

行政院原子能委員會放射性物料管理局

乾式貯存設施維護與監測之
國際研發資訊研析
成果報告

計畫編號：103FCMA009

計畫主持人：張惠雲

共同主持人：邱建國

受委託機關(構)：國立高雄大學

報告日期：中華民國 103 年 12 月

中文摘要

台電公司目前已規劃於核電廠內興建用過核子燃料乾式貯存設施，主要組件包括不銹鋼材料製造的密封鋼筒及外部混凝土護箱。美國核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission, 簡稱美國核管會 (U.S. NRC)) 於 2012 年 11 月公佈的資訊通告 (Information Notice) 中建議，將不銹鋼材料應力腐蝕劣化 (stress corrosion cracking, SCC) 評估結果，納入乾貯設施延長管理計畫中。原能會重視該通告建議，召集國內相關單位學者專家討論後已擬訂「用過核子燃料乾式貯存設施營運維護與監測計畫導則 (草案)」，以提供台電公司撰擬「用過核子燃料乾式貯存設施維護與監測計畫」之參考、強化乾貯設施安全管制作業。

本計畫研究針對國內乾貯設施未來監測與維護之需求，進行國際技術研發資訊研析。具體而言，本計畫研究首先就美國核管會乾貯設施延長管理計畫相關內容進行瞭解，以確認乾貯設施長期結構完整性 (long-term structural integrity) 評估中乾貯設施之周邊環境，混凝土護箱與不銹鋼密封鋼筒所要求之性能與監測目標。本計畫根據包括美國，日本與英國等國最近國際研究成果，對密封鋼筒不銹鋼材料應力腐蝕劣化機制，環境因子，以及監測與評估技術之研究發展，進行資訊研析。最後綜合以上結果，對國內乾式貯存設施十年再評估作業中密封鋼筒不銹鋼材料應力腐蝕劣化檢查及評估，提出建議。

Abstract

Taiwan Power Company (TPC) plans to construct spent fuel dry storage systems in the nuclear power plants. The systems include stainless steel canisters and concrete casks outside the canisters. U.S. Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC) Information Notice in 2012-20 calls attention to chloride-induced stress corrosion cracking (SCC) of Austenitic stainless steel, requiring detailed consideration in managing aging effects on dry cask storage systems for extended long-term storage. Following that, Fuel Cycle and Materials Administration (FCMA) in Taiwan gave a guidance on R&D for improving the SCC monitoring at dry storage installations (draft), as to help TPC develop maintenance and monitoring program for spent fuel dry storage systems, and to enhance the effectiveness of maintenance on dry storage systems.

To meet the future needs in Taiwan, this study collects, summarizes and analyzes the information about international technology mapping for maintenance and monitoring of spent fuel dry storage systems. In detail, a review is first given to the U.S. NRC extended long-term storage program, as to identify the required performance of site conditions, canisters and concrete casks. Then technology mapping is made on the work recently reported by the U.S., Japan and U.K., for the SCC mechanism, environmental factors, and monitoring and evaluation techniques. Based on the above work, a suggestion is finally given to the 10-year re-evaluation of dry storage systems in Taiwan and the SCC monitoring of canisters.

目錄

中文摘要	
英文摘要	
第一章、前言	1
1.1 研究背景與目的	1
1.2 研究方法與內容	2
第二章、SCC 環境因子案例調查與分析	3
2.1 前言	3
2.2 SCC 環境因子	3
2.3 案例乾貯設施	5
2.4 調查案例分析	7
第三章、SCC 劣化因子資料調查與分析	9
3.1 前言	9
3.2 SCC 劣化因子	9
3.3 實驗資料分析	10
第四章、SCC 監測方法及評估技術研析	16
4.1 前言	16
4.2 國際資訊研析	16
4.3 SCC 模擬試驗	19
第五章、密封鋼桶 SCC 檢查及評估建議	21
5.1 前言	21
5.2 美國乾貯設施密封鋼筒 AMP	21
5.3 國內乾貯設施檢查評估建議	30
第六章、結論	39
6.1 研究成果	39
6.2 結果討論	42
參考文獻	44

第一章、前言

1.1 研究背景與目的

台電公司目前已規劃於核電廠內興建用過核子燃料乾式貯存設施，該設施主要組件包括不銹鋼材料製造的密封鋼筒及外部混凝土護箱。美國核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission，簡稱美國核管會 (U.S. NRC) 於 2012 年 11 月公佈的資訊通告 (Information Notice) 中建議，將不銹鋼材料應力腐蝕劣化 (stress corrosion cracking, SCC) 評估結果，納入乾貯設施延長管理計畫 (最長達 120 年) [1-1]。原能會重視該通告建議，召集國內相關單位學者專家討論後已擬訂「用過核子燃料乾式貯存設施營運維護與監測計畫導則 (草案)」[1-2]，以提供台電公司撰擬「用過核子燃料乾式貯存設施維護與監測計畫」之參考、強化乾貯設施安全管制作業。

國際原子能總署(IAEA)專家 Bevilacqua 於 2013 年用過核子燃料貯存技術會議報告[1-3]中指出，主要核能國家研究機構目前已針對乾貯設施簽訂多項研究合作協議，包括 (1) 美國 NRC 試驗研究氯鹽潮解條件與 SCC 發生機制，(2) 日本電力中央研究所(Central Research Institute of Electric Power Industry，CRIEPI) 提供 SCC 監測資料與進行破壞試驗驗證，(3) 日本原子力發電公司 (Japan Atomic Power Co., JAPC) 負責設計測試用密封鋼筒，與模擬實際密封鋼筒環境劣化條件，與(4)英國國家核能實驗室中央實驗所 (U.K. National Nuclear Laboratory-Central Laboratory，U.K. NNL) 設計 SCC 監測試片與進行試驗驗證。

本計畫研究針對國內乾貯設施未來維護與監測技術發展之需求，包括密封鋼筒不銹鋼材料應力腐蝕劣化評估方

法，進行國際技術研發資訊研析。本計畫研究之執行，將有助於先期掌握國際間對於乾式貯存設施維護與監測計畫的研究發展趨勢，提升安全管制技術與能力。本計畫所獲研究成果，也可促進國內「用過核子燃料乾式貯存設施營運維護與監測計畫導則（草案）」之落實，確保臺灣乾式貯存設施長期結構完整性。

1.2 研究方法與內容

本計畫研究首先就美國核管會 (U.S. NRC) 乾貯設施延長管理計畫相關內容 [1-4] 進行瞭解，以確認乾貯設施長期結構完整性 (long-term structural integrity) 評估中乾貯設施之周邊環境，混凝土護箱與不銹鋼密封鋼筒所要求之性能與監測目標。之後，根據國際主要核能國家包括美國，日本與英國等最近國際合作研究成果，對密封鋼筒不銹鋼材料應力腐蝕劣化機制、環境因子，以及監測與評估技術之研究發展，進行國際資訊研析。最後綜合以上研究結果，對國內乾式貯存設施十年再評估作業中密封鋼筒不銹鋼材料應力腐蝕劣化檢查及評估，提出建議。

根據研究目的，本計畫研究規劃工作項目如下：

- (1) 乾式貯存場應力腐蝕劣化機制環境因子資料之調查資訊研析
- (2) 不銹鋼密封鋼筒材料應力腐蝕劣化因子資料之調查資訊研析
- (3) 密封鋼筒不銹鋼材料應力腐蝕劣化監測及評估技術之研究發展資訊研析
- (4) 乾式貯存設施十年再評估之密封鋼筒應力腐蝕劣化檢查及評估建議

第二章、SCC 環境因子案例調查與分析

2.1 前言

國際最近幾年針對乾貯設施延長管理需求，如美國 NRC 與英國 NNL 陸續有報告密封鋼桶檢查案例[2-1,2,3]，且經確認並未發現任何密封鋼桶不銹鋼材料有應力腐蝕劣化 (SCC) 之跡象。另外，國內最近的委託研究報告也對臺灣與日本之乾貯設施場址應力腐蝕劣化機制環境因子 (溫度，濕度，與氯鹽沉積率等) 進行分析與比較，並未發現顯著之差異[2-4]。日本已有計畫在 2017 年後，與臺灣同樣使用混凝土護箱所構成之乾貯設施[2-5]，而國內乾貯設施目前仍未正式啟用。

除設施使用年數與用過核子燃料貯存容量之不同，密封鋼桶不銹鋼材料應力腐蝕劣化之可能性是否會因為乾貯設施場址特性 (例如：溫度，濕度，鹽分與風速等) 而顯著不同。本計畫研究針對美國沿岸乾貯設施進行案例研究，以期進一步瞭解乾貯設施場址特性對密封鋼桶長期結構完整性之可能影響。相關研究結果，也將作為密封鋼筒不銹鋼材料應力腐蝕劣化監測及評估技術發展之基礎資料。

2.2 SCC 環境因子

國內最近的委託計畫研究已根據美國 EPRI 與日本 CRIEPI 等國內外相關研究，分析整理出不銹鋼材料 SCC 初始發生時間影響因子之交互關係圖。如圖 2-1 所示，場址的溫度與相對溼度，設施的通風，離岸距離，周邊風速，鹽分種類，以及空氣污染物等環境因子，都可能影響氯離子濃度門檻值與不銹鋼材料 SCC 初始發生時間。

