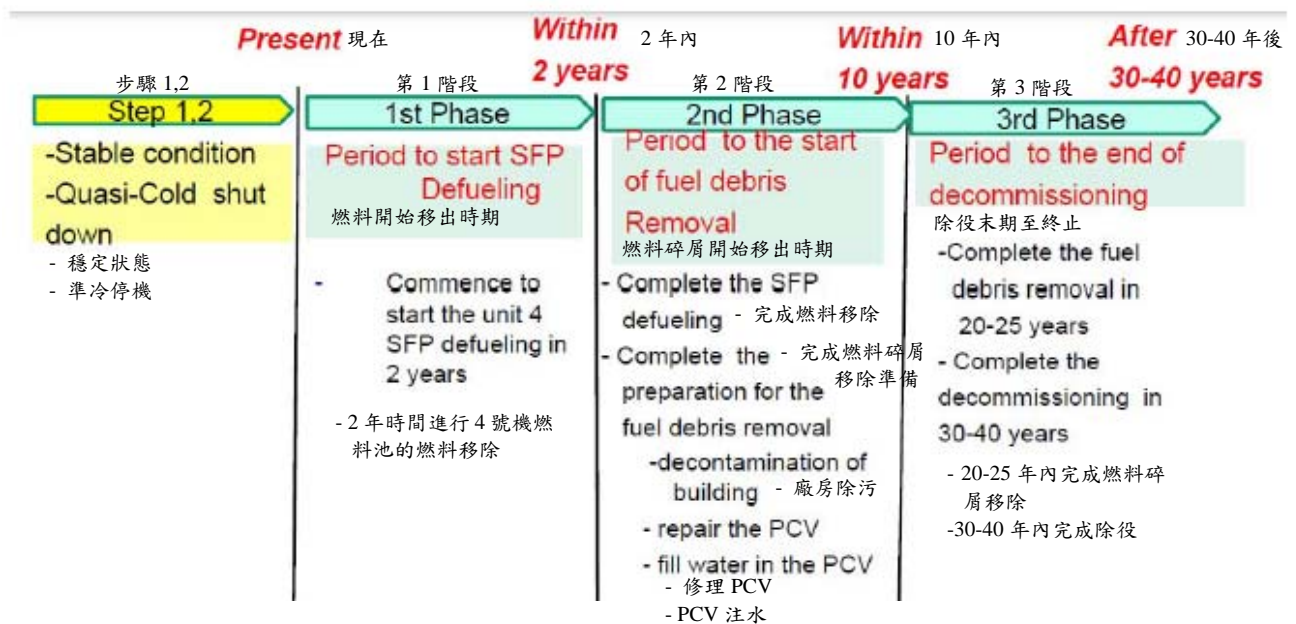


圖 3.2.1 日本福島一廠除役時程規劃

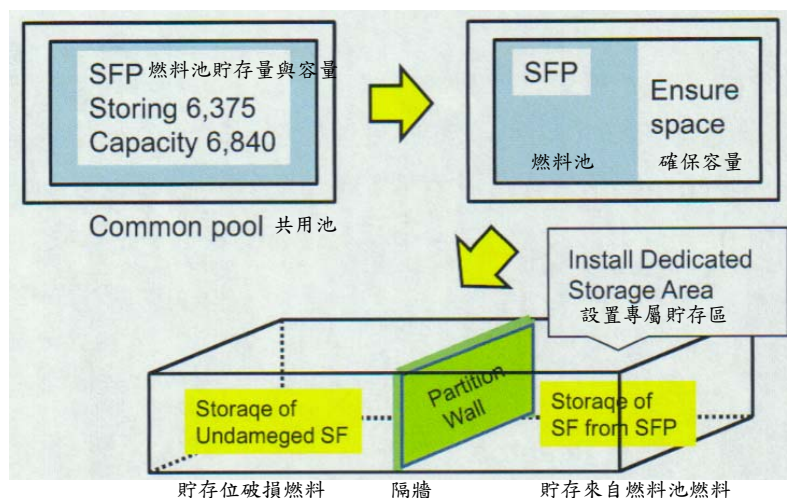
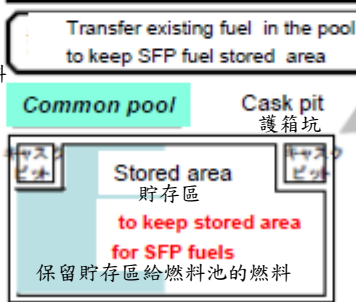


圖 3.2.2 福島一廠共用燃料池規劃

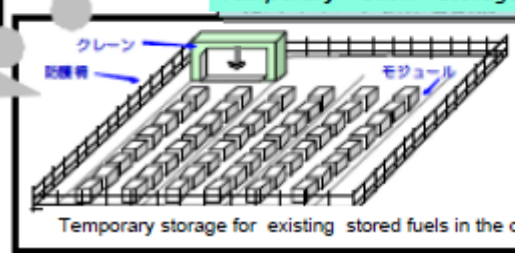


移轉既有燃料
 以保留貯存區
 給燃料池的燃料

共用池
 Cask pit
 護箱坑



Temporary Cask Storage 暫時護箱貯存



共用池中既有貯存燃料之暫時貯存

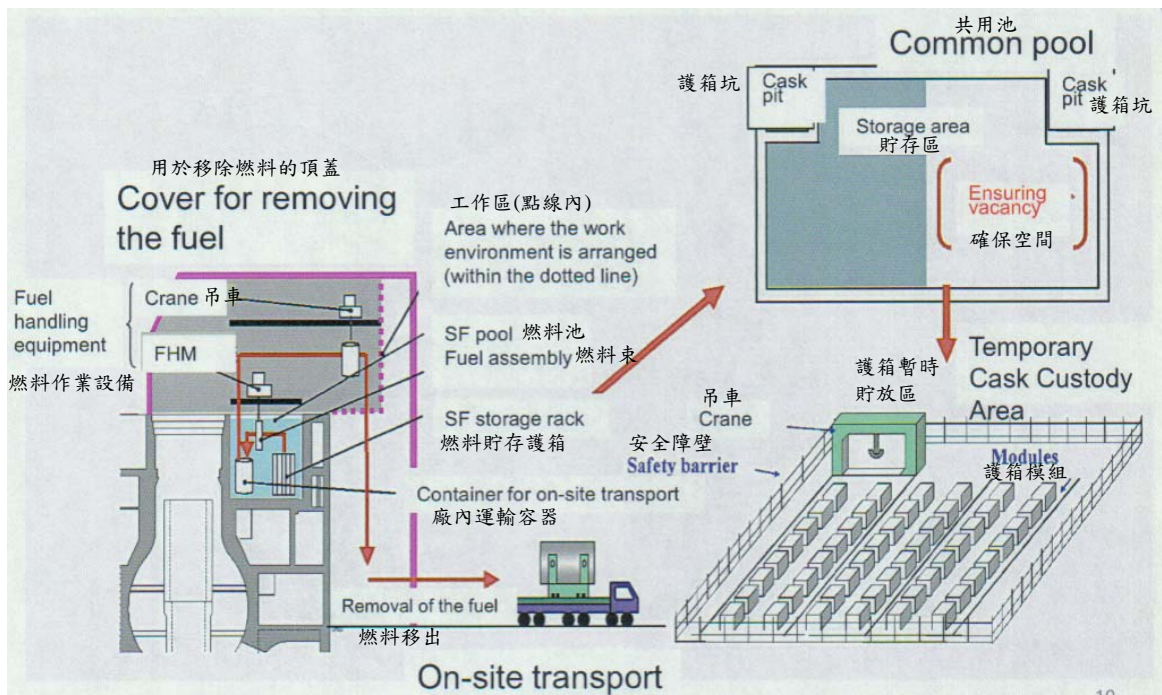


圖 3.2.3 福島一廠四號機移出作業示意圖



共用池檢視
Inspection at common pool



燃料束內的瓦礫
Rubble inside fuel assembly



Fuel rod in assembly 2
燃料束內的燃料棒



Inside fuel assembly
燃料束內部

圖 3.2.4 福島一廠四號機內燃料檢驗結果

表 3.2.1 日本福島一廠用過核子燃料統計資料(至 2011 年 3 月 11 日)

機組	用過燃料池容量	新燃料	用過核子燃料	總數
1	900	100	292	392
2	1240	28	587	615
3	1220	52	514	566
4	1590	204	133	1535
5	1590	48	946	994
6	1770	64	876	940
共用燃料池	6840	0	6375	6375
乾式貯存設施	--	0	408	408

3.3 德國

3.3.1 Greifswald 電廠

Greifswald 電廠位於德國東部，共擁有 4 部 VVER-440/230 機組，1 部 VVER-440/213 機組，一號機自 1974 年 7 月 12 日開始商轉，1990 年 2 月 14 日永久停機；二號機自 1975 年 4 月 16 日開始商轉，1990 年 2 月 14 日永久停機；三號機自 1978 年 5 月 1 日開始商轉，1990 年 2 月 28 日永久停機；四號機自 1979 年 11 月 1 日開始商轉，1990 年 7 月 22 日永久停機；五號機自 1989 年 11 月 1 日開始商轉，1989 年 11 月 24 日永久停機。電廠除役工作自 1995 年開始實施。

當 Greifswald 電廠停機時，共有 5037 束用過核子燃料存放於濕式貯存池(ZAB)及 1~5 號機內 860 束全新核燃料。新燃料販售給古巴與美國，而部分的用過核子燃料則販售給匈牙利，其他剩餘的用過核子燃料則於 1999 年開始裝載於 TLB CASTOR®440/84 乾式貯存護箱，為室內金屬乾式貯存設施，如圖 3.3.1 所示，所有用過核子燃料裝填作業於 2006 年完成。



圖 3.3.1 德國 Greifswald 電廠乾式貯存設施

4. 國際用過核子燃料循環管理方案

4.1 美國

4.1.1 用過核子燃料管理方案更新

根據 IAEA 動力反應器資訊系統(PRIS)最新資料統計，美國為世界上擁有最多的核反應器(目前有 62 座核電廠 100 部機組運轉中)，共產生用過核子燃料約有 68,000 噸，且每年增加約 2,000 噸，目前全數以水池或乾式貯存方式暫存於電廠中。

