



行政院原子能委員會
放射性物料管理局

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

乾式貯存密封鋼筒材料應力腐蝕
劣化發展評估之研究

計畫編號：104FCMA021

計畫主持人：張惠雲

受委託機關(構)：國立高雄大學

報告日期：中華民國 105 年 12 月

乾式貯存密封鋼筒材料應力腐蝕
劣化發展評估之研究

受委託單位：國立高雄大學

計畫主持人：張惠雲

研究期程：中華民國 105 年 1 月至 105 年 12 月

研究經費：新臺幣 59.5 萬元

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

中華民國 105 年 12 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為委託機關之意見)

中文摘要

在工業應用上，曾發現不銹鋼材料在特定材料條件（材料選擇、應力狀態等）及環境條件（溫度、相對溼度等），且經過非常長時間的鹽分沉積後，可能產生應力腐蝕劣化（stress corrosion cracking，SCC）之現象。應力腐蝕劣化（SCC）可以分為初始發生（initiation）與裂縫發展（crack propagation）兩個階段，目前國內外研究對 SCC 初始發生所需時間與裂縫深度仍無具體評估方法，而美國 EPRI 近期也針對 SCC 裂縫發展進行案例分析與研究。為發展國內乾式貯存設施密封鋼筒材料應力腐蝕劣化監測技術，本計畫研擬透過模擬分析，探討國內乾式貯存不銹鋼密封鋼筒 SCC 裂縫成長速率與筒身的容許裂縫深度。相關的研究成果將可用於發展國內密封鋼筒材料應力腐蝕劣化現場檢查程序，以確保乾貯系統長期結構完整性。

Abstract

There has been a lot of industry experience with stress corrosion cracking (SCC) of stainless steel under the specific conditions of material (e.g. types of stainless steel and stress), corrosion environment (e.g. temperature and relative humidity) and long-time chloride deposits. There are two stages in the development of SCC, including SCC initiation and crack propagation. The state of the art still cannot provide any methods predicting the time for SCC initiation and the initial crack depth. Recently, EPRI carries out case study research on SCC crack propagation. For the development of SCC monitoring techniques for stainless steel canisters in dry storage systems in Taiwan, the present work summarizes the recent research findings from experimental observation, mathematical modeling, theoretical analysis and numerical simulation. That allows evaluating in detail the SCC crack propagation rate, tolerant values (warning values) of crack width, depth and surface temperature of stainless steel canisters in dry storage systems. The results will help develop an on-site inspection process, ensuring the long-term structural integrity of dry storage systems.

目錄

第一章、緒論	1
1.1 研究背景與目的	1
1.2 研究內容	2
第二章、國際乾貯密封鋼筒 SCC 研發資訊研析	3
2.1 乾貯密封鋼筒與 SCC	3
2.2 SCC 機制與閾值研究	4
2.3 密封鋼筒現場檢查案例	6
2.4 SCC 發展評估假設驗證	8
第三章、密封鋼筒不銹鋼材料 SCC 發展評估研究	10
3.1 裂隙成長速率 (CGR) 評估模式	10
3.2 國際 CGR 評估研發資訊	11
3.3 本土乾貯 CGR 評估參數	13
3.4 本土乾貯密封鋼筒裂隙預測	17
第四章、密封鋼筒結構應力容許裂縫尺寸評估	22
4.1 結構容許裂縫尺寸評估模式	22
4.2 本土密封鋼筒設計應力參數	25
4.3 密封鋼筒缺陷耐受程度分析	27

第五章、密封鋼筒現場檢查技術發展	29
5.1 日本乾貯密封鋼筒檢查規定	29
5.2 美國乾貯密封鋼筒檢查規定	31
5.3 密封鋼筒 SCC 檢查作業建議	34
第六章、結論	36
6.1 研究結果	36
6.2 研究建議	39
參考文獻	41

第一章 緒論

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，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 [1]。行政院原子能委員會放射性物料管理局重視該通告建議，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」[2]，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」之參考以強化乾貯設施安全管制作業。

應力腐蝕劣化(SCC)可以分為初始發生(initiation)與裂縫發展(crack propagation)兩個階段，目前國內外研究對SCC初始發生所需時間與裂縫深度仍無具體評估方法，但日本CRIEPI與美國EPRI最近已針對SCC裂隙發展進行了模擬分析與研究[e.g. 7, 18]。為精進國內乾式貯存設施密封鋼筒材料應力腐蝕劣化現場檢查技術之發展，本委託計畫「乾式貯存密封鋼筒材料應力腐蝕劣化發展評估之研究」擬透過模擬分析，探討國內乾式貯存不銹鋼密封鋼筒SCC裂縫成長

速率、筒身的容許裂縫深度。相關的研究成果應可用於發展國內密封鋼筒材料應力腐蝕劣化現場檢查程序，以確保乾貯系統長期結構完整性。

1.2 研究內容

根據研究背景與目的，本計畫規劃主要研究項目如下：

- (1) 國際乾式貯存設施密封鋼筒應力腐蝕劣化研究資訊之蒐集分析
- (2) 乾式貯存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) 乾式貯存密封鋼筒材料應力腐蝕劣化發展(長度、深度)評估之研究。
- (5) 乾式貯存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)

第二章 國際乾貯密封鋼筒 SCC 研發資訊研析

2.1 乾貯密封鋼筒與 SCC

台電公司核能電廠商業運轉至今已逾 30 年，更換下來之用過核子燃料均暫存於用過燃料池，由於用過燃料池貯存容量設計不足存放 40 年運轉之用過核子燃料，因此台電公司目前規劃於電廠內興建乾式貯存設施。乾式貯存設施主要的組件包括不銹鋼材料製造的密封鋼筒及外部混凝土護箱組成。不銹鋼材料具有極佳的耐熱性、耐久性及抗腐蝕性，使用在核能組件非常普遍，也被多數國家選作密封鋼筒的主要材料。密封鋼筒內部填充惰性氣體可適當保護貯存在密封鋼筒內的用過核子燃料。

過去工業使用時，曾發現不銹鋼在特定材料條件(材料選擇、應力狀態等)及環境條件(溫度、相對溼度等)，且經過非常長時間的鹽分沉積時可能在材料表面產生應力腐蝕劣化 (stress corrosion cracking, SCC) 之現象。SCC 破壞模式係指 SCC 發生後裂縫經過長時間成長，最後貫穿不銹鋼材料、進而破壞貯存設施密封性 (through-wall failure) [3]。本計畫研究即根據文獻調查，加速腐蝕試驗與模擬分析，探討在乾貯設施設計使用期間 50 年內密封鋼筒不銹鋼材料 SCC 可能發生之條件，與裂縫發展的最大長度與深度，以及對長期結構完整性所可能造成的影響。

2.2 SCC 機制與閥值研究

不銹鋼材料 SCC 現象必須在材料應力，溫溼度與氯鹽三個條件同時存在下才會發生。國內最近計畫研究 [4-6] 已開始持續對乾貯設施密封鋼筒不銹鋼材料 SCC 機制與發生閥值，進行國際研發資訊蒐集與研析。主要結果如下：

(1) SCC 機制

不銹鋼材料 SCC 可以分成兩個階段，即裂縫的初始發生(crack initiation) 與成長 (propagation)。材料表面裂縫必須超過 0.1mm，材料深度方向裂隙才會成長 [7]。美國最近乾貯密封鋼筒檢查所用的攝影儀器解析度 12.5 μm ，即可用於上述 0.1mm 大小的表面裂縫進行觀測 [8]。SCC 初始發生時間無法預測，但對於乾貯密封鋼筒不銹鋼材料 SCC 的初始裂縫大小 (約 3mm) 與裂縫成長速率 ($2 \times 10^{-11} \text{mm/sec}$)，已經國際研究實驗證實 [7] 與驗證 [9]。

(2) SCC 閥值

(a) 材料應力

日本 CRIEPI 過去曾針對 304 與 304L 不銹鋼大氣環境下 SCC 所需材料應力進行實驗，結果發現就算將外加拉應力降到材料降伏應力的一半以下，仍有可能發生 SCC [10]。日本 CRIEPI 後來進行

乾貯設施實體試驗，結果證實銲接加工後不銹鋼筒殘餘拉應力與不銹鋼材降伏強度相當，且足以致使 SCC 發生 [7]。

(b) 溫溼度

密封鋼筒表面溫度要夠低而相對溼度要夠高，海鹽才會開始潮解、提供氯離子引致 SCC 反應。對於密封鋼筒不銹鋼材料，SCC 主要作用溫度範圍 35-60°C [5]。實驗所知海鹽重要成份氯化鎂潮解條件為 80°C 與低相對溼度 15% [7]。

另一方面，乾貯檢查案例已確認了熱流分析的準確度，也就是密封鋼筒表面溫度與變化趨勢已可準確地預測 [12, 13]。乾貯設施混凝土護箱與密封鋼筒間設有通風孔，以自然對流除熱。綜合分析的結果，在通風孔下部入氣口附近，密封鋼筒表面溫度會最快下降到 SCC 作用範圍[14,15]。

(c) 氯鹽量

日本 CRIEPI 研究將 304L 不銹鋼材料試片放置於溫度 50°C、相對溼度 RH=35% 的恆溫恆濕箱進行 2000 小時試驗，結果發現 SCC 發生所需的臨界氯鹽量為 0.8g/m² [7]。後來美國核管局 (Nuclear Regular Council, NRC) 將 304 不銹鋼 U 形試片放置於鹽霧試驗箱，溫度從 27°C 變化至 60°C 進行反覆試驗 (cyclic test)，找到 SCC 發生所需氯鹽濃度門檻值為 0.1g/m² [11]。最近 CRIEPI 的研究改用與實際乾貯密封鋼

