

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

除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存
安全管制技術

子計畫二:除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存
之結構及密封管制技術研析

期末報告

委託單位： 行政院原子能委員會
執行單位： 國立清華大學
計畫主持人： 許榮鈞教授
子項主持人： 葉宗洸、黃爾文教授
研究人員： 王美雅、陳岳泰、李郁萱、王盈之
計畫編號： 105FCMA009
報告日期： 中華民國 106 年 12 月 8 日

目錄

1. 中文摘要.....	II-1
2. 英文摘要.....	II-2
3. 計畫緣起.....	II-3
4. 計畫目的.....	II-5
5. 執行方法以及進行步驟	II-7
6. 完成之工作項目及具體成果	II-10
6.1. 蒐集國際間室內乾貯之結構及密封的法規要求	II-10
6.1.1 室內乾貯廠房之結構相關技術.....	II-10
6.1.2 室內乾貯廠房之結構相關法規及分析工具.....	II-30
6.1.3 室內鋼筋混凝土廠房與其他型式廠房之差異.....	II-30
6.2 乾貯設備之結構及密封的法規要求與相關技術	II-31
6.2.1 各式乾式貯存設備之差異比較.....	II-31
6.2.2 HI-STORM 系列	II-35
6.2.3 HI-STAR 系列	II-47
6.2.4 NUHOMS 系列	II-51
6.2.5 CASTOR.....	II-53
6.2.6 室內與露天乾貯之結構及密封的差異比較.....	II-55
6.3 研析室內乾貯之結構及密封安全分析工具及方法論適用性評估	II-57
6.3.1 結構安全分析工具及方法論適用性評估.....	II-57
6.3.2 密封安全分析工具及方法論適用性評估.....	II-67
6.4 室內與露天乾貯之應力腐蝕龜裂的差異	II-68
6.4.1 各類乾式貯存筒材料之比較.....	II-68
6.4.2 各類金屬常見的腐蝕行為.....	II-70
6.4.3 實際鹽沉積量及相關研究分析.....	II-74
7. 室內乾貯之結構及密封評估管制重點	II-79
8. 結論.....	II-80
9. 參考文獻.....	II-81

圖目錄

圖 1 在 Sizewell B 中期貯存廠房的 HI-STORM 貯存護箱	II -11
圖 2.德國室內乾貯廠房	II -19
圖 3.廠房結構示意圖	II -21
圖 4.用過核子燃料運輸至貯存流程	II -21
圖 5. RFS 廠房示意圖	II -23
圖 6.Metal Cask 的規格	II -24
圖 7. HABOG 廠房結構示意圖	II -27
圖 8.混凝土模組乾式貯存設備	II -33
圖 9. HI-STORM 100A & HI-STORM 100SA 下方錨點設計	II -37
圖 10.HI-STORM 100	II -37
圖 11. HI-STORM 100S	II -38
圖 12. HI-STORM 100S Version B	II -39
圖 13. MPC 橫截面	II -41
圖 14.MPC 上蓋密封邊界	II -41
圖 15.密封邊界示意圖	II -45
圖 16.HI-STAR 結構	II -48
圖 17.外包裝剖面圖	II -50
圖 18.外包裝上視圖	II -50
圖 19. NUHOMS 密封鋼筒示意圖	II -52
圖 20.C 型金屬墊圈	II -54
圖 21. CASTOR 上蓋系統氦氣壓力示意圖	II -54
圖 22.MPC 包封容器之 ANSYS 模擬模型	II -60
圖 23.外 HI-STORM FW 外包裝之 ANSYS 模擬模型	II -61
圖 24.HI-STAR MPC 之模擬模型	II -64
圖 25.HI-STAR 外包裝之模擬模型	II -65
圖 26.建築物室內外的空氣中鹽分濃度比較	II -75
圖 27.台灣沿海區域氣鹽沉積速率	II -78

表目錄

表 1 室內乾貯廠房設施種類	II -12
表 2 世界主要國家室內乾貯之廠房資訊	II -13
表 3 廠房之結構安全法規比較	II -15
表 4 鋼構廠房與鋼筋混凝土廠房比較之優缺點	II -31
表 5 國際上常用之用過核子燃料中期乾式貯存設備	II -32
表 6 MPC 最小回填氣壓的理論限值	II -43
表 7 德國護箱規格整理表	II -55
表 8 各類型護箱密封法規之比較	II -56
表 9 各類護箱所使用之分析程式比較	II -59
表 10 HI-STORM 系統以 LS-DYNA 進行模擬之 K 及 n 值	II -62
表 11 各類型護箱及其主要材料	II -68
表 12 各類材料之機械及物理特性	II -69
表 13 各種金屬材料之組成成分表	II -70
表 14 東海第二發電廠金屬乾貯筒表面鹽沉積量	II -76
表 15 福島第一發電廠金屬乾貯筒表面鹽沉積量	II -76
表 16 台灣港灣鹽沉積量(mg/m ² /day)的比較	II -77
表 17 電廠建置地區周邊沿海沉積量	II -77