美國核管會於 1980 年代初期，即同意各電廠以乾貯方式貯存用過核子燃料，目前已核准 21 種貯存護箱使用執照，如表 4.1.1 所示。

美國的用過核子燃料數量趨勢預估如圖 4.1.1 所示，2010 年美國已經有 65,000MTU 用過核子燃料，2025 年達到 96,000MTU，2050 年則將達到 133,000MTU，且由於最終處置計畫延期及用過燃料池容量不足的因素，乾式貯存的比例將會逐年提高，預估在 2030 年會有超過 70 乾式貯存場址，2025 年有 3,700 個乾貯護箱，2050 年則增加至 9,500 個乾貯護箱。

2013 年 4 月最新資料顯示，美國境內共有 69 座乾式貯存設施取得運轉執照，包含 54 個通用執照及 15 個特定廠址執照，另有 9 座正規劃興建中 (圖 4.1.1)，總計已裝載 1,756 組護箱，裝填 69,650 束用過核子燃料。

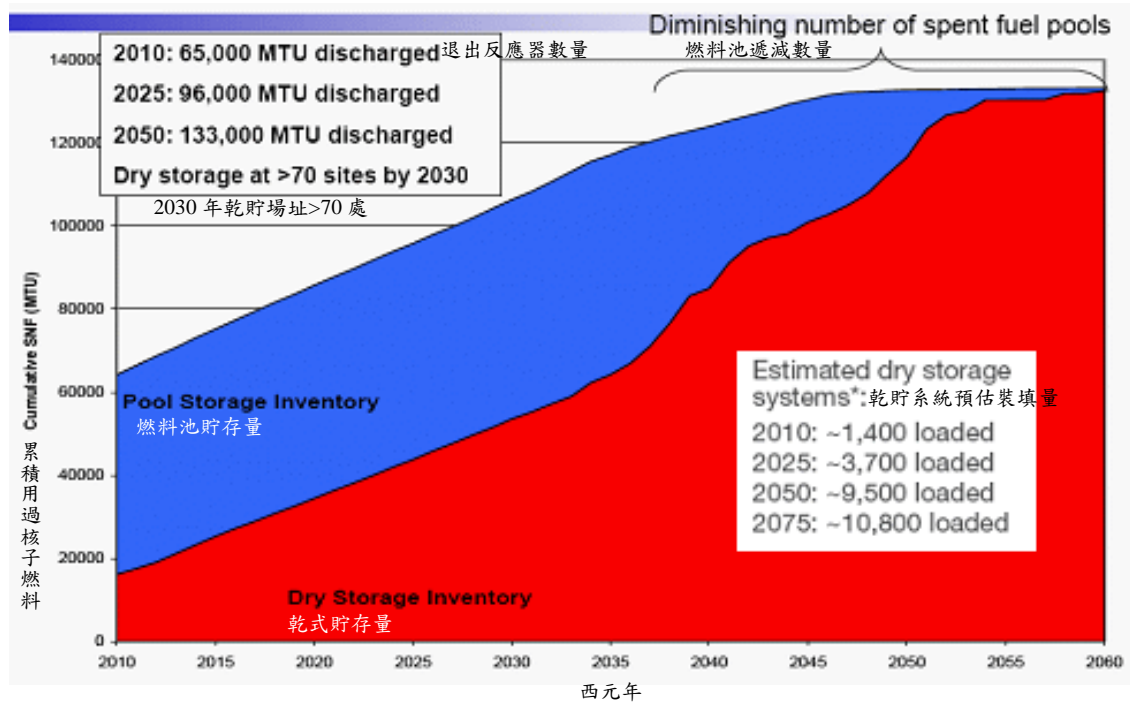


圖 4.1.1 美國用過核子燃料趨勢

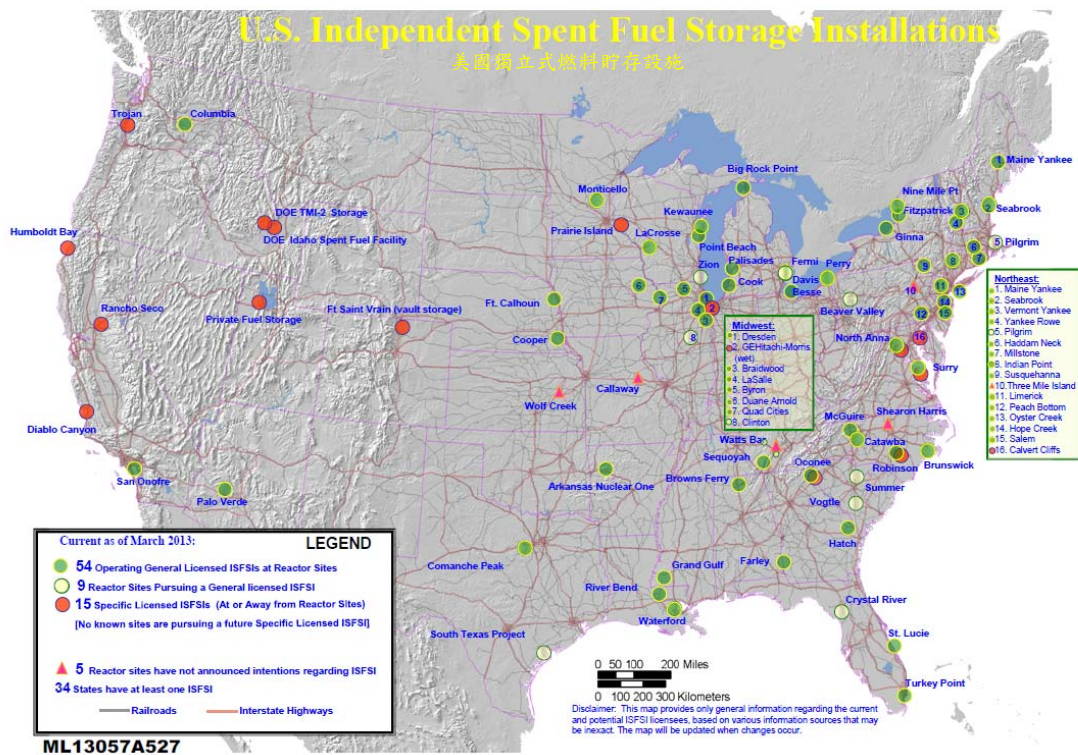


圖 4.1.2 美國乾式貯存設施位置

表 4.1.1 美國核管會核可乾式貯存護箱

廠家名稱	貯存護箱型號	COC 發照日期	貯存技術類別
General Nuclear Systems, Inc.	CASTOR V/21	08/17/1990	1.金屬護箱 2.不需密封鋼筒
NAC International, Inc.	NAC S/T	08/17/1990	1.金屬護箱
	NAC-C28 S/T	08/17/1990	2.不需密封鋼筒
	NAC-MPC	04/10/2000	1.混凝土護箱 2.需搭配密封鋼筒
	NAC-UMS	11/20/2000	
	MAGNASTOR	02/04/2009	
Transnuclear, Inc.	TN-24	11/04/1993	1.金屬護箱 2.不需密封鋼筒
	NUHOMS-24P	01/23/1995	需搭配密封鋼筒之 混凝土模組
	NUHOMS-52B		
	NUHOMS-61BT		
	NUHOMS-32PT		
	NUHOMS-24PHB		
	NUHOMS-24PTH		
	TN-32	04/19/2000	1.金屬護箱
	TN-68	05/28/2000	2.不需密封鋼筒
	Advanced NUHOMS-24PT1	02/05/2003	需搭配密封鋼筒之 混凝土模組
	NUHOMS-HD	01/10/2007	
BNG Fuel Solutions Corp.	VSC-24	05/07/1993	1.混凝土護箱
	FuelSolutions	02/15/2001	2.需搭配密封鋼筒
Holtec International	HI-STAR 100	10/04/1999	1.金屬護箱 2.不需密封鋼筒
	HI-STORM 100	06/01/2000	1.鋼板包覆式(CFS) 混凝土護箱 2.需搭配密封鋼筒

2013 年 1 月 10 日美國能源部根據藍帶委員會(Blue Ribbon Commission)的建議提出更新版的"用過核子燃料與高放射性廢棄物管理與處置政策(Strategic for the Management and Disposal of Used Nuclear

Fuel and High-Level Radioactive Waste)”，內容包含下列項目，管理規劃如圖 4.1.3 所示：

- (1) 先導中期貯存設施：於 2021 年前完成選址、設計與申照、建造與開始運轉，主要目的為接收除役電廠之用過核子燃料。
- (2) 大型集中式中期貯存設施：預計於 2025 年前完成大型集中式中期貯存設施之選址及發照作業，其容量能夠提供美國用過核子燃料管理更多彈性且能夠接收足夠的用過核子燃料以減低政府財政負擔，其場址可能與先導中期貯存設施場址相同。
- (3) 最終處置設施：美國政府目標在 2026 年完成選址工作，2042 年完成場址特性調查、最終處置系統設計與申照作業，2048 年開始運轉。