筒製程相同的 304L 銲接試片進行試驗，結果發現 SCC 發生所需的臨界氯鹽量降至 $0.2\text{g}/\text{m}^2$ ；考慮安全係數為 2，建議以 $0.1\text{g}/\text{m}^2$ 氯鹽濃度當作 SCC 評估的鹽分門檻值 [9]。

2.3 密封鋼筒現場檢查案例

(1) 檢查概要

為釐清應力腐蝕劣化 (SCC) 問題，美國電力研究所 (Electrical Power Research Institute, EPRI) 對使用中的用過核子燃料密封鋼筒表面進行取樣檢查計畫[12, 13, 16,17]。第一次取樣是在 2012 年 6 月進行，對象是 Calvert Cliffs 電廠內已使用 15.6 年之 NUHOMS 水平式存放的乾貯密封鋼筒。第二次取樣是在 2013 年 11 月進行，對象是 Hope Creek 電廠內已使用 6 年之垂直式存放的乾貯密封鋼筒。第三次取樣是在 2014 年 1 月進行，對象是 Diablo Canyon 電廠內已使用 2 年以上之垂直式存放的乾貯密封鋼筒。最初 Calvert Cliffs 的取樣分析是委由 EPRI 簽約的民間機構與桑迪亞國家實驗室 (Sandia National Laboratories ,SNL)分工進行，後兩次則由 SNL 負責。

(2) 氯鹽沉積量

上述密封鋼筒表面灰塵被分別使用 SaltSmart™ 感測器與 Scotch-Brite™ 研磨墊 (abrasive pads) 來進行乾濕取樣。Calvert

Cliffs 電廠乾貯檢查最先取樣但當時方法仍在摸索中且採樣數少而氣鹽量也較低，故最後正式報告中僅強調比實驗值 (100 mg/m^2) 低一、二位數。 Hope Creek 與 Diablo Canyon 兩個電廠乾貯檢查結果都是平放的筒蓋比垂直的筒身有更多的沉積物。 SaltSmart™ 取樣分析結果顯示， Hope Creek 密封鋼筒頂部的筒蓋氣鹽沉積量少於 60 mg/m^2 ，遠少於臨界值 100 mg/m^2 ; Diablo Canyon 密封鋼筒使用時間仍短故筒的蓋溫度很高，因此僅對筒身取樣，且所得氣鹽沉積量少於 5 mg/m^2 。

(3) 沉積物分析

EPRI 後來與業界夥伴對存放在 Hope Creek 核能發電廠一年的未使用密封鋼筒表面與異物防止 (foreign material exclusion, FME) 封蓋，另外利用 SaltSmart™ 感測器與 Scotch-Brite™ 研磨墊 (abrasive pads) 對表面灰塵進行乾濕取樣與分析。浸出的鹽類再用 X 光譜 (XRF) 與電子顯微鏡 (SEM) 進行微觀結構，礦物學與化學成份之分析。密封鋼筒取樣分析結果顯示，灰塵主要成份為筒身材料的不銹鋼粒子，另外由周遭環境來的矽酸鹽與鋁矽酸鹽之粒子也稀疏地分佈其中。經查 Hope Creek 核能發電廠東北方 40 英哩有一煉鋁工廠。雖然雨水沖洗之影響不明，但 SEM 封蓋表面灰塵除 Ca-SO_4 ，還有 Na-SO_4 ， K-SO_4 ，與 Na-Al-SO_4 等硫酸鹽，推測沉積前後這些鹽類即可由氣體與粒子之轉換反應產生。

2.4 SCC 發展評估假設驗證

在材料，應力與腐蝕環境三個條件同時滿足下，密封鋼筒不銹鋼材料 SCC 現象才可能發生。商用的乾貯設施密封鋼筒所用之 304L 或 316L 不銹鋼因為材料本身的特性，加上銲接殘餘應力之影響，目前仍無法完全排除其在大氣環境下 SCC 發生之可能性。日本 CRIEPI 研究建議，監控密封鋼筒表面的氯鹽沈積量與裂縫深度大小，作為評估 SCC 發展之依據 [7]。密封鋼筒表面沈積的氯鹽量若仍未達臨界值 (0.1 g/m^2)，則可依此判斷 SCC 尚未發生。萬一 SCC 發生，根據 EPRI 的 CGR 模式可以預測裂隙發展，進一步找出特定的使用期間內 SCC 最大裂隙 [18]。另外，根據 ASME 結構應力分析可以找出密封鋼筒容許的裂隙，也就是裂隙的臨界值 [19]。對於特定的使用期間，預測的最大裂隙若未超過臨界值，則持續監測與繼續貯存，否則密封鋼筒應依事前規劃的作業程序進行修補或置換。

本計畫研究將依據國內乾貯設計應力與環境氣候條件，進行密封鋼筒 SCC 發展評估 (詳第三章)。值得注意的是，SCC 發展評估事先假設密封鋼筒表面已有足夠的氯鹽可使 SCC 發生與裂隙發展。對照前節所述可知，如美國乾貯設施已有 20 年以上的使用經驗，即使如此密封鋼筒表面實際沉積的氯鹽量比臨界值還是少很多、不足以使 SCC 發生。也就是說，密封鋼筒表面 SCC 裂隙發展評估結果僅為提

供監測控制作業一個參考，至於鋼筒表面實際沉積的氯鹽量應該另行監測與評估分析。

日本 CRIEPI 曾對福島第一核能發電廠（距海岸線 80 m）與東海核能發電廠（距海岸線 450 m）進行觀測，結果發現室內與室外的空氣中氯鹽量並無明顯差異 [20]。後續研究發現海鹽溶液中的氯離子僅貢獻導電率之 2.6%~20.6%，故要利用水溶液導電率換算氯鹽量有困難 [21]。同研究的簡易風洞試驗結果顯示，水平方向氯鹽沉積量隨試驗溫度（30°C，100 °C 與 200 °C）升高而減少，垂直方向氯鹽沉積量很少、幾乎是量測誤差等級，其與試驗溫度之相關性不顯著。

最近的研究新開發可 1~2 個月連續量測空氣中氯鹽之裝置，該裝置將外氣抽入後將海鹽溶於水，再分析水溶液以量測空氣中的氯鹽量 [22]。新裝置與過去同樣量測所用的乾性沉著 (filter pack) 法進行比較後，確認具有同等性能。新裝置已用於橫須賀地區於 2011 年 8 月至 2014 年 12 月連續 3 年長期量測空氣中的氯鹽量。新裝置也用於風洞試驗，探討空氣中氯鹽量與附著於密封鋼筒表面的氯鹽量之相關性將上述現地觀測資料重新回歸分析 [9]，再度確認不銹鋼表面沉積的氯鹽量與經過 t 小時數的開根號成正比，重新評估若大氣氯鹽濃度為 $100\mu\text{g}/\text{m}^3$ 而乾貯使用 60 年，推測密封鋼筒表面累積氯鹽量超過 $0.05\text{g}/\text{m}^2$ ，約為新的臨界值 $0.2\text{g}/\text{m}^2$ 之 1/4。

第三章 密封鋼筒不銹鋼材料 SCC 發展評估研究

3.1 裂隙成長速率 (CGR) 評估模式

根據美國 EPRI 近期研究[18]，乾貯密封鋼筒不銹鋼材料 SCC 裂縫成長速率 (crack growth rate, CRG) 可以評估如下

$$\frac{da}{dt} = \alpha \exp\left[-\frac{Q_g}{R} \left(\frac{1}{T} - \frac{1}{T_{ref}}\right)\right] \quad \text{for } RH \geq DRH \quad (3-1)$$

其中

$\frac{da}{dt}$ = 裂縫深度成長率 (crack depth growth rate)

α = 裂縫成長率係數 (crack growth rate coefficient (mm/yr))

Q_g = 裂縫成長活化能 (crack growth activation energy)

= 40 kJ/mole for 80 °C;

R = 通用氣體常數 (universal gas constant)

= 0.008314 kJ/mole/K

T = (密封鋼筒)表面溫度 (K), 由量測或分析求得

T_{ref} = 阿瑞尼士參考溫度 (Arrhenius reference temperature)

= 353.15 K

RH = 相對濕度(%), 由(密封鋼筒)表面溫度與大氣絕對溼度決定

DRH = 沉積氣鹽潮解所需相對溼度 (%)

上述評估模式假設 SCC 初始裂縫已發生，且裂縫延伸 (flaw propagation) 只發生在密封鋼筒表面特定位置滿足下列條件時: (1)

累積足夠的氯鹽；(2) 表面溫度夠冷（通常低於周圍溫度加 30°C）與
(3) 足夠穿壁的拉應力（銲接殘餘應力）。

裂縫成長率（CGR）評估模式主要輸入參數為場址氣候與（密封鋼筒）表面溫度；模型不考慮相似溫度下不同方向裂縫或密封鋼筒種類所致變異性。裂縫貫穿深度超過臨界值後，即根據過去多數實驗觀測結果將裂縫成長率進行折減。那主要是考慮密封鋼筒表面溫度會隨使用時間降低，而可供氯鹽液化之時間雖然增加但是熱加速 SCC 反應之效果卻減少。

3.2 國際 CGR 評估研發資訊

(1) SCC 加速試驗

上述 EPRI 研究參考了 CRIEPI (2012) 試驗結果來發展解析模型 [7]。根據 CRIEPI 過去研究已知，海鹽主要成分之一的氯化鎂 ($MgCl_2$) 對不銹鋼材料 SCC 影響最顯著，其潮解所需相對濕度 (relative humidity, RH) 約 35%，換算自然環境溫度為 50°C。為加速試驗，加溫到 80°C。在上述環境條件下，使用厚度 10mm 試片，配合四點彎曲試驗架構施加 270MPa 應力，並在試片中央滴入氯化鎂溶液或人工海水，進行 2000 小時以上加速腐蝕試驗後，粗估 SCC 發生後裂縫成長速率 (CGR) 約為 2×10^{-11} m/s。

