

行政院原子能委員會放射性物料管理局

日本用過核子燃料乾式貯存安全技術發展研析
研究計畫成果報告

計畫編號：104FCMA005

計畫主持人：張惠雲副教授

受委託機關：國立高雄大學

報告日期：中華民國一〇四年十一月

中文摘要

國內台電公司目前已規劃於第一與第二核能發電廠內興建用過核子燃料乾式貯存設施。日本經歷 2011 年福島核子事故後仍採用乾式貯存方式作為用過核子燃料中期管理的方式，而福島電廠用過核子燃料乾式貯存的管理方式亦值得探討。有鑒於此，本委託研究計畫案首先針對日本用過核子燃料乾式貯存設施，包括技術發展現況，以及設計審查要點，進行資訊蒐集與研析。之後再進一步針對日本福島第一核電廠，特別是乾式貯存設施安全評估作業，與乾式暫貯設施之安全設計，進行資訊蒐集與研析。根據上述技術文件研究日本乾貯設施設計審查作業之結果，本計畫研究最後對國內乾貯設施之設計審查與管理提出建議，以期提昇相關管制作業的安全。

Abstract

Taiwan Power Company planned to construct spent fuel dry storage facilities in the first and second nuclear power plants. After the 2011 Fukushima Daiichi event, Japan continues adopting spent fuel interim storage facilities. There is also a necessity of studying the emergency evaluation and management of spent fuel storage facilities in the Fukushima Daiichi nuclear plant. From the above view point, this study first reviews the technical development and design requirements of spent fuel dry storage facilities in Japan. After that, the focus will be put on the safety evaluation and design requirements of spent fuel temporary dry storage facilities in Fukushima Daiichi nuclear power plant in Japan. Based on the above work, suggestion will be given to the design requirements and management strategy for spent fuel dry storage facilities in Taiwan. All that helps enhance the relevant safety regulations.

目錄

一、緒論	1
1.1 研究背景與目的	1
1.2 研究內容	2
二、日本用過核子燃料乾式貯存設施及技術發展現況	3
2.1 日本現有乾貯設施簡介	3
2.2 福島事件後新規範要求	4
2.3 日本乾貯技術發展現況	4
2.4 金屬與混凝土護箱比較	6
三、日本用過核子燃料乾式貯存設施安全設計審查要點	8
3.1 貯存事業規則概要	8
3.2 計畫階段審查規定	9
3.3 審查、檢查規定細則	10
四、日本福島第一核能發電廠乾貯設施緊急安全檢查作業	18
4.1 乾貯設施緊急檢查概要	18
4.2 乾貯護箱 SCC 評估作業	19
4.3 用過核子燃料性能評估作業	22
五、日本福島第一核能發電廠乾貯護箱暫定保管設備設計	26
5.1 設置背景與要求	26
5.2 構件機能設計	27
5.3 耐震性能要求	29
5.4 護箱搬運作業	30
六、結論	32
6.1 研究結果	32
6.2 結果討論	36
參考文獻	

第一章緒論

1.1 研究背景與目的

國內台電公司目前已規劃於第一與第二核能發電廠內興建用過核子燃料乾式貯存設施。乾式貯存設施長期結構完整性 (long-term structural integrity) 有兩個關鍵課題，一為密封鋼桶不銹鋼材料應力腐蝕劣化 (stress corrosion cracking, SCC)，另一為用過核子燃料長期性能表現。根據國內外熱流分析結果，台電公司乾貯設施在核准使用時間最長 40 年內，密封鋼桶表面溫度不會下降至 SCC 作用溫度範圍 [1-1]。也就是說，正常使用、監測與維護的情況下，國內乾貯設施應暫無 SCC 之虞。

2011 年日本 311 大地震誘發海嘯造成福島電廠核子事故中，日本當局對燃料池中的用過核子燃料與電廠內乾貯設施進行緊急評估後進行處置。事故後日本仍採用乾式貯存方式作為用過核子燃料中期管理的方式。因此，本委託研究計畫案「日本用過核子燃料乾式貯存安全技術發展研析」，主要係探討福島事件後日本用過核子燃料與乾貯設施緊急評估與處置作業，以期掌握日本用過核子燃料乾貯設施研發現況，與用過核子燃料長期性能評估方法。本計畫研究藉由技術文件研究日本乾貯設施設計審查作業，對國內乾貯設施之設計審查與管理提出建議，藉以提昇相關安全管制作業之技術與能力。

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) 蒐集及研析日本用過核子燃料乾式貯存設施及技術發展現況
- (2) 蒐集及研析日本用過核子燃料乾式貯存設施設計審查要點
- (3) 蒐集及研析日本福島第一核電廠用過核子燃料乾式貯存設施安全評估作業
- (4) 蒐集及研析日本福島第一核電廠用過核子燃料乾式暫貯設施之安全設計

第二章日本用過核子燃料乾式貯存設施及技術發展現況

2.1 日本現有乾貯設施簡介

日本目前有兩個核能發電廠廠區內設置有金屬護箱貯存設施。一個是東京電力(股份有限公司)福島第一核能發電廠廠區內貯存設施，從 1995 年開始以貯存專用的金屬護箱進行乾式貯存，用過核子燃料共計有 9 個貯存護箱，東日本大地震後，已全數移到同一廠區內護箱臨時保管設施 (容量 50 個)進行保管。另一個是日本原子力發電(股份有限公司)東海第二核能發電廠廠區內的貯存設施，從 2001 年開始以貯存專用金屬護箱進行乾式貯存，共計有 24 個護箱。

另一方面，東京電力與日本原子力發電共同於青森縣陸奧 (Mutsu) 市設立了回收再利用 (recycle) 燃料貯藏股份有限公司(RFS) ，目前仍在建設中，以作為廠區外中期貯存設施。預計將有總量 3000 噸用過核子燃料以最大 288 個輸送兼貯存用護箱進行貯存。

2.2 福島事件後新規範要求

2011 年 311 東日本大地震誘發海嘯造成福島電廠核子事故，當時福島電廠內的乾式貯存設施內有 5 座大型乾式貯存護箱 (每座收納 52 束燃料束)、4 座中型乾式貯存護箱(每座收納 37 束燃料束)，總計存放著 408 束的用過核子燃料。核子事故後，經查驗乾式貯存設施，

未發現阻礙自然空氣對流之狀況，確認冷卻系統並未因此產生影響。

另外福島電廠於核子事故後，亦積極將用過核子燃料池的用過核子燃料移出水池，利用乾式貯存方式進行貯存。

日本新的核能安全機構也就是原子力規制委員會 (Nuclear Regulation Authority, NRA)已提出了“用過核子燃料中期貯存設施新法規要求 (New Regulatory Requirements for Spent Fuel Interim Storage Facilities)”，並經過 20 次會議討論後於 2013 年 12 月定案。上述法規主要用於審查新的乾貯設施於計劃階段之基本設計、相關設計要求取代過去安全規範中的“核照 (licensing)”要件，但核照後如建設階段的保安規定等要求，在地震後並沒有改變，仍然是依照所謂的“貯藏規則”要求。

2010 年開始至今仍持續興建中的 Mutsu 集中式貯存設施即須依上述的新規範要求進行核照程序，其所用的金屬護箱兼具運輸與貯存之功能，且密封性等基本安全機能維持如以前規定，並被要求具備自然氣冷之機能。