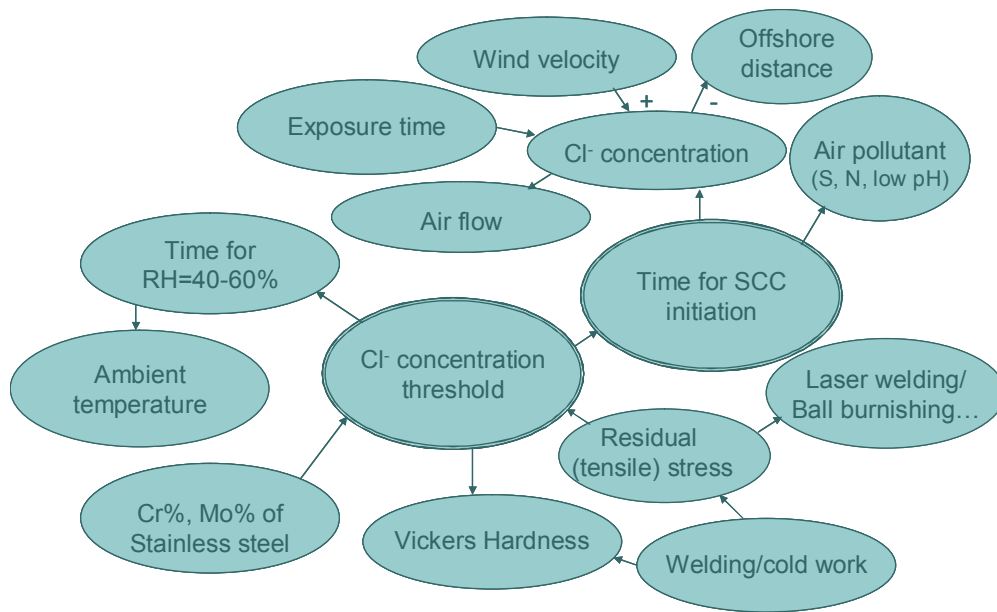


圖 2-1 不銹鋼材料 SCC 初始發生時間影響因子之交互關係圖[2-4]

2.3 案例乾貯設施

EPRI (2014) 報告於 Calvert Cliffs, Diablo Canyon, 與 Hope Creek 三個場址, 進行乾貯設施不銹鋼密封桶檢查。檢查項目包括目視檢查, 溫度量測與表面取樣。相關研究結果也將被用來發展用過核子燃料延長貯置所需之老化管理計畫 (aging management plan) [2-6]。

本計畫研究針對上述三個乾貯設施不銹鋼密封桶調查分析報告已進行蒐集與分析。EPRI 於 2014 年初已正式公佈 Calvert Cliff 電廠的乾貯設施檢查報告[2-7], 並計畫於 2014 年下半年公佈另外兩個電廠的乾貯設施檢查報告 [2-8]。

本計畫研究另外也針對美國沿海 7 個乾貯場址, 包括: Diablo Canyon, San Onofre, Maine Yankee, Seabrook, Millstone, Calvert Cliffs, 與 St. Lucie, 蒐集各個場址應力腐蝕劣化環境因子(即溫度, 相對溼度, 風速, 離海距離, 與氯離子沉積速率等), 並整理比較如表 2.1。

由表 2.1 可知, 氯離子沉積速率受到風速與離海距離所影響。另外, 氯離子沉積速率也會受到風向與溫度所影響。CRIEPI(2011)報告, 風洞(室內)試驗與(現地)暴曬試驗中, 試片平擺 (與氣流平行) 時皆比豎放時鹽分單位位積累積較多, 且實驗溫度 30 °C 比 100 °C 試片鹽分累積快 [2-9]。

國內台電公司設計興建中的乾式貯存設施, 採用了美國核管會核准的 NAC 公司乾貯系統, 密封鋼筒在裝入用過核子燃料後, 會加上蓋板用雙層銲接加以密封, 最後外加混凝土護箱提供遮護效果。密封鋼筒與混凝土護箱間通風口可讓系統氣冷自然降溫。雖然周邊的水氣與鹽分也會隨空氣進入通風口, 但因為是直立式系統所以由下部通風口進入的鹽分不易附著於密封鋼筒表面。上部通風口設有轉折處使強風帶

進的鹽分不易進入系統，就算鹽分沉積於密封鋼筒上部，也因為高溫作用與雙層封鋸而降低了 SCC 的可能性與影響。

表 2.1 美國沿岸核電廠 SCC 環境因子分析與比較

	Calvert Cliffs 電廠	San Onofre 乾貯設施	Maine Yankee	Diablo Canyon 電廠	Seabrook	Millstone	St. Lucie 乾貯設施	
啟用時間	Unit1 1975~2002(2006) Unit2 1977~2003(2007)	Unit1 1967~1992 Unit2 1983~2009 Unit3 1984~2011	1972~1996	Unit1 1985May,7 Unit2 1986March,13	1990~	Unit1 1968~1995 Unit2 1970~ Unit3 1974~	Unit1 1976 Unit2 1983	
溫度	年平均	56°F (13°C)	58.5°F(14.7°C)	45.4°F(7.4°C)	57°F(13.9°C)	47.7°F(8.7°C)	49.3°F(9.6°C)	73.1°F(22.8°C)
	最大	88.2°F (31.2°C)	87.5°F(30.8°C)	79.1°F(26.2°C)	68°F(20°C)	82.5°F(28.1°C)	82.3°F(28°C)	90.6°F(32.6°C)
	最小	25°F (-4°C)	28.1°F(-2.17°C)	10.1°F(-12.2°C)	44°F(6.7°C)	13.7°F(-10.2°C)	16.8°F(-8.4°C)	50.8°F(10.4°C)
相對濕度	年平均	77%	71%	81%	80%	79%	80%	80%
	最大	90%	81%	93%	94%	89%	95%	93%
	最小	62%	56%	63%	57%	61%	60%	75%
風速	年平均	17.83mph	16.04mph	18.14mph	11.19mph	15.7mph	12.86mph	16.19mph
	最大	36.6mph	29mph	32.3mph	22.2mph	25.8mph	21.1mph	32.8mph
	最小	9.5mph	6mph	4.2mph	5.7mph	9.9mph	6.6mph	6mph
離海距離	100m	150m	1165.22m	125m	1000m	20m	300m to the river 1347.8m to the coastline	
平均鹽度	0.7mg/L	0.4mg/L	0.6mg/L	0.4mg/L	0.6mg/L	>1.0mg/L	>1.0mg/L	

註：電廠所在地溫度，相對濕度與風速取自 www.usa.com，離海距離根據 Google Map 求出，而平均鹽度(即每年累積氯鹽量) 取自於文獻 [2-2]。

2.4 調查案例分析

乾貯設施檢查必須包含兩個密封鋼桶 [2-7]；一個是綜合輻射劑量 (integrated dose) 最高者，也就是所謂的先桶 (lead canister)；另一個則是表面溫度最低者，簡稱為冷桶 (cold canister)。Calvert Cliffs 電廠乾貯設施選出來受檢查的兩個密封鋼桶已分別啟用了 16 年與 19 年。

上述乾貯檢查中即已採用解析度 12.5 μm 之目視檢查方法 EVT-1，來確認密封鋼筒不銹鋼材料無 SCC 情形 (詳第 4 章)。檢查結果也顯示，兩個密封桶表面都堆積有灰塵 (dust)，另外局部有水漬，水漬產生的原因推測與乾貯系統特性有關。Calvert Cliffs 電廠採用的 NUHOMS 乾貯系統中，不銹鋼密封桶與其外混凝土護箱皆為水平設置、空氣對流效果可能較不理想。水氣也因此很容易由強風夾帶經水平向通風孔進入系統。儘管如此，根據照片研判上述的密封桶不銹鋼材料與銲道確實沒有 SCC 跡象，也就是不銹鋼材料表面沒有 SCC 實驗後常見的深褐色銹點。

溫度量測結果與熱流分析結果經比對後兩者還算吻合。先桶頂部量測溫度為 51°C，而熱流分析預測溫度為 53°C。另外，冷桶密封桶蓋板量測溫度介於 40°C 與 46°C，而熱流分析預測溫度介於 42°C 與 47°C，且兩者最低溫度發生點也不同。因為溫度量測結果與分析預測結在數值上與空間分佈上仍有些微的差距，故所用的熱流分析模型被認為仍有持續改進之空間。

如前所述，Calvert Cliffs 電廠採用的 NUHOMS 乾貯系統中，不銹鋼密封桶與其外混凝土護箱皆為水平設置。對照 CRIEPI 試驗(2011)，與氣流平行時鹽分累積較多。但密封鋼筒表面取樣經分析後發現，沉積的氯離子含量僅 5.2 g/m^2

(即 $5.2 \times 10^{-3} \text{ mg/m}^2$)，這比實驗所知 SCC 發生所需最低氯離子含量 0.1 g/m^2 少 1、2 個位數 (參見第三章)。另外，取樣之氯離子含量為 1.7%~6.6%。相較下，場址附近海水之氯離子含量為 88%，場址周邊的降雨，溪水與泉水等內陸水 (inland water) 之氯離子含量為 6% (經查證，美國各電廠都設有儀器對周邊的風與降水進行監測)。綜合判斷，內陸水比海水對密封鋼桶可能有更多的影響。

EPRI 公佈另外兩個電廠乾貯檢查部分資料[2-8]，與上述 Calvert Cliffs 電廠乾貯檢查結果類似，也就是溫度量測與預測結果相近，氯離子濃度遠低於預期，綜合判斷場址周邊的降雨，溪水與泉水等內陸水較海水可能有更直接的影響。

另外，Calvert Cliffs 電廠密封鋼筒表面取樣被檢出有不存在於海水成分之鋁(Al)元素。氧化鋁富含於自然界黏土中，也是灰塵的主要成份之一。也因此，日本 CRIEPI (1986) 研究報告曾模擬灰塵 (dust) 而加入之氧化鋁，意外發現不銹鋼材料銹蝕反應會因此減緩、甚至不發生 (詳第三章)。除了灰塵，密封鋼筒表面鋁成分也被推測有可能來自混凝土護箱。

第三章、SCC 劣化因子實驗調查與分析

3.1 前言

如前所述，國內最近的委託計畫研究已分析整理出不銹鋼材料 SCC 初使發生時間影響因子之交互關係圖。本計畫研究於前章配合國際檢查案例調查，探討場址特性對乾貯設施結構長期完整性之可能影響。本計畫研究在本章進一步調查與整理日本 CRIEPI，美國 NRC 與 EPRI 過去進行的 SCC 實驗與重要結果，以分析 304L 不銹鋼材料應力腐蝕劣化因子(溫度，相對濕度，鹽分與時間)與影響。