由圖 3-1 可知，上述的四點彎曲試驗結果與後來的乾貯設施不銹

鋼密封筒實體試驗結果非常相近，這兩個加速腐蝕試驗所求得的 SCC 初始裂縫深度皆約為 3mm。目前試驗所得 SCC 發生所需相對濕度下限為 15%，因此估計乾貯設施不銹鋼密封筒表面溫濕度條件可供 SCC 反應時間約 15000 小時。根據以上結果推測，60 年後裂縫會成長增加 1.1 mm。最後，合計 SCC 最大裂縫深度為 4.1 mm，小於不銹鋼板厚 12.7mm (1/2 in)。綜合以上，依據 CRIEPI 的 Goto 與 Shirai 的研究結果，可以初步結論 SCC 問題應不會影響乾貯設施密封性。

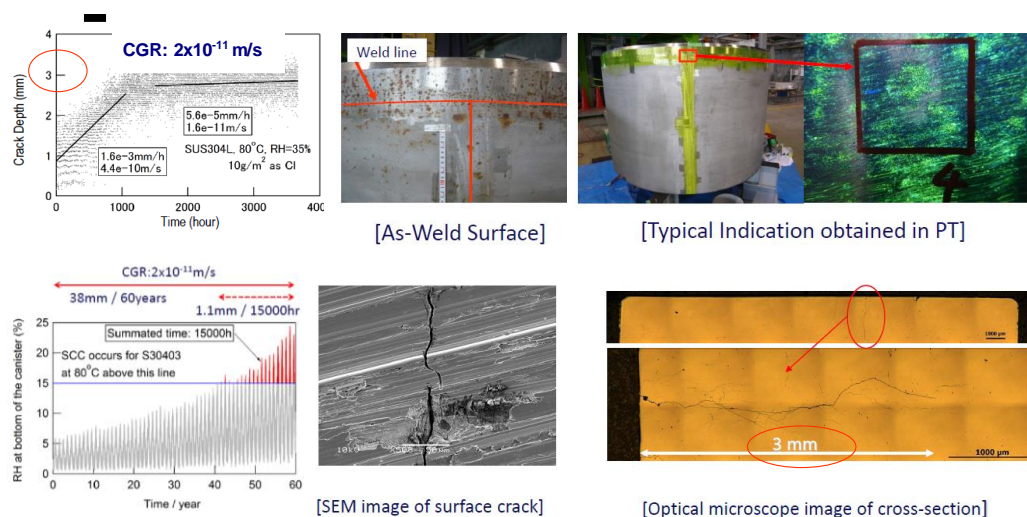


圖 3-1 日本 CRIEPI 乾貯設施不銹鋼密封筒 SCC 加速試驗結果 [7]

(2) CGR 係數 (α)

EPRI 參考上述 CRIEPI 加速腐蝕試驗以 80°C 作參考溫度所建議的 CGR 係數 (α)如下

$$\alpha = 168 \text{ mm/yr for } a < 3.16 \text{ mm} \quad (3-2a)$$

$$\alpha = 2.2 \text{ mm/yr for } a \geq 3.16 \text{ mm} \quad (3-2b)$$

3.3 本土乾貯 CGR 評估參數

(1) 密封鋼筒表面溫度

根據國內最近研究 [23, 24]，核一與核二的乾貯密封鋼筒表面最高溫度 T_{max} (°C)與其內部熱負載 P (kW)之關係如下

$$T_{max} = 5.9513 P + 47.143 \quad (3-3a)$$

$$T_{max} = 6.1544 P + 38.893 \quad (3-3b)$$

將密封鋼筒表面另一點的溫度 T 與最高溫度 T_{max} 分別扣除乾貯場址大氣溫度 T_{amp} ，再取兩者的比值所求得的無因次化溫度參數 T^* 為一定值

$$T^* = (T - T_{amp}) / (T_{max} - T_{amp}) \geq 0.55 \quad (3-4a)$$

$$T^* = (T - T_{amp}) / (T_{max} - T_{amp}) \geq 0.22 \quad (3-4b)$$

根據熱流分析，核一乾貯密封鋼筒表面無因次化溫度參數 T^* 最小值 0.55 發生在乾貯設施下部入氣口 (0-0.6m)，而核二乾貯 T^* 最小值約為 0.22。根據安全分析報告 [25]，核一乾貯原始熱負載為 12.3kW，而核二乾貯熱負載為 14.7kW；內部燃料衰變 30 年後，熱負載將會下降至原來的一半左右；裝載後 50 年，更將達到原始負載的 1/3 左右。若假設乾貯場址大氣溫度為 25 °C，乾貯設施熱負載與密封鋼筒表面溫度在不同使用時間的預測值，可計算整理如表 3.1。上述乾貯密封

鋼筒表面最高溫度(T_{max})與使用年數之資料點，以及其近似關係式繪製整理於圖 3.2。

表 3-1 不同使用時間的核一乾貯熱負載與密封鋼筒表面溫度

	初始狀態	使用 30 年	使用 50 年
	原始熱負載 ($P=12.3\text{kW}$)	熱負載減半 ($P=6.15\text{kW}$)	熱負載減至 1/3 ($P=4.10\text{kW}$)
最高溫 T_{max}	120 °C	84 °C	72 °C
大氣溫度 T_{amp}	25 °C	25 °C	25 °C
無因次溫度 T^*	0.55	0.55	0.55
最低溫 T_{min}	77 °C	57 °C	51 °C

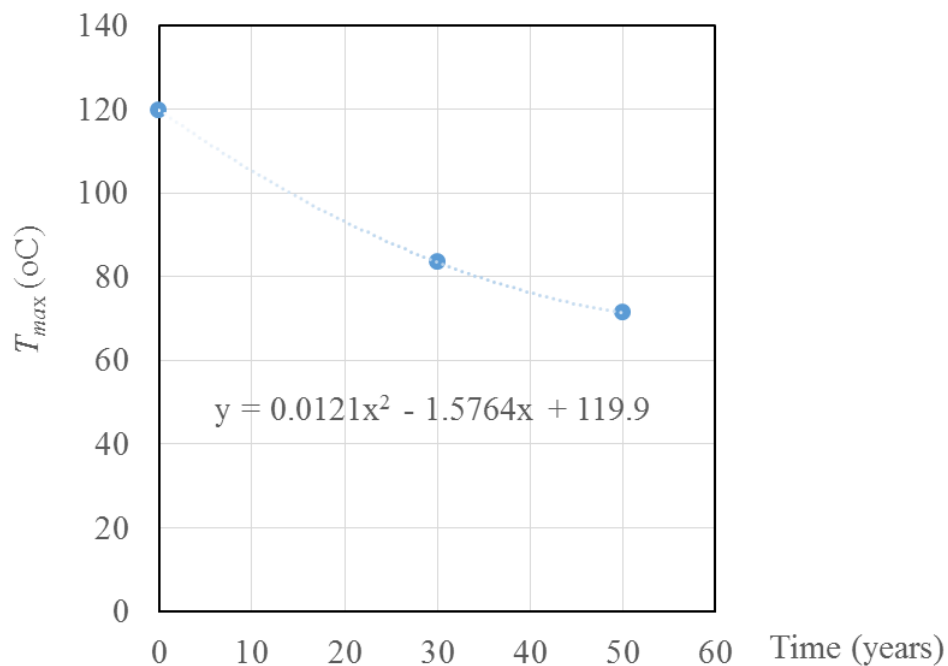


圖 3-2 核一乾貯 ($P=12.3\text{kW}$) 密封鋼筒表面溫度經年變化

(2) 本土乾貯場址氣候

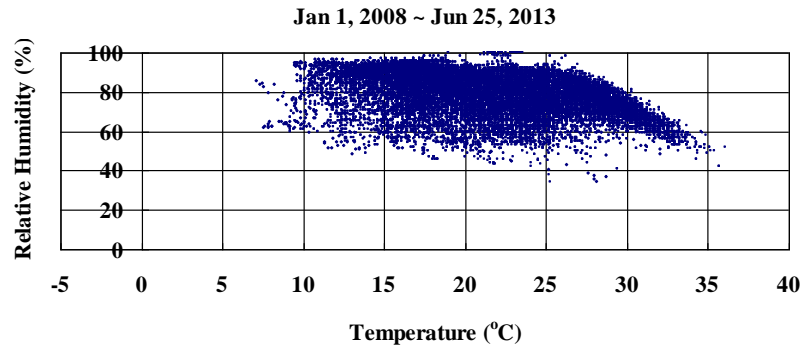


圖 3.3 臺灣基隆近年溫度與相對濕度每小時觀測值分佈 [4]

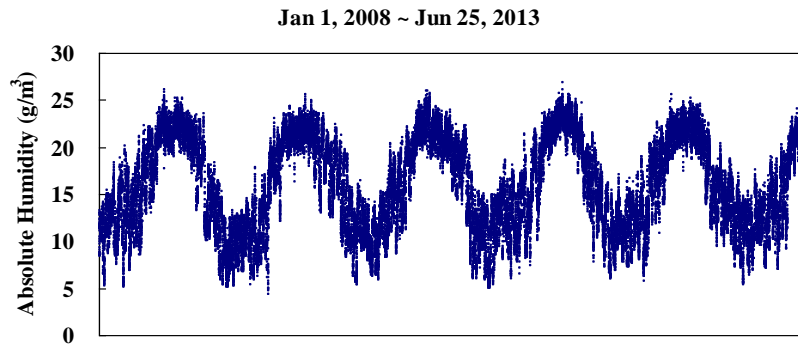


圖 3.4 臺灣基隆近年絕對濕度每小時分析結果歷時分佈 [4]