2.3 日本乾貯技術發展現況

2014 年日本學術會議中有關『高放射性廢棄物處分暫定保管相關技術檢討』[2-1]結果摘要如下：

- (1) 日本學術會議所提案之暫定保管設施中用過核子燃料的情況與玻璃固化體的情況基本上都可適用乾式貯存技術。護箱或坑道(地窖)等乾式貯存技術之經濟性會隨保管容量與時間而變化，故應依照保管情境來選擇適用之技術。
- (2) 為確保安全性，各種監測技術雖已實用化，但要進行遠超過 50 年之長期保管的情況，必須預作準備更新設施及設備來對應。
- (3) 暫定保管設施基地所要求的地盤、地質條件，地上保管的情況基本上與其他的核能設施(例如原子爐)的情況幾乎可以同樣考慮。地下保管的情況則須參照地層處分。
- (4) 考慮技術可行性後之暫定保管情境，情境設定後整理課題。用過核子燃料的情況有 4 個情境，即 1) 核能發電廠中從數百噸到數千噸，保管從 50 年到 100 年；2) 再處理工廠中從數千噸到 1 萬噸，保管 50 年左右；3) 於發電廠外的獨立場區中從數千噸到數萬噸，最長保管 300 年；4) 再處理工廠，從數千噸到數萬噸，最長保管 100 年(考慮再處理工廠關閉時)。玻璃固化體的情況有 3 個情境，即 1) 再處理工廠數萬個，保管從 50 年到 100 年；2) 獨立場區中數萬個，最長保管 300 年；3) 玻璃固化體處分場中從數千個到數萬個，最長保管 100 年。
- (5) 雖然上述暫定保管情境各個都具技術可行性，於高放射性廢棄物

處分場為確保回收可能性之條件需要今後研究開發，又其他情境在保管時間遠超過 50 年情況下，為確保安全性也需要更進一步之檢討。

2.4 金屬與混凝土護箱比較

(1) 金屬護箱

金屬護箱原本是為放射性物質所開發之輸送容器，具備承受輸送中推定的事故如衝擊之堅固性能，箱體本身也有臨界(事故)防止、密封、除熱與屏蔽之機能。使用金屬護箱之情況，貯存期間為使燃料不氧化，護箱內通常會填充氬氣，且為維持密封性再加上耐久性與監視機能，採用金屬格柵 (gasket)之兩層蓋結構。依需求簡單地就能增設之模組 (modulus) 性，為使用金屬護箱貯存之特徵。

日本以外如美國、德國與西班牙等，也都曾使用金屬護箱進行貯存。美國用過核子燃料在處分前，貯存於核能電廠廠區內，因為核能電廠廠區面積大，金屬護箱並不放入貯存建物，而是直接縱向排列放在室外混凝土基版 (pad) 上。德國曾於 Gorleben 與 Ahaus 建設廠區外中期貯存設施與作業，因為公民反對運動而改成在各核能發電廠廠區內用護箱進行貯存。

(2) 混凝土護箱

與美國相同，台灣規劃興建中之用過核子燃料乾式貯存設施，其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 [2-2]。日本因為採取再處理策略，所以乾貯設施採用的是金屬護箱，且集中存放於室內進行管理。因為經濟考量，日本原有計畫在 2017 年後與臺灣同樣使用混凝土護箱所構成之乾貯設施，也因此過去十幾年包括 NISA，CRIEPI 與 JAPC 等相關單位先後針對乾貯設施密封鋼筒不銹鋼材料應力腐蝕劣化因子進行調查與研究。

混凝土護箱雖然與金屬護箱有同樣的形狀，但混凝土製的容器具有屏蔽機能，而稱作密封鋼筒 (canister) 之(不銹鋼)薄壁圓筒容器具有密封機能，故與金屬護箱並不同。上述的混凝土製貯存容器除了屏蔽機能，另具有結構強度以支持密封鋼筒，並且具有空氣可以自然對流之通道。美國以混凝土護箱貯存為主流，而國內台電公司也是採用混凝土護箱進行用過核子燃料乾式貯存作業。

第三章日本用過核子燃料乾式貯存設施安全設計審查要點

3.1 貯存事業規則概要

依據日本原子力規制委員會 (Nuclear Regulation Authority, NRA) 之定義，用過核子燃料貯存事業是從核能發電廠產生到再處理為止的短期貯存管理事業。依據日本原子反應爐等法規用過核子燃料貯存事業規則概要可整理如圖 3.1。

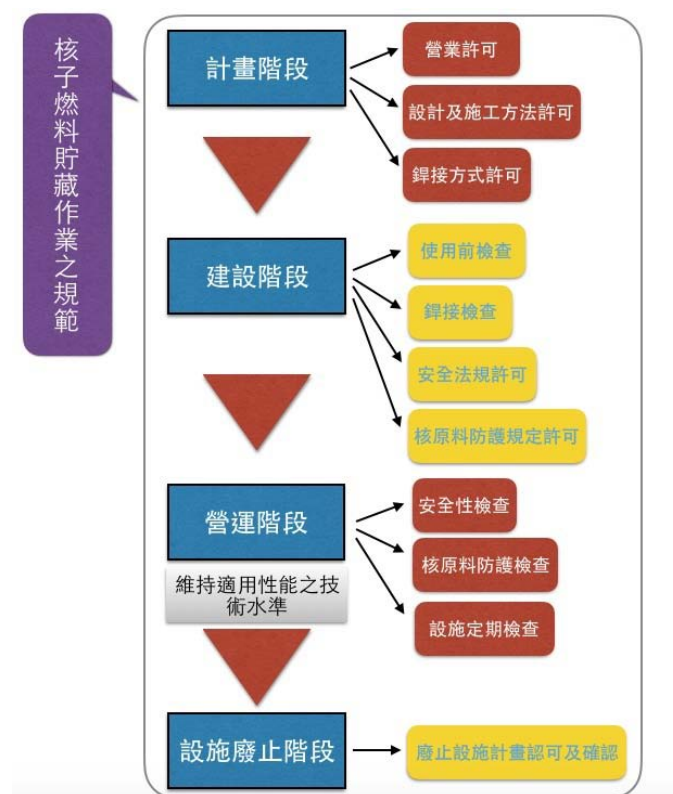


圖 3.1 日本用過核子燃料貯存事業規定[3-1] (本計畫重繪與編譯)

如圖所示，用過核子燃料貯存事業可以分成計畫、建設、營運與設施廢止共四個階段。計畫階段，除事業許可，設計與施工方法，以及銲接方法也需認可。建設階段，除使用前檢查與銲接檢查，保安規定與核物質防護規定也需認可。營運階段，除保安檢查，核物質防護檢查與設施定期檢查，還有維持適用性能型技術基準之義務。設施廢止階段，廢止措施計畫須經申請認可與確認。

3.2 計畫階段審查規定

日本用過核子燃料貯存事業在計畫階段，除事業許可，設計與施工方法，以及銲接方法也需依照「用過核子燃料貯存事業規則」[3-2]規定，申請審查以取得認可。

日本「用過核子燃料貯存事業規則」是根據核物料，核燃料與原子爐管制相關法案與施行命令（即 1959 年第 166 號法案與第 324 號行政命令），同時也為實施上述法令所訂定的。依據通商產業省 2000 年第 120 號行政命令，「用過核子燃料貯存事業規則」已由原子力規制委員會於 2014 年 2 月完成修訂。

用過核子燃料貯存設施之設計與施工方法（不包括銲接與檢查方法），即據上述事業規則之第四條“設計與施工方法之核可申請”，第五條

“變更核可申請”，與第六條“設計與施工方法相關細微變更”，申請審查以取得認可。

另外，銲接與檢查方法則依據同規則之第十一條“接受銲接檢查之用過核子燃料貯存設施”，第十二條“銲接檢查申請”，第十三條對於“銲接檢查實施”，第十四條“不須銲接檢查情況”，第十五條“銲接方法之核可”，第十六條“輸入品的銲接檢查”與第十七條“銲接檢查合格證等”之規定，申請審查以取得認可。