調查後發現，各國實驗研究所用不銹鋼材料試片與試驗方法都不盡相同。本計畫研究因此將相關實驗研究方法與結果進行交互比對、以瞭解材料表面處理，板厚，銲接殘餘應力與冷加工局部塑性應變等材料因子之影響。上述實驗分析結果將與前述的乾貯設施場址特性調查結果交互比較，將可提供國內研擬不銹鋼材料應力腐蝕劣化問題對策之參考。

3.2 SCC 劣化因子

除前章所述環境因子，不銹鋼的添加元素，材料硬度，冷加工，銲接，表面處理，與殘留應力等因素，也都會影響氯離子濃度門檻值與不銹鋼材料 SCC 初始發生時間(參考前章圖 2-1)。

為用過核子燃料永久處置技術之需求，日本 CRIEPI 在 1986 年以前即開始對密封鋼桶不銹鋼材料進行 SCC 實驗研究 [3-1]。最近，日本已有計畫在 2017 年後與臺灣同樣使用混凝土護箱所構成之乾貯設施，也因此過去幾年 CRIEPI 進一步針對密封鋼桶所用之 304L 不銹鋼材料進行研究 [e.g. 3-2]。美國 NRC 也將 SCC 問題納入乾貯設施長期營運計畫

檢討中，而美國 EPRI 的研究也確認密封鋼桶表面累積鹽分，殘餘應力，溫度，與相對溼度等影響[3-3,4]。

3.3 實驗資料分析

國內乾貯設施密封鋼桶採用 304L 不銹鋼材料，而相關的 SCC 重要實驗與結果整理如表 3.1。如表 3-1 所示，日本 CRIEPI 早期研究意外發現，模擬灰塵 (dust) 而加入之氧化鋁 (Al_2O_3) 可能使不銹鋼材料 304L 之銹蝕反應不發生[3-1]。日本 CRIEPI 最近的研究則顯示，同樣條件下進行兩組拉力試驗，硬度 307Hv、超過規範建議 250Hv 之不銹鋼材料發生 SCC，另一硬度 247Hv 不銹鋼材料則無 SCC [3-2]。

表 3.1 304L 不銹鋼材料 SCC 重要實驗研究摘要

文獻	方法	溫度 (°C)	RH (%)	時間(hr) (試片特性)	應力	氯鹽種類	氯離子 (mg/m ²)	實驗結果
[3-1]	拉力試驗	50	80	1000 (板厚 2mm)	265MPa- 363MPa	氯化 鈉	5-1,000	金相顯微鏡確認晶界腐蝕但無 SCC
					265MPa- 363MPa	氯化 鈉 +氧化 鋁	5-1,000	金相顯微鏡確認無晶界腐蝕或 SCC
					0	氯化 鈉	1,000	金相顯微鏡確認無晶界腐蝕或 SCC

[3-2]	拉力試驗	50	35	2000 (板厚 2mm/ 硬度 305Hv)	0.1Fy- 0.5Fy	pH8.2 人工 海水	200-5,000	SEM 確認氣 離子 ≥ 0.8 g/m ² 即 SCC
				5000 (2mm/247Hv)	0.02Fy- 1.0Fy	pH8.2 人工 海水	600-2,000	SEM 確認無 銹蝕或 SCC
	4 點 彎 曲 試 驗	80	35	4000-8000 (10mm)	270MPa	pH8.2 人工 海水	10,000	SEM 確認人 工海水較快發 生 SCC
				4000 (10mm)	270MPa	氯化 鎂	10,000	(PDM 探測初 始裂縫深 3mm、裂縫延 伸速度約 2×10^{-11} m/s)
	實 尺 試 驗	80	35	1000 (13mm, 銲接)	0	pH8.2 人工 海水	4,000	SEM 確認 銹蝕且 SCC
				1500 (13mm, 銲接後 LSP/ZSP 消除 殘餘應力)	0	pH8.2 人工 海水	4,000	SEM 確認銹 蝕但無 SCC

註: Fy 為材料降伏強度

表 3.1 304L 不銹鋼材料 SCC 重要實驗研究摘要 (續)

文獻	方法	溫度 (°C)	RH (%)	時間 (hr) (試片特性)	應變 (%)	氯鹽種類	氯離子 (mg/m ²)	實驗結果
[3-3]	U 形試片彎曲試驗	43	100	8760 (1 年)	彈塑性	人工海水	20,000	SEM 確認 SCC 發生
		85	17					SEM 確認 無 SCC 發生
		120	5					SEM 確認 無 SCC 發生
[3-4]	C 形試片彎曲試驗	35	72	1440 (2 個月)	0.4	人工海水	1,000	SEM 確認 無 SCC 發生
				2160 (3 個月)	0.4			SEM 確認敏 化 3 試片中 有 1 個 SCC
		45	44	2160 (3 個月)	0.4		1,000	SEM 確認 無 SCC 發生
				2160 (3 個月)	0.4		10,000	SEM 確認 無 SCC 發生
				1440	1.5		10,000	SEM 確認一 般 3 試片與

				(2 個月)				敏化 3 試片 各 1 有 SCC	
		52	32	1440 (2 個月)	0.4		1,000	SEM 確認一 般 3 試片與 敏化 3 試片 全部有 SCC	
				2160 (3 個月)	0.4			10,000	SEM 確認敏 化 3 試片中 有 1 個 SCC
				1440 (2 個月)	1.5			10,000	SEM 確認一 般 3 試片與 敏化 3 試片 全部有 SCC

註: 人工海水，U 形彎曲試片與 C 形彎曲試片係參照 ASTM 規定[3-5,6,7]製作。

同研究的 4 點彎曲試驗，除提供量測 304L 不銹鋼材料發生 SCC 之初始裂縫深度與裂縫延伸速率，結果也顯示人工海水比氯化鎂溶液易使不銹鋼材料發生 SCC 反應。在材料，腐蝕環境與應力三個條件同時滿足下 SCC 才會發生。換句話說，當其中任一個條件被消除時，即可能防止 SCC 發生。上述研究的實尺試驗顯示，銲接殘留(拉)應力即足以使不銹鋼材料發生 SCC 反應，而 LSP/ZSP 等珠擊法因對材料表面施與能量改善材料微觀性質，並且將銲接加工所造成的殘餘拉應力進一步消除，因此能防止不銹鋼材料發生 SCC 現象。

美國 EPRI 採用 U-形彎曲試片，分別在 43°C, 85°C 與 120°C 之條件下進行 SCC 實驗，而結果只有 43°C、相對溼度

100%條件下不銹鋼材料有 SCC 之跡象 [3-3]。後續分析顯示，實驗溫度 85°C 與 120°C 所對應之相對濕度分別為 17% 與 5%，因為溼度不足所以氯鹽無法潮解參與反應。

美國 EPRI 另外採用 C-形試片，分別在 35°C, 45°C 與 52°C 之條件下進行 SCC 實驗，且每個實驗包含一般的材料試片與模擬銲接影響之敏化試片各三個 [3-4]。結果顯示，材料經(銲接) 敏化後較易發生 SCC，特別是溫度 52°C 對應的相對濕度為 32%、此條件恰足使人工海水中的氯鹽混合物開始潮解。

另外，日本 CRIEPI 通常對試片施加拉應力來進行 SCC 實驗，而美國 NRC 與 EPRI 則對試片彎曲施加應變。日本 CRIEPI 試片在實驗前通常會用 #600 砂紙去除表面氧化物與調整平整度。美國 NRC 與 EPRI 則依 ASTM 標準準備人工海水與製作 U 形或 C 形試片 [3-5,6,7]。

日本 CRIEPI 是將氯化鈉溶液或人工海水塗佈在試片後置於恆溫恆濕箱來進行試驗；美國 NRC 與 EPRI 則是將試片彎曲後放入鹽霧試驗機，其中 U 形試片上的氯鹽來自於試驗機之鹽霧，而 C 形試片上的氯鹽則是事前塗佈上去的。

除上述的恆溫恆濕試驗，日本 CRIEPI，美國 NRC 與 EPRI 也都曾變動相對濕度來進行動態試驗 (dynamic humidity testing)。例如，CRIEPI (2008) 曾報告，將溫度固定在 80°C，控制相對濕度在 15% 與 35% 之間循環變動，經 3000 小時的試驗後 304L 不銹鋼試片並沒有發生 SCC；但將相對濕度改成分別固定在 15% 與 35% 後進行同樣的試驗，結果 304L 不銹鋼試片均發生 SCC 現象 [3-8]。實際上，乾貯設施周邊的大氣溫度與相對濕度在同一天內的不同時間也都不盡相同，而密封鋼筒表面的溫度與相對濕度也因此隨之變動。如表 3.1 摘錄的恆溫恆濕試驗與乾貯實際情形不同、條

件也相對嚴苛，故應用此類試驗結果於乾貯設施密封鋼筒不銹鋼材料 SCC 可能性評估，可以預期將獲致相對保守的結論。

EPRI (2104) 最近發佈的文獻分析結果[3-9]顯示，業界經驗可能影響不銹鋼材料 SCC 之溫度範圍在 25-80°C；NRC 乾貯設施分析結果進一步顯示，在正常情形下乾貯設施密封鋼筒不銹鋼材料在溫度降至 60°C 前應不會有 SCC 現象。主要的原因是，自然環境下 60°C 時的濕度尚不足以讓天然海鹽充分潮解、無法提供足夠的氯離子來促使 SCC 反應發生。孔蝕 (pitting) 為引致不銹鋼材料 SCC 發生的重要原因，而實驗結果也顯示 35°C 下孔蝕不會發生。此外，文獻中 25-35°C 案例都是來自 pH 值很低的化工管線。綜合判斷，密封鋼筒不銹鋼材料 SCC 主要作用溫度範圍應在 60°C 與 35°C 之間。