1. 中文摘要

本計畫目的在協助主管機關精進用過核子燃料室內乾式貯存的安全管制技術，以作為未來國內核能電廠因除役需求建置相關設施之管制作業及審查依據。本計畫二主要為除役核電廠用過核子燃料室內乾式貯存之結構及密封管制技術研析。

本研究廣泛蒐集國外核電廠用過核子燃料室內乾式貯存之結構與密封分析等案例，並針對除役室內乾貯設施提出相關管制重點和審查事項，以協助國內核能電廠除役計畫得以順利執行，並於預定期程內完成除役工作。

依據蒐集之資料顯示，採用室內乾式貯存設施之法規審查標準與室外乾式貯存設施考量的要點類似，設計基準地震的規範亦考量該地區歷史地震之強度。英國採用之鋼構廠房無核能安全相關之防護，僅提供作為氣候屏障之功能。各國採用之密封鋼筒參照之標準基礎皆為 ASME Code，室內乾貯使用之密封法規標準與室外乾貯使用的無太大差異。並根據台灣海岸沉積鹽之數據以及各國間應力腐蝕龜裂之研究，於台灣沿海的鹽沉積量不足以使不銹鋼筒表面誘應力腐蝕龜裂之劣化行為。

2. 英文摘要

The objective of this project is to assist the regulatory body in strengthening the technical review capabilities to examine the safety analysis report of the indoor dry storage system of spent nuclear fuels in nuclear power plant decommissioning. This project is Sub-project 2: Study of regulatory and review techniques for sealing and structure analysis of indoor dry storage system.

This project focuses on collecting and studying important issues on safety analysis of the indoor dry storage system of spent nuclear fuels, with special emphases on the sealing/structure. The key issues in reviewing the safety analysis report of an indoor dry storage system was identified and the corresponding rules was proposed. The results and experience obtained from this project will facilitate the future review process of similar systems in Taiwan.

According to the collected information, the topics of the safety margins applied to both indoor and outdoor spent fuel dry storage facilities were similar. Also, the establishment of the earthquake-related design basis is based on the strength of historical earthquakes. However, the light weight metal building in UK is only used as weather protection, not safety protection. The standards of canisters in all the countries are based on ASME Code. There are no differences between indoor and outdoor sealing standard of canisters. Furthermore, the salt deposition amount is not enough to induce stress corrosion cracking (SCC) on stainless steel canister surface according to the salt deposition data at sea coast of Taiwan and SCC studies in some counties.

3.計畫緣起

依據國家能源政策規劃，台灣電力公司核一廠一、二號機將面臨運轉 40 年屆齡除役之先期作業規劃階段，其中核一廠一號機組將於民國 107 年底面臨執照到期，因此台電公司已依法令要求，於民國 104 年 12 月底前提交核一廠除役計畫供管制單位審查。考量我國目前針對用過核子燃料管理是採用「近程採廠內水池貯存、中程以廠內乾式貯存、長程推動最終處置」之策略，因此在電廠著手進行除役規劃的同時，勢必要研擬除役作業所需之乾式貯存設施，以確保反應器燃料池廠房中的用過核子燃料於拆除作業展開前即可完全移出燃料池。然而，依據行政院於 105 年 9 月 2 日政策指示經濟部應督促台電公司提出室內乾式貯存廠計畫之訊息揭示，未來國內用過核子燃料乾貯設施，可能出現採用金屬護箱(Metal Cask)或混凝土護箱，並配合鋼筋混凝土廠房(Concrete Facility Building)或是其他廠房型式的室內貯存設計，與目前既有的露天混凝土護箱式(Concrete Cask)設計有所不同。鑑於室內乾貯系統在設計考量、運轉條件、審查作業與安全分析方法等，皆可能與國內目前既有核一、二廠第一期乾貯設施不同，為能確保我國核一、二廠除役時程能如期展開，管制單位勢必需儘早建立室內乾式貯存設施(以下簡稱室內乾貯)之安全管制技術，以審查台電公司未來提送室內乾貯相關安全分析報告。

國際上目前常見的用過核子燃料乾式貯存方式，包括有混凝土護箱(Concrete Cask)、金屬護箱(Metal Cask)、混凝土模組(Concrete Module)、混凝土貯存窖(Concrete Vault)及地下貯存系統等五種。其中除了與我國既有乾貯設施同為露天貯存設施(86 座)之外，尚有約 35 座之室內乾貯，包含金屬護箱 24 座、混凝土護箱 4 座、混凝土窖 5 座、金屬護箱與混凝土護箱共用 2 座。上述的室內乾貯因其設計差異，而對不同災害或事故有著不同程度的抵禦能力，例如相較於高出地面的護箱式系統，混凝土窖式因潛藏於廠房樓板之下，預期對於洪水淹沒(flooding)之抵禦能力較低，但也因其潛藏式設計而可獲得較佳的屏蔽效果。目前，日本、