3.3 審查、檢查規定細則

日本原子力規制廳從 2013 年底到 2014 年初制定與公告施行的用過核子燃料貯存事業之審查、檢查相關條文/施行細則[3-3]，整理如下：

- **用過核子燃料貯存設施的位置、構造以及設備之基準相關規則解釋**

- 包括：(1)適用範圍，(2)定義，(3)用過核子燃料的臨界防止，(4)遮蔽等，(5)密封，(6)除熱，(7)火災損傷防止，(8)用過核子燃料設施的地盤，(9)地震損傷防止，(10)海嘯損傷防止，(11)外部衝擊損傷防止，(12)人為不法入侵用過核子燃料設施防止，(13)安全機能設施，(14)設計最大評估事故放射線障礙防止，(15)金屬護箱，(16)用過核子燃料接受設施，(17)量測控制系統

設施，(18)廢棄設施，(19)放射線管理設施，(20)備用電源，與(21)通訊連絡設備等，共 21 條。

- 依據(9)條規定，用過核子燃料貯存設施對地震須具十分之耐力

(a)對地震須具十分之耐力，係指設計應確保設施全體在地震作用下仍呈現彈性行為，但這並不表示限於彈性分析，而是分析結果允許出現局部塑性行為。

(b)依據「實用原子爐設置許可解釋第 4 條第 4 點之 2」方法下的地震基層剪力係數 C_i ，乾貯設施本身取加乘係數 3.0，其他設施取 1.5 或 1.0，來計算地震力。

(c)營運期間對貯存設施可能有影響之地震的加速度作用下基本安全機能不受損，須評估確認。

(d)邊坡有可能因地震破壞者，也須評估確認基本安全機能不因此受損。

(e)評估作業也必須包括因地震造成用過核子燃料貯存設施喪失安全機能之放射線對民眾的影響程度。

- 依據(15)條規定，日本用過核子燃料貯存設施必須設置金屬護

箱，並且對維持基本安全機能有重要性之金屬護箱構成組件，考慮設計貯存期間的溫度、放射線等環境以及其下的腐蝕、潛變 (creep) 、應力腐蝕等經年變化，選擇信賴性夠高的材料，設計以維持必要的(材料)強度與性能，使(設施)必要的安全機能不喪失。

- 技術內容滿足事業許可基準規則所訂的技術條件並不限於本條文解釋內容，而是只要有技術根據能對照事業許可基準並充分確保保安水準，即可判斷為滿足事業許可基準規則。
- 用過核子燃料貯存設施所涉及之用過核子燃料貯存事業主之設計以及工程相關品質管理之方法以及為其檢查之組織的技術基準相關規則之解釋
- 用過核子燃料貯存設施中保安規定的審查基準
 - 依據 1957 年原子爐等規制法第 43 條之 20 第 1 項，與 2000 年用過核子燃料貯存事業規則第 37 條第 1 項，各用過核子燃料貯存事業單位有訂定保安規定並經原子力規制委員會認可之義務。
 - 用過核子燃料貯存事業單位申請書之準備必須包含 2000 年用過核子燃料貯存事業規則第 37 條第 1 項所要求項目，也就是

(1) 關係法令與保安規定之遵守的體制，(2) 安全文化養成體制，(3) 用過核子燃料貯存設施的品質保證，(4) 用過核子燃料貯存設施的操作以及進行管理者的職務與組織，(5) 用過核子燃料處置主任者的職務與範圍等，(6)保安教育，(7)用過核子燃料貯存設施的操作，(8)管理區域及周邊監視區域的設定等，(9)排氣監視設備及排水監視設備，(10)放射線量與當量，以及汙染去除等，(11)放射線測定器的管理等，(12)用過核子燃料貯存設施的巡視與點檢，(13)用過核子燃料貯存設施的定期自主檢查，(14) 用過核子燃料的處理、搬運等，(15) 放射性廢棄物的廢棄，(16)非常狀況應採取處置，(17)紀錄與報告，(18) 用過核子燃料貯存設施的定期評估，(19) 技術情報的共有，(20) 不適當事態發生時的情報公開，(21)其他必要事項

- 受理業者申請書的原子力規制委員會，應依據 1957 年原子爐等規制法第 43 條之 20 第 1 項所定的認可要項，也就是用過核子燃料或因用過核子燃料產生的汙染物所致災害被充分防止，進行確認與審查。

- 用過核子燃料貯存設施之定期的評估相關運用指南 (guide)

- 用過核子燃料貯存設施事業主於設施營運開始日經過十年為止日前完成定期評估作業；相關措施應配合定期評估作業來進行
 - 評估項目包括：用過核子燃料貯存設施中保安活動現況，保安活動中最新技術反映情形，以及經年變化相關技術（例如材料劣化的評估與監測技術）
 - 「用過核子燃料貯存設施中保安活動現況」評估項目包括：品質保證活動，貯存管理，保守管理，放射線管理以及環境監控 (monitoring)，放射性廢棄物管理，事故・故障等發生時的對應與緊急時的措施，事故・故障等經驗反映狀況
- **用過核子燃料貯存設施所涉及的特定容器等形式證明以及形式指定運用指南**
- “形式證明”係指特定容器等設計所涉及的以下諸要件內容相同的話，可解釋為同一種的特定容器等形式
 - (1) 金屬製乾式護箱 (cask): 種類及貯存的用過核子燃料的種類以及各種類的最大貯存能力
 - “形式指定”係指特定容器等製作具均一性、也就是品質保證

- 依日本現行法令解釋，以“用過核子燃料貯存設施”當作“形式設計設定容器等”，以“用過核子燃料貯存事業者”作為“形式設計設定容器等製造者”，並以“品質保證活動”作為“保安活動”。

- **用過核子燃料貯存設施所涉及的銲接檢查相關運用要領**

- 銲接檢查作業包括：銲接時作業（材料確認，銲接面檢查，銲接開口檢查，銲接作業檢查，銲接後熱處理檢查），非破壞檢測（銲接熱處理前後不影響作業時進行 X 光攝影檢測 (RT)；銲接、開孔等機械加工後依銲接規範對銲接面進行磁粒檢測 (MT)或液滲檢測(PT)；超音波檢測 (UT)；替代試驗），機械試驗（接合拉力試驗，側彎試驗，彎曲試驗，衝擊試驗，落重試驗），耐壓試驗（洩漏測試），完工檢查（尺寸量測與目視檢查），修補（依前面各項試驗結果而定）
- 輸入品銲接檢查另行規定，作業包括 (1)材料確認，(2)銲接面檢查，(3)銲接開口檢查，(4)銲接作業檢查，(5)RT，(6)MT，(7)PT，(8)UT，(9)機械試驗，(10)耐壓試驗，(11)完工檢查，(12)檢查結果判定

● 核燃料設施等保安檢查實施要領

- 本要領係針對設置有核子燃料設施 (包括研究用原子爐與用過核子燃料貯存設施等)之工廠或事業單位，為確認保安規定的遵守狀況所作檢查之實施方法。
- 每年四次定期檢查，包含(1)基本檢查與(2)追加檢查之兩類檢查。基本檢查為確認保安規定之遵守狀況，而追加檢查則為確認改善措施。
- 如表 3.1，保安檢察官依照用過核子燃料設施種類與標準檢查所需時間，設定每次定期檢查作業所需時間。

表 3.1 日本用過核子燃料設施種類與標準檢查所需時間

特定類型之核燃料設施	標準檢查時間(1次)
處理設施	約1週
研究測試用之原子爐設施	依各設施特性，約於1~4日間
核子燃料之貯存設施	約3日
再處理設施	約2週
廢棄物埋置設施	約3日 (保護階段需1日檢查一次)
廢棄物管理設施	約3日
使用設施等	依各設施特性，約於1~4日間