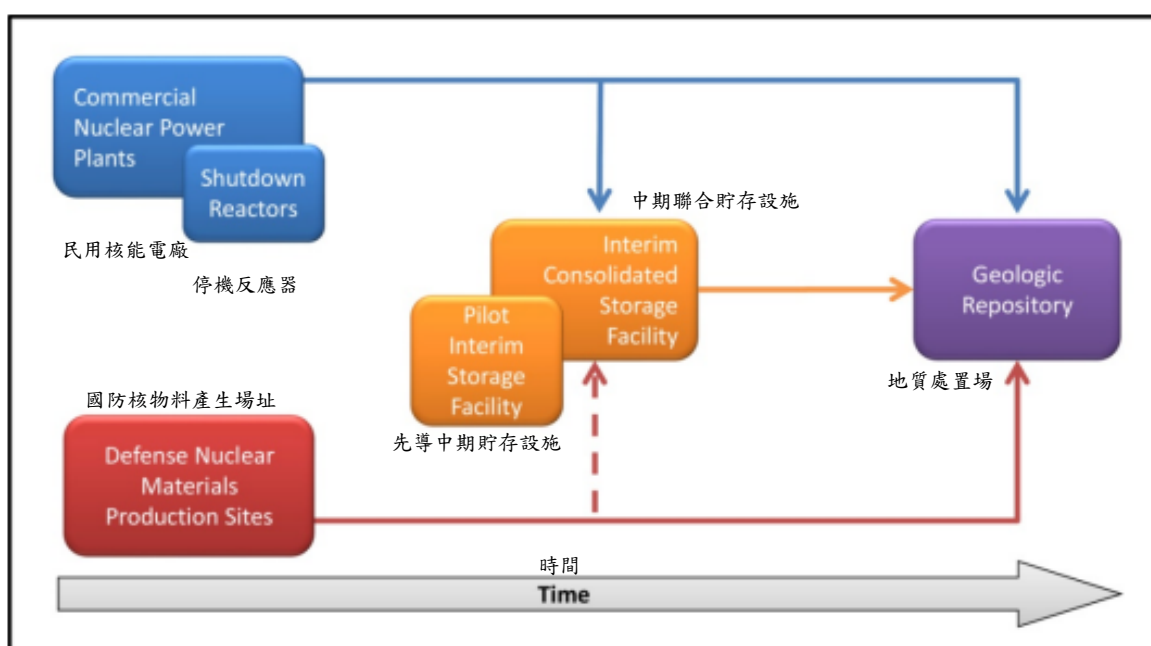


圖 4.1.3 美國用過核子燃料管理規劃

上述時程之規劃，主要是用來減輕聯邦政府於 1982 年訂定的「核

廢棄物政策法案」(Nuclear Waste Policy Act)後，日益沉重的財政負擔。因為根據這項法案，美國聯邦政府應該在 1998 年開始接管各電力公司產生的用過核子燃料；但是目前約有 68,000 公噸之用過核子燃料仍散置在全國 72 座不同的核電廠中，對此美國能源部就必須不斷補償各電力公司為這些用過核子燃料所投下的貯存費用。

這兩座中期貯存場的用過核子燃料之接收速度，將比電力公司每年 2,100 公噸的產生速度要快，因此預期可逐漸消化多年來所累積的待處理之用過核子燃料。

此外，為了管理這些未來貯存場之選址、建造以及營運的作業所需，美國將在獨立自主與受國會和行政部門監督的平衡基礎上，設置一個新的管理組織。此組織將會是一個獨立單位，具有執行任務的能力並能適當動用「核廢棄物基金」。

參考瑞典與芬蘭成功選址及申照的經驗，此組織將在未來 10 年尋找這幾座貯存場合適之場址，其方式包括獎勵自願申請為候選場址的地區，或者主動去接洽有合適地質條件的地區。加拿大和英國亦採用類似之模式處置高放射性核廢棄物；至於在澳洲，則是用於處置低放射性核廢棄物；美國德州安德魯斯郡 (Andrews County, Texas)，也在地方領袖為爭取更多收入來源的動機下，同意設置一座低放射性核廢棄物處置場。

但該組織不能執行用過核子燃料之再處理和再循環，能源部表示，不進行用過核子燃料之再處理和再循環是美國現行的政策，目前雖有相關先進再處理技術之研究計畫，但在用過核子燃料處置之國家政策變更之前並不會執行再處理或再循環。

能源部亦委託 EnergySolution 公司執行美國用過核子燃料管理可能

方案計畫，內容包含 EnergySolution 公司對於用過核子燃料集中式中期貯存設施(Consolidated Interim Storage Facilities, CISF)與再處理設施(Reprocessing Facilities)兩種方案之概念，並且展示兩種方案與最終處置之結合以提供美國用過核子燃料全面性解決方案。

- (1) 集中式中期貯存設施(CISF)方案：主要為應用藍帶委員會所提出的集中式貯存設施之建議，建置過程包含三個階段，第一階段是僅能接收可直接運送至貯存場址貯存之貯存護箱，第二階段則是建置密封鋼筒處理設施，貯存護箱建造設施及貯存護箱維護設施；第三階段為建置用過核子燃料重新裝填所需之水池設施，如圖 4.1.4 所示：

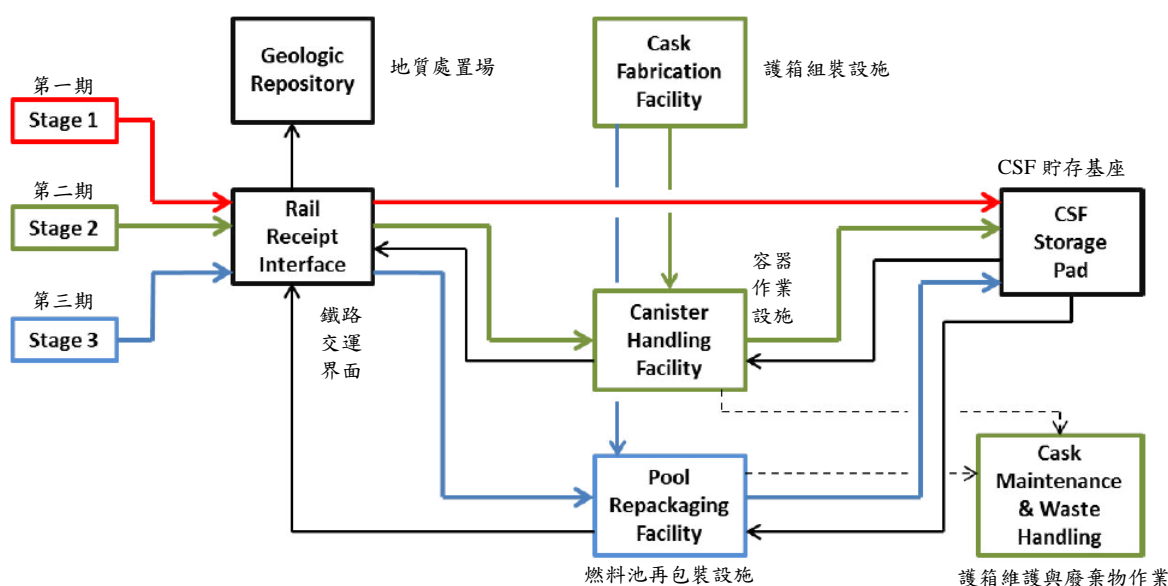


圖 4.1.4 集中式中期貯存設施建置概念

- (2) NUEX 再處理設施：NUEX 再處理技術為 EnergySolution 公司在 GNEP 期間與合作夥伴所共同開發之用過核子燃料再處理技術，根據估算每年約可處理 1500 噸用過核子燃料，其特點為不會產生獨立分離的鈾(Pu)同位素、可全數捕抓所產生之分裂氣體(包含 I-129/C-14/Kr-85/H-3)且可產生微量錒系元素(銻 Am&錒 Cm)以應

用於未來之快中子反應器中，在處理技術概念如圖 4.1.5。

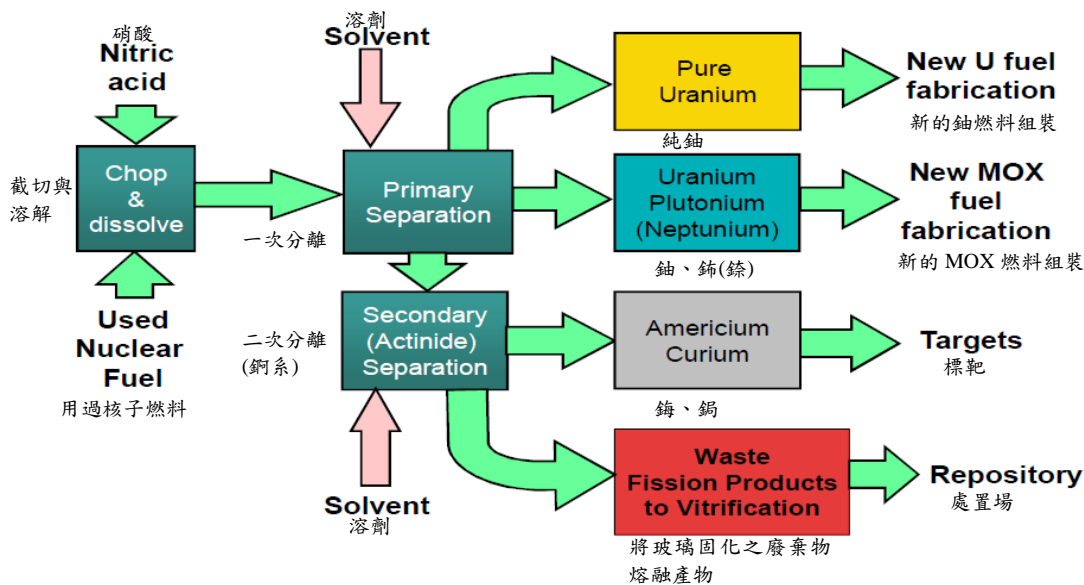


圖 4.1.5 NUEX 再處理技術概念

4.1.2 美國放射性廢棄物信心法案(Waste Confidence Decision, WCD)更新

由於美國哥倫比亞特區聯邦上訴法院(US Court of Appeals for the D.C. Circuit)認為美國核能管制委員會於2011年1月更新有關核廢棄物長期乾式貯存相關法規(Waste Confidence Decision 和 Temporary Storage Rule)違反國家環境政策法案(NEPA)，故法院對此案件須做進一步審理。美國核管會對此議題之因應方式為暫停核能電廠執照之發放，直到用過核子燃料相關法規完成確認，而此舉核能評論家認為將影響8座核能電廠之執照更新申請、9件新建核能電廠申請案、1件營運執照以及1件特定場址許可證的發放。

美國核管會強調放射性廢棄物信心法案為應最優先處理之議題，故美國核管會將依時程規劃於2013年9月完成環境影響評估(EIS)草案並提出放射性廢棄物信心決策(Waste Confidence Decision, WCD)；9月至10

月間，規劃於美國各地舉行了 8 次會議，及 2 次美國核管會總部之網絡直播會議；並蒐集 75 天之公眾意見徵詢(public comment)；而定稿版之環境影響評估及放射性廢棄物信心法案則規劃於 2014 年 9 月正式公布。美國核管會將於環境影響評估及放射性廢棄物信心法案公布後，盡速開始恢復原已中止之相關執照申請審查。