英國與德國基於其國家對用過核子燃料處理、處置策略以及所選場址之特性，設計出不同型式的室內乾貯系統。例如，英國 EDF 公司旗下的 Sizewell B 電廠係採用鋼構廠房(Light weight metal building)搭配內置密封鋼筒(canister)之混凝土護箱(如圖 1 所示)乾貯系統來達成室內乾貯之設計目的。如圖 1 所見，其輕量化結構有助於簡化地震或外力對廠房結構造成毀損時的處置作業，且簡易廠房藉由保留廠房基部與頂部之通氣孔設計，可令貯存護箱能藉由被動式散熱之自然對流機制來確保護箱元件與用過核子燃料有充足的移熱能力。此設計可能衍生後續長期密封鋼筒貯存期間應力腐蝕龜裂評估或是護箱密封失效而無法有效濾除或阻隔放射性核種之缺點，也可能存在設計是否能在未施以環境控制(如空調、強制換氣等措施)前題下，藉由自然對流滿足移熱及人員作業合適性之需求。因此，將此類已有施行實例的室內乾貯設施納入研究範圍，以瞭解其設計是否符合我國未來室內乾貯的需求。

不同於上述英國室內乾貯的設計，日本因部分電廠考量進行用過核子燃料再處理作業，其境內有多種不同類型的用過核子燃料中期貯存設施。依據 Nuclear Regulation Authority (NRA)所提供的資料，目前除了如六所村(Rokkasho)採用的溼貯設施外，其乾式貯存系統如福島第一核電廠之室外混凝土護箱式或是考慮燃料再處理需求而設計為短程(2-10 年)貯存之金屬罐式乾貯系統(如圖 6)，以及陸奧市垂直金屬護箱式系統等不同類型。在初步檢視其設計後可以發現，上述設施型式選擇皆是以燃料處置規畫為優先考慮條件，再考量場址特性、燃料再利用或運輸、再取出作業的便利性等因素後開發而得。如福島電廠因考慮燃料再處理之故，而採用螺栓鎖固之設計以獲得較佳的再取出性，但相對的亦可能造成護箱成本與密封可靠性不同於封焊系統之狀況。因此，為能達到國人健康與核後端安全把關之管制目的，勢必要針對各式乾貯設施之特性與設計基準進行瞭解，並進一步將其差異納入乾貯系統風險評估之中。

4.計畫目的

基於前述之國內後端營運情勢，本計畫著手針對核電廠除役室內乾貯管制技術及其相關重要議題，包含用過核子燃料乾式貯存設施風險比較、除役核電廠用過核子燃料室內乾式貯存之結構及密封管制技術研析、除役核電廠用過核子燃料室內乾式貯存之熱傳管制技術研析、除役核電廠用過核子燃料室內乾式貯存之輻射屏蔽管制技術研析以及除役電廠破損用過核子燃料處理貯存管制之國際資訊研析等五個子項工作項目，以期藉由計畫團隊的戮力研析而瞭解國際間營運中的室內貯存設施現況、露天與室內乾貯設施設計與管制法規、以及與室內乾貯安全分析相關設施結構及密封、熱傳設計及屏蔽管制技術，希冀有助於未來核電廠除役時所需之用過核子燃料中期貯存作業，並藉此強化管制機關對於室內乾貯之審查與管制能量。

台灣既有核一、二廠一期乾貯原本採用露天乾貯的方式進行設計，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。行政院政策指示要求台電提出室內乾貯計畫，針對鋼筋混凝土廠房(Concrete Facility Building)或其他型式廠房，可能採用金屬護箱(Metal Cask)或混凝土護箱進行用過核子燃料的貯存，預期將針對室內乾貯設施之廠房、護箱結構及密封特性與法規要求深入瞭解。日本因用過核子燃料再處理的政策，主要採用金屬護箱且集中存放於室內進行管理，而德國採用的金屬護箱具有貯存與運送之執照許可。使用金屬護箱會在護箱內填充氣體(氬氣)以避免氧化，因其具備可承受衝擊的高堅固性、密封、除熱以及屏蔽等功能。混凝土系統之密封鋼筒雖具有屏蔽與密封功能，但傳送期間尚需藉由傳送護箱來加強其承受衝擊之能力，與金屬護箱有所差異。

本計畫的目的是希望透過蒐集國際間的資訊，針對室內與露天乾貯的密封、結構及應力腐蝕龜裂差異性進行分析，也包含選擇金屬護箱或是混凝土護箱的設施，並蒐集國際間最新檢測方式。原先採用露天乾貯時，密封鋼筒需符合 ASME B&PV Code, Section III 法規，而鋼筋混凝土結構則以鋼筋混凝土結構—

ANSI/ANS 57.9 及 ACI 349 為主。彙整設施差異造成的法規與設計規範差異，建立相關安全分析之技術，評估結構的完整性以及後續對於密封性完整的影響，建立適用於室內乾貯的審查導則，進而對於管制單位提出管制重點建議。