- 保安檢查手法有二，以程序 (process) 檢查為原則，輔以逐條檢查。程序檢查乃針對特定保安活動，確認其計畫，實施，評價與改善 (PDCA) 之一連串過程。原則上 2 年內要確認完所有保安規定被遵守狀況。
- 檢查結果經判定違規情節輕微者，即於該次檢查期間要求業者立即進行改善。上述情形外，檢查違規結果必須向原子力規制委員會報告，之後依據法規與委員會決議，要求業者於適當時間內提出對策、防止再次發生違規。
- 每四期檢查結果向原子力規制委員會報告後，上網公告。

第四章日本福島第一核電廠乾貯設施緊急安全檢查作業

4.1 乾貯緊急檢查概要

乾式貯存設施長期結構完整性 (long-term structural integrity) 有兩個關鍵課題，一為不銹鋼材料應力腐蝕劣化 (stress corrosion cracking, SCC)，另一為用過核子燃料長期性能表現。日本福島第一核能發電廠乾貯設施緊急安全檢查作業，提供國內未來研擬乾貯設施長期結構完整性評估作業另一種參考。

2011 年 3 月 11 日東日本大地震誘發海嘯造成福島電廠核子事故後，日本當局對於燃料池中用過核子燃料與電廠內乾貯設施曾進行緊急安全評估與處置。事發當時，福島電廠內的乾式貯存設施內有 5 座大型乾式貯存護箱 (每座收納 52 束燃料束)、4 座中型乾式貯存護箱 (每座收納 37 束燃料束)，總計存放著 408 束的用過核子燃料 [4-1]。

東京電力公司於 2011 年 3 月 22 至 25 日即對廠內乾貯設施進行緊急安全評估與處置 [4-2]，也就是將廠內 9 個貯存護箱抽樣取出 1 個移入燃料池棟 (pool building) 實施現地檢查，如圖 4.1。乾貯護箱與內部的用過核子燃料棒均未受損，但設施所在的建築物經評估已無法繼續使用，故另外建置混凝土模組作為用過核子燃料暫定保管設備，除原有的乾貯護箱，也計畫接納原子爐內新產生的用過核子燃料。

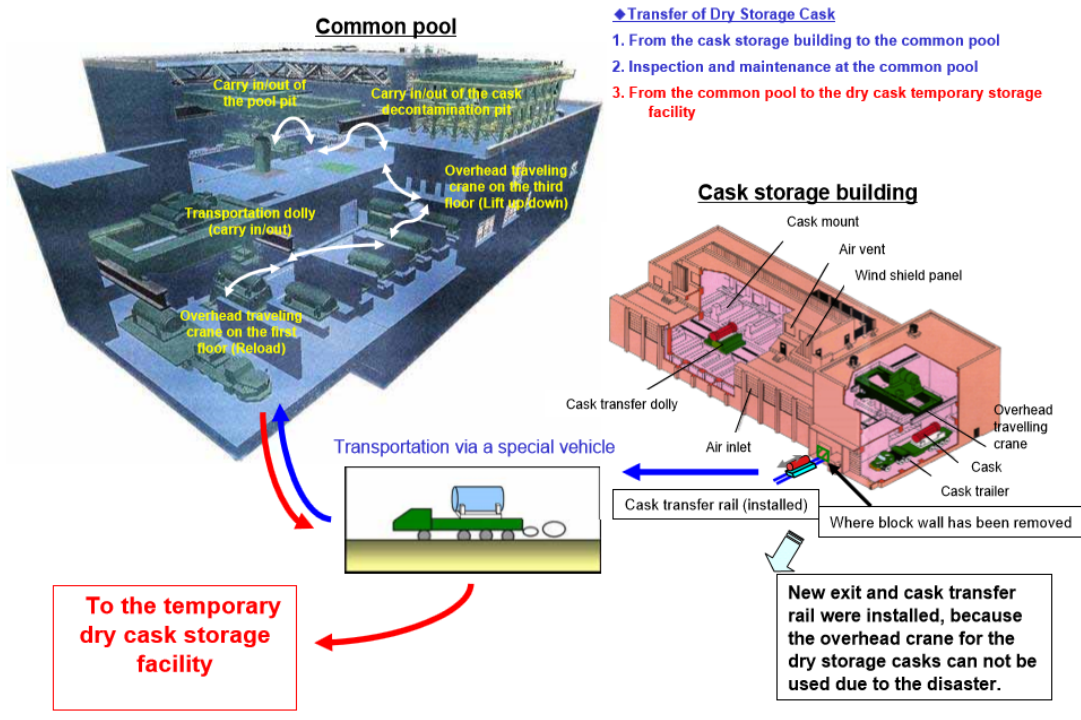


圖 4-1 乾貯設施檢查與暫定保管作業之示意圖[4-2]

4.2 乾貯護箱 SCC 評估作業

奧斯田鐵系不銹鋼等感受性高之材料受拉應力作用，特別是氯鹽存在的腐蝕環境中，有容易發生 SCC 之傾向。美國 NRC INFORMATION NOTICE 2012-20*通告即指出，上述條件同樣地適用於乾貯設施，若護箱的不銹鋼材料嚴重地發生了 SCC 狀況，則密封性可能因此受影響。

※ NRC INFORMATION NOTICE 2012-20 Potential Chloride-induced Stress Corrosion Cracking of Austenitic Stainless Steel and Maintenance of Dry Cask Storage System Canisters

如圖 4-2 所示，日本乾貯金屬護箱的一次蓋 (primary lid) 與箱體翼部 (flange) 夾住金屬格柵 (metal gasket)，再以低溫用合金鋼材質的螺栓 (bolts) 與 304 不銹鋼材質的襯套 (bush) 保持定位 (也就是一次蓋設有貫通孔以供組立，之後貫通孔用螺栓鎖入式的孔口板加以封閉，更進一步用蓋板夾住金屬格柵以保持定位)。

一次蓋與護箱箱體為碳鋼材質，且一次蓋金屬隔柵外加了 308 不銹鋼保護層 (overlay)。二次蓋 (second lid) 為 304 不銹鋼材質。兩蓋間填充氦氣 (He)，保持 4 大氣壓之正壓力。護箱內貯存空間一樣填充氦氣，保持約 0.8 大氣壓之負壓力。

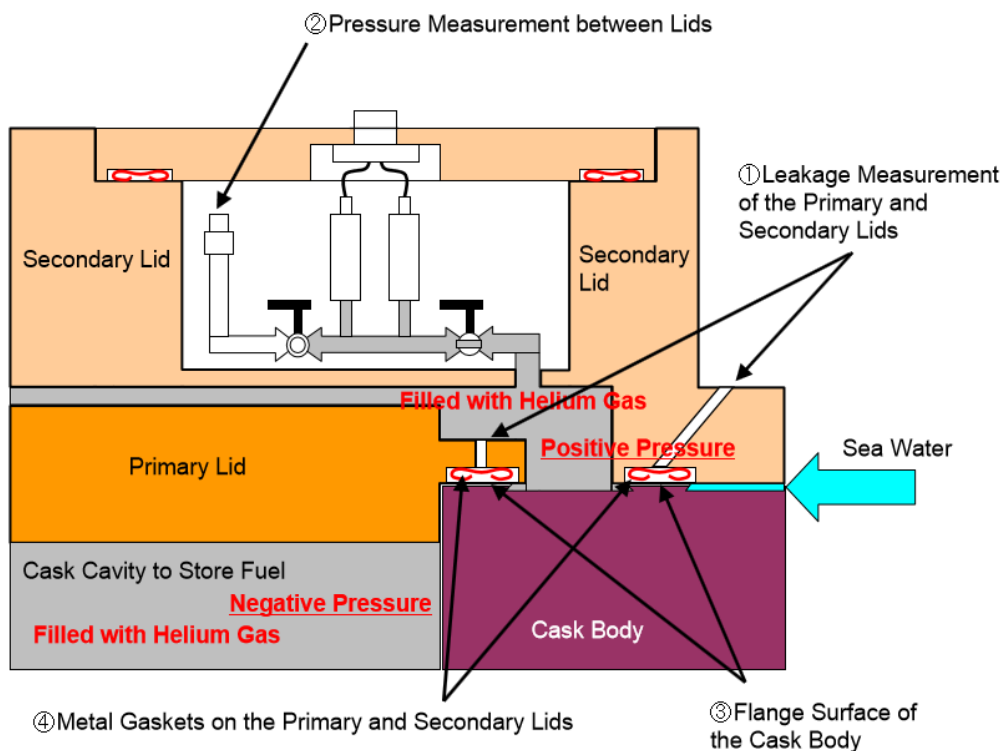


圖 4-2 日本乾貯金屬護箱結構剖面圖[4-2]