4.1.3 乾式貯存技術發展

美國電力研究所(EPRI)於 2009 年歐巴馬總統宣布暫停雅卡山最終處置場計畫後，有感美國用過核子燃料乾式貯存期限將可能超過現在執照年限(目前美國核管處所核可的最長乾式貯存場執照為 60 年)，於當(2009)年 11 月召集美國燃料及護箱供應商、管制單位、政府機關、核電業者等單位成立延期貯存合作計畫(ESCP)計畫，貯存期間約為 60~120 年，並廣邀世界各國參與相關研究計畫，爾後每年均定期召開技術會議，藉以分享有關乾式貯存之資訊及研究數據資料等。現在此計畫已擴展至全球，約有 20 個國家，超過 200 個單位加入。

此計畫成立宗旨為“提供技術基礎，以確保用過核子燃料長期貯存及未來運送時之安全”，並分 3 階段執行下列任務：

第 1 階段：與會者將檢討當前用過核子燃料儲存技術基礎，並進行差距分析(gap analysis, 目前技術與資訊不能涵蓋的項目)，獲得現有儲存系統分析涵蓋期間的通盤了解；確認現有的資料和運轉議題；確認“open”議題並提供填補差距的建議途徑。

此階段工作已於 2012 年完成，三個政府機構(美國能源部、美國核廢料技術審查委員會與美國核管會)及美國電力研究所分別提出差異分

析報告(gap analysis)，同意下列三項為延期貯存與後續運送最重要之技術研發。

- (1) 潛變及氫化物重排對高燃耗用過核子燃料護套長期劣化影響
- (2) 不銹鋼銲接貯存罐之腐蝕
- (3) 屏蔽及結構混凝土之劣化

第 2 階段：針對以確認所需解決的差距來進行協調實驗，實地研究與進一步分析。(進行中)

第 3 階段：統籌執行高燃耗燃料(> 45 GWD/MTU)乾式貯存之研究及彙整編寫相關研究結果報告。

ESCP 計畫已成立燃料及相關元件研究(Fuel/Internals)、沿海環境研究(Marine environments)、非破壞評估研究(Non-Destructive Evaluation, NDE)、混凝土系統研究(Concrete Systems)、高燃耗用過核子燃料實體模擬驗證研究 (High Burnup Confirmatory Demonstration)、國際合作、老化管理 (Aging Management) 等 7 個「ESCP 次委員會 (ESCP Subcommittees)」。

其中老化管理於 2013 年新增成立，由阿岡諾國家實驗室(Argonne National Laboratory, ANL)統籌負責，並與核電相關單位共同合作執行。

下列簡要摘要 ESCP 次委員會在 2013 年 5 月於在美國佛羅里達聖彼得斯堡舉辦的技術會議中研究成果。

- (1) 沿海環境研究 (Marine Environments)

美國目前乾式貯存設施多採用混凝土護箱搭配內部不鏽鋼密封鋼筒設計，值得注意的是當位於沿海環境或腐蝕性環境(空氣中含

有鹽分或潮解)時，因內部不銹鋼密封鋼筒材料為沃斯田鐵不銹鋼 (Austenitic Stainless Steels, 如 304/316)，若加上拉伸應力(殘餘焊接應力)存在，將使應力腐蝕龜裂(Stress-Corrosion Cracking, SCC)發生的機率增大。

美國核管會於2012年11月發布 IN 2012-20 (Information Notice 2012-20) “Potential Chloride-Induced Stress Corrosion Cracking of Austenitic Stainless Steel and Maintenance of Dry Cask Storage System Canisters”，重點為針對不銹鋼材料可能的應力腐蝕劣化及乾式貯存容器的維護，內容指出氯離子對於沃斯田鐵不銹鋼材料有可能造成潛在應力腐蝕龜裂發生機率。美國核管會亦明白表示 IN 2012-20 僅為資訊通告並非法規要求，故未要求業者提出特定行動或書面回應 (suggestions contained in this IN are not NRC requirements; therefore, no specific action or written response is required)。

有鑑於此，ESCP 計畫與 EPRI 的相關研究團隊合作，共同研究乾式貯存系統之沃斯田鐵不銹鋼密封鋼筒因氯離子引起之應力腐蝕龜裂(Chloride-Induced Stress Corrosion Crack, CISCC)的潛在因素，成立氯離子誘發之沃斯田鐵不銹鋼密封鋼筒應力腐蝕龜裂整合研究計畫。

此研究計畫主要目的是確保乾式貯存設施在延長貯存階段，密封鋼筒仍維持密封完整性目前已完成 CISCC 研究用密封鋼筒模型(如圖 4.1.6)，並與日本電力中央研究所(Central Research Institute of Electric Power Industry, CREPI)多功能密封鋼筒長期貯存研究團隊進行國際合作。



圖 4.1.6 CISCC 研究用密封鋼筒模型

此研究計畫時程規劃如圖 4.1.7，重要時程摘要如下：

- (1) 不銹鋼密封鋼筒失效模式：草案於 2013 年 9 月提出，2013 年 12 月定稿完成
- (2) 評估密封鋼筒缺陷之成長和可容忍極限確認：草案於 2014 年 1 月提出，2014 年 4 月定稿完成
- (3) 建立敏感性評估標準(susceptibility assessment criteria)：綱要於 2014 年 5 月提出，草案於 2014 年 12 月提出，2015 年 6 月定稿完成。內容包含密封鋼筒之密封性降低導致密封完整性喪失之評估標準、確定相關的時間因素、以及相對濕度、鹽濃度及衰變熱產生之局部溫度三者間之相互影響等。
- (4) 老化管理計畫：2016 年初公布導則

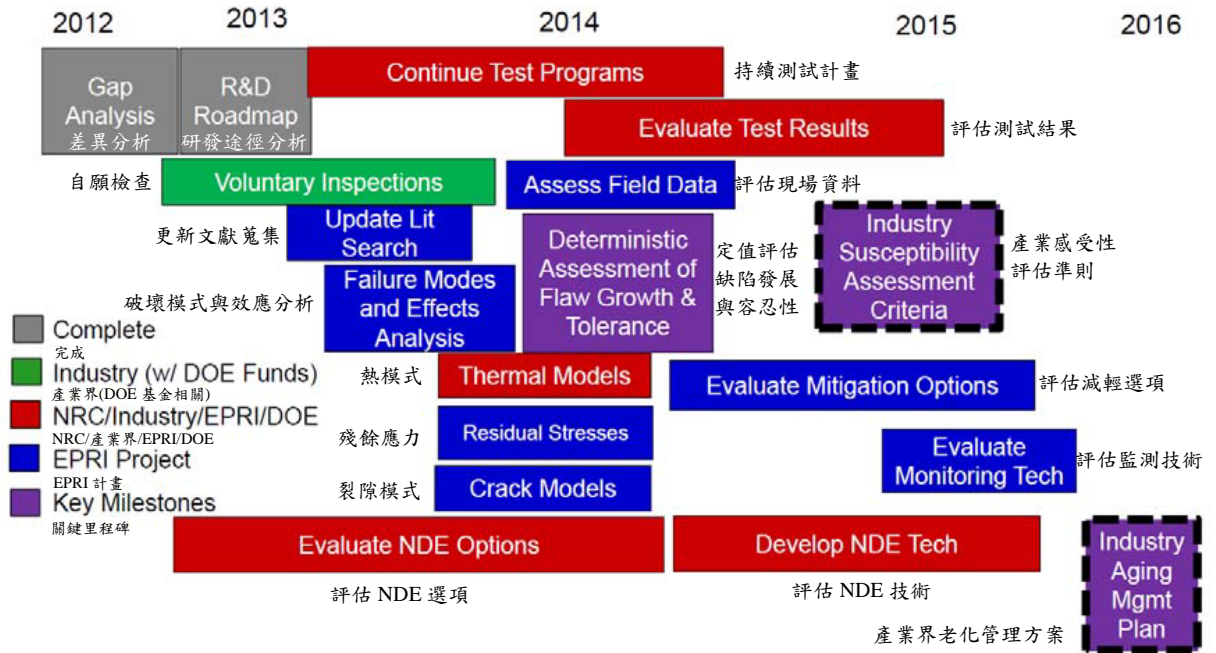


圖 4.1.7 CISCC 整合研究計畫時程規劃

根據 2012 年 6 月 30 日統計資料顯示，全美國一共有 1,375 個不銹鋼密封鋼筒，其中使用超過十年且位於沿海地區者約佔 5%，因此計畫於 2013 年進行乾式貯存設施自願檢查，目前規劃先對沿海 3 個貯存場進行檢查，檢查方式為目視檢查、表面沉積物取樣及大氣採樣。

(2) 非破壞評估研究(Non-Destructive Evaluation, NDE)

非破壞評估為監測乾貯密封鋼筒及護箱最重要的方式，此次研究委員會成立之目的為與 EPRI 團隊一同確認及實施 NDE 檢測方法，充分利用本身參與 NDE 檢測活動的經驗與整個團隊分享結果，並且研究結合機器人來執行 NDE 工作。

此次委員會目前已擁有 18 個會員，涵蓋 EPRI 會員、管制單位

(美國核管會)、美國國家實驗室(ANL、INL、SNL、SRNL)、乾貯護箱製造商(TN、HOLTEC、NAC International)與研究組織，每三星期舉辦一次電話會議。

本次委員會已於 2012 年 10 月完成「NDE Approaches to Inspect Dry Storage Canisters」報告，但尚未正式公布，因此無法取得詳細內容，後續可待正式發布之後，進行深入研究其內容，供國內相關研究領域參考。初步了解報告內容包含下列項目：

- 確認 NDE 檢測方法之時間表(立即、近程、中程及遠程)
- 執行 NDE 檢測之共同挑戰
- 其他非傳統的 NDE 檢測方法
- 愛荷華國家實驗室(INL)研發之可彎曲的渦流陣列探頭(Flexible Eddy Current Array Probes)
- 減緩破壞發生概念，包含冷噴技術(Cold Spray Technology)及鐵基非晶狀態金屬噴塗技術(Iron Based Amorphous Metal Coatings)
- 機器人技術