針對國內北部核能發電廠，先期計畫研究[4]已蒐集與分析中央氣象局基隆測站相對濕度(relative humidity, RH)的近五年每小時觀測資料，並換算求出對應的絕對濕度 (absolute humidity, AH)，如圖 3.2 與 3.3。根據上述分析，基隆測站近年絕對濕度最大值為 26.9 g/m^3 。CRIEPI 報告，日本核能發電廠附近近年絕對濕度最大值為 27 g/m^3 ，該記錄發生於日本海附近。為方便比較，圖 3.3 的座標軸範圍，為日本海附近的觀測範圍。經比較後可知，日本海沿岸與臺灣基隆的溫度

與相對濕度之分佈範圍明顯不同，但兩地的絕對濕度最大值卻相當。

美國 NRC 報告 [11] 也指出，自然環境下絕對濕度最大值約為 30 g/m^3 。

也因此，CRIEPI 以絕對濕度 30 g/m^3 ，相當於 30°C 相對濕度 100% 之條件，換算不同溫度之相對溼度來進行加速腐蝕試驗或模擬分析，這樣的假設具有真實性，故結果應可參考。

(3) 密封鋼筒表面濕度

潮解指吸濕性 (hygroscopic) 材料吸收足夠水份變成液態，其所需相對濕度 DRH 由導電率試驗決定，而海鹽的 DRH 略低於其組成的氯化鎂 (MgCl_2)。在室溫下氯化鎂 DRH 約 33%。根據回歸分析，EPRI 建議 CGR 評估時密封鋼筒表面 RH 與海鹽 DRH 可以評估如下

$$RH(T) = \frac{(T)AH}{216.68} 10^{-23.5518(2937.4/T)} T^{4.9283} \quad (3-5)$$

$$DRH(T) = \frac{1}{100} \left[\frac{33.67 - 7.974 \times 10^{-3}(T - 273.15)}{-1.090 \times 10^{-3}(T - 273.15)^2} \right] - 0.07 \quad (3-6)$$

其中

T = (密封鋼筒)表面溫度 (K), 由量測或分析求得

AH = 乾貯場址大氣絕對溼度

上式海鹽 DRH 溫度函數是根據文獻中氯化鎂 DRH 下修一個常數而來。在不銹鋼材料有銲接加工殘餘應力且密封鋼筒表面氣鹽沉積量足夠的前提下，密封鋼筒表面 RH 超過海鹽 DRH 則 SCC 進展。

3.4 本土乾貯密封鋼筒裂隙預測

(1) 分析評估流程

本研究先以核一乾貯(原始熱負載 $P=12.3\text{kW}$)為例，根據前述 CGR 模式預測其設計使用年限 50 年內裂隙發展情形。具體而言，首先根據基隆測站 2008 年至 2012 年的 5 年間每小時溫度 (T_{atm}) 與相對溼度(RH)紀錄，換算出測站周圍大氣絕對溼度 (AH)，並以上述 5 年間溫溼度紀錄在時間軸上重複 10 次、模擬核一乾貯使用 50 年內場址周邊溫度(T_{atm})與大氣絕對溼度 (AH)。

依式(3-3a)與(3-4a)，針對場址周邊溫度(T_{atm})與核一乾貯原始熱負載 ($P=12.3\text{kW}$)可以求出密封鋼筒表面最高溫度 (T_{max}) 與最低溫度 (T_{min})。根據乾貯熱負載衰減預測，可以重複上述分析求得密封鋼筒表面溫度逐年變化趨勢。如圖 3.2，本研究即參考核一乾貯安全分析報告，另外求出使用時間 30 年與 50 年時密封鋼筒表面最高溫度 (T_{max})，並使用這些資料點找出乾貯設計使用年限內溫度逐年變化之趨勢。

依式(3-5)與(3-6)，針對上述乾貯場址周邊大氣絕對溼度 (AH) 與密封鋼筒表面最低溫度 (T_{min}) 可以求出密封鋼筒表面相對濕度

(RH) 與對應的海鹽潮解所需濕度 (DRH)。依式(3-1)與(3-2)，針對密封鋼筒表面最低溫度 (T_{min})，相對濕度 (RH) 與海鹽潮解相對濕度 (DRH)，可算出裂縫成長速率 (da/dt)，再積分預測裂縫深度(a)。重複上述步驟即可同樣地預測核二乾貯密封鋼筒表面 SCC 裂隙發展情形。

(2) 核一乾貯預測

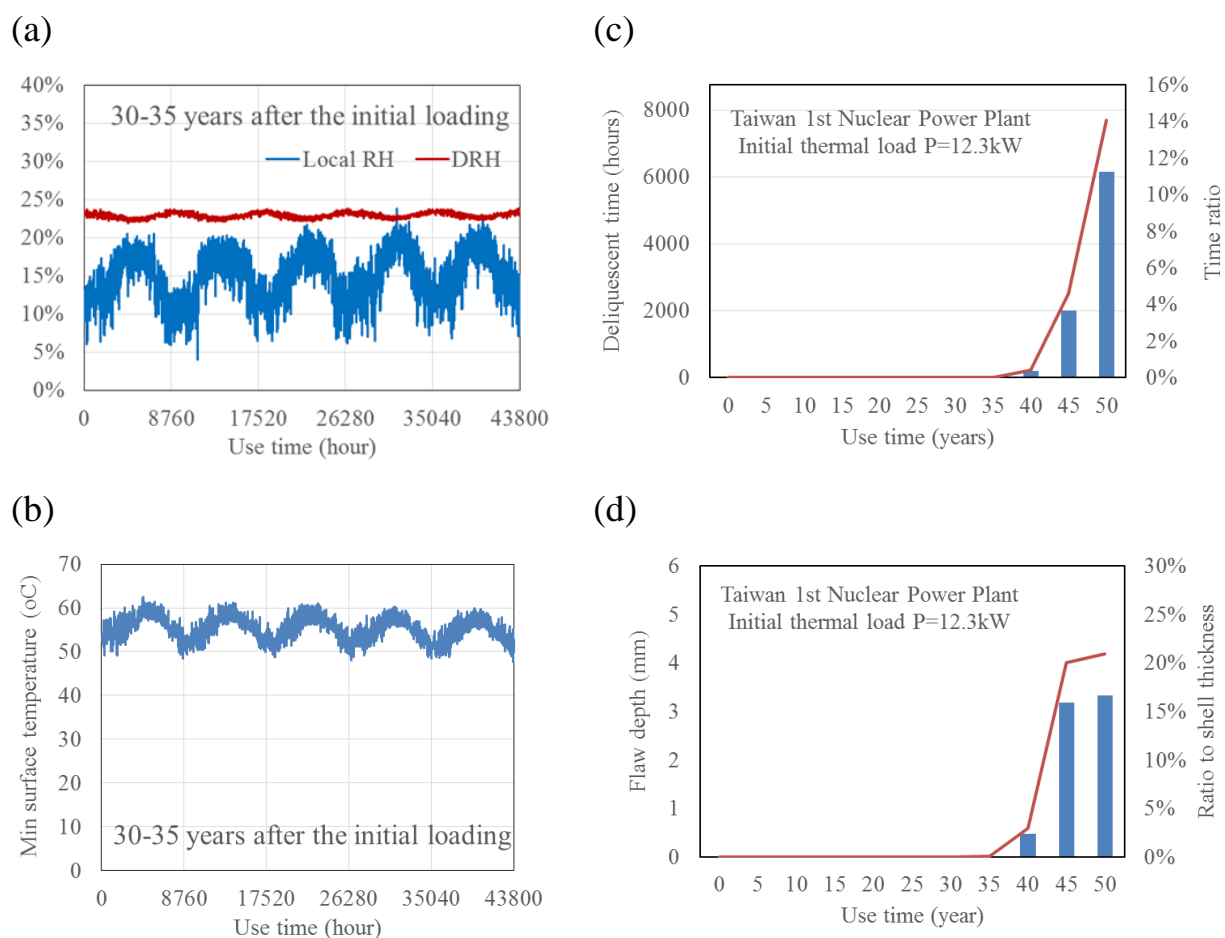


圖 3.5 核一乾貯設計使用年限 50 年內 SCC 裂隙發展預測結果

根據 CGR 模式，核一乾貯(原始熱負載 $P=12.3\text{kW}$) 設計使用年限 50 年內裂隙預測如圖 3.5。如圖 3.5(a) 所示，核一乾貯密封鋼筒表

面局部相對濕度 (local RH) 在裝載使用後第 34 年以後才會高於海鹽潮解所需相對溼度 (DRH)，滿足不銹鋼材料 SCC 發生的條件。EPRI 建議 CGR 模式分析以 80 °C 為參考溫度，取活化能 Q_g 為 40 kJ/mole。過去有研究報告 304L 不銹鋼材料在 60 至 80°C 的作用溫度下，最大應力 313MPa，對應的活化能 Q_g 在 25 至 105 kJ/mole 範圍內 [26]。對照圖 3.5(b)可知，核一乾貯 SCC 發生後溫度從 60°C 往下降，CGR 評估中的活化能 Q_g 取 80 kJ/mole。將密封鋼筒表面局部相對濕度 (local RH)高於海鹽潮解所需相對溼度(DRH)的小時數作統計，如圖 3.5(c)。根據 CGR 評估，核一乾貯在設計使用年限 50 年間密封鋼筒表面 SCC 裂隙至多 3.3 mm，與筒壁厚度 15.9 mm 之比值為 21%。