5. 執行方法以及進行步驟

乾式貯存系統長期結構完整性(Long-term Structural Integrity)存在兩個重要關鍵，一為包封容器之密封能力，例如不銹鋼材料及鑄鐵材料可能分別因應力腐蝕龜裂(Stress Corrosion Cracking, SCC)或腐蝕而導致其密封能力受損。另一為用過核子燃料因內部壓力而對護套產生的潛變、應力腐蝕龜裂或是因氫化物導致的裂化、護套氧化、以及有缺陷的燃料因鈾氧化而造成的護套劣化，進而影響其完整性(Spent Fuel Integrity)。因此，用過核子燃料的完整性如果喪失會影響後續取出與處置的問題，也有可能造成放射性物質的問題。對於護箱與乾貯設施都需要考慮結構堅固性(考量熱能與材料)、屏蔽組件的適當性、維持於次臨界狀態以及密封邊界的適當性。而護箱、筒倉及貯存窖的結構穩定性需能抵抗意外事故的情況，護箱或筒倉所在之貯存區必須提供足夠強度以承受滿載的容器及處理設備，不致於因地面的不穩定性造成燃料損壞。

為了避免結構變形導致處置問題，密封鋼筒的機械結構應設計為可抵抗熱應力、機械應力、腐蝕與氫所造成的完整性衝擊以及環境的影響，像是運送過程與意外事故情況下產生的機械負載等。再者，針對不銹鋼材料製造的密封鋼筒或是採用金屬護箱的設施，如果選擇的奧斯田鐵系不銹鋼在經歷高溫銲接過程並且導致殘留應力的存在，可能會變成高敏感性的材料，受到拉應力及腐蝕性的環境影響，特別是環境中帶有含氯鹽的物質，上述三種腐蝕因子並存時易有應力腐蝕龜裂產生。應力腐蝕龜裂可能會發生在密封鋼筒或是金屬護箱的表面，導致密封結構的完整性遭到破壞，因此在採用室內乾貯系統後，需經評估是否可以改善環境中鹽類對金屬護箱之影響。護箱與貯存窖需要在乾貯系統正常使用的時程內要能夠維持正常功能，如需進行執照更新或是重新認證時則需制定管制措施，特別需要注意的組件包含密封系統、運輸介面(例如:耳軸)、中子緩速劑與監測設備等，銲接組件的銲接品質也是考慮的重點。對於使用混凝土作為護箱材料或是貯存窖時，也需要考慮混凝土老化的問題。

本研究針對不同乾式貯存設施的差異(露天乾貯與室內乾貯)，從影響材料結構完整性的肇因研析到建立結構與密封相關安全分析之技術，分析不同乾式貯存設施在材料結構以及密封上的差異性。另外，對於室內乾貯需額外考量的廠房結構，亦將蒐集相關資料來針對鋼筋混凝土結構進行結構安全分析方法及法規研析。彙整不同乾貯設施差異所造成的法規與設計規範差異，將相關的資料及數據提出分析結論，建立自有適用於室內乾貯的審查導則，進而對於管制單位提出管制重點建議。

本子計畫之研究方法與工作項目規劃如下：

工作項目與內容說明：

1. 蒐集國際間室內乾貯之結構及密封的法規要求與相關技術。
2. 研析室內乾貯之結構及密封安全分析工具及方法論適用性評估。
3. 室內與露天乾貯之結構、密封及應力腐蝕龜裂的差異研析。
4. 建議室內乾貯之結構及密封及應力腐蝕龜裂評估的管制重點。

本子項目前之工作進度如下所示：

工作項目	年月												備註
	106 1	106 2	106 3	106 4	106 5	106 6	106 7	106 8	106 9	106 10	106 11	106 12	
蒐集國際間室內乾貯之結構及密封的法規要求與相關技術													
研析室內乾貯之結構及密封安全分析工具及方法論適用性評估													查核點： 6/10 期中報告
室內與露天乾貯之結構及密封的差異研析													
建議室內乾貯之結構及密封評估的管制重點													
整理與歸納研究結果，106年12月初舉辦期末報告審查會，並於106年12月底完成計畫成果報告。													查核點： 11/15 期末報告
工作進度估計百分比（累積數）	8	16	24	32	40	50	58	66	74	84	92	100	
預定查核點	1：蒐集國際間室內乾貯之結構及密封的法規要求與相關技術，進行詳細研讀和分析。 2：研析室內乾貯之結構及密封安全分析工具及方法論適用性評估。 3：室內與露天乾貯之結構及密封的差異研析點。 4：建議室內乾貯之結構及密封評估的管制重點，並於11月15日前提出研究成果期末報告初稿，並舉辦期末報告審查會，12月底完成計畫成果報告。												