其中第一項時間表的定義如下：立即為技術開發所需要之 1~2 個月時間；近程為 3~6 個月提出先進但未完成之方案；中程為 6~12 個月來完成全部 NDE 檢測技術的開發及更進一步的嚴格測試；最後遠程為 12 個月以上來允許更多的通用 NDE 檢測方式與符合多重需求的執行方式。

報告中提到可能的 NDE 檢測方式有：

- 加強目視檢測 (Enhanced Visual)
- 液體探傷檢測 (Liquid Dye Penetrant)

- 超音波檢測 (Ultrasonic-- Long Range Guided Wave for Monitoring)
- 渦電流檢測 (Eddy Current)
- 陣列技術 (Array Technology)
- 溫度記錄器 (Thermography)

針對機器人技術研發方面，EPRI 提出 Snake Robot 概念設計，此可用於用過燃料池不鏽鋼襯板與乾式貯存密封鋼筒之 NDE 檢測，設計概念如圖 4.1.7，乾式貯存密封鋼筒方面係先採用 TN NuHoms-24 設計來進行研發工作。

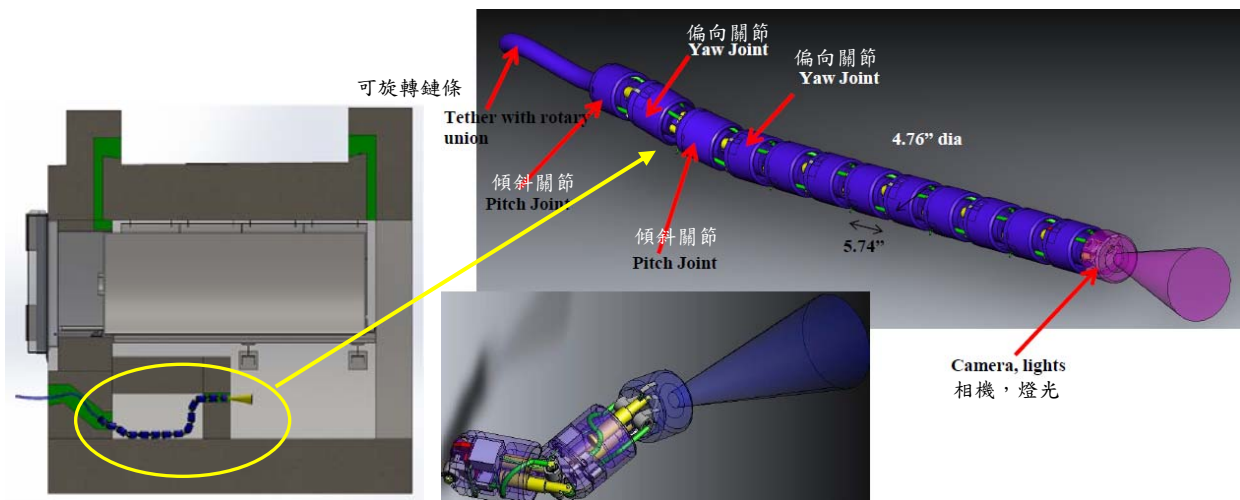


圖 4.1.8 EPRI 機械蛇概念圖

(3) 老化管理研究(Aging Management)

老化管理研究包含兩個主要方式－老化管理方案(Aging Management Program, AMP)及時限老化分析(Time-Limited Aging Analysis, TLAA)，簡要說明如下：

老化管理方案(AMP)之目的為確保老化效應不致造成乾式貯

存系統於執照有效期限內，其結構、系統及組件(SSCs)之功能喪失。老化管理方案一般為四個類型：預防(Prevention)、減災(Mitigation)、狀態監控(Condition Monitoring)、及性能監控(Performance Monitoring)。而每一個老化管理方案應包含下列項目：

- 老化管理方案範圍
- 預防措施
- 監測或檢測參數
- 檢測老化效應
- 監測及趨勢分析
- 接受標準
- 修正措施；確認程序；管理控制
- 運轉經驗

時限老化分析(Time-Limited Aging Analysis, TLAA)：評估結構、系統及組件與時間有關之操作壽命(如疲勞失效週期)、時間限制(至更新前之可操作時數)、隨時間變化的材料特性退化(老化效應)等。

老化管理研究次委員會預計於 2016 年初公布導則文件(guidance)。

(4) 混凝土系統研究(Concrete Systems)

混凝土研究之目的為確認混凝土之劣化機制(identification of degradation mechanisms)、檢驗方法、修復方法、以及經驗回饋至新系統。目前已完成規範書草案，現由委員會成員審查中。規範書內容包含混凝土結構描述、現有結構物之運轉經驗、混凝土劣化機

制、檢驗方法、維護和修理。

另外，在延長貯存與運送(EST) 議題上，美國核管會將負責確認並提出可能影響用過核子燃料延長貯存安全及後續運送之技術議題、執行與管理相關技術議題之研究、及確認需更新之法規(regulations)或需更新/訂定之導則(guidance)。

根據 2012 年發布的差異分析報告中，延長乾式貯存技術議題上重要的項目共有 13 項，包含 5 項優先處理之「密封鋼筒及銲道應力腐蝕龜裂」、「燃料及燃料碎片隨時間膨脹(swelling)」、「建立精確之長時間熱傳模型(thermal models)」、「乾燥後殘留濕氣之影響」、「乾式貯存系統服役時之監測方法(in-service monitoring methods)」；及 8 項次優先度項目，內容包括「燃料護套」、「設備」與「混凝土」的材料劣化評估。

目前美國核管會已開始執行下列 6 項計畫：

- 實驗室測試—密封鋼筒應力腐蝕龜裂
- 利用計算流體動力學(computational fluid dynamics methods)之方法，建立更精確之熱傳模型
- 殘留濕氣之潛在影響分析
- 研究乾式貯存系統運轉時之監測及非破壞性檢測之方法
- 燃料膨脹及護套應力研究計畫
- 混凝土材料性能劣化、檢查及監測之研究計畫

關於高燃耗用過核子燃料方面(燃耗大於 45GWd/MTU)，近幾年來各國核能電廠之燃料營運策略大多已從低燃耗轉移到更高的燃耗，故對

於高燃耗用過核子燃料行為分析的持續研究是必要的，以能瞭解乾式貯存對高燃耗用過核子燃料之影響，並能更有效管理用過核子燃料，並確保用過核子燃料之完整性。

有鑒於此，美國能源部於 2013 年 4 月 16 日與美國電力研究所簽訂一個 5 年 1980 萬美金(80%為能源部出資，另 20%經費來自核能產業界)之「高燃耗用過核子燃料乾式貯存驗證模擬研究計畫(High Burnup Used Fuel in Dry Storage Casks Confirmatory Demonstration Project)」。計畫目的為進行高燃耗用過核子燃料的示範乾式貯存，確認燃料護套經過乾貯過後的機械性質，確保貯存後再運送之完整性，亦可將研究結果提供主管機關未來對高燃耗用過核子燃料貯存及運送相關監管行動之參考。

電力研究所將以 TN-32 乾貯護箱為基準，設計一個全尺寸的乾式貯存模擬護箱，上蓋安裝相關先進設備可監測護箱內部溫度、監測內部氣體成分確認貯存期間是否有燃料破損及燃料於降溫過程中相關之變量(variables)。貯存期間至少 10 年，程序上將比照 80 年代於美國 INL 所進行的低燃耗用過核子燃料乾式貯存實驗(CASTOR V/21)，進行下列活動

- (1) 燃料裝填之前，會利用對照棒進行完整熱室檢驗，包含外徑量測、護套材料特性(氫化物濃度與初始方位、機械性質、內部氣體成份分析)
- (2) 修改既有貯存護箱(TN-32)設計，於上蓋中安裝溫度量測與氣體抽樣設備
- (3) 裝填高燃耗用過核子燃料，安裝上蓋
- (4) 在上蓋安裝完成後，立即開始收集貯存資訊，包含抽乾過程中溫度變化與內部氣體分析、持續量測內部溫度與週期氣體取樣。
- (5) 貯存若干年後(尚未正式決議)，重新開罐、取出燃料棒進行完整檢

驗，與貯存前資料比對。

實驗將使用 Dominion Virginia 電力公司之 North Anna 電廠的用過核子燃料，燃耗值皆超過 45GWd/MTU，包含三種燃料護套材料：Zircaloy-4、西屋公司的 ZIRLO 與 AREVA 公司的 M5，其中第一種材料為國內核三廠過去所使用的護套材料，第二種材料則為現役護套材料，研究成果可提供許多寶貴數據，成為國內後續乾式貯存評估之重要參考。

此計畫預計於 2013 年 5 月完成現有數據差距分析(data gap analyses)及縮小模型測試；6 月中提出測試計畫書草案，於 9 月中旬測試計畫書定稿後，將進行 8 週之公眾意見徵詢會(public comment)。2014 年到 2016 年計畫執行的重點包含上蓋之設計、取得貯存執照、完成相關設備採購及組裝測試。2017 年於 North Anna 執行試運轉；2018 年重點工作為燃料裝填，運至乾式貯存場，開始進行溫度量測及至少 1 組氣體樣品之取樣，並於計畫結束前取得運送執照。

4.2 日本

4.2.1 用過核子燃料管理方案

根據 IAEA 動力反應器資訊系統(PRIS)最新資料統計，日本目前共有 62 部反應器機組，50 部機組運轉中(包含福島 1 廠 5、6 號機組)，2 部建造中，9 部永久停止運轉，1 部長期停止運轉(Monji)。然而福島事件後，所有機組逐步進入停機檢修中，截至 2013 年 9 月 30 日止，日本並無任何核能機組重新運轉，處於零核電狀態。

因應福島事件，2012 年 9 月 19 日，日本政府成立新的原子力規制委員會(Nuclear Regulation Authority, NRA)，整合了過去的原子力安全。

保安院(Nuclear and Industrial Safety Agency, NISA)及原子力安全委員會(Nuclear Safety Commission, NSC)，未來亦將整合日本原子力安全基盤機構 (Japan Nuclear Energy Safety Organization, JNES)，如圖 4.2.1。