(3) 核二乾貯預測

如圖 3.6(a) 所示，核二乾貯密封鋼筒表面局部相對濕度 (local RH) 在裝載使用後即可能高於海鹽潮解所需相對溼度 (DRH)，滿足不銹鋼材料 SCC 發生的條件。對照圖 3.6(b)可知，核二乾貯 SCC 發生後溫度從 55°C 往下降，故 CGR 評估中的活化能 Q_g 取 80 kJ/mole 分析仍屬保守。將密封鋼筒表面局部相對濕度 (local RH)高於海鹽潮解所需相對溼度(DRH)的小時數作統計，如圖 3.6(c)。根據 CGR 評估，核二乾貯在設計使用年限 50 年間密封鋼筒表面 SCC 裂隙至多 5.8 mm，與筒壁厚度 12.5 mm 之比值為 46%。

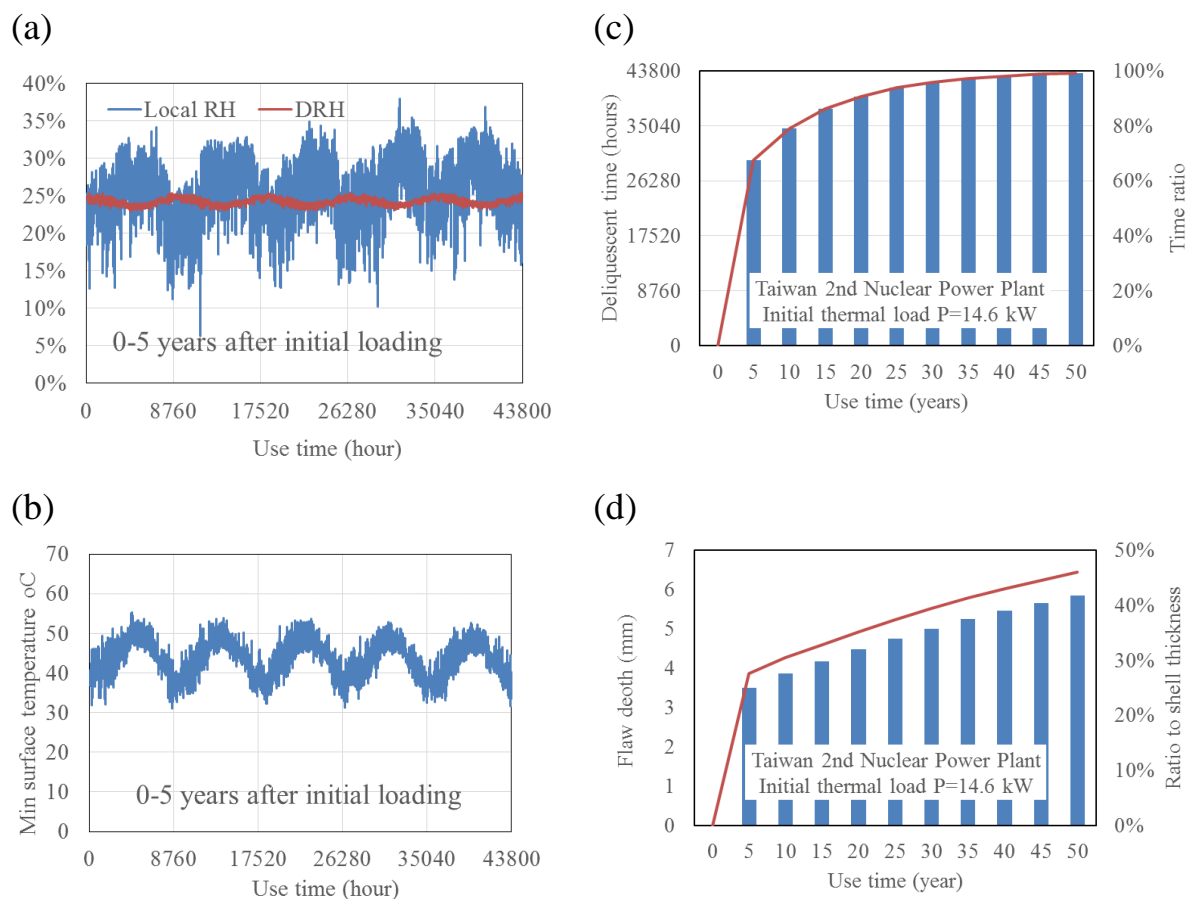


圖 3.6 核二乾貯設計使用年限 50 年內 SCC 裂隙發展預測結果

(4) 乾貯使用年限

一般工程設計通常考慮建造物可供使用時間為 50 年。實際上，工程建造物真的可供使用之時間與後續的維護管理作業有關，因此在國內外都有超過 50 年仍繼續使用的工程建造物。最近，美國核管局 (NRC) 陸續受理乾貯設施使用執照更新申請作業，到 2015 年底累計已有包括 Calvert Cliffs 在內的 5 個電廠乾貯設施獲准延長使用至 60 年。換言之，美國乾貯設施的法定使用年限目前已經延長至 60 年。

根據國內的放射性物料管理法規定，乾貯設施之運轉執照最長得為 40 年。考量台灣民眾的接受度，原能會未來將參照美國早期對用過核燃料乾貯設施之核照案例，僅先發給 20 年貯存執照，而台電公司於期滿 2 年前可再提出換照申請。相較於美國乾貯設施最長使用時間 60 年，與一般工程設計所考慮的使用年限 50 年，國內主管機關原能會對乾貯設施營運執照之申請採取了比較保守的立場來審慎對應。本計畫研究則以一般工程設計使用年限 50 年為基準進行評估，所獲結果顯示，在核可的營運時間內國內核一、二廠乾貯設施密封鋼筒的結構完整性不會受到 SCC 影響。

第四章 密封鋼筒結構應力容許裂縫尺寸評估

4.1 容許裂縫尺寸評估模式

針對壓力管線結構，根據結構應力求出筒身表面可容許之最大裂縫尺寸與板厚方向可容許之裂隙深度，即所謂的缺陷耐受度評估 (flaw tolerance assessment)。美國 EPRI 近期研究[18]，即依據 2013 ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section XI [19]對於奧斯田鐵系材料 (austenitic material base metal) 所規定的塑性破裂極限載重 (plastic fracture using limit load)，建議可以對乾貯密封鋼筒容許裂縫尺寸評估如下：

- (a) 穿壁軸向裂縫的臨界尺寸 (critical flaw size for a through-wall axial crack)

$$l_{allow} = 1.58(R_m t)^{1/2} \left[\left(\frac{\sigma_f}{\sigma_h} \right)^2 - 1 \right]^{1/2} \quad (4-1a)$$

其中

l_{allow} = 容許裂縫長度

R_m = 鋼筒平均半徑

t = 鋼筒板厚

σ_f = 流動應力 (flow stress); $\sigma_f = 1.15(\sigma_y + \sigma_u)/2$

σ_h = 圓周應力 (hoop stress) (pR_m/t)

參照 ASME 圖表外，流動應力 σ_f 也可以根據材料強度直接計算如下

$$\sigma_f = 1.15(\sigma_y + \sigma_u)/2 \quad (4.1b)$$

其中

σ_y = 材料降伏強度

σ_u = 材料極限強度

另外，圓周應力 σ_h 根據材料力學可以分析如下

$$\sigma_h = pR_m/t \quad (4.1c)$$

其中

P = 筒身內部作用壓力

軸向長裂縫對應的容許深度 (allowable depth of long axial flaw) 可以

下簡化過的方程式分析

$$\left(\frac{a}{t}\right)_{allow} = 1 - \frac{(SF_m)\sigma_h}{\sigma_f} \quad (4-2)$$

其中

a = 裂縫深度

SF_m = 結構係數 (取 1.0)

因為裂縫是假想的且不被評估為維持使用狀態，故結構係數 SF_m 取

1.0、也就是計算不另外加乘安全係數。

(b) 穿壁圓周方向裂縫的臨界尺寸 (critical flaw size for a through-wall circumferential crack)

$$2 \sin[0.5(\varphi - \theta_{allow})] - \sin(\theta_{allow}) \cong 0 \quad (4-3a)$$

$$\varphi = \pi \left(1 - \frac{\sigma_m}{\sigma_f}\right) \quad (4-3b)$$

$$l_{allow} = (2R_m + t)\theta_{allow} \quad (4-3c)$$

其中

$$\sigma_m = \text{主要薄膜載重 (primary membrane loads)}$$

上述方程式是被簡化過的，因為分析的載重造成薄膜應力而無彎矩。

圓周方向長裂縫對應的容許深度 (allowable depth of circumference flaw) 可以下簡化過的方程式分析

$$\frac{\sigma_m^c}{SF_m} = \left(1 - \left(\frac{a}{t}\right)_{allow}\right)\sigma_f \quad (4-4)$$

其中

$$\sigma_m^c = \text{給定的裂縫尺寸為臨界值時之薄膜應力}$$

4.2 本土密封鋼筒設計應力參數

根據國內乾貯安全分析報告[18]，本土乾貯密封鋼筒設計應力參數分析整理如表4.1-4，而缺陷耐受程度評估的重要參數也就是主要薄膜結應力之設計接受準則列於表4-5提供對照。為瞭解本土乾貯密封鋼筒缺陷耐受程度，本計畫研究考慮正常使用(正常內壓與吊舉)，意外事故(異常內壓與吊舉)，以及洩壓處理(無內壓吊舉)之三種情況，來評估本土密封鋼筒結構應力所容許最大裂縫尺寸與深度。