例如 2011 年 311 東日本大地震誘發海嘯，二次蓋 (second lid) 金屬格柵可能因此受海鹽影響，但乾貯護箱為兩重蓋構造，故只要二次蓋金屬格柵未被貫穿，上述的部位 (包括一次蓋貫通孔箇處) 以及金屬格柵即與外部環境阻隔，不會形成 SCC 易發生之狀況。

另外，若二次蓋金屬格柵被貫穿，則可能到一次蓋附近都受氯鹽所影響。這種情況下，依點檢程序將對應的乾貯護箱沉入共用池，將一次蓋金屬格柵進行交換，同時以水中相機對箱體翼部進行目視確認。當有影響密封之裂縫等被發現時，依程序交換一次蓋金屬格柵以恢復乾貯密封性。

檢查後發現，乾貯設施因為海水倒灌而二次蓋外部有腐蝕跡象，且兩封蓋間壓力超過容許值 (0.29 MPa · abs)，但從兩封蓋間之洩漏率 (leakage rate $<1 \times 10^{-6}$ Pa · m³/s)，一次蓋與護箱本身 (cask body) 之狀況，確認了乾貯設施仍維持有密封性 (confinement)。之後，內部燃料束與氣體進行抽樣，再加上護箱表面溫度與輻射量等檢查結果，確認了乾貯除熱與遮蔽功能無礙。

金屬護箱事後進行修護作業，也就是讓兩蓋間壓力降到控制值。雖然二次蓋外部因海水倒灌而腐蝕，但主要蓋與護箱本身並不受海水影響、故研判乾貯護箱應無不銹鋼材料 SCC 之疑慮。

4.3 用過核子燃料性能評估作業

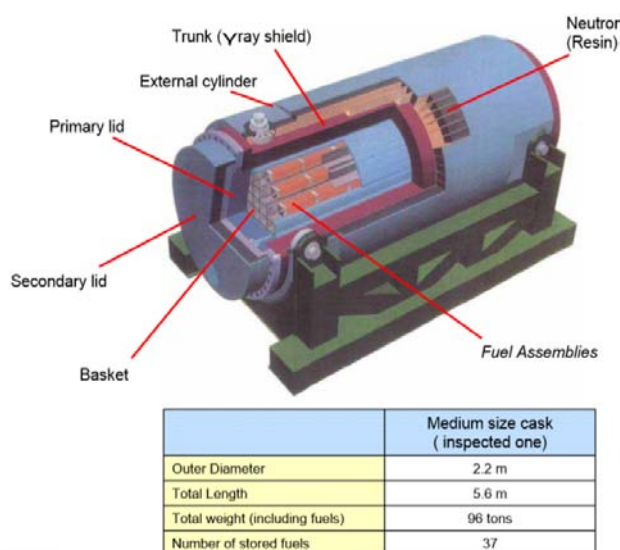
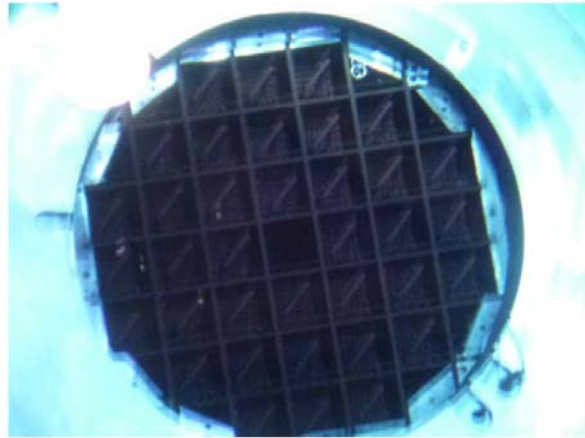


圖 4-3 日本金屬乾貯護箱系統鳥瞰圖[4-2]

如圖 4-3，乾貯護箱內有提籃 (basket) 以收納用過核子燃料束 (spent fuel)。如前所述，東京電力公司將廠內原有 9 個貯存護箱抽樣取出 1 個移入燃料池棟實施現地檢查，首先確認乾貯護箱的密封性之主要機能。緊接著，針對乾貯護箱的次要機能 (sub-criticality function) 與內部的用過核子燃料之健全性 (fuel integrity) 進行下列檢查與確認：

- (1) 如圖 4-4，確認提籃 (basket) 外觀無變形與損傷等異常現象
- (2) 如圖 4-5，取三個代表性燃料束 (fuel assemblies) 四面觀察後確認，燃料束外觀無變形與損傷等異常現象
- (3) 如圖 4-5，乾貯護箱內部氣體取樣分析後確認，氬氣 (Krypton gas) 無顯著變化且貯存燃料包覆層 (claddings) 健全。



It was confirmed that there were no abnormalities such as deformation, damage, etc.

圖 4-4 日本乾貯護箱內部提籃外觀檢查[4-2]

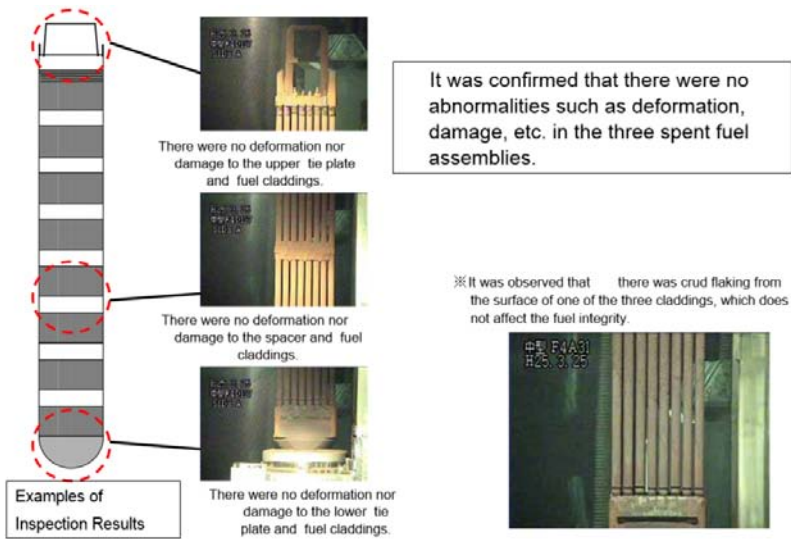


圖 4-5 日本乾貯燃料束外觀檢查例[4-2]

考慮國內乾貯混凝土護箱系統，緊急安全檢查時首先要確認溫度之監測結果，緊接著對不銹鋼密封鋼桶上部雙層封銲進行目視檢查，

確認一次蓋與桶身本體不受影響，即可認定系統仍具密封性。恢復混凝土護箱通氣口通暢，也就是系統除熱機能後，再抽樣將乾貯護箱系統移入燃料池，進一步內部氣體抽樣檢查，壓力檢查與目視檢查，依序確認提籃與燃料束以及包覆層均外觀正常無受損，即可視需要進行相關修復作業，最後調整系統內部壓力至正常值。