原子力規制委員會於 2013 年 7 月發布「實用發電用原子爐新規制基準」(New Regulatory Requirements for Light-Water Nuclear Power Plants)；對於用過核子燃料設施、研究用反應器、放射性廢棄物貯存/處置設施的最新管制規範，目前已完成初稿訂定並針對初稿內容舉辦 20 次的專家與公眾討論會議，預計於 2013 年 12 月 18 日發布新管制安全規範。

日本所有核能機組必須根據原子力規制委員會最新發布的管制規範進行安全審查後方可申請重新運轉，目前已知有 5 家電力公司向原子力規制委員會申請 14 部核能機組重新運轉審查流程，預計 2014 年應會有核能機組重新運轉。

日本用過核子燃料策略原採用過核子燃料再處理，境內有兩個再處理廠，一個是日本原子力研究開發機構(JAEA) 管理之東海(Tokai)再處理廠於 1981 年 1 月正式運轉，到 2006 年 3 月已累計再處理 1,052 噸用過核子燃料。另一個則是日本原燃株式會社在六所村(Rokkasho)興建，每年可處理 800 噸用過核子燃料，原定於 2012 年開始運轉，但由於六所村的安全設計必須經過原子力規制委員會新發布的管制安全規範重新審查，故延後運轉。

為因應貯存待再處理之燃料，六所村建有中期貯存設備，自 1999 年開始接收用過核子燃料。除此之外，東京電力公司與日本原子力發電株式會社於 2005 年合資成立 Recyclable-Fuel Storage Company (RFS)公

司專職中期貯存設施的管理工作，並在 Aomori 縣 Mutsu 市建造可循環燃料貯存中心(Recyclable Fuel Storage Centre)，以金屬護箱進行乾式貯存，第一期建築容量 3,000 噸，未來預計增建第二期至容量 5,000 噸，目前已完成貯存場建造作業，待原子力規制委員會依據 2013 年底發布的新的管制安全規範重新審查後核發運轉執照。

依針對用過核子燃料中期貯存設施之新管制安全規範初稿中指出，此要求僅適用於與 Mutsu 乾貯場適用之金屬乾式貯存及運送護箱設計，維持現有對於密封功能與其他安全功能之法規要求，但在熱移除功能方面，對於用過核子燃料貯存設施，增加以自然對流能適當移除衰變熱之功能設計，要求內容包含下列項目：

1. 對於衰變熱適當移除方面，可考慮下列設計

- 從防止燃料護套的潛變破損及護套機械特性降低方面觀點之考量，控制用過核子燃料溫度低於限制值。
- 從維持基本安全功能方面觀點之考量，控制金屬護箱溫度低於限制值
- 對於金屬護箱所在之乾式貯存廠房中，增加不妨礙自然對流熱移除的設計，例如廠房排氣口不被積雪阻塞的設計。
- 增添監控乾式貯存廠房內部溫度是否有異常上升的設計。
- 為了確認用過核子燃料及金屬護箱溫度低於限制值，應增加溫度量測設計。

2. 若用過核子燃料貯存於金屬護箱內之燃耗配置或範圍超過規定值時，應採取之必要措施。

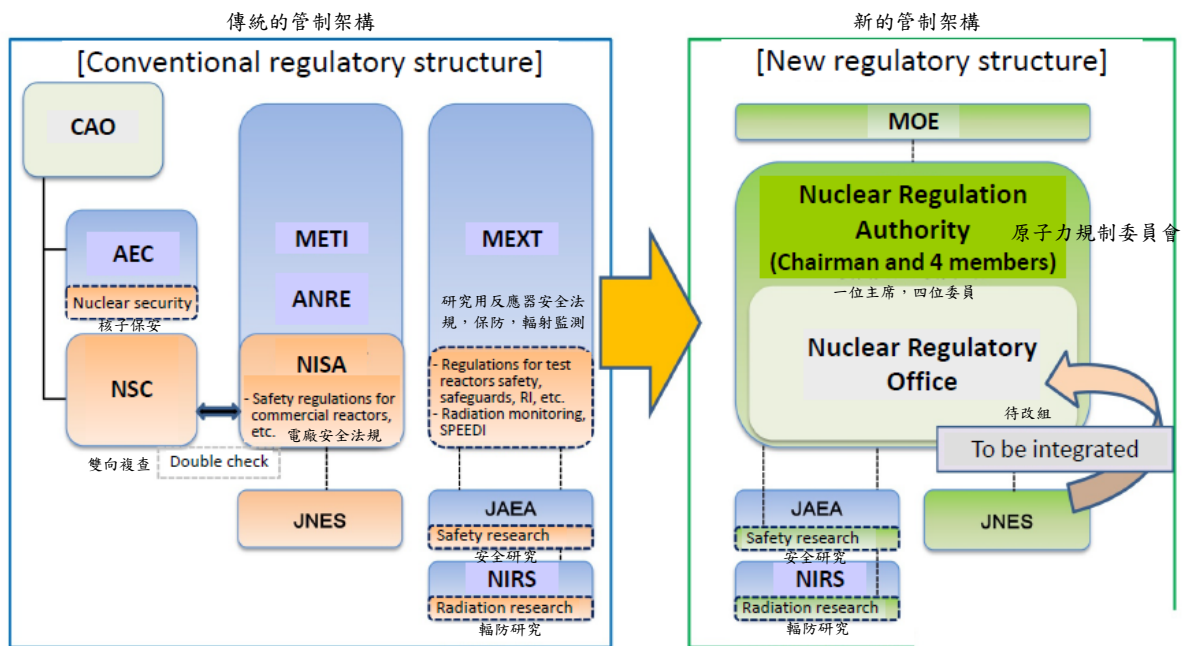


圖 4.2.1 日本原子能管制單位演變示意圖

4.2.2 乾式貯存技術發展

由於目前日本僅有 BWR 用過核子燃料乾式貯存的經驗，缺乏 PWR 的經驗，因此在 Mutsu 中期乾式貯存設施開始裝填 PWR 用過核子燃料前，前日本核能安全委員會(NSC)要求電力公司蒐集用過核子燃料乾式貯存完整性之相關知識與經驗，以確保貯存後運送的安全性。

示範測試計畫由關西電力公司(Kansai Electrical Power Co. Inc., KEPCO)、日本原子力電力公司(Japan Atomic Power Company, JAPC)及九州電力公司(Kyushu Electrical Power Co. Inc.)共同執行，預計在研究設施擺置一金屬乾貯護箱，內部貯存 2 束 PWR 用過核子燃料(17x17 type)，燃耗分別為 48GWd/t 與 55GWd/t，首先放入第一束 48GWd/t 的燃料束，10 年後再置入另一束。計畫規劃時程如表 4.2.1 所示，原定 2012 年開始，但由於進行測試的 PWR 金屬乾貯護箱執照申請延誤至 2013 年才核可，

故計畫延至 2014 年開始。

計畫內容包含開始與結束時進行燃料束的目視檢查，貯存期間進行外表面溫度及邊界壓力監控，每 5 年進行 Kr-85 放射性核種分析、氣體抽樣分析，若有 Kr-85 濃度增加情況，此測試計畫將會先暫停進行肇因分析，整體計畫如圖 4.2.2 所示。

示範計畫所用之金屬乾貯筒為特殊設計(如圖 4.2.3)，由於置入第一束 48GWd/t 燃料時，內部溫度較置入兩束燃料時溫度低很多，為了要模擬實際乾貯筒環境，加入外部溫度加熱計(outer thermal insulator)來控制溫度。