6. 完成之工作項目及具體成果

6.1. 蒐集國際間室內乾貯之結構及密封的法規要求

6.1.1 室內乾貯廠房之結構相關技術

目前世界各國室內乾貯廠房主要可以區分為：鋼構設計、鋼筋混凝土 (Reinforced concrete, RC) 結構廠房、地質設施(如坑道)等三種[1-9]。

乾式貯存系統的特點是被動和固有的安全系統，即使發生嚴重事故也能確保安全。隨著所有放射性物質的貯存，用過核子燃料必須符合安全要求。在整個貯存期間，貯存設施必須確保以下安全要求[10]：

- 放射性物質的安全包裝，
- 安全的去除衰變熱，
- 確保核臨界安全，
- 輻射屏蔽，
- 可回收性。

根據 NUREG-1536 乾式貯存系統結構審查，需評估對安全重要的所有結構（如 10 CFR 第 72.3 部分所定義），例如中子屏蔽、結構支撐、通風通道等。其乾貯建物的設計須符合一般結構要求。在正常或非正常的情況下，需考慮土壤液化的可能，其可歸因於地面震動的不穩定性。鋼筋混凝土結構以及支撐密封鋼筒應根據 ACI 349、ACI 318 或 IBC 的規範，其中鋼結構須符合 ASME B&PV Code 和 AISC 的規範。

基本的安全要求是結構和功能設計必須排除以下內容：

- 不可接受的關鍵風險。
- 放射性物質不可接受的釋放到環境中。
- 對公眾或工作人員不能接受的輻射劑量。

鋼構廠房目前僅有英國 Sizewell B 電廠的室內乾貯設施採用，並搭配 HI-STORM 混凝土護箱用以存放壓水式電廠用過之核子燃料。該設施的設計壽命

為 60 年，擬於 2020 年開始營運，至 2080 年最終處置設施完成前作為英國用過核子燃料中期貯存之貯存設施[11]。該設施容量約為 150 個護箱，其頂部與側邊係為鋼構設計，並以電鍍或烤漆鋼板包覆，且其內側並未襯以隔熱材料，而更詳細的 Sizewell B 電廠中期貯存廠房尺寸，因資料未開放而無法取得詳細之設計尺寸。2017 年 3 月 13 在廠房內已放置第一桶來自 Sizewell B 電廠用過核子燃料的 HI-STORM 護箱，如圖 1 所示，此護箱為 Holtec International 公司於美國匹茲堡市的製造部門生產，具有 100 年的設計年限，未來還會有另外 6 個 HI-STORM 貯存護箱放置於該乾式貯存建物內。Holtec International 公司指出，雖然 HI-STORM 貯存護箱係設計用於露天貯存設施，但是 EDF Energy 公司決定興建專用建物來容納這些護箱。為了能讓 Sizewell B 核能電廠持續運轉至 2035 年，EDF Energy 公司在 2016 年 4 月開始啟用乾式貯存設施，且在最終處置設施落成前，安全地容納用過核子燃料以進行更長期的貯存作業。



The HI-STORM MIC cask in place in the Sizewell B store (Image: Holtec)

圖 1 在 Sizewell B 中期貯存廠房的 HI-STORM 貯存護箱

目前最常被德國、日本、荷蘭廣泛應用的室內廠房類型則為 RC 結構廠房，如德國 SETAG、WTI、日本 RFS、荷蘭 HABOG 等設施皆屬此類廠房。此類設施廠房高度約在 12 公尺至 14 公尺之間。德國 SETAG 係為單廳式設計，而德國

WTI 與日本乾貯廠房則為多廳式設計，可增大設施的貯存容量，並可透過隔間的設計來降低不必要的人員劑量。而荷蘭 HABOG 設施則是採用分別貯存之方式(如圖 7)，針對高放射性廢棄物及用過核子燃料以密封管式的設計來避免其乾貯筒直接與空氣接觸，並利用自然對流來進行移熱。而對於非發熱廢棄物則是利用強制對流系統來進行抽風對流，並於出口處加裝濾材。表 1 為乾式貯存廠房設施種類，表 2 世界主要國家室內乾貯之廠房資訊。

我國因處地震帶，故須考量地震設計因子並參照國外所遵循的法規做適性評估，例如:德國參照 KTA 2201.1，日本參照核電監管委員會第 1311272 號，荷蘭參照 KTA2201.1[12]，英國參照其管制單位 Office of Nuclear Regulation (ONR) 之報告(Project Assessment Reports, PARs)。

表 1 室內乾貯廠房設施種類

	鋼構設計	鋼筋混凝土結構廠房	地質設施(如坑道)式
國家	英國	德國、日本、荷蘭	德國
代表性設施	Sizewell B 電廠	德國 SETAG、WTI、日本 RFS、荷蘭 HABOG	德國 Storage Tunnel
設施*數量	1	德國：16(3 座集中存放，13 座現場存放) 比利時：1 西班牙：1 瑞士：2 日本：4(3 座現場存放，1 座非現場存放) 荷蘭:1	1