乾貯設施內用過核子燃料須能再取出以之符合國際要求，而國內台電公司過去功能驗證作業中即曾進行實體模擬測試（密封鋼筒並未真正裝載與封鐸）[4-3]。當密封鋼桶移至燃料池棟，首先偵測輻射量確認密封性，再移除鐸道以打開上蓋。如圖 4-6，在排氣接頭安裝溫度計、壓力計及排氣處理系統進行監控，確認後才將上蓋已打開的護箱系統移入燃料池進行燃料再取出作業。如圖 4-7，模擬作業的假燃料被取出後，再用水底電視錄影檢查外觀是否有異常。



圖 4-6 台灣乾貯系統功能驗證再取出作業照片[4-3]

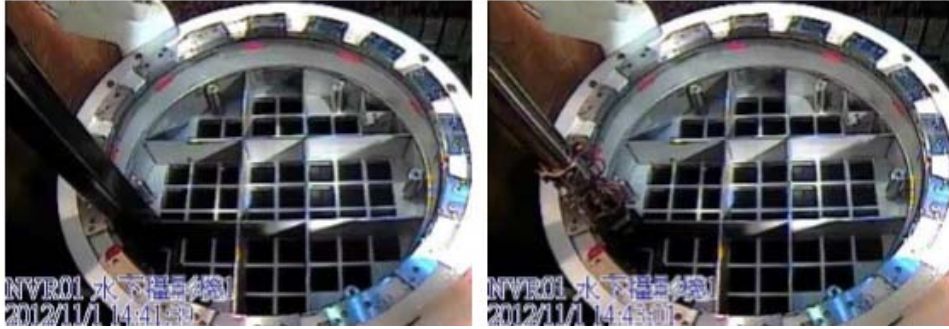


圖 4-7 台灣乾貯系統功能驗證再取出作業照片[4-3]

如前所述，台電公司過去已針對燃料再取出要求進行乾貯設施實體模擬測試，對照日本福島事件後電廠內乾貯設施緊急安全檢查作業，國內電廠對乾貯設施緊急安全檢查作業與應變程序已有一定程度的準備與瞭解。未來進一步配合環境監測作業，也就是確保乾貯混凝土護箱系統的作用溫度與通風條件，則國內乾貯設施緊急安全檢查作業應該就大致完備。將安全作業內化成企業文化的一環，則是相關從業人員所應共同追求與持續努力實踐的目標。

第五章日本福島第一核電廠乾貯護箱暫定保管設備設計

5.1 設置背景與要求

2011年3月11日東日本大地震誘發海嘯造成福島電廠核子事故。東京電力公司於2011年3月22至25日對廠內乾貯設施進行緊急安全評估與處置。乾貯設施所在的建築物經評估已無法繼續使用，因此另外建置混凝土模組 (concrete module) 以收納廠內原有乾式貯存用過核子燃料 (簡稱護箱暫定保管設備 (temporary dry cask storage facility)) [4-1, 2]。如圖 5.1，護箱暫定保管設備乃是由乾式貯存護箱以及收納護箱的暫定保管結構物，起重機，監視設備與屏障所構成。

- Number of storage casks : 50 (Space for 15 casks is reserved for future.)
- Each cask is covered with a concrete module.
- Base structure : The ground was improved and the base plate was installed.
- Cask support structures were installed as in the existing cask storage building and are tie-downed with fixture bolts.
- A gantry crane is installed to handle the casks, etc.

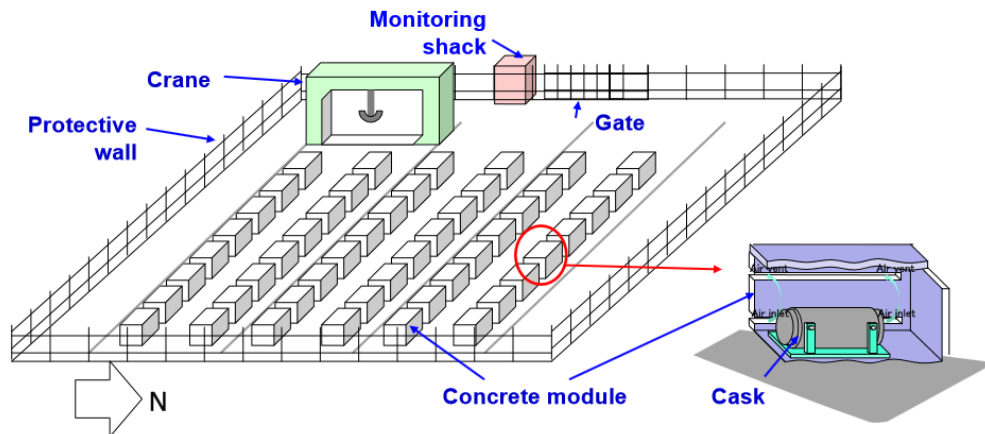


圖 5.1 護箱暫定保管設備之示意圖[4-2]

護箱暫定保管設備之設計，考慮了用過核子燃料內藏核分裂性物質以及核分裂生成物、會隨放射線發出而生的崩壞熱之情況，從守護周邊民眾以及放射線業務從業人員的安全之觀點，要求除熱，遮蔽，密封以及臨界防止之安全機能，同時也要確保安全機能所必要的結構強度。具體的設計要求包括：

- (1) 原則須適用日本「發電用輕水型原子爐設施相關安全設計審查指針」的指針 49 與 50;
- (2) 參照日本「關於原子力發電所內的用過核子燃料之乾式護箱貯存」安全規則;
- (3) 考慮適切的設計地震力以進行耐震設計;
- (4) 採取適切之對策以積極地防止乾式貯存護箱之掉落，與護箱互相衝突;
- (5) 對於既有乾式貯存護箱 (9 座)，確保乾式貯存護箱必要機能 (除熱，除熱，遮蔽，密封以及臨界防止之機能，以及結構強度) 的同時，也要確認貯存的用過核子燃料之健全性。

5.2 構件機能設計

護箱暫定保管設備之主要構件與設計機能整理說明如下：

(1) 乾貯護箱

護箱暫定保管設備中，乾貯護箱使用既有設計的東西。乾貯護箱由貯存容器，蓋部與格柵 (gasket) 等所構成，對於設計貯存期間 (及乾貯護箱 40 年，而運送貯存兩用護箱 50 年) 的放射線照射影響，潛變 (creep)，疲勞，SCC 等經年變化，上述構件要選擇具信賴性十足之材料，維持必要的強度與性能，以不失去必要的安全性能般設計。另外，於用過核子燃料池或共用池經特定期間以上冷卻，且以營運中的資料 (data)、出廠 (shipping) 檢查等確認健全性之用過核子燃料，在用過核子燃料池或共用池進行填裝於乾貯護箱，排水後確認內部氬氣封入。氬氣作為冷媒的同時也可以防止燃料被覆管之腐蝕。

(2) 混凝土模組

暫定保管的乾貯護箱每座都設置混凝土模組來包覆。壁面下部與上部分別設置給氣口與排氣口，如此內部空氣可以從乾貯護箱傳到混凝土模組，之崩壞熱透過自然對流往大氣擴散。

(3) 監視裝置

於暫定保管設備，監視乾貯護箱的一次蓋與二次蓋間的壓力以確認密封機能，而監視乾貯護箱表面的溫度以確認除熱機能。另外，設置能確定過度放射線上昇程度之區域 (area) 放射線監測器 (monitor)。

(4) 吊車 (crane)