日本 CRIEPI (2014) 最新報告，與美國 NRC (2013) 最新報告結果一致，含銲道熱影響區的 304L 不銹鋼材料試片 SCC 所需最低氯鹽量為 0.1g/m² [3-10, 2-2] 。

第四章、SCC 監測方法及評估技術研析

4.1 前言

國際主要核能國家研究機構目前已針對乾貯設施簽訂多項研究合作協議[1-3]，其中日本 CRIEPI 負責提供 SCC 監測資料與進行破壞試驗驗證，而 JAPC 負責設計測試用密封鋼筒，與模擬實際密封鋼筒環境劣化條件；另一方面，英國國家核能實驗室中央實驗所 (U.K. NNL) 負責設計 SCC 監測試片與進行試驗驗證。

國內最近的委託計畫研究[2-4]，也蒐集了包括美國 EPRI 與日本 CRIEPI 等國內外相關研究，對密封鋼筒不銹鋼材料應力腐蝕劣化監測及評估技術等進行資訊研析。本計畫研究除持續蒐集與整理相關資訊，也將對照前兩項研究工作項目所獲場址特性影響與不銹鋼材料 SCC 機制，以評估發展中各項監測技術與評估方法之可行性。

4.2 國際資訊研析

針對用過核燃料最終地下貯置問題，日本 CRIEPI 在 1970 年代就對密封鋼桶不銹鋼材料應力腐蝕劣化問題進行研究。Mayuzumi 等於 2002 年進行實驗後發現，304 與 304L 不銹鋼材料在低應力下仍可能有 SCC 問題 [4-1]。目前，美國傾向與日本同樣地對密封鋼筒不銹鋼材料 SCC 問題採環境監測為主要對策，且日本 CRIEPI 已提出一個兩階段監測與維護流程(即監控氯鹽量防止 SCC 發生，與監控 SCC 裂隙防止密封鋼筒破壞)，如圖 4-1。

國內台電公司目前擬委託工研院研究，則與英國國家核能實驗室 (U.K. NNL) 類似，使用與密封鋼筒製程相同不銹鋼材料(包含鐸道與熱影響區)作成試片，施與鐸接殘餘應力

以上拉應力，放置於乾貯設施混凝土護箱與密封鋼筒間氣冷通道，以期達到 SCC 監測目的[2-5]。

不銹鋼材料 SCC 劣化因子很多，故 SCC 初始發生時間很難預測。因此，美國與日本目前針對密封鋼筒不銹鋼材料 SCC 問題同樣傾向採取環境監測作為主要對策。日本 CRIEPI 已提出一個兩階段監測與維護流程，也就是監控氯鹽量防止 SCC 發生，與確認 SCC 發生後評估 SCC 裂隙是否會影響密封鋼筒結構完整性 [3-2, 4-2]。日本 CRIEPI 已開始著手研究開發濾氣裝置以降低進入通風口的氯鹽量，以及監測不銹鋼材料表面氯鹽沉積量所需的新光學儀器 [4-3,4,5]。

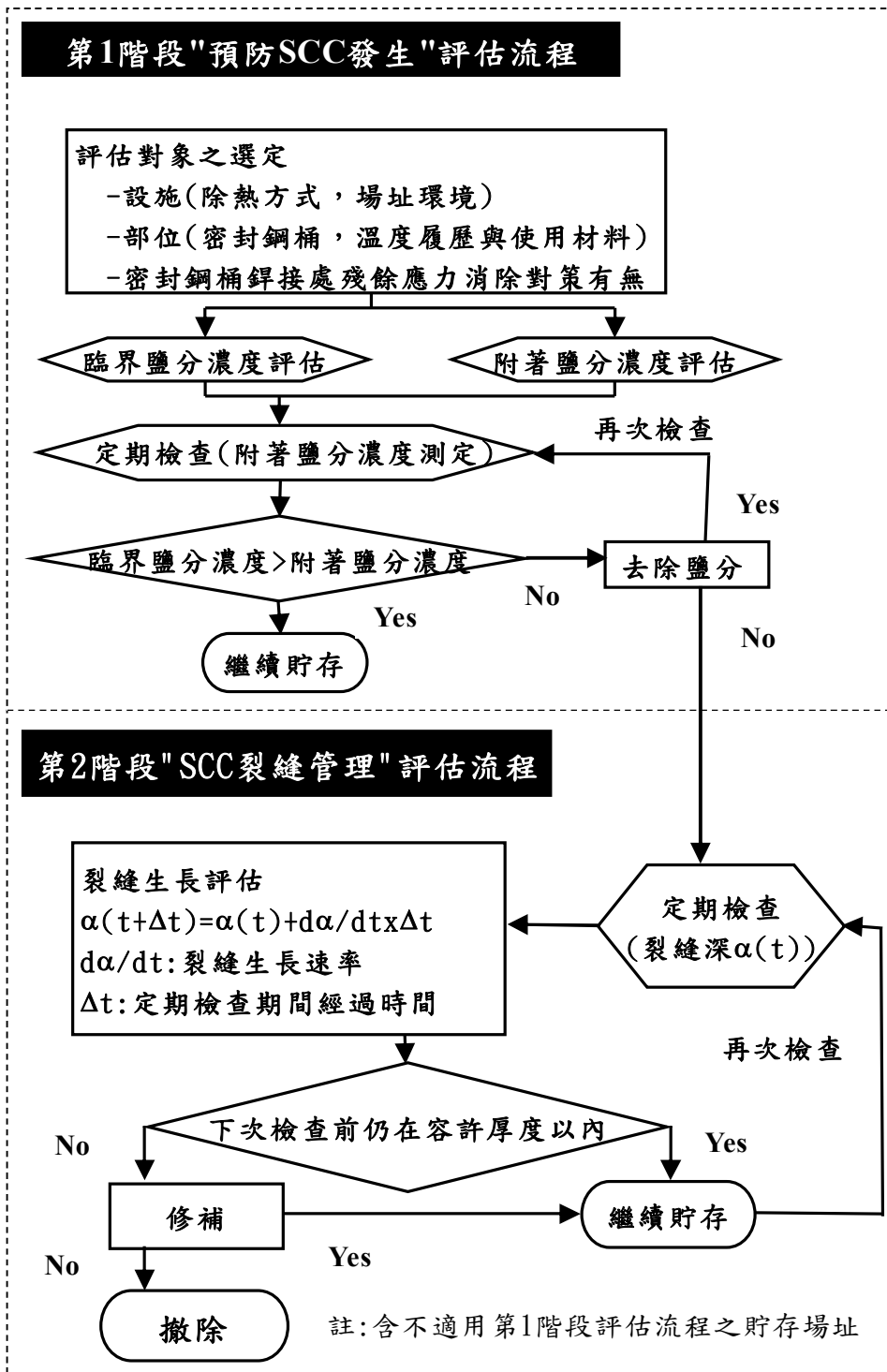


圖 4-1 日本 CRIEPI 不銹鋼筒 SCC 兩階段監測與維護流程 [3-2, 4-2]

SCC 裂縫可以偵測，也就是材料表面裂縫 $>100\mu\text{m}$ (0.1mm)，裂隙才會成長(即 SCC)。美國乾貯檢查即已採用解析度 $12.5\ \mu\text{m}$ 之遠距目視檢查 (remote visual testing) 方法 EVT-1，故已能確認不銹鋼材料 SCC [2-6]。另可用於裂隙偵測之技術，還包括陣列式超音波檢測 (Arrayed Ultrasonic Testing)，與渦電流檢測 (Eddy Current Testing)，目前美日仍在研究發展中 [4-5,6]。

4.3 SCC 模擬試驗

國內最近的委託研究計畫[2-4]已應用紅外線熱攝儀於密封鋼桶不銹鋼材料腐蝕監測，並確認可行性。本計畫研究繼續探討紅外線熱攝儀應用於密封鋼桶不銹鋼材料腐蝕監測之方法。具體而言，本計畫研究參考過去的實驗[4-7]準備腐蝕試片，也就是先將敏化後的 304L 不銹鋼試片放入分別裝有 35%氯化鎂溶液和 0.01M 硫代硫酸鈉加 20%氯化鈉溶液之燒杯，再將燒杯以鋁箔封口後放入烘箱中定溫 80°C 持續 5 天。之後，將試片取出風乾，重新放入烘箱分次調整溫度至 80°C ， 60°C 與 40°C ，再打開烘箱將紅外線熱攝儀探針伸入檢測試片表面和鏽蝕處之溫度。

如圖 4-2，每個試片調整烘箱溫度後重覆進行量測 10 次。由圖可知，304L 不銹鋼試片銹點溫度比烘箱背景溫度高，且不論烘箱溫度調整至 80°C ， 60°C 或 40°C ，兩者溫度都有 2°C 左右差異。後續的 SEM/XRD 試驗也確認，材料試片表面有很微量的氯離子沉積，但無 SCC 之跡象。