*運轉中乾貯設施數量係統計至 2017 月 6 月，未來將持續更新。

表 2 世界主要國家室內乾貯之廠房資訊

國家	德國			日本	荷蘭	英國
設施數量	16 (3 座集中式貯存設施, 13 座核電廠內貯存設施)			3 座核電廠內貯存設施, 1 座集中式貯存設施	1 座核電廠內貯存設施	1 座核電廠內貯存設施
代表性廠房	WTI 地表廠房	STEAG 地表廠房	Storage Tunnel	鋼筋混凝土結構廠房 (Tokai-Daini NPP) (Recyclable-Fuel Storage)	HABOG 廠房	Sizewell B 廠房
廠房建材	鋼筋混凝土			鋼筋混凝土	鋼筋混凝土	鋼構
廠房技術特點	屬二層建築, 中間由牆壁隔開的兩廳式設計	屬一層建築, 設計防飛機撞擊事故	計劃在兩條裝有混凝土的隧道現場存放, 15 米廢氣煙囪	核電廠內貯存設施 (Tokai-Daini NPP): 貯存容量: 約 250 tU 廠房啟用時間: 2001 設施長寬高: 54m x 26m x 21m (高度)	HABOG 廠房 長 90 公尺寬 45 公尺, 牆壁有 1.7 公尺厚, 並且防洪水、防氣爆、防炸彈、防飛機撞擊攻擊, 以及防地震。	在貯存區域中, 為了使空氣循環和冷卻, 容器以 0.63m 和 0.23m 的間隔排列, 且乾貯廠房建築物周圍和天花板上的開口對流, 設計最高的設備溫度為 38°C。混凝土外牆(0.2 m)限制了外部的輻射劑量率, 表面的輻射劑量小於 2.5 μ Sv/h
	Length: 92 m Width: 37 m Hight: 18 m Capacity: 152 casks	Length: 93 m Width: 27 m Hight: 23 m Capacit y: 100 casks	Length: 82-90 m Width: 14 m Hight: 18 m Capacity: 151 casks	集中式貯存設施 (再循環燃料貯存設施): 貯存容量: 5,000 tU (最終容量) 放置時間: 一個設施 50 年 設施大約長寬高: 130m x 60m x 30m (高度)		
廠房外牆厚度	0.7-0.85 m	1.2 m	N/A	1.5m	1.7 m	N/A
廠房屋頂厚度	0.55 m	1.3 m	N/A	1.0m	1.7 m	N/A
壽命	40 年	40 年	40 年	50 年	100 年	60 年

護箱型式	金屬護箱	金屬護箱、混凝土護箱	金屬護箱	混凝土護箱
護箱運送方式	STEAG 地表廠房吊車: 1400 kN (~140tons) maximum capacity. WTI 地表廠房吊車: 1400 kN (~140 tons)maximum capacity.	吊車	吊車	垂直護箱傳送車
參考資料	Dr. T. Thumstädter, Engineering of Indoor Spent Fuel Storage and Safety Protection, Seminar on regulations and technology of spent fuel interim storage in Germany, April 19th–20th, Taipei(2017) N.Wetzel, O.Rabe, Loads imposed on dual purpose casks in German on-site- storage facilities for long term intermediate storage of spent nuclear fuel, 14th International Symposium on the Packaging and Paper # 233 Transportation of Radioactive Materials (PATRAM 2004), Berlin, Germany, September 20-24, 2004	Federation of Electric Power Companies, Reinforcement of Measures for Spent Nuclear Fuel Storage (Spent Fuel Action Plan), November 20, 2015	http://armchairtravelogue.blogspot.tw/2010/12/habog-nuclear-waste-management-in.html	http://www.ipswichstar.co.uk/news/go-ahead-given-for-sizewell-nuclear-waste-store-to-be-operational-1-4832100

比較現有室內乾式貯存國家之廠房結構安全分析法規及項目，如表 3 廠房之結構安全法規比較所示。使用鋼筋混凝土廠房的國家如德國及荷蘭，其評估的災害項目皆包含有輻射、火災、吊掛、地震、洪水等安全分析，如超過設計基準事故之災害，像防止飛行器撞擊事故的功能，依據國際原子能總署 IAEA 之規範，各別項目之分析及訂定標準規範皆會依據當地場址之地形及環境因素而異，亦根據當地歷史資料如地震、海嘯等資訊來評估當地適用之標準。另外，英國所使用之鋼構建築廠房，根據英國核能管制單位 ONR 之計畫評估報告顯示，建造的廠房安全分析僅著重於混凝土底板(concrete floor slab)是否能夠支撐鋼筒的安全分

析，外圍包覆之廠房僅提供氣候保護屏障功用並無核能安全相關之防護功能 [12][13][14][15]。

以上為國外現有室內乾式貯存設施資訊，而台灣乾式貯存設施的主要安全考量在於設施基座及護箱，無論室內室外乾式貯存的耐震設計，參照美國聯想法規 10 CFR 72.102(f)(1)之規定，核電廠內用過核子燃料乾式貯存設施之耐震設計基準應比照同廠址核能電廠之設計基準(核一廠 0.3g、核二廠 0.4g)，在此耐震設計下用過核燃料應維持結構完整性。若台灣未來考量為室內乾式貯存，其有關室內乾式貯存設施貯存庫地上建築物之耐震設計，應符合內政部「建築物耐震設計規範及解說」(100 年 7 月版)規定之耐震設計要求，用途係數(I)採第二類儲存多量具有毒性、爆炸性等危險物品之建築物為 1.5，以確保貯存庫地上建築物結構之完整性。