表4.1 本土乾貯系統密封鋼筒之尺寸參數與含載重量

乾貯系統	鋼筒直徑 R_m (mm)	筒身板厚 t (mm)	外殼高度 H (mm)	含載重量 W (MT)
INER-HPS (UMS)	1703.3	15.9	4835.0	34.47
MAGNASTOR-87	1828.8	12.7	4870.5	46.70

表4.2 鋼筒材料 SA240, Type 304 不銹鋼應力強度(200°F)

設計應力 S_m	降伏強度 S_y	極限強度 S_u
137.90 MPa	172.39 MPa	435.77 MPa
(20,000 psi)	(25,000 psi)	(63,200 psi)

表4.3 密封鋼筒結構分析用壓力 p kPa (psig)

	正常內壓	異常內壓	意外內壓
INER-HPS (UMS)	103.42 (15)	103.42 (15)	448.50 (65)
MAGNASTOR-87	758.45 (110)	896.35 (130)	1723.75 (250)

表 4.4 密封鋼筒主要薄膜載重 σ_m MPa

	正常狀態	意外事故	意外處理
INER-HPS (UMS)	40.96 正常壓力+吊舉	53.82 正/異常壓力異常操作	23.58 吊舉(無內壓)
MAGNASTOR- 87	100.12 正常壓力+吊舉	113.92 異常壓力正常超作	24.15 吊舉(無內壓)

表 4.5 密封鋼筒主要薄膜結應力($P_m = \sigma_m$)設計接受準則

	對應規範	結構應力接受準則
正常狀態	ASME Section III, Subsection NB	$P_m \leq S_m$; S_m =材料設計應力強度 $S_m = 20,000 \text{ psi (137.90 MPa)}$
意外事故	ASME Section III, Subsection NB	$P_m = \min\{2.4S_m, 0.7S_u\}$; S_m =材料極限強度

根據國內乾貯安全分析報告[18]，核一乾貯採用 INER-HPS 貯存系統，係源自美國 NAC 公司設計之 UMS[®]貯存系統，並考量該廠特有之情況與限制，進行下列設計改善：(1) 傳送護箱之減重，以符合現有廠房吊車之載重限制；(2) 混凝土護箱另設外加屏蔽，以符合較嚴格之廠址邊界劑量限制；(3) 改善輔助系統及傳送吊具，以符合核一廠特殊情況。核二乾貯採用 NAC 公司設計之 MAGNASTOR-87 貯存系統，並考量該廠之情況與限制，對混凝土護箱進行必要之設計修正。

4.3 密封鋼筒缺陷耐受程度分析

根據表 4.2 材料強度與式(4.1c)可以直接計算流動應力 σ_f 為 349.69MPa，接著將表 4.1 所記之密封鋼筒直徑 R_m 與板厚 t ，以及表 4.3 所列的結構分析用壓力 p ，一起代入式(4.1b)可以計算求得 σ_h 圓周應力，最後將上述設計應力參數帶入式(4.1a)即可以計算求得穿壁軸向裂縫的臨界尺寸 l_{allow} ，另外依據式(4.2)可以計算求得軸向裂縫容許長度與對應的筒身厚度之比值($\%t$)。同樣地，依據式(4-3a)至(4-4)，可以計算求得穿壁圓周方向裂縫的臨界尺寸 l_{allow} ，以及裂縫深度與筒身厚度之比值($\%t$)。表 4.6 與 4.7 的評估結果顯示，密封鋼筒的結構設計對如裂縫之缺陷具有相當程度的耐受程度，也就是需要很大且深的裂縫才會達到所謂的臨界缺陷尺寸 (critical flaw size)。

表 4.6 核一乾貯密封鋼筒結構應力容許裂縫長度與深度之評估結果

缺陷類型/ 載重情形	穿壁軸向裂縫		穿壁圓周方向裂縫	
	長度 (m)	深厚比 ($\%t$)	長度 (m)	深厚比 ($\%t$)
正常狀態	8.20	97	3.16	88
意外事故	8.20	97	3.03	85
意外處理	3.58	93	3.34	93

表 4.7 核二乾貯密封鋼筒結構應力容許裂縫長度與深度之評估結果

缺陷類型/ 載重情形	穿壁軸向裂縫		穿壁圓周方向裂縫	
	長度 (m)	深厚比 (%t)	長度 (m)	深厚比 (%t)
正常狀態	0.73	69	2.74	71
意外事故	0.61	63	2.59	67
意外處理	0.63	65	3.58	93

比較表 4.6 與 4.7 後可以發現，核一乾貯容許裂縫長度與深度較大。對照表 4.3 以及 4.4 後可以知道，較低的設計應力可以讓密封鋼筒結構對裂縫缺陷耐受程度提高。另外，如式(4-1a)與(4-3c)，容許裂縫長度也會隨鋼筒板厚而增加。以核二乾貯為例，將表 4.7 與表 4.3 以及 4.4 對照後可知，對於意外事故考慮異常內壓與正常操作所致應力，分析所得穿壁軸向裂縫容許長度為 0.61 m，而容許裂縫深度為板厚之 0.63 倍。對照下，意外事故之穿壁圓周方向裂縫許長度為 2.59 m，而容許裂縫深度為板厚之 0.67 倍。兩相比較後發現，核二密封鋼筒圓周方向比軸向對裂縫缺陷耐受度高。對照表 4.6 與 4.7 後發現，核一密封鋼筒反而是軸向對裂縫缺陷耐受程度較高。綜合以上，無論是核一還是核二的乾貯密封鋼筒都可說是對裂縫缺陷耐受度相當高。

第五章、密封鋼筒現場檢查技術發展

5.1 日本乾貯密封鋼筒檢查規定

日本國內目前有 2 個核能電廠在廠內有用過核子燃料貯存設施，與一個廠外的集中處置場，且採用的是比較方便核子燃料再處理之金屬護箱系統。但為確保用過核子燃料中期貯存之經濟性與彈性，日本以中央電力研究所 (CRIEPI) 為中心持續推動混凝土護箱系統商用可行性評估研究，特別是密封鋼筒不銹鋼材料應力腐蝕劣化 (SCC) 之影響評估與對策。日本機械學會 (JSME) 也根據相關成果，進行規範研議與修訂。

日本機械學會(JSME)對於用過核子燃料貯存設施，包括混凝土護箱，密封鋼筒裝載設備以及運送用密封鋼筒，提出了 JSME S FB1-2003 新規事例規格 [27]，與 JSME S NC-CC-02 確保密封鋼筒對應力腐蝕劣化的密封機能之相關考量(案)[28]，而在最近更進一步彙整中央電力研究所 (CRIEPI) 的研究結果準備進行修訂[9]。上述草案考量環境中的鹽分與貯存場址有密切關係，而在貯存期間除評估密封鋼筒表面氯鹽沉積量是否超過臨界值，更進一步也應能掌握萬一SCC發生的裂隙發展，藉上述兩種監測控制來確保乾貯設施之密封機能。

環境中的鹽分，從密封鋼筒的製作或運送、現地裝載，到貯存的各個階段都必須注意。製作或現地裝載的階段，可以擦拭或洗淨的方

式除去密封鋼筒表面的氯鹽。自然氣冷型乾貯系統若位於沿海區域，海鹽粒子會被冷卻空氣帶入乾貯設施內，若能在設計選址階段將海岸線到乾貯設施間的距離拉長，設置防風林，乃至在設施或密封鋼筒入氣口加裝減鹽裝置，將有效地降低 SCC 發生之可能性與影響。過去在建築物室內與室外監測所得鹽分濃度幾無差異，故室內貯存若屬自然換氣也和室外貯存一樣必須對大氣中的氯鹽濃度進行監測。從過去的研究已知，一般土木橋梁在幾小時到幾天的時間內即可觀測到超過 $1\text{g}/\text{m}^2$ 的氯鹽，這與冷卻空氣夾帶海鹽進入乾貯系統後沉積於高溫的密封鋼筒表面之情況非常不同，因此評估密封鋼筒表面鹽分濃度時應採取與實際的乾貯密封鋼筒相同的條件。

對密封鋼筒進行 SCC 裂隙發展或鹽分附著量之監測檢查，可在貯存狀態或將密封鋼筒放入運送護箱的狀態，以經過實證或已有實際使用案例的方法來進行。鹽分附著量可以直接取樣分析或雷射間接觀測。SCC 裂隙發展可以渦電流 (Eddy current) 法直接測定，或以雷射間接觀測。過去 CRIEPI 的研究報告已提出根據密封鋼筒的上部與下部之中心溫度與入氣口溫度，檢測 SCC 裂隙造成密封鋼筒破壞後氬氣洩漏之方法 [29]。另外如雷射間接觀測目前已進行很多實驗研究，但實際將因應用在貯存護箱或輸送護箱而使設計大不相同。

若以監測護箱來進行評估，應將方法具體記載如下：

- (1) 貯存場址大氣中的氯鹽濃度等資料之事先取得
- (2) 監測護箱的代表性與選定方法 (發熱量的偏差值，最低溫度的推定，護箱放置位置的影響，與搬入初期的差異等)
- (3) 監測檢查實施的地點 (原位置或檢查區)，檢查方法 (檢查程序書的製訂)
- (4) 初期鹽分的有無
- (5) 紀錄的代表性 (紀錄評估確認的方法)

監測護箱可以是模擬實際熱負載環境的實驗 (Mockup) 護箱，或是從貯存時間 (最久) 與熱負載 (最低) 或環境 (鹽分最多) 等條件找出可代表實際的乾貯設施整體健全性之護箱。日本機械學會上述要求參考了美國 NUREG-1927 之內容，也就是附錄 E「機械特別經年變化管理」要求對一個以上的代表護箱 (lead canister) 進行遠距外觀檢查之要求。