由以上結果可知，紅外線熱攝儀確實可能用於乾貯設施，也就是利用探針深入通風孔，偵測密封鋼桶不銹鋼材料有無銹蝕。

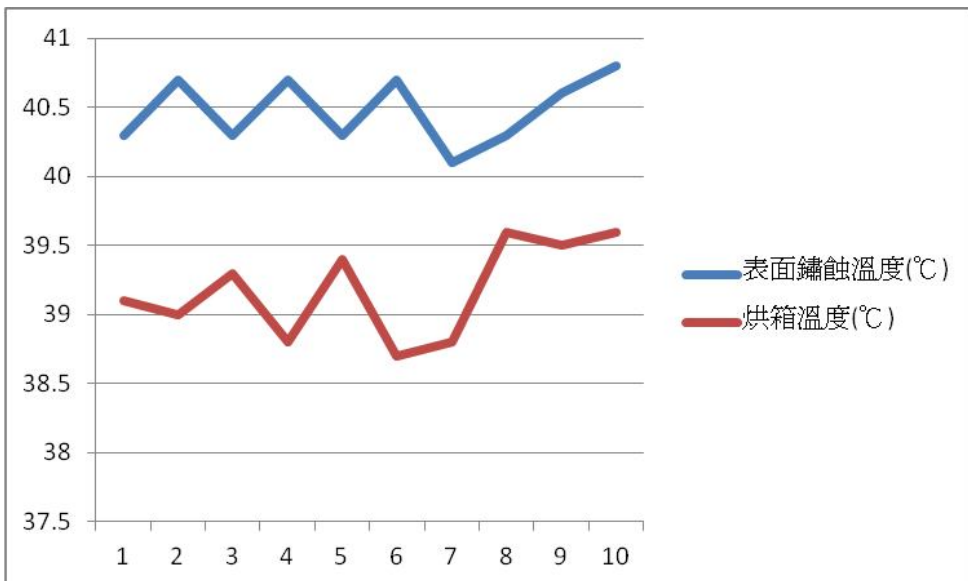
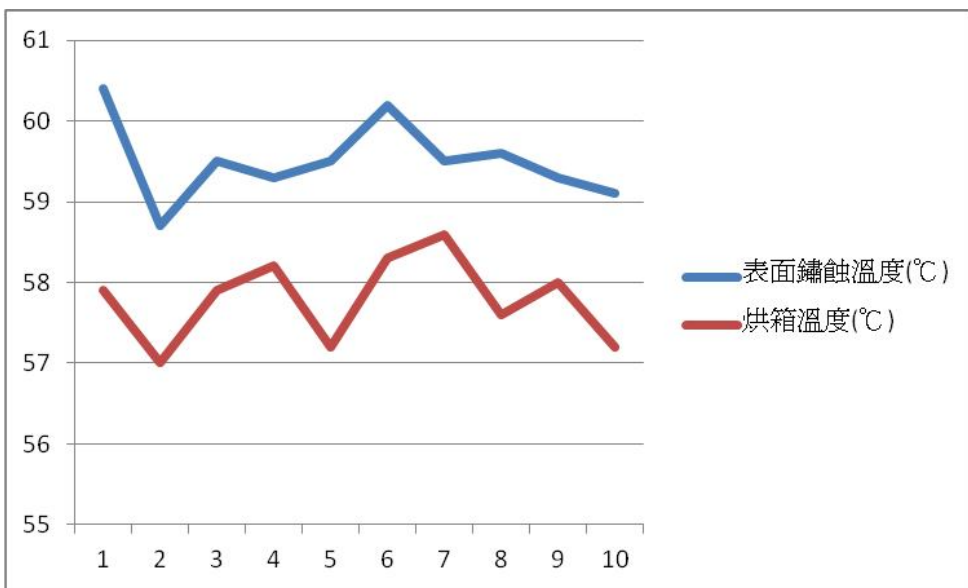
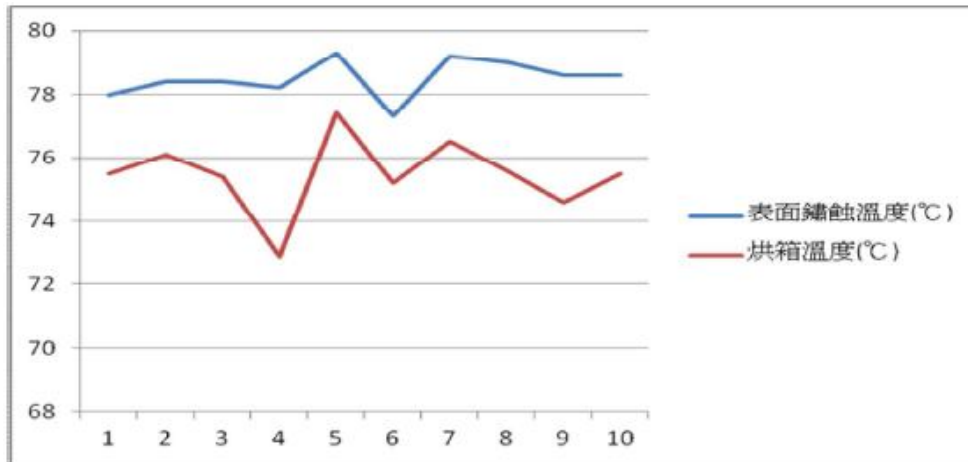


圖 4-2 304L 不銹鋼試片鏽點溫度與烘箱背景溫度之比較

第五章、密封鋼桶 SCC 檢查及評估建議

5.1 前言

用過核子燃料乾式貯存設施之長期營運維護與監測作業，應充分考慮設施場址特性來進行規畫並實施之。故如美國 NRC 通告，位於沿海地區的乾貯設施應特別注意密封鋼筒不銹鋼材料 SCC 監測與評估作業 [1-1]。另外，國內主管機關原能會也擬訂了「用過核子燃料乾式貯存設施營運維護與監測計畫導則（草案）」，來強化臺灣乾貯設施安全管制作業 [1-2]。

針對密封鋼筒所用之不銹鋼材料，本計畫研究根據文獻分析已在前三章分別探討 SCC 環境因子，劣化因子，以及監測方法與評估技術。除上述研究成果，本章也進一步參考美國乾貯設施老化管理計畫 (Aging Management Program, AMP)，來對國內乾式貯存設施十年再評估之密封鋼筒應力腐蝕劣化檢查及評估作業，提出綜合性的建議。

5.2 美國乾貯設施 AMP 要求

依據法規，乾貯設施首次申照核可使用時間最多為 40 年。例如，Calvert Cliffs 電廠乾貯設施因為場址與系統特性，首次申照核可使用時間為 20 年。美國 NRC 依據各設施的營運、維護與監測之實際情形，允許換照再繼續使用最多不超過 40 年。目前，美國 NRC 已經分別核准 Surry，Robinson 與 Oconee 共 3 個電廠的乾貯設施在換照後繼續使用，另外對於 Calvert Cliffs 與 Prairie Island 計 2 個電廠乾貯設施與系統供應商 (VSC-24) 之換照申請，也正在審查中 [5-1]。

考量乾貯設施實際使用時間相較於其設計使用時間仍短 (未超過 30 年)，因此美國 NRC 要求各電廠在申請換照時

必須提出「限時老化分析(time-limited aging analyses, TLAAs)」，以說明在換照後繼續使用年限內，與乾貯設施安全性相關之結構，系統與組件仍能發揮原有的功能。另外，各電廠也必須針對乾貯設施提出所謂的「老化管理計畫(aging management program, AMP)」，來管理老化(aging)對上述結構，系統與組件所可能造成之影響 [5-2]。

根據 NUREG-1927，為管理乾貯設施老化影響所定義之 AMP 的 10 個要素(element) 與敘述 (description)，可以整理如表 5.1。AMP 有兩個核心問題，一為高度燃耗燃料 (high burn-up fuel)之長期性能 (不在本計畫研究範圍內)。另一為氯鹽所致應力腐蝕劣化 (SCC)。

表 5.1 乾貯設施老化管理計畫(AMP)要素(取自[5-2]再編譯)

	AMP 要素 (Element)	敘述 (Description)
1	計畫範圍 (Scope of the program)	計畫範圍應包括適用於「老化管理審查 (aging management review, AMR)」之特定的結構與元件
2	預防措施 (Preventive actions)	預防措施應減緩或防止相關的老化影響
3	監測或檢查參數 (Parameters monitored or inspected)	監測或檢查參數應與特定結構與元件所要求功能之老化影響有所關聯。
4	老化影響偵測 (Detection of aging effects)	結構與元件要求功能受損前即應對老化影響採取偵測行動。這所涵蓋的層面包括方法或技術 (也就是外觀，體積或表面之檢查)，頻率，取樣大小，資料蒐集，以及新的/一次性檢查之時機 (timing)，以確保能即時偵測到老化的影響。
5	監測與趨勢研判 (Monitoring and trending)	監測與趨勢研判應能預測老化影響程度，與提供即時改善或減緩之措施。
6	合格標準 (Acceptance criteria)	相對於評估是否需進一步改善措施，合格標準應能確保，在目前核照的設計標準條件與繼續使用期間，特定的結構與元件能夠維持所要求的功能。

7	矯正行動 (Corrective actions)	包括決定根本原因與防止再發生等改善措施應具即時性。
8	確認程序 (Confirmation process)	確認程序應確保防止措施是適切的，且改善措施已被完成且是有效的。
9	行政管制 (Administrative controls)	行政管制應提供正式審查與核准程序。
10	營運經驗 (Operating experience)	AMP 相關的營運經驗包括過去改善措施，與所致計畫強化成果或新增的計畫，應能提供客觀的證據來支持決定，老化影響將被適當地管理，結構與元件在繼續使用期間能發揮所要求之功能。

國內台電公司設計興建中的乾式貯存設施，採用了美國核管會核准的 NAC 公司乾貯系統，其主要構件包含不銹鋼材料的密封鋼筒，與混凝土護箱。這類系統也為美國大多數電廠乾式貯存設施所用。上述的密封鋼筒在裝入用過核子燃料後，會加上蓋板用雙層銲接加以密封，最後外加混凝土護箱提供遮護效果。

密封鋼筒與混凝土護箱間設有通風口，以利系統氣冷自然降溫。設施周邊的水氣與鹽分也會隨空氣進入通風口。也因此，經過很長時間後，系統的溫度會下降、相對濕度上升，氯鹽累積再加上銲接殘餘(拉)應力共同作用下，密封鋼筒不銹鋼材料表面可能產生 SCC 現象。

美國 NRC 已要求各電廠針對密封鋼筒的密封性提出洩漏監測計畫，作為密封鋼筒 AMP 的主要內容。密封鋼筒的 AMP 包括兩部分，其一是考慮工址特性後根據設計與施工記錄，評估密封鋼筒的應力，表面累積的氯鹽量，與溫、濕度情況，找出 SCC 可能發生的地方。另一為根據前述的評估結果建立老化監測計畫，特別是銲道與熱影響區等可能發生 SCC 處。針對密封鋼筒監測所定義的 AMP 要素與敘述整理如表 5.2。

表 5.2 美國密封鋼桶 AMP 的 10 個要素 (摘自[5-2]再整理)