設計初步分析結果，燃料護套表面溫度模擬計算，預估在第二束燃料置入後，第一束燃料護套的溫度將會略為上升約 20 度左右，如圖 4.2.4。

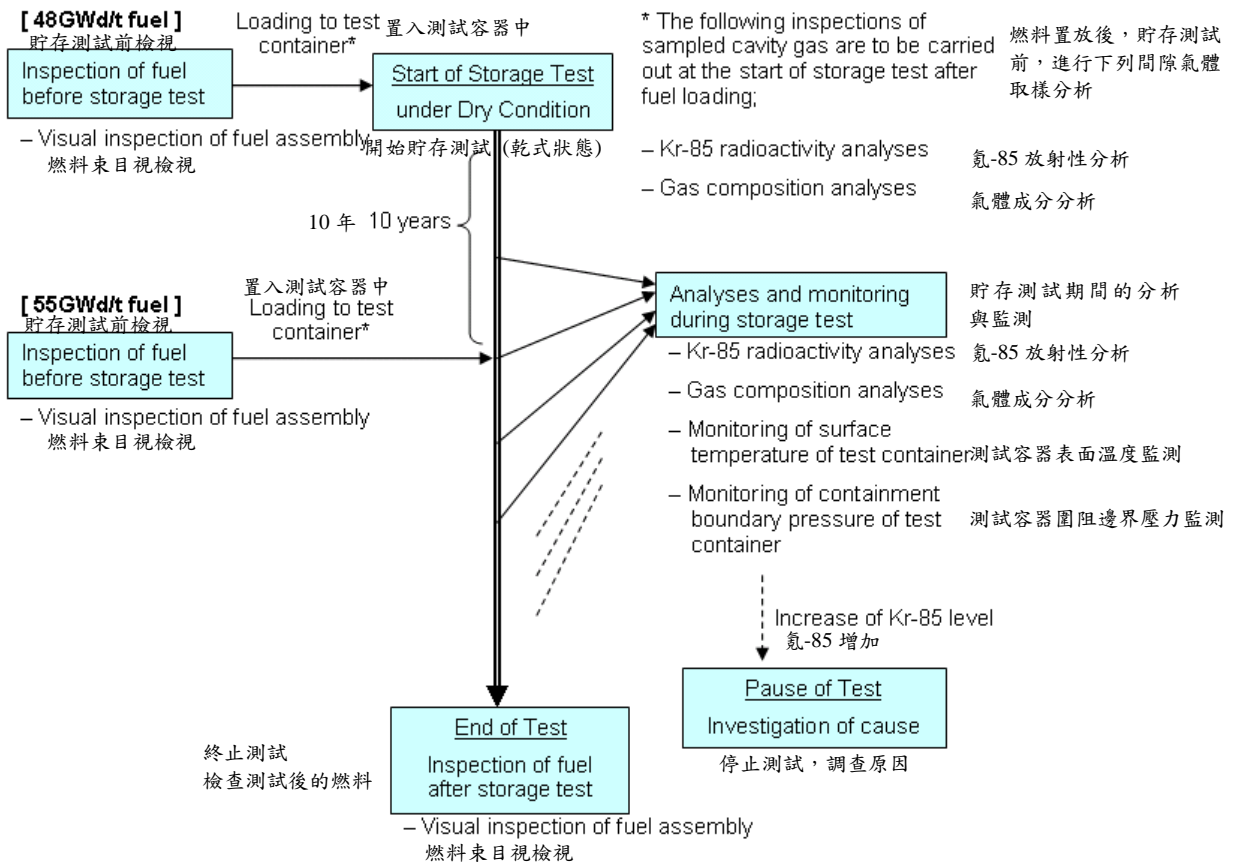


圖 4.2.2 日本 PWR 乾式貯存示範計畫內容

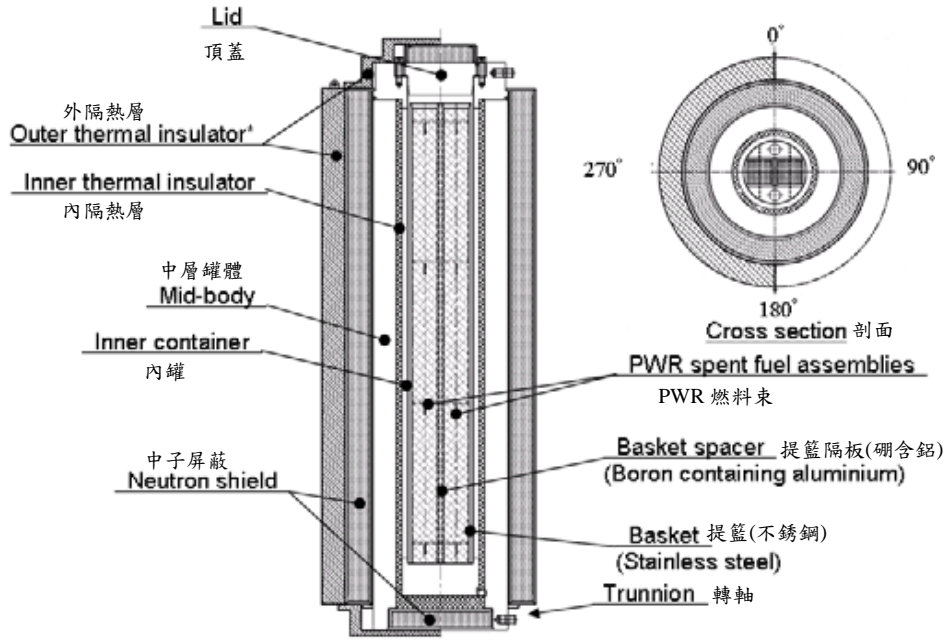


圖 4.2.3 日本 PWR 乾式貯存示範計畫測試乾貯筒設計

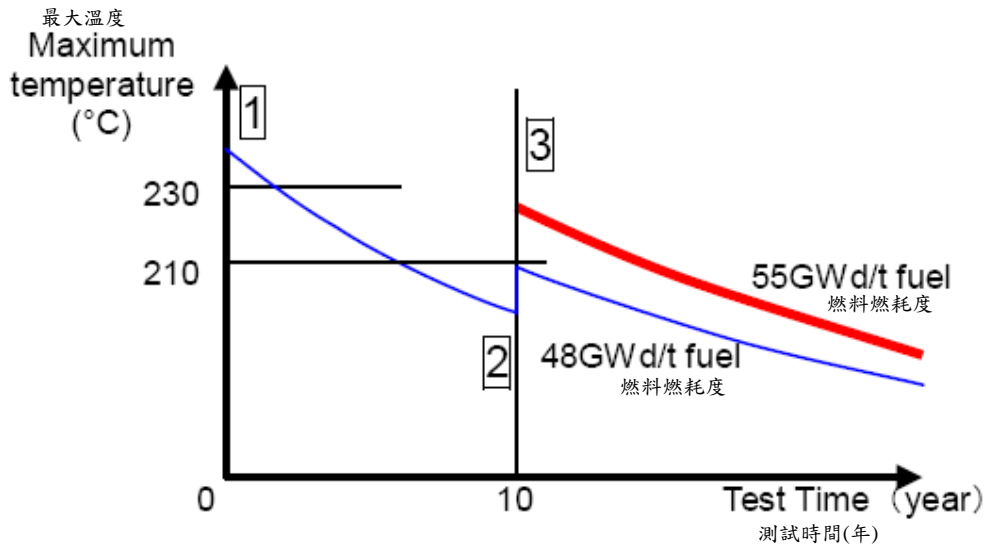
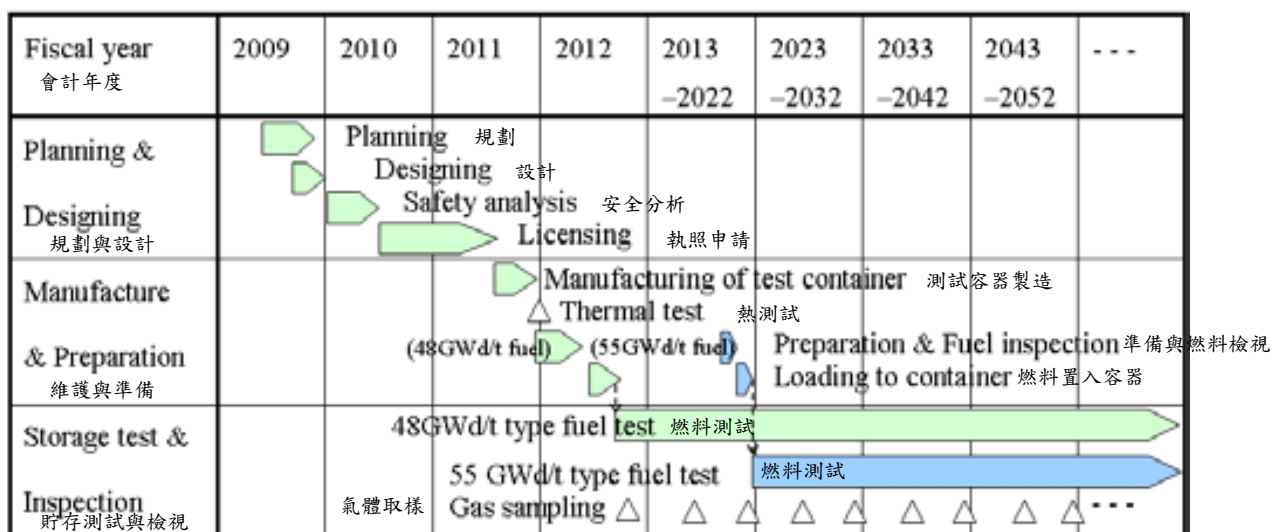


圖 4.2.4 燃料護套模擬分析計算結果

表 4.2.1 日本 PWR 乾式貯存示範時程



4.3 英國

英國核能政策近 10 年來有著 180 度的大轉變，自 2003 年的能源白皮書上著重於再生能源及能源效率議題，2006 年開始重新考慮核能發電，2008 年 1 月 10 日發布「核能白皮書(White Paper on Nuclear Power)」，認為核能是低碳能源的選項，在解決除役與廢棄物管理費用的前提下，政府將主動協助私人投資興建核能電廠。

英國目前擁有 14 部進步型氣冷式反應器(Advanced Gas-cooled Reactor, AGR)，1 部 Magnox 氣冷式反應器(預計運轉至 2015 年 12 月)與 1 部壓水式反應器機組(PWR)，原本的用過核子燃料管理策略為再處理，AGR 用過核子燃料均於電廠短暫貯存至少約 100 天後，以鐵路運到 Sellafield 的燃料處理廠(Fuel Handling Plant, FHP)進行貯存與再處理。Sizewell B 核能電廠為英國僅有的一座 PWR 電廠，產生的用過核子燃料則於電廠水池貯存。

然而英國政府宣布位於 Sellafield 的再處理廠將在 2018 年完成所有的燃料再處理合約後移交核子除役管理機構(Nuclear Decommission Authority, NDA)管理，進入除役階段，新建電廠的用過核子燃料將採開放式燃料循環，不再進行再處理而是進行最終處置。現有的現有 14 部 AGR 機組所產生的用過核子燃料，自 2005 年 1 月 14 日起將暫存於共用水池內，直到用過核子燃料最終處置場開始運轉，預估水池貯存期間可能達到百年期。

英國已宣布第一波核能新建機組計畫約為 10~13 部機組，包含 EDF 能源公司之 EPR 壓水式反應器設計 4 部機組(分別位於 Hinkley point 及 Sizewell，各 2 部機組)；GE-Hitachi 公司的 BWR 沸水式反應器設計(分別位於 Wylfa 及 Oldbury，各 2~3 部機組)；NuGeneration 公司之 AP1000 壓水式反應器設計(位於 nr Sellafield, 2~3 部機組)，預期完成後可提供 16GW 電力供應，新建核能電廠位置如圖 4.3.1。