護箱暫定保管設備內設置有可裝載乾貯護箱以及混凝土模組的吊車。作為乾貯護箱掉落防止對策，設計以鋼線圈 (wire loop) 與制動器 (brake) 提供雙重防護，電源喪失時制動器會隨後馬上作動，以防止捲線器 (drum) 空轉造成負荷落下。

(5) 電源

護箱暫定保管設備的電源是從廠內共通 M/C1A 以及 1B 各自接電的多核種除去設備變壓器盤(A)與(B)接電，從任一都能接電的構成。

5.3 耐震性能要求

護箱暫定保管設備之結構元件與耐震設計整理說明如下：

(1) 乾貯護箱以及支持架台

乾貯護箱及支持架台依照 JSME (日本機械學會)設計・建設規格的分類進行結構設計。基準地震動 S_s 作用下，乾貯護箱設計之結構強度應適足以確保安全機能，而支持台架則須能確保乾貯護箱無掉落或轉倒之情形。

(2) 混凝土模組

混凝土模組依照建築基準法規定進行結構設計。基準地震動 S_s 作用下，根據建築基準法以及國土交通省告示，設計應確保混凝土模組即使倒壞也不影響乾貯護箱之安全機能。

(3) 吊車

吊車依照吊車結構規格進行設計。基準地震動 S_s 作用下，根據 JSME 設計・建設規格，設計應確保吊車即使翻轉或倒壞也不影響乾貯護箱安全機能

(4) 混凝土基礎

混凝土基礎要有足夠的結構強度以支持護箱支持架台作用力，且其固定螺栓的拉拔力與基礎傾斜量均要小於設計容許值。支撐護箱支持架台作用力的同時，設計的混凝土基礎也要能抵抗固定螺栓的拉拔，與確保吊車不因基礎傾斜而翻轉、倒壞。

5.4 護箱搬移作業

護箱移入臨時保管設備前須進行氣密洩漏檢查，除確認洩漏率在基準值 (1×10^{-6} (Pa·m³/s)) 以下，也據此對實施修復作業或修復作業妥當性進行最終確認。

檢查作業後護箱移入臨時保管設備。乾貯護箱的二次蓋 (second lid) 雖不是密封交界但仍要對其蓋間壓力進行監視，而全部 9 座的乾

貯護箱於箱體翼部則要進行目視檢查以確認。二次蓋與箱體翼部的結構如圖 4.1 所示，而一次蓋與箱體翼部有相同的結構（於二次蓋蓋間內藏監視裝置，以利用蓋板夾住金屬隔柵與螺栓保持定位；此裝置同時配有調節閥 (valve) 成為可將蓋間空間加以隔離之結構）。

護箱被移入臨時保管設備進行存放期間，一次蓋或二次蓋之密封性萬一有異常狀況發生，因為蓋間設有監視器對壓力下降會發出警報，也因此可能提早發現問題，以將護箱迅速移入共用池進行狀況確認。

護箱搬出作業盡可能縮小輸送拖車與搬送台車間隙，且護箱吊伸高度限制在 1 公尺以下。搬入改由移動式吊車將護箱放到運送台車，再利用軌道送至定點。台車作業室內限速 150 cm/min，室外限速 100 cm/min。另外吊車作業限速 10 cm/min。

暫定保管期間，電廠控制室對乾貯護箱的表面溫度與蓋間壓力持續進行遠端監視。萬一乾貯護箱的表面溫度上昇或蓋間壓力下降超過預設的警戒值，則控制室內警報器會立即作動。警報通知後相關人員進行現場確認，並視需要將乾貯護箱移至共用池 (pool) 進一步處置。

第六章 結論

6.1 研究結果

2011 年地震誘發海嘯造成福島電廠核子事故中，日本當局對燃料池中的用過核子燃料與電廠內乾貯設施進行緊急評估後進行乾式貯存。事故後日本仍採用乾式貯存方式作為用過核子燃料中期管理方式。本計畫研究藉由技術文件研究日本乾貯設施設計審查作業，探討福島事件後日本用過核子燃料與乾貯設施緊急評估與處置作業，以期掌握日本用過核子燃料乾貯設施研發現況，與用過核子燃料長期性能評估方法。

本計畫主要工作項目與研究結果整理如下：

(1) 蒐集及研析日本用過核子燃料乾式貯存設施及技術發展現況

日本目前有兩個核能發電廠在廠區內設置有金屬護箱貯存設施。一個是東京電力(股份有限公司)福島第一核能發電廠廠區內貯存設施 (1995 年啟用，計 9 個護箱)。2011 年地震誘發海嘯造成福島電廠核子事故後，上述護箱被移到同一廠區內護箱暫定保管設施 (最多可收納 50 個護箱)。另一個則是日本原子力發電(股份有限公司)東海第二核能發電廠廠區內的貯存設施(2001 年啟用，計 24 個護箱)。另一方面，東京電力與日本原子力發電共同於青森縣陸奧 (Mutsu) 市設

立了回收再利用 (recycle) 燃料貯藏股份有限公司(RFS) ，建設廠區外中期貯存設施 (計 288 個護箱)。

2014 年日本學術會議中『高放射性廢棄物處分暫定保管相關技術檢討』報告結論，暫定保管設施中用過核子燃料與玻璃固化體基本上都可適用乾式貯存技術。護箱或坑道(地窖)等乾式貯藏技術之經濟性會隨保管容量與時間而變化，故應依照保管情境來選擇適用之技術。暫定保管設施基地所要求的地盤、地質條件，地上保管基本上與其他的核能設施 (例如原子爐) 幾乎可以同樣考慮。地下保管則須參照地層處分。考慮技術可行性後之暫定保管情境，與設定情境後整理課題。於高放射性廢棄物處分場回收可能性，或其他情境下保管時間遠超過 50 年安全性，所需條件都需要更進一步檢討。

(2) 蒐集及研析日本用過核子燃料乾式貯存設施設計審查要點

2011 年 311 東日本大地震誘發海嘯造成福島電廠核子事故後，日本新的核能安全機構也就是原子力規制委員會 (Nuclear Regulation Authority, NRA) 成立並於 2013 年 12 月提出了“用過核子燃料中期貯存設施新法規要求 (New Regulatory Requirements for Spent Fuel Interim Storage Facilities)”。上述法規主要用於審查新的乾貯設施於計劃階段之基本設計，相關設計要求雖取代過去安全規範中的“核照

(licensing) ”要件，但核照後如建設階段的保安規定等要求在東日本大地震後並沒有改變，也就是仍然依照所謂的“貯藏規則”作要求。

日本原子力規制廳從 2013 年底到 2014 年初制定與公告施行「用過核子燃料貯存事業之審查、檢查相關條文/施行細則」。依規定，日本用過核子燃料貯存設施必須設置金屬護箱，並且對維持基本安全機能有重要性之金屬護箱構成組件，考慮設計貯存期間的溫度、放射線等環境以及其下的腐蝕、潛變 (creep)、應力腐蝕等經年變化，選擇信賴性夠高的材料，設計以維持必要的(材料)強度與性能，使(設施)必要的安全機能不喪失。另外，用過核子燃料貯存設施事業主於設施營運開始日經過十年為止日前完成定期評估作業。

(3) 蒐集及研析日本福島第一核電廠用過核子燃料乾式貯存設施安全評估作業

東京電力公司於 2011 年 3 月 22 至 25 日即對福島第一核電廠內乾貯設施進行緊急安全評估與處置，也就是將廠內 9 個貯存護箱抽樣取出 1 個移入燃料池棟實施現地檢查。依序檢查並確認 (1) 鋼桶的密封性 (主要依據是兩層封蓋之間的洩漏率與壓力)，(2) 乾貯設施的除熱與遮蔽功能 (除內部燃料束與氣體之抽樣，也必須檢查護箱表面溫度與輻射量)，(3) 護箱的次要機能 (即提籃外觀) 與內部的用過核子燃料健全性 (即燃料束外觀，內部氬氣變化與燃料包覆層)。