5.2 美國乾貯密封鋼筒檢查規定

根據統計，美國截至 2016 年 9 月總共有 2,397 個乾貯系統與 99,083 用過核子燃料，而在 2015 年已有 8,260 束用過核子燃料被存放在 190 個乾貯系統。美國核管局 (NRC) 目前核准使用的乾貯設施有 15 個屬於特定核照，另外 60 個為一般核照。NRC 從 2005 年開始對上述使用將屆 20 年的乾貯設施進行檢查與受理執照更新申請，而

申請的高峰期預計將會發生在 2020 年後。

目前修訂改版中的 NUREG-1927，是美國乾貯設施執照更新審查的重要依據，根據其規定申請者必須提出限時劣化分析(Time-limited Aging Analyses, TLAA) 與劣化管理計畫 (Aging Management Program, AMP)，作為乾貯設施延長使用的佐證分析之用[30]。限時劣化分析(TLAA) 是典型的計算，包括疲勞，中子吸收板損耗，與材料受輻射影響等，用以闡述具安全重要性之結構，系統與組件在延長使用期間仍能發揮預期的功效。劣化管理計畫 (AMP) 則是針對局部腐蝕與應力腐蝕劣化，混凝土劣化，與高放射性用過燃料性能等，在具安全重要性之結構，系統與組件所採取之管理行動。

美國核管局 (NRC) 即依據上述包括經認可的 AMP 之安全評估報告，進行乾貯設施執照更新之審查，上述 AMP 中所敘述的過程或程序必須包括接受標準，且申照者必須有方法根據可適用的接受標準來對檢查結果進行分析，另外對於主觀的 AMP 接受標準必須判別是否客觀的標準或標準方法已在執行的過程或程序中被確認過。

申請者被要求確認劣化機制與是否影響結構，系統與組件發揮既定功能之能力。以密封鋼筒為主體的乾貯系統，其結構，系統與組件之劣化可能發生在混凝土基座，混凝土圍阻體內外，鍍膜的碳鋼護襯與支撐結構，密封鋼筒表面與銲道。過去美國已實施的密封乾貯鋼筒

檢查案例就曾發現，鍍膜劣化，混凝土劣化，沉積物累積，與密封鋼筒上的腐蝕生成物，以及銲接式不銹鋼密封鋼筒表面有水入侵之跡象。

維持與美國機械學會 (ASME) 規範以及其他 NUREG 報告之一致性，修訂改版的 NUREG-1927 Rev. 1 附錄 B 中 AMP 範例要求對使用中的密封鋼筒進行局部腐蝕與應力腐蝕劣化 (SCC) 之檢查，項目包括 (1) 密封鋼筒表面，銲道，與銲接熱影響區，特別是幾何不連續處與施工不完善處 (imperfections)；(2) 大氣沈降物在密封鋼筒表面的分佈位置與外觀；(3) 局部腐蝕 (即孔蝕與間隙腐蝕) 與 SCC 之尺寸與位置。

伴隨執照延長申請而來的乾貯設施檢查之業務需求，美國 NRC 已委請 ASME 針對試驗與檢查 (可用的科技，取樣頻率規劃，示範方法，與合格標準)，以及接收標準 (缺陷評估流程與腐蝕劣化評估方法) 進行規範研擬 [30, 31]。另外 EPRI 已提出採點計分的方法，分別對乾貯場址與密封鋼筒的應力腐蝕劣化潛勢進行評估與排序 [32]。最近 EPRI 發展出可搭載渦電流或電磁聲音換能探針之密封鋼筒表面檢測機器人 [33]，業界則設計開發出可供遠距目視，渦電流與超音波用之乾貯設施檢測環，完成可行性評估與方法研究後目前進行功能測試中[31]。

5.3 密封鋼筒 SCC 檢查作業建議

在材料，應力與腐蝕環境三個條件同時滿足下，密封鋼筒不銹鋼材料 SCC 現象才可能發生。商用的乾貯設施密封鋼筒所用之 304L 或 316L 不銹鋼因為材料本身的特性，加上銲接殘餘應力之影響，目前仍無法完全排除其在大氣環境下 SCC 發生之可能性。日本 CRIEPI 研究建議，監控密封鋼筒表面的氯鹽沈積量與裂縫深度大小，作為評估 SCC 發展之依據。密封鋼筒表面沈積的氯鹽量若仍未達臨界值 (0.1 g/m^2)，則可依此判斷 SCC 尚未發生。萬一 SCC 發生，根據 EPRI 的 CGR 模式可以預測裂隙發展，進一步找出特定的使用期間內 SCC 最大裂隙。另外，根據 ASME 結構應力分析可以找出密封鋼筒容許的裂隙，也就是裂隙的臨界值。對於特定的使用期間，預測的最大裂隙若未超過臨界值，則持續監測與繼續貯存，否則密封鋼筒應依事前規劃的作業程序進行修補或置換。

美國乾貯設施已有 20 年的使用經驗，且最近的密封鋼筒檢查並未發現任何 SCC 之跡象，儘管如此主管機關 NRC 仍建議業者將密封鋼筒不銹鋼材料 SCC 評估列入管理作業要點中。配合台電公司在第一與第二核能發電廠內規劃興建乾貯設施，國內委託研究計畫在最近幾年對兩個電廠的乾貯設施在設計期間內密封鋼筒表面溫度進行預測分析，本計畫研究也因此得以對密封鋼筒 SCC 裂隙發展進行預測，

進一步與裂隙臨界值比較後可確認本土乾貯設施長期使用之可靠度。如前章所述，密封鋼筒對各種載重情形分析所獲的裂縫尺寸臨界值都很大，這意味著密封鋼筒的結構設計對裂縫的耐受度很大，也說明了密封鋼筒所具的結構穩健性 (structural robustness)。

值得注意的是再取出 (retrieval) 作業載重之影響。上述分析把內部壓力當作基礎板上密封鋼筒的主要應力來源，故如果一個小裂縫將成長到貫穿筒壁並釋放內部壓力，則這個裂縫有可能因為再取出作業載重而大幅度地成長。EPRI 已有研究對密封鋼筒裂縫貫穿後氬氣洩漏後空氣進入所需時間進行預測 [18]。裂縫貫穿筒壁後，回填的氬氣之解壓所需時間相對很短，而氬氣被空氣取代所需時間則與穿壁裂縫的幾何條件有關。對於很嚴重的裂縫與典型的 SCC 裂縫開口面積，一個可感知的莫爾分率之空氣進入密封鋼筒所需時間通常超過一年。也因此推論，從監測到氬氣洩漏後到大量空氣集中進入密封鋼筒前應該有充分的時間可採取行動。

根據日本 CRIEPI 的研究報告，用電熱耦監測密封鋼筒的上部與下部之中心溫度與入氣口溫度，可以用來偵測密封鋼筒內部的氬氣洩漏與否 [29]。另外，就算室內貯存若屬自然換氣也和須室外貯存一樣必須對大氣中的氣鹽濃度進行監測，以間接評估密封鋼筒表面的氣鹽沈積量。

第六章 結論

6.1 研究結果

一般工程設計通常考慮建造物可供使用時間為 50 年。實際上工程建造物真的可供使用之時間與後續的維護管理作業有關，因此國內外超過 50 年仍繼續使用的工程建造物並不在少數。目前，台灣乾貯設施法定使用時間為 40 年，而核一、二廠乾貯設施初次申照核可的使用時間為 20 年，相較於美國乾貯設施最長使用時間 60 年，與一般工程設計所考慮的使用年限 50 年，國內主管機關原能會對乾貯設施營運執照之申請已採取了比較保守的態度來審慎對應。

本計畫研究以一般工程設計使用年限 50 年為基準，根據國內乾貯設計應力與環境氣候條件，進行密封鋼筒 SCC 發展評估。值得注意的是，SCC 發展評估事先假設密封鋼筒表面已有足夠的氯鹽可使 SCC 發生與裂隙發展。對照之下，美國乾貯設施已有 20 年以上的使用經驗，即使如此密封鋼筒表面實際沉積的氯鹽量比臨界值還是少很多、不足以使 SCC 發生。也就是說，密封鋼筒表面 SCC 裂隙發展評估僅為提供監測控制作業一個參考，至於鋼筒表面實際沉積的氯鹽量應該另行監測與評估分析。

本計畫研究主要的工作項目與結果整理說明如下：

- (1) 本計畫研究對國際乾式貯存設施密封鋼筒應力腐蝕劣化 (SCC)

研究資訊進行蒐集與分析，並探討乾式貯存密封鋼筒材料發生應力腐蝕劣化閥值條件。雖然鐸接加工殘餘拉應力即足以使密封鋼筒不銹鋼材料產生 SCC 現象，加上乾貯設施設計使用年限內密封鋼筒表面溫溼度有可能使海鹽潮解、提供 SCC 反應所需的氯鹽，但美國乾貯設施檢查結果卻顯示經過 20 年沉積於密封鋼筒表面氯鹽量遠低臨界值 $0.1\text{g}/\text{m}^2$ ，也經查證無 SCC 之跡象。

表 6.1 本土乾貯密封鋼筒 SCC 發展評估結果

	最大裂隙(深厚比%)	容許裂隙 (深厚比%)
第一核能發電廠乾貯	3.3 mm (21 %)	13.5 mm (85%)
第二核能發電廠乾貯	5.8 mm (46 %)	8.4 mm (67%)