表 3 廠房之結構安全法規比較

國家	德國	日本	荷蘭	英國
廠房	Atomic Energy Act ESK Guidelines	平成 25 年原子力規制 委員会規則第 24 号。 「事業許可基準規則」と いう。	ENSREG “Stress test” specifications	ONR LC19
墜落	吊車的設計是根據 KTA 3902 且護箱 的接觸點根據 KTA 3905 且系統 運作調查根據 KTA 3903 時，抬升 機的故障可以被排 除	使用澆燃料貯藏施設の 位置、構造及び設備の基 準に関する規則第 16 条 (使用澆燃料の受入れ 施設)	鋼筒最大墜落高度約 8~9m (取決於護箱大 小)，設計有階梯以最 小化鋼筒吊掛距離 地面之高度	外圍包覆之鋼構廠房 無任何核能安全相關 防護功能，僅提供氣 候之保護屏障。 Sizewell B 電廠設施 地震設計要求 0.25g，但未提及乾式 貯存設施之地震要求
火災	防火措施 KTA 2101.1 結構 DIN 4102.	使用澆燃料貯藏施設の 位置、構造及び設備の基 準に関する規則第 7 条 (火災等による損傷の 防止)	Safety margin Assessment COVRA	[17]
地震	KTA 2201.1	依據「実用炉設置許可基	Safety margin	

	DBE intensity > VI Slightly damaging (依據德國 MSK64, 以及歐盟 EMS-98 之震度標準)[12]	準解釈第 4 条 4」之分類，廠房結構分類微 B 或 C 級，即 1.5 或 1.0 倍之剪切係數(C _i)，乾貯筒之分類為 S 等級，即 3.0 倍之剪切係數[16]	Assessment COVRA DBE 0.1g	
飛行器撞擊	RSK-guidelines (原先是給 PWR 用) -為了承受飛行物墜落時造成的衝擊需增加更多負載	使用澆燃料貯藏設施之位置、構造及び設備の基準に関する規則第 11 条 (外部からの衝擊による損傷の防止) 第 2 項	Safety margin Assessment COVRA	
洪水	KTA 2202	使用澆燃料貯藏設施之位置、構造及び設備の基準に関する規則第 11 条 (外部からの衝擊による損傷の防止) 第 1 項	Nuclear design level : 9.96 m +NAP	
極端氣候	納入外部事故分析中之自事故考量	使用澆燃料貯藏設施之位置、構造及び設備の基準に関する規則第 11 条 (外部からの衝擊による損傷の防止) 第 1 項	Safety margin Assessment COVRA (評估各種極端氣候之影響，如：暴雨、暴雪、雷擊、冰雹、強風……等)	

6.1.1.1 德國

德國要求經營核能電廠的公司有義務建立乾式貯存設施，用過核子燃料可在廠內安全地貯存，直到進行最終處置。雖然在 2005 年 7 月 1 日之前，德國政府允許用過核子燃料送到法國與英國進行再處理（即使法律的年限其實是到 1994 年），不過在此之後，德國就已明令禁止。乾式貯存設施緊鄰核能電廠，其營運通常都是獨立於核能電廠，並不要求有運送的路線。貯存設施內的貯存筒存放年限是 40 年。選用乾式貯存之優點如下列所示[18]

1. 建造費用昂貴，但是其營運費用低
2. 藉由空氣自然對流冷卻
3. 用過核子燃料具燃料護套以及屏蔽容器包覆以防止放射性物質外釋
4. 降低老化效應
5. 減少燃料於用過燃料池中暫存的時間

針對危害預防的標準分別以下列通則來規範，一般是遵守原子能法案 (Atomic Energy Act) 及 ESK 用過核子燃料乾式貯存導則 (Guidelines for dry storage of spent fuel and heat generation radioactive waste in casks)，輻射防護：KTA 1302.2、3602、3603，洪水：KTA 2202，起重設備：KTA 3102、3903，通訊：KTA 3901，消防：KTA 2101.1、DIN 4102，結構設計：壓水式反應器的 RSK 指南、核電廠的 BMI 安全標準、KTA 2201，操作：KTA 1201、1202、1404、1401。