檢查後發現，海水倒灌雖然使乾貯護箱二次蓋外部有腐蝕跡象，且兩封蓋間壓力超過容許值 (0.29 MPa · abs)，但從兩封蓋間之洩漏率 (leakage rate $<1 \times 10^{-6}$ Pa · m³/s)，一次蓋與護箱本身之狀況，故確認乾貯設施仍維持有密封性。金屬護箱事後進行修護作業，也就是讓兩蓋間壓力降到控制值。雖然二次蓋外部因海水倒灌而腐蝕，但主要蓋與護箱本身並不受海水影響、故綜合研判無 SCC 之疑慮。

(4) 蒐集及研析日本福島第一核電廠用過核子燃料乾式暫貯設施之安全設計

福島第一核電廠用過核子燃料乾式貯存設施所在的建築物經評估已無法繼續使用，因此另外建置混凝土模組 (concrete module) 作為護箱暫定保管設備 (temporary dry cask storage facility)。護箱暫定保管設備由原有的乾式貯存護箱以及收納護箱的暫定保管結構物，吊車/起重機，監視設備與屏障所構成。在設計基準地震動 Ss 作用下，即使吊車翻轉或倒壞也不影響乾貯護箱安全機能。

護箱移入臨時保管設備前須進行氣密洩漏檢查，除確認洩漏率在基準值 (1×10^{-6} (Pa·m³/s)) 以下，也據此對實施修復作業或修復作業妥當性進行最終確認。護箱搬出作業盡可能縮小輸送拖車與搬送台車間隙，且護箱吊伸高度限制在 1 公尺以下。搬入改由移動式吊車將護箱放到運送台車，再利用軌道送至定點。台車作業室內限速 150

cm/min，室外限速 100 cm/min。另外吊車作業限速 10 cm/min。

暫定保管期間，電廠控制室對乾貯護箱的表面溫度與蓋間壓力持續進行遠端監視。萬一乾貯護箱的表面溫度上昇或蓋間壓力下降超過預設的警戒值，則控制室內警報器會立即作動。警報通知後相關人員進行現場確認，並視需要將乾貯護箱移至共用池 (pool) 進一步處置。

6.2 結果討論

日本乾貯設施除設計與施工方法外，其銲接與檢查方法也被要求須事前申請審查與認證核可。國內台電公司目前已規劃於第一與第二核能發電廠內興建用過核子燃料乾式貯存設施。考量銲接攸關乾貯系統之密封性，建議國內主管機關可參照日本作法，要求台電公司事前就銲接與檢查方法另外申請審查與認證核可。

日本保安活動的程序檢查過程也值得參考。對設置有核子燃料設施 (包括研究用原子爐與用過核子燃料貯存設施等) 之工廠或事業單位，每年要進行四次定期檢查，包含(1)基本檢查，與(2)追加檢查。保安檢察官依據設施種類與標準檢查所需時間，設定每次作業時間。檢查手法以程序檢查為主，逐條檢查為輔。程序檢查乃針對特定保安

活動，確認其計畫，實施，評價與改善 (PDCA) 之一連串過程。原則上 2 年內要確認完所有保安規定被遵守狀況。每四期檢查結果向原子力規制委員會報告後，上網公告。

在日本，事業主於設施營運開始日經過十年為止日前須完成定期評估作業；評估項目包括：用過核子燃料貯存設施中保安活動現況，保安活動中最新技術反映情形，以及經年變化相關技術（例如材料劣化的評估與監測技術）。國內主管機關目前也已制定「用過核子燃料乾式貯存設施營運維護與監測計畫導則」，這也顯現台灣與日本等國際核能先進國家一樣地重視乾貯設施長期結構完整性(long-term structural integrity)。

乾式貯存設施長期結構完整性有兩個關鍵課題，一為密封鋼桶不銹鋼材料之應力腐蝕劣化，另一為用過核子燃料長期性能表現。日本福島第一核能發電廠乾貯設施緊急安全檢查作業，提供國內未來準備乾貯設施長期結構完整性評估作業另一種參考。福島事件發生後電廠能即時進行乾式貯存設施檢查，無論是密封鋼桶 SCC 評估，或是貯存燃料完整性確認，所憑藉的就是設施溫度與壓力之監控結果。除了有效的監測系統，配合日常的維護管理作業，更重要的是事前充分研究、瞭解系統特性，以供突發事故時廠內人員能迅速地判斷設施溫度與壓力等監測結果是否在正常可控制範圍。

無論是法規或實務上，日本乾貯設施目前仍以金屬護箱系統為主。原因之一在於，日本長久以來都是採取燃料再製、重複再利用的策略。於青森縣陸奧 (Mutsu) 市目前興建中的用過核子燃料回收再利用 (recycle) 設施，即上述策略發展的重要一環。儘管如此，例如中央電力研究所 (CRIEPI) 目前也仍持續對混凝土護箱系統，特別是密封鋼桶不銹鋼材料 SCC 問題進行研究。CRIEPI 最新的研究[6-1]已明確地指出，SCC 所需氣鹽於乾貯設施密封鋼桶與一般土木建築結構之沉積條件完全不同，故已另外開發儀器與方法進行長期評估研究。

考慮國內乾貯混凝土護箱系統，緊急安全檢查時首先要確認溫度之監測結果，緊接著對不銹鋼密封鋼桶上部雙層封銲進行目視檢查，確認一次蓋與桶身本體不受影響，即可認定系統仍具密封性。恢復混凝土護箱通氣口通暢，也就是系統除熱機能後，再抽樣將乾貯護箱系統移入燃料池，進一步內部氣體抽樣檢查，壓力檢查與目視檢查，依序確認提籃與燃料束以及包覆層均外觀正常無受損，即可視需要進行相關修復作業，最後調整系統內部壓力至正常值。乾貯設施內用過核子燃料須能再取出以之符合國際要求，而國內台電公司過去功能驗證作業中即曾進行實體模擬測試（密封鋼筒並未真正裝載與封銲），累積相關作業經驗與能力。

借鏡日本，國內乾貯設施除了安全設計與審查，也應該積極思考

如何將安全作業內化成一種文化。作為第一步，鼓勵相關業者與學術單位進行平行研究，特別是針對環境監控的議題，應該是現階段可以馬上努力達成的目標。

參考文獻:

- [1-1]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 (編號:103FCMA009)
- [2-1]高放射性廢棄物處分相關追蹤檢討委員會/暫定保管相關技術檢討分科會 (2014). 『高放射性廢棄物處分暫定保管相關技術檢討』報告, 日本學術會議
- [2-2]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」, 行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究報告 (編號: 102FCMA003)
- [3-1] 日本用過燃料貯存事業規定
<<https://www.nsr.go.jp/activity/regulation/nuclearfuel/chozou/chozou0.html>>
- [3-2] 日本法規線上檢索資料庫<<http://www.e-gov.go.jp/faq/law/index.html>>
- [3-3] 日本用過燃料貯存事業之審查、檢查相關條文/施行細則
<<https://www.nsr.go.jp/activity/regulation/nuclearfuel/chozou/chozounaiki.html>>
- [4-1] 日本福島第一核電廠用過核子燃料乾式貯存設施安全評估報告 (SAR)
- [4-2] Report of Inspection Results of the First Dry Storage Cask at FukushimaDaiichi Nuclear Power Station, March 27, 2013 Tokyo Electric Power Company
- [4-3]核一廠用過核子燃料乾式貯存設施乾貯系統再取出實體模擬測試結果報告, 台灣電力股份有限公司, 中華民國一〇二年八月
- [6-1] MasuiWataru 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), p.14