(2) 在密封鋼筒表面沉積的氯鹽超過臨界值、足以引致 SCC 發生之假設下，本計畫研究根據 EPRI 的 CGR 模式與國內乾貯設施熱流分析，探討本土乾貯密封鋼筒不銹鋼材料 SCC 發展與裂隙最大值。另外根據 ASME 設計規範與國內乾貯安全分析報告，找出結構應力容許之裂隙臨界值。如表 6.1，國內第一與第二核能發電廠內的乾貯設施在設計使用期間 50 年內密封鋼筒 SCC 發展的裂隙最大值均並未超過臨界值，因此判斷 SCC 萬一發生也不會使密封鋼筒

穿壁破壞，故應不影響乾貯系統密封性與長期結構完整性。

- (3) 美日研究建議以渦電流 (Eddy current) 法直接測定，或以雷射間接觀測乾貯密封鋼筒表面 SCC 裂隙發展。美國修訂改版的 NUREG-1927 Rev. 1 附錄 B，規定對貯存近 20 年需申請換照的密封鋼筒進行局部腐蝕與應力腐蝕劣化 (SCC) 檢查與項目。日本 CRIEPI 研究曾提出方法，可以監測密封鋼筒的上部與下部之中心溫度與入氣口溫度，從溫差來偵測密封鋼筒內部的氦氣洩漏與否。根據 EPRI 研究分析，從監測到氦氣洩漏後到大量空氣集中進入密縫鋼筒前應該有充分的時間可採取行動。
- (4) 密封鋼筒表面的氯鹽沈積量和裂隙大小同樣是 SCC 評估之依據，沈積的氯鹽量若仍未達臨界值 (0.1 g/m^2)，則可判斷 SCC 未發生。日本機械學會(JSME) 參考了美國 NUREG-1927 之內容，也就是附錄 E「機械特別經年變化管理」要求對一個以上的代表護箱 (lead canister) 進行遠距外觀檢查。JSME 也建議可以試驗護箱 (Mockup cask) 進行 SCC 監測，以確認密封鋼筒可安全貯存。

6.2 研究建議

根據上述研究與結果，本計畫研究有以下兩個建議：

- (1) 國內台電公司在第一與第二核能發電廠內規畫興建用過核子燃料乾式貯存設施。關於密封鋼筒 SCC 檢查規定，日本 JSME 的規定包括在乾貯設施設計興建階段，美國 NRC 的規定偏重在乾貯設施延長使用階段，而國內主管機關所擬定的「用過核子燃料乾式貯存設施營運維護與監測計畫導則」則是對應乾貯設施正式營運階段。相較於營運階段的現場監測甚至是 SCC 發生後更換密封鋼筒，前一階段的 SCC 對策，例如密封鋼筒表面氯鹽用水洗去除，甚至是在入氣口附近的銲道熱影響區作表面處理去除殘餘拉應力影響，都相對容易且所費不多。建議台電公司除 SCC 現場檢測技術，對於密封鋼筒熱負載前可能實施的 SCC 抑制對策也進行相關研究並擇優實施。
- (2) 氯鹽沉積量監測也是 SCC 評估的重要一環，未來應該另行規畫進行本土化技術研究。根據日本 CRIEPI 研究，即使室內貯存但採自然換氣則和室外貯存一樣必須對大氣中的氯鹽濃度進行監測。除了從密封鋼筒表面直接取樣分析，建議台電公司可考慮利用試驗護箱 (Mockup) 從空氣中大氣濃度間接觀測也是方法之一，更且在進入貯存設施前先將空氣引導經過水槽或濾網等除氯裝置，應

該都有助於進一步降低 SCC 發生的可能性與影響。

參考文獻

- [1] NRC Information Notice 2012-20: Potential Chloride-induced Stress Corrosion Cracking of Austenitic Stainless Steel and Maintenance of Dry Cask Storage System Canisters
- [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.
- [3] Failure Modes and Effects Analysis (FEMA) of Welded Stainless Steel Canisters for Dry Cask Storage Systems. EPRI, Palo Alto, CA: 2013. 3002000815.
- [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)
- [5] 張惠雲等(2014). 「乾式貯存設施維護與監測之國際研發資訊研析」，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究報告 (報告編號: 103FCMA009)
- [6] 張惠雲等(2015). 「日本用過核子燃料乾式貯存安全技術發展研析」，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究報告 (報告編號: 104FCMA005)
- [7] 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, CRIEPI Report (No. 10035) (in Japanese attached with an English Abstract).
- [8] Dry Storage Canister Inspection to Inform Aging Management Efforts, EPRI Nuclear News, March 2014.
- [9] Wataru et al. (2016). Study of Commercial Realization of Concrete Cask for Interim Storage of Nuclear Spent Fuel – Proposal and Verification of Code Case on SCC Countermeasure of Canister, CRIEPI Report (No. N15014) (in Japanese attached with an English abstract)
- [10] Mayuzumi et al. (2002). Chloride stress corrosion cracking of Type 304 and 304L stainless steels in air, CRIEPI Report (No. T01042)
- [11] G. Oberson, D. Dunn, T. Mintz, et al., “US NRC-Sponsored Research on Stress Corrosion Cracking Susceptibility of Dry Storage Canister Materials in Marine Environments,” WM2013 Conference, 2013. (Available with NRC Accession No. ML13029A490)
- [12] Letter from M.D. Flaherty to U.S. NRC, “Response to Request for Additional Information, RE: Calvert Cliffs Independent Spent Fuel Storage Installation License Renewal Application (TAC No. L24475),” June 14, 2013. (Accessible with NRC Accession No. ML13170A574)
- [13] Calvert Cliff Stainless Steel Dry Storage Canister Inspection, EPRI technical report, 2014.
- [14] NAC-UMS Universal MPC System Final Safety Analysis Report (FSAR), Revision 3, NAC International, 2004. (Available with NRC Accession Nos. ML051290397, ML041040369, ML051290403, ML041040397)

- [15] J.M. Cuta, S.R. Suffield, J.A. Fort, H.E. Adkins, Thermal Performance Sensitivity Studies In Support Of Material Modeling For Extended Storage Of Used Nuclear Fuel, PNNL-22646, Pacific Northwest Research Laboratory, September 2013.
- [16] Sandia national Laboratories (SNL) (2013). Data Report on Corrosion Testing of Stainless Steel SNF Storage Canisters, Prepared for U.S. Department of Energy Used Fuel Disposition Campaign (FCRD-UFD-2013-000324; SAND2013-8314P)
- [17] SNL (2014). Draft report - Results of Stainless Steel Canister Corrosion Studies and Environmental Sample Investigations, prepared for U.S. Department of Energy Used Fuel Disposition Program (FCRD-UFD-2014-000055; SAND2014-203470)
- [18] Flaw Growth and Flaw Tolerance Assessment for Dry Cask Storage Canisters. EPRI, Palo Alto, CA: 2014. 3002002785.
- [19] ASME (2013). Boiler and Pressure Vessel Code Section XI
- [20] Wataru et al. (2007). Evaluation on the atmospheric sea salt concentration for practical use of the dry storage facility using the concrete cask, CRIEPI Report (No. N06022) (in Japanese attached with English abstract)
- [21] Masumi Wataru and Toshiari Saegura (2010). Evaluation of the salt deposition on the canister surface of concrete cask - Measurement test of the salt deposition in the laboratory and the field - , CRIEPI Report (No. N09023) (in Japanese attached with an English abstract)
- [22] Masui Wataru and Hirofumi Takeda (2015). Evaluation of the salt deposition on the canister surface of concrete cask (Part 3)- Long-term measurement of salt concentration in air and evaluation of the salt deposition – CRIEPI Report (No. N14019) (in Japanese attached with an English abstract)
- [23] 施純寬與曾永信 (2014). 乾式貯存設施設計壽命期間熱傳行為分析, 103 年度行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫期末報告 (計畫編號 : 103FCMA001).
- [24] 施純寬 (2015). 核二廠乾式貯存設施設計壽命期間熱傳行為分析, 104 年度行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫期末報告(計畫編號 : 104FCMA011).
- [25] 台電公司第一與第二核能發電廠乾式貯存設施安全分析報告
- [26] Hayashibara et al. Effects of Temperature and Humidity on Atmospheric Stress Corrosion Cracking of AISI 304 Stainless Steel, NACE Corrosion, Paper No. 08492, @NACE International 2008.
- [27] Japan Society of Mechanical Engineers (JSME) (2003). Code for Construction of Spent Nuclear Fuel Storage Facilities–Rule on Concrete Casks, Canister Transfer Machines and Canister Transport Casks for Spent Nuclear Fuel –, JSMES FB1-2003.

- [28] Japan Society of Mechanical Engineers (JSME) (2003). Standards for Equipment, Design and Construction and Case of Nuclear Power Generation Facilities: Standard: Considerations for Inhibition of Occurrence of Stress Corrosion Cracking, JSME S NC-CC-02.
- [29] Takeda et al. 2005. Study on Concrete Cask for Practical Use –Development of the Detection Method of Helium Leakage from Canister, CRIEPI Report (No. N04031) (in Japanese attached with an English abstract).
- [30] Darrell S. Dunn (2016). Inspection of Aging Management Activities, FCMA-NRC workshop on Spent Fuel Management of Decommissioning Nuclear Power Plant
- [31] Darrell S. Dunn (2016). Canister Inspection, FCMA-NRC workshop on Spent Fuel Management of Decommissioning Nuclear Power Plant
- [32] Susceptibility Assessment Criteria for Chloride-Induced Stress Corrosion Cracking (CISCC) of Welded Stainless Steel Canisters for Dry Cask Storage Systems. EPRI, Palo Alto, CA: 2015. 3002005371.
- [33] Dry Canister Storage System Inspection and Robotic Delivery System Development, EPRI, Palo Alto, CA: 2016. 3002008234