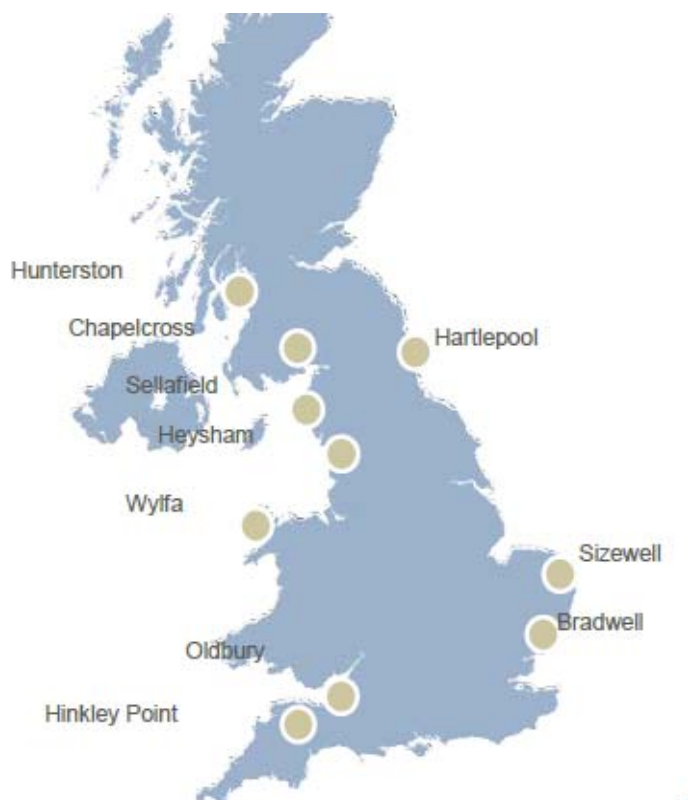


圖 4.3.1 英國預定新建核能電廠位置圖

4.4 西班牙

西班牙共有 7 個核能電廠，10 部反應器機組(8PWR，2BWR)，其中有 8 部運轉中，2 部停止運轉組，運轉中的電廠分別由 4 家電力公司經營。預計運轉壽命為 40 年，產生用過核子燃料總數約相當 6,674 噸，迄 2007 年底用過核子燃料數量為 11,294 束，相當於 3,720 噸。

西班牙用過核子燃料管理政策，除 1989 年停止運轉的 Vandellos 電廠將用過核子燃料送往法國，及 José Cabrera 與 Santa María de Garoña 電廠少量送往英國再處理外，西班牙採開放式燃料循環(open fuel cycle)，當前政策不擬採取再處理措施。

每隔四年由西班牙放射性廢棄物國營公司(Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A.，ENRESA)向國會提報「一般放射性廢棄物方案(General Radioactive Waste Plan，GRWP)」，目前為第六版。2010 年以前不會對用過核子燃料/高放射性廢棄物後端管理方式作出決策。

Vandellos 電廠送往法國再處理的用過核子燃料將於 2010 年起，運回 13m³ 的高放射性廢棄物，以及 670 m³ 的中放射性廢棄物。1983 年前送往英國再處理的用過核子燃料，則運回少量的鈾與鈾。

目前的用過核子燃料於各別核能電廠水池暫貯為主，少數除役中的電廠有臨時性貯存設施。2012 年 12 月，西班牙政府選定 Villar de Cañas 為其集中式貯存場址(如圖 4.4.1)，預計將接收目前貯存於西班牙各電廠之用過核子燃料運輸容器(transport casks)及暫存於法國之 Vandellós 電廠用過核子燃料再處理後的玻璃固化廢棄物。



圖 4.4.1 西班牙用過核子燃料集中式貯存場址概念

5. 結論

日本 311 福島事件之後，各國對於用過核子燃料安全貯存與管理更為重視，我國若能藉助國際經驗佐以參與國際合作，對於用過核子燃料營運管理方面必能加速相關工作推動與提昇品質，亦可增加國內民眾所關心之安全議題的說服力。

本計畫第二年度工作完成美國除役電廠用過核子燃料貯存安全管制規範與技術報告研析；國際除役電廠用過核子燃料管理方案分析；國際主要核能國家用過核子燃料循環管理方案最新動態與乾式貯存技術最新發展蒐集分析等工作。

研究成果顯示國際間對於除役電廠用過核子燃料管理多採用乾式貯存方式，雖然乾式貯存的初始費用較高，但其後續維護及管理費用相對較低，長期來看(20~30 年)整體費用仍較濕式貯存低。且將用過核子燃料移出至乾式貯存系統可使電廠除役時程規劃更加明確且易於執行除役工作。

日本經歷福島事件後，核能發電比率由 2010 年的 29% 降到目前零核電，導致石化燃料進口成本大幅增加，2012 年度更是 31 年來首度出現貿易逆差。兩年來因減少核電而支付進口能源的代價及對經濟的衝擊，使得日本政府開始務實的面對國家需要核電的必要性。因此，日本制定了新的核電廠管制標準，新的標準檢討了福島事件的教訓，要求核電廠必須重新評估電廠所在地遭受地震破壞風險及新的防核污染設施等。

而日本各核能電廠在福島事件後亦積極補強，與增加防災改善措施，目前已有 5 家電力公司向管制單位提出機組重新運轉的申請。依據日本經驗，對於天然資源匱乏的國家，為確保國家競爭力，同時壓低碳排放以避免溫室效應惡化，核能發電仍是不可或缺的選項之一。

依據美國能源部於今年提出的新核廢棄物處置計畫，建置最終處置場最樂觀之時間為 2048 年，但前提需在美國民眾同意的場址上。綜上所述，乾式貯存應是最終處置過渡時期的最佳選項，因此各主要核能國家對於用過核子燃料乾式貯存之行為分析與各項研發工作皆持續進行中，並鼓勵各國共同參與研發分析，將福島事件後國際有限的核能研發資源做最大的利用。我國可積極參與乾式貯存研究國際合作，搭配國內特有狀況與現有技術進行交流研發工作。

參考文獻

1. 行政院，1997，放射性廢料管理方針，中華民國八十六年九月二日，行政院台 86 科字第 33951 號令修正發布。
2. 台電公司，2009 核一廠用過核子燃料乾式貯存設施-燃料完整性評估與檢驗計畫書
3. 核能研究所，2011，紀立民，國際用過核子燃料管理現況分析，INER-8103
4. 核能研究所，2008，施建樑，核設施除役法規需求探討，INER-5375R
5. Dairyland Power Corp., D. Egge, LACBWR Dry Cask Storage, NEI - Used Fuel Management Conference May 7 - 9 2013
6. EnergySolutions Federal EPC, C. Phillips, I. Thomas, The Used Nuclear Fuel Program-Can Reprocessing and Consolidated Storage Complementary, Global 2013 Sept 29 - Oct 3 2013
7. EPRI , John Kessler, EPRI High Burnup Used Fuel Confirmatory Demonstration Project, NEI - Used Fuel Management Conference May 7 - 9 2013
8. EPRI, 2006, 1013511 Connecticut Yankee Decommissioning Experience Report 1996-2006
9. EPRI, 2004, Maine Yankee Decommissioning Experience Report 1997-2004
10. EPRI, 2000, 1000093, Preparing for Decommissioning: The Oyster Creek Experience

11. EPRI, 2010, Industry Spent Fuel Storage Handbook, EPRI Report 1021048
12. EPRI, 2011, ESCP Progress Report and Review of Gap Analyses, ERPI Report 1022914
13. EPRI, 2012, International Perspectives on Technical Data Gaps Associated With Extended Storage and Transportation of Used Nuclear Fuel, ERPI Report 1026481
14. Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd , T. Shimura, Fukushima Dai-ichi NPS Defueling Status, NEI - Used Fuel Management Conference May 7 - 9 2013
15. IAEA, 2007, IAEA-TECDOC-1532, Operation and Maintenance of Spent Fuel Storage and Transportation Casks/Containers, January 2007
16. IAEA, Power Reactor Information System (PRIS), <http://www.iaea.org/programmes/a2/>, International Atomic Energy Agency, Vienna.
17. Japan, 2011, Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management - National Report of Japan for the Fourth Review Meeting.
18. KEPCO, A. Otsuka. etc, Demonstration Test Program for Long-term Dry Storage of PWR Spent Fuel, Global 2011 Dec 11-16 2013
19. NNL, Paul Howarth, UK Nuclear Energy Policy & the Role of Research & Development, Global 2013 Sept 29 - Oct 3 2013
20. NWTRB, 2010, Evaluation of the Technical Basis for Extended Dry Storage and Transportation of Used Nuclear Fuel
21. NWMO, 2006a, Reactor site extended storage- Fact sheet, Nuclear Waste

Management Organization, 4p.

22.SpentxFuel, 2013 March, Vol. 20 No. 953

23.StoreFuel, 2012 August, Vol. 13 No. 168

24.StoreFuel, 2012 September, Vol. 13 No. 169

25.StoreFuel, 2013 June, Vol.14 No.178

26.RWMAC, 2002, Managing Radioactive Waste Safely: Summary of Responses to the consultation, <http://www.scotland.gov.uk>.

27.UK, 2011, The United Kingdom's Fourth National Report on Compliance with the Obligations of the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, Health and Safety Executive (HSE), UK.

28.USBRC, 2012, Blue Ribbon Commission on America's Nuclear Future- Report to the Secretary of Energy

29.USDOE, 2012, Gap Analysis to Support Extended Storage of Used Nuclear Fuel

30.USDOE, 2013, Strategy for the Management and Disposal of Used Nuclear Fuel and High Level Radioactive Waste

31.USNRC, 10 CFR 50, Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities

32.USNRC, 10 CFR 71, Packing and Transportation of Radioactive Material

33.USNRC, 10 CFR 72, Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste

34. USNRC, 10 CFR Part 73, Physical Protection of Plants and Materials
35. USNRC, 2011, ISG-1 Rev2, Classifying the Condition of Spent Nuclear Fuel for Interim Storage and Transportation Based on Function
36. USNRC, 2001, NUREG-1738, Technical Study of Spent Fuel Pool Accident Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants
37. USNRC, 2012, NUREG-2125, Spent Fuel Transportation Risk Assessment
38. USNRC, 1977, NUREG-0170, Final Environmental Statement on the Transportation of Radioactive Material by Air and Other Modes
39. USNRC, 2002, NUREG/CR-6772GSI-191: Separate-Effects Characterization of Debris Transport in Water
40. USNRC, 2002, Regulatory Guide 1.174, An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis
41. USNRC,
<http://www.nrc.gov/waste/spent-fuel-storage/diagram-typical-dry-casksystem.html>
42. USNRC, ML13057A527, Location of existing independent spent fuel storage installations, <http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1305/ML13057A527.pdf>
43. ZionSolutions LLC , W. Szymczak, F. Williams, ZionSolutions Dry Cask Storage Project Fuel Transfer Preparatory Activities, DD&R 2012, Chicago, Illinois, June 24-28 2012