	AMP 要素 (Element)	敘述 (Description)
1	計畫範圍 (Scope of the program)	計畫包括驗證 (examination) 與/或監測用過核子燃料貯存用密封鋼筒上蓋與側面之銲道，確保能採取即時適當的改善措施以維持密封鋼統的貯存狀態。
2	預防措施 (Preventive actions)	本計畫的預防措施包括監測如溫度，表面沉積物(例如氯化物)，以及濕度 (視需要而定)，以確認與避免鹽份潮解與引致不銹鋼SCC現象。又，老化管理包括避免密封鋼筒初始裝載即劣化，故應採取預防性措施以防止用過燃料棒外表被硼酸所污染，以避免燃料鍍鋅層與硼酸之交互作用 (NRC Bulletin 96-04)。預防措施也包括要符合NRC中期人員指導 (Interim Staff Guidance, ISG) 文件在材料選擇，組裝，設計與密封剛筒測試之要求。
3	監測或檢查參數 (Parameters monitored or inspected)	為確保即時偵測到密封鋼筒圍束界面 (confinement boundary) 上潛在的裂縫，應連續/定期檢查密封鋼筒表面數個位置的溫度，與/或利用質譜儀(mass spectrometer) 偵測密封鋼筒周邊空氣是否有氦氣外洩、確定無放射性物質釋出。偵測方法之敏感度與有效性應依場

		址特性來決定。
4	老化影響偵測 (Detection of aging effects)	本計畫利用目視檢查，表面環境狀況監測，以及偵測氬氣洩漏與/或特定核種釋出，來管理老化影響，例如：SCC 或疲勞/反覆載重所致裂縫，銹蝕或其他劣化過程所造成的材料缺損。若所用方法(例如目視檢查)在 ASME 規範有規定者，則可直接參照相關規定辦理之。否則，依場址特性發展方法經核准後辦理之。
5	監測與趨勢研判 (Monitoring and trending)	檢查所獲結果之監測，記錄，評估與趨勢研判，須依各場址被核准之程序來進行。
6	合格標準 (Acceptance criteria)	本計畫針對特定試驗提供直接或遙測檢查密封鋼筒銲道之合格標準。根據 ASME Code Section XI 所進行的試驗，須依 Subsection IWB-3500 來判定合格。
7	矯正措施 (Corrective actions)	檢查未達合格標準之任何情形，皆應依已經認證的現場改善措施計畫來處理，也就是符合 ASME Code, Section XI IWA-4422.1 方法之重新封存 (repackaging) 或數值解析，以瞭解為持續貯存到下次檢查前缺陷 (flaw) 是否仍可被接受。電廠可以參與業界研究發展海洋環境下不銹鋼材料 SCC 評估方法。改善措施若為修復，則應確保圍束

		界面與乾貯密封鋼筒之結構完整性。
8	確 認 程 序 (Confirmation process)	依據 10 CFR Part 72, Subpart G 執行場址品保 (QA) 程序, 考察與核准程序, 以及行政控制。
9	行 政 控 制 (Administrative controls)	參見 8
10	營 運 經 驗 (Operating experience)	參見 NRC 研究報告(Caseres 與 Mintz 2010; Oberson 等 2013), Calvert Cliffs 乾貯設施檢查報告 (Gellrich 2012) , Palisades 電廠 VSC-24 密封鋼筒檢查報告(SFD/NRC 13-003)等。

如表所示，老化影響「預防措施」不只是密封鋼筒監測作業，還包括(1)避免密封鋼筒初始裝載即劣化，(2)符合主管機關中期指導文件在材料選擇，組裝，設計與密封鋼筒測試之要求。這2項作業，應參照設施原設計使用說明來執行。國內乾式貯存設施採用了美國 NAC-MAGNASTOR 系統，而依據該系統的設計使用說明，其設計使用年限為 50 年，且目前檢查與監測計畫 [5-2] 如下：

(1) 裝載前要求

系統裝載前要密封鋼桶的密封性先加氣壓測試 (pneumatically pressure tested)，而鋼筒外殼與蓋子間鐸道除了磁粉檢測 (PT)，也要依 ANSI N14.5 的防漏規定進行測試。在第一次裝載後質量流 (mass flow) 的計算結果與量測結果比較確認後，之後的裝載即可直接進行不再報告比較。

(2) 營運時要求

通風孔的入口與出口之溫度要每天監測，一旦發現系統熱性能衰退 (decline in thermal performance) 即進行目視檢查。異常，意外或自然災害發生四小時內系統要進行檢查，以確保通風孔的入口與出口沒有被堵塞，且二十四小時內每個混凝土護箱半數以上的通風孔出入口必須被清空、確保系統恢復正常的貯存狀態。每次自然災害後都要現地檢查，確認混凝土護箱沒有移位、避免場邊劑量升高。

(3) AMP 要求

NAC 公司將密封鋼筒為與安全性主要相關的 B 類，建議進行「限時老化分析 (time-limited aging analyses, TLAAs)」與施行「通用性計畫 (generic program)」管理。密封鋼筒外部之結構與元件，會受通風孔內空氣，鹽分與水氣的直接

影響，故建議除依表 5.2 進行密封鋼筒監測，也配合定期的目視檢查，確認結構與元件的表面無材料缺損或裂縫等老化之跡象。

另外，NAC 公司將混凝土護箱歸類為與安全性次要相關的 C 類，並建議進一步評估以是否須另外建立能具場址特性之 AMP，特別是無法接觸處 (inaccessible areas) 的混凝土有凍融 (freeze-thaw)，骨材開裂/膨脹，或材料強度損失等情形時。

密封鋼筒不銹鋼材料 SCC 問題，可能影響乾貯設施長期結構完整性。除原能會「用過核子燃料乾式貯存設施營運維護與監測計畫導則（草案）」，國內業者也可蒐集與參考如表 5.1 與 5.2 等相關國際資訊，即早擬訂乾貯設施長期營運維護與監測計畫。

5.3 國內乾貯設施檢查評估建議

國內主管機關原能會(2013)已擬訂了「用過核子燃料乾式貯存設施營運維護與監測計畫導則（草案）」，來強化臺灣乾貯設施安全管制作業。草案附件「乾式貯存設施強化密封鋼筒應力腐蝕劣化監測之研究發展」，首先強調應充分考量國內乾貯設施環境特性，並可以利用貯存護箱監測或實體模擬分析等方式，對不銹鋼密封鋼筒環境 SCC 因子，材料 SCC 因子，以及監測及評估技術之研究發展，進行資料調查與分析。同草案最後提列「乾式貯存設施十年再評估之密封鋼筒應力腐蝕劣化檢查及評估規劃」之要求。

對照美國密封鋼筒 AMP 內容與日本 CRIEPI 兩階段 SCC 監測管理計畫，原能會草案附件已經將 SCC 評估與監測技術發展所需基礎資料與研究課題一一羅列。另外，配合乾式貯存設施十年再評估作業，規劃對密封鋼筒應力腐

蝕劣化進行檢查及評估，此要求在實際作業上也較具有可行性。以十年時間為檢查週期也符合美國 AMP 之要求，但前提是乾貯設施裝載前測試與營運時檢查要依照原設計使用說明進行且經確認無誤。測試或檢查過程中，如果發現有需要進一步評估或檢查之事證，則應即時因應進行處置。

根據本計畫研究結果，建議國內主管機關原能會對「用過核子燃料乾式貯存設施營運維護與監測計畫導則」可以進行文字修正後定案如下：

用過核子燃料乾式貯存設施維護與監測計畫導則

壹、依據

為強化用過核子燃料乾式貯存設施的安全，原能會於 101 年 12 月要求設施經營者應研提乾貯設施維護與監測計畫，併同運轉執照申請文件送審。

貳、目的

本導則旨在提供內容格式，供乾式貯存設施經營者撰擬「用過核子燃料乾式貯存設施維護與監測計畫」之依循。依本導則所建議之內容撰寫者，將有助於資料準備之完整性。惟本導則並非法規要求，設施經營者亦可參考其他國家發展經驗，調整「維護與監測計畫」之內容。

參、維護與監測計畫內容概要

「用過核子燃料乾式貯存設施維護與監測計畫」內容概要詳如附錄。

肆、修改

本導則如有未盡事宜者，得視需要修訂之。

[說明] 「壹、依據」原條文後半段「.....，以強化貯存安全。維護作業部分，應涵蓋混凝土護箱、貯存基座、傳送護箱、輔助設備及再取出設備等項目；監測作業方面，應涵蓋乾貯護箱溫度、環境輻射、土石流、邊坡穩定、保安及密封鋼筒腐蝕劣化等監測措施。另因考

量國內乾貯設施位於沿海地區，應加強密封鋼筒腐蝕劣化之監測，以確保乾貯設施之長期安全。」，建議刪除。如條文「參、維護與監測計畫內容概要」所述，「用過核子燃料乾式貯存設施維護與監測計畫」內容概要已詳述於附錄，不用於「壹、依據」重覆說明。

「貳、目的」原條文為「……，修訂「維護與監測計畫」之內容。」，建議修正成「……，調整「維護與監測計畫」之內容。」。

附錄「用過核子燃料乾式貯存設施維護與監測計畫」內容概要

壹、乾式貯存設施維護作業

貯存設施營運期間主要安全功能之結構、系統與組件之維護保養作業，應至少含括下列項目：

- 一、 混凝土護箱及防水塗漆
- 二、 混凝土貯存基座結構完整性
- 三、 傳送護箱、重要輔助設備及再取出設備之維護保養
- 四、 邊坡地錨檢查、維護與管理
- 五、 監測設備維護與管理
- 六、 其他經主管機關指定事項

各項維護保養作業應詳細說明引用方法或原則、接受標準及異常處理措施，相關維護保養紀錄應依營運品質保證計畫辦理。

各項維護保養作業應訂定維護保養程序書據以執行。經營者應於每年二月底前，提報前一年之維護作業結果報告，送主管機關備查。

貳、乾式貯存設施監測作業

貯存設施營運期間主要安全功能之結構、系統與組件之監測作業，應至少含下列各項目：

- 一、 混凝土護箱溫度監測
- 二、 環境輻射監測
- 三、 土石流監測及水位監測
- 四、 邊坡穩定監測

五、 混凝土基座穩定性監測

六、 保安監測

七、 乾貯設施鋼材腐蝕劣化監測

(一)不銹鋼

(二)碳鋼

各項監測作業應詳細說明引用方法或原則、接受標準及異常處理措施，相關監測紀錄應依營運品質保證計畫辦理。

各項監測作業應訂定監測程序書據以執行。經營者應於每年二月底前，提報前一年之監測作業結果報告，送主管機關備查。如發生異常監測情形時，應於一個月內提報異常監測處理報告，送主管機關備查。

參、強化乾式貯存設施密封鋼筒應力腐蝕劣化監測之研究發展(如附件)

[說明] 「貳、乾式貯存設施監測作業」原條文「三、土石流監測及乾華溪水位監測」，建議修正成「三、土石流監測及水位監測」，以使條文可以一體適用於國內所有電廠乾貯設施，並且將地下水位等重要監測項目納入作業範圍內。

「貳、乾式貯存設施監測作業」原條文為「七、乾貯設施鋼材腐蝕劣化預警監測」，建議修正成「七、乾貯設施鋼材腐蝕劣化監測」。鋼材腐蝕劣化是否可能預警是目前仍在研究發展的課題。對於颱風等可預測發生時間與影響範圍之天然災害，提前警報有助於降低災情。但要比照颱風等天然災害，對鋼材腐蝕劣化進行預警，必要性與可行性都待商確。因鋼材不一定會腐蝕劣化，且影響是漸進式的，故建議乾貯設施透過定期檢查或監測，隨時掌握情況並評估是否需

要即時處理。

同條文下「(三) 環境監測」，建議刪除。如條文「參、強化乾式貯存設施密封鋼筒應力腐蝕劣化監測之研究發展(如附件)」所述，乾貯設施鋼材腐蝕劣化監測已於附件中規定，也因此自然涵蓋了相關的環境監測之項目與作業要求。

附件

乾式貯存設施強化密封鋼筒應力腐蝕劣化監測之研究發展

乾式貯存設施密封鋼筒應力腐蝕劣化監測強化措施，得參考本附件所列項目、日本電力中央研究所(CRIEPI)、美國電力研究所(EPRI)之研究發展項目，並充分考量國內乾貯設施環境特性辦理。

下述各項應力腐蝕劣化因子資料之調查方式，可藉由貯存護箱監測或實體模擬分析等方式為之。應力腐蝕劣化監測及評估技術之研究發展，除台電公司自行規劃執行外，可邀請或參與國際合作研究計畫達成。

一、乾式貯存場應力腐蝕劣化機制環境因子資料之調查分析

- 1.乾式貯存場空氣鹽分濃度監測資料
- 2.乾式貯存場附近工業污染物空氣濃度資料蒐集
- 3.乾式貯存場環境溫度資料蒐集
- 4.乾式貯存場環境濕度資料蒐集

二、不銹鋼密封鋼筒材料應力腐蝕劣化因子資料之調查分析

- 1.不銹鋼密封鋼筒材料(母材，銲道與熱影響區)基本資料
- 2.不銹鋼密封鋼筒銲道應力基本資料(含試驗方法)
- 3.不銹鋼密封鋼筒表面溫度分布評估資料

- 4.乾貯場環境鹽分監測，推估鋼筒表面沉積
- 5.乾貯場環境溼度與密封鋼筒外表面濕度關聯性探討
- 6.不銹鋼密封鋼筒應力腐蝕劣化之監測方法研究(含監測控制點與結果分析比對)

三、密封鋼筒不銹鋼材料應力腐蝕劣化監測及評估技術之研究發展

- 1.國際乾式貯存密封鋼筒應力腐蝕劣化研究資訊之蒐集分析
- 2.密封鋼筒材料發生應力腐蝕劣化閥值條件之研究
- 3.密封鋼筒材料應力腐蝕劣化現場檢查技術之發展
- 4.密封鋼筒材料應力腐蝕劣化 (裂縫長度與裂隙深度)評估之研究
- 5.密封鋼筒材料腐蝕劣化評估及乾式貯存密封鋼筒續用可靠度評估(或殘餘壽限預估)
- 6.不銹鋼材料應力腐蝕劣化減緩方法之研究

四、乾式貯存設施十年再評估之密封鋼筒應力腐蝕劣化檢查及評估規劃

[說明] 「二、不銹鋼密封鋼筒材料應力腐蝕劣化因子資料之調查分析」原條文下「3.不銹鋼密封鋼筒表面外溫度分布評估資料」，建議修正為「3.不銹鋼密封鋼筒表面溫度分布評估資料」、較為精確。

同條文下「6.不銹鋼密封鋼筒應力腐蝕裂隙之監測方法研究(含環境試片監測結果的分析比對)」，建議修正為「6.不銹鋼密封鋼筒應力腐蝕劣化之監測方法研究(含監測控制點與結果分析比對)」。在腐蝕環境與拉應力共同作用下，當不銹鋼材料表面有長度超過 100 μ m(=0.1mm) 裂縫後，材料厚

度方向才會有裂隙、也就是應力腐蝕劣化 (SCC)現象。不銹鋼材料 SCC 監測作業，不只是 SCC 發生後裂隙成長速率，SCC 發生前裂縫長度也應被涵蓋在內。例如，美國密封鋼筒 AMP 要求，根據評估將 SCC 可能發生位置找出後進行監測。為與國際標準一致，故建議原條文改以“SCC 監測控制點”來引導國內業者進行完整的評估與監測規畫。

「三、密封鋼筒不銹鋼材料應力腐蝕劣化監測及評估技術之研究發展」原條文下「乾式貯存密封鋼筒……」與「密封鋼筒……」混用，建議統一修正為「密封鋼筒……」。

同條文下「4.密封鋼筒材料應力腐蝕劣化發展(長度與深度)評估之研究」，建議修正為「4.密封鋼筒材料應力腐蝕劣化(裂縫長度與裂隙深度)評估之研究」，較為明確。

「四、乾式貯存設施十年再評估之密封鋼筒應力腐蝕劣化檢查及評估規畫」原條文現皆段仍建議維持不變，也就是將未來實際的工作項目與作業要求，留給國內業者根據本土場址特性與國際研發資訊自行規畫與實施之。這主要是考量到國際乾貯設施不銹鋼材料 SCC 評估與監測技術目前仍在持續研究發展中，且最近如美國 NRC 所主導的乾貯設施檢查結果與過去實驗室研究推論也有所不同、仍需時間確認，故本條文若僅根據現有研究成果訂定工作項目與作業要求，無法滿足國內未來實際的需求。

第六章、結論

6.1 研究成果

本計畫針對國內乾貯設施密封鋼筒未來維護與監測技術發展之需求，進行國際技術研發資訊研析。以下說明各工作項目之主要發現與結論：

(1) SCC 環境因子案例調查與分析

美國 EPRI 乾貯檢查已採用高解析度 EVT-1 方法來辨視 SCC，確認了不銹鋼密封筒表面雖有灰塵沉積但無 SCC 之跡像。密封鋼筒的溫度量測結果與熱流分析預測接近，且鋼筒使用越久、溫度越低。密封鋼筒使用約 20 年後，採樣送化學分析，結果顯示表面沉積之氯鹽量 ($5.2 \times 10^{-3} \text{ mg/m}^2$)，遠低於目前研究所知的 SCC 發生所需氯鹽門檻值 (0.1 g/m^2)。同一分析也指出，乾貯設施也會受到周邊水源 (inland water)，例如山泉、河水與降雨等影響。

(2) SCC 劣化因子資料調查與分析

銲接加工所產生之殘餘(拉)應力，可高達不銹鋼材料之降伏應力。再經過很長時間氯離子沉積，且配合溫度與濕度等條件，不銹鋼材料才可能有 SCC 現象。銲道與熱影響區因銲接敏化作用，比未加工之材料易有 SCC 現象。綜合美日各國研究，乾貯設施密封鋼筒不銹鋼材料 SCC 主要作用溫度範圍推定應介於 60°C 與 35°C 之間。

根據法規，乾貯設施申照後首次許可使用時間最多為 40 年。如 Calvert Cliff 電廠因場址與乾貯系統之特性，申照後首次許可使用年限為 20 年，而主管機關美國 NRC 目前正根據維護管理情況審查其延長使用申請。根據熱流分析，上述

乾貯設施在首次核可使用年限 20 年將屆時，不銹鋼筒表面溫度會下降至 SCC 作用溫度範圍內。熱流分析也預測，環境溫度比較高的臺灣與日本之乾貯設施在使用超過 40 年後不銹鋼筒表面溫度才會下降至 SCC 作用溫度範圍內。美國 NRC 試驗研究已確認，美國空污常見之氮化物或硫化物單獨作用下，不會致使不銹鋼材料有 SCC 之現象。

(3) SCC 監測方法及評估技術研析

不銹鋼材料 SCC 劣化因子很多，故 SCC 初始發生時間很難預測。目前，美國與日本針對密封鋼筒不銹鋼材料 SCC 問題同樣傾向採取環境監測作為主要對策。日本 CRIEPI (2013) 已修正提出 SCC 兩階段監測與維護流程，也就是監控氯鹽量防止 SCC 發生，與確認 SCC 發生後評估 SCC 裂隙是否會影響密封鋼筒結構完整性。SCC 裂縫可以偵測，也就是材料表面裂縫 $>100\mu\text{m}$ (0.1mm)，裂隙才會成長(即 SCC)。美國乾貯檢查即已採用解析度 12.5mm 之目視檢查方法 EVT-1，故已能確認不銹鋼材料 SCC。另可用於裂隙偵測之技術，還包括陣列式超音波檢測 (Arrayed Ultrasonic Testing)，與渦電流檢測 (Eddy Current Testing)，目前美日仍在發展中。

(4) 國內乾貯設施再評估作業建議

乾貯設施密封鋼筒不銹鋼材料 SCC 可能性，會受到周遭水源與氣候所影響，是故建議業者宜妥善評估場址特性後，自行發展所需的維護與管理計畫並實施之。另外，對照美國乾貯設施老化管理計畫 (AMP)，國內乾貯設施十年實施一次檢查符合目前國際一般要求。國際間 SCC 監測方法及評估技術目前仍在發展中，借鏡美日，密封鋼筒實尺試驗 (mockup test) 對環境監測技術發展有其重要性與必要性，故

國內業者配合乾貯設施十年檢查再評估作業，應即早規劃密封鋼筒實尺試驗，自行發展所需監測技術。

6.2 結果討論

台電公司目前已規劃於核電廠內興建用過核子燃料乾式貯存設施，該設施主要組件包括不銹鋼材料製造的密封鋼筒及外部混凝土護箱。根據法規，乾貯設施申照後首次許可使用時間最多為 40 年。不銹鋼材料應力腐蝕劣化 (SCC) 必須在材料，應力與腐蝕環境的條件同時滿足下才會發生。根據美日研究，環境溫度比較高的臺灣與日本之乾貯設施使用超過 40 年後，不銹鋼筒表面溫度才可能降至 SCC 作用溫度範圍內。也因此可以推論，國內乾貯設施申照後首次許可使用時間內，不銹鋼材料 SCC 應該不會發生，也不可能影響密封鋼筒之密封性或乾貯設施之結構完整性。

為強化臺灣乾貯設施安全管制作業，國內主管機關原能會仍擬訂了「用過核子燃料乾式貯存設施營運維護與監測計畫導則（草案）」。草案附件「乾式貯存設施強化密封鋼筒應力腐蝕劣化監測之研究發展」中，首先強調應充分考量國內乾貯設施環境特性，並可以利用貯存護箱監測或實體模擬分析等方式，對不銹鋼密封鋼筒環境 SCC 因子，材料 SCC 因子，以及監測及評估技術之研究發展，進行資料調查與分析。同草案最後提列「乾式貯存設施十年再評估之密封鋼筒應力腐蝕劣化檢查及評估規劃」之要求。

對照美國密封鋼筒 AMP 內容與日本 CRIEPI 兩階段 SCC 監測管理計畫，原能會草案附件已經將 SCC 評估與監測技術發展所需基礎資料與研究課題一一羅列。另外，配合乾式貯存設施十年再評估作業，規劃對密封鋼筒應力腐蝕劣化進行檢查及評估，此要求在實際作業上也較具有可行性。以十年時間為檢查週期也符合美國 AMP 之要求，但前提是乾貯設施裝載前測試與營運時檢查要依照原設計使

用說明進行且經確認無誤。測試或檢查過程中，如果發現有需要進一步評估或檢查之事證，則應即時因應進行處置。

借鏡美日乾式貯存設施維護與監測技術發展經驗，相關研究成果會透過學會，彙整成如美國 ASME 或日本 JIS 之設計施工規範，以提供業界參考與遵循。如此的產官學合作，也有助於核能安全管制作業之推展與精進。

參考文獻：

- [1-1] NRC Information Notice 2012-20: Potential Chloride-induced Stress Corrosion Cracking of Austenitic Stainless Steel and Maintenance of Dry Cask Storage System Canisters
- [1-2] 原能會物管局(2013). 用過核子燃料乾式貯存設施營運維護與監測計畫導則 (草案) .
- [1-3] A. Bevilacqua (2013). CRP on Demonstrating Performance of Spent Fuel and Related Storage Systems Beyond the Long-term, Technical Meeting on Spent Storage Fuel Options, Vic Vienna
- [1-4] Chopra et al (2012). Managing Aging Effects on Dry Cask Storage Systems for Extended Long-Term Storage and Transportation of Used Fuel. Rev. 0
- [2-1] FCMA-CRIEPI Workshop on Spent Fuel Dry Storage and Radwaste Disposal, Taiwan, November 8-11, 2012.
- [2-2] Greg Obserson (from U.S. NRC.), Stress Corrosion Cracking of Spent Nuclear Fuel Storage Canister, Meeting with Fuel Cycle and Materials Administration, September 16-19, 2013
- [2-3] Letter from Mr. J. Goshen (NRC) to Mr. G. H. Gellrich (CCNPP), dated March 2, 2012, Request for Supplemental Information No.3 for the Renewal Application to Material No. SNM2505 for the Calvert Cliffs Site Specific Independent Spent Fuel Storage Installation (TAC No. L24475)
- [2-4] 張惠雲等(2013). 「不銹鋼材料應力腐蝕劣化機制研析與對策研究」委託研究計畫，行政院原子能委員會委託研究計畫研究報告 (報告編號: 102FCMA003)

- [2-5] FCMA-CRIEPI Workshop on Spent Fuel Dry Storage and Radwaste Disposal, Taiwan, October 29-31, 2013.
- [2-6] Dry Storage Canister Inspection to Inform Aging Management Efforts, EPRI Nuclear News, March 2014.
- [2-7] Calvert Cliff Stainless Steel Dry Storage Canister Inspection, EPRI technical report, 2014.
- [2-8] Update on In-Service Inspections of Stainless Steel Dry Storage Canisters, NEI-NRC Meeting on Spent Fuel Dry Storage Cask Material Degradation, January 28, 2014
- [2-9] H. Tageta and T. Saegusa.(2011).Development of Salt Particle Collection Device for Preventing SCC on Canister (Part 2)- Applicability Evaluation for Salt Particle Collection Device-, CRIEPI Report (Rep. No. N11044).
- [3-1] M. Mayuzumi (1986). Corrosion of Candidate Canister Materials under Atmospheric Condition, CRIEPI Report (No. 285038) (in Japanese attached with an English Abstract).
- [3-2] Shirai et al. (2011). Study on Interim Storage of Spent Nuclear Fuel by Concrete Cask for Practical Use- Feasibility Study on Prevention of Chloride Induced Stress Corrosion Cracking for Type 304L Stainless Steel Canister, (No. 10035) (in Japanese attached with an English Abstract).
- [3-3] Caseres, L. and T.S. Mintz. (2010). NUREG/CR-7030, “Atmospheric Stress Corrosion Cracking Susceptibility of Welded and Unwelded 304, 304L and 316L Austenitic Stainless Steels Commonly Used for Dry Cask Storage Containers Exposed to Marine Environments,” ML103120081. Washington, DC: U.S.

Nuclear Regulatory Commission.

- [3-4] He et al. (2014). NUREG/CR-7170, “Assessment of Stress Corrosion Cracking Susceptibility for Austenitic Stainless Steels Exposed to Atmospheric Chloride and Non-Chloride Salts,” ML103120081. Washington, DC: U.S. Nuclear Regulatory Commission.
- [3-5] ASTM International. (2007). “Standard Practices for Making and Using C-Ring Stress Corrosion Test Specimens,” ASTM G38-01. West Conshohocken, Pennsylvania: ASTM International.
- [3-6] ASTM International. (2008). “Standard Practices for the Preparation of Substitute Ocean Water,” ASTM D1141-98. West Conshohocken, Pennsylvania: ASTM International.
- [3-7] ASTM International. (2009). “Standard Practices for Making and Using U-Bend Stress Corrosion Test Specimens,” ASTM G30-97. West Conshohocken, Pennsylvania: ASTM International.
- [3-8] Mayuzumi et al. (2008). Chloride-induced Stress Corrosion Cracking of Stainless-steel Canister for Concrete Case Storage of Spent Fuel, *Journal of Nuclear Materials*, Vol. 379, p.42-47.
- [3-9] EPRI (2014). Literature Review of Environmental Conditions and Chloride-Induced Degradation Relevant to Stainless Steel Canisters in Dry Cask Storage Systems. Palo Alto, CA: 2014. 3002002528
- [3-10] FCMA-CRIEPI Workshop on Spent Fuel Dry Storage and Radwaste Disposal, Taiwan, October 21-23, 2014.
- [4-1] Mayuzumi et al. (2002). Chloride Stress Corrosion Cracking of Type 304 and 304L Stainless Steels in air, CRIEPI Report (No.

T01042) (in Japanese attached with an English Abstract)

- [4-2] FCMA-CRIEPI Workshop on Spent Fuel Dry Storage and Radwaste Disposal, Taiwan, November 8-11, 2012.
- [4-3] Eto et al. (2012). Development of measurement technology of chlorine attached on canister using laser -Application of LIBS using collinear geometry- , CRIEPI Report (Rep. No. H11020).
- [4-4] Eto et al. (2013). Development of Measurement Technology of Chlorine Attached on Canister Using Laser , CRIEPI Report (Rep. No. H12020).
- [4-5] Hirasawa et al. (2012). Application of Ultrasonic Inspection Technique for Crack Depth Sizing on Nickel Based Alloy Weld - Part3: Establishment of UT Procedure for Crack Depth Sizing by Phased Array UT - , CRIEPI Report (Rep. No. Q11011).
- [4-6] EPRI. (2010). Nondestructive Evaluation: Remote Visual Examination Enhancements and Alternative Surface Techniques, Report No. 000000000001021152.
- [4-7] 林志宏 (1995). 硫酸根對不銹鋼於氯化鈉溶液中之孔蝕及應力腐蝕破裂影響研究, 國立成功大學材料科學(工程)研究所碩士論文 (指導老師: 蔡文達與李汝桐)
- [5-1] Nuclear Energy Institute (NEI) (2014), Guidance for Operations-Based Aging Management for Dry Cask Storage, NEI 14-03 (Revision 0), Washington D.C. (202.739.8000)
- [5-2] Argonne National Laboratory (2013), Managing Aging Effects on Dry Cask Storage Systems for Extended Long-Term Storage and Transportation of Used Fuel (Revision 1), ANL-13/15, Chicago