自 2002 年以來，除了 3 座 Ahaus、Gorleben 以及 North 的集中式貯存設施外，其餘有 13 座核電廠內貯存設施[19]，貯存年限為 40 年。為了安全考量規定，貯存期間密封鋼筒必須是可移動的，且設置了連續監控緊急關閉系統，控制廠區外圍的最大劑量率為 1 mSv/y。而現有之乾式貯存建築如以下：

a. STEAG concept

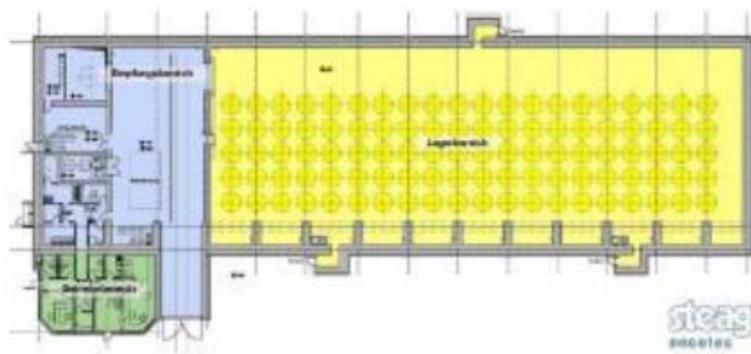
- 由 STEAG encotec GmbH 公司設計
- 特點：厚混凝土結構，壁厚約 1.2 米，屋頂厚度約 1.3 米，屬一層建築。

b. WTI concept

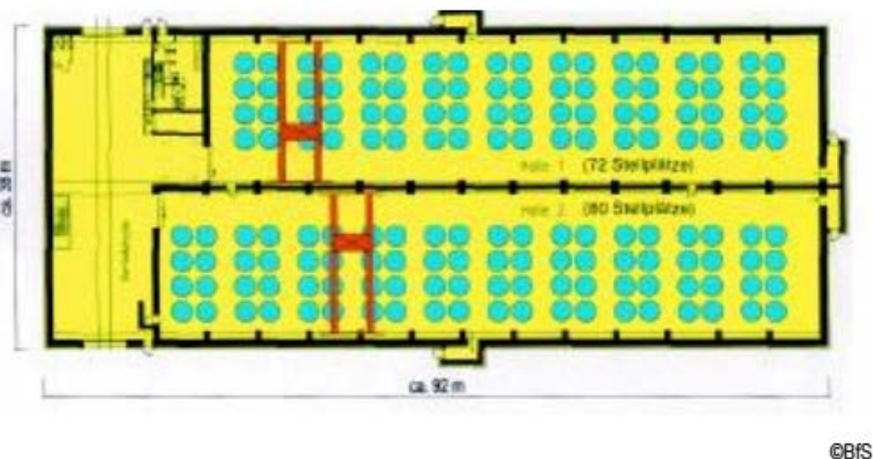
- 由 Wissenschaftlich-Technische Ingenieurberatung GmbH 公司設計的一個貯藏廳型式，類似於 Gorleben、Ahaus 和 Lubmin / Greifswald 的貯存設施。
- 特點是壁厚分別為 0.7 米或約 0.85 米，屋頂厚度約為 0.55 米，中間由牆壁隔開的兩廳式設計。

c. Storage Tunnel

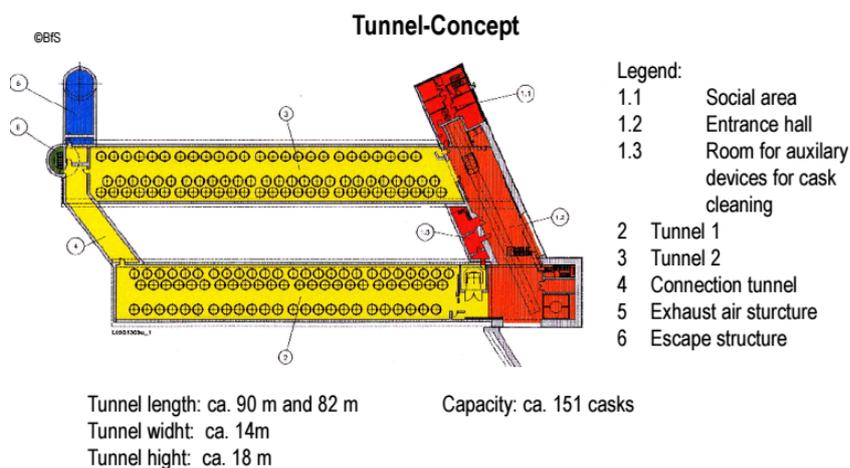
- 在內卡爾海姆(Neckarwestheim)，計劃在兩條裝有混凝土的隧道現場存放。
- 地面下的存放，優點為環境中不會發生輻射暴露增加。
- 對於暫時貯存的低放射性廢料廠址是先以平坦區域且空間狹窄做為選擇，以放 12 至 28 個桶為原則，原因是因為僅需要 1~2 個月的施工週期即可。



(a) SETAG



(b) WTI



(c) Storage Tunnel

圖 2. 德國室內乾貯廠房

6.1.1.2 日本

截至 1994 年 9 月，日本共有 46 個商用輕水式反應器(LWR) (25 個 BWR 和 21 個 PWR)，總發電量 39 GWe，約佔日本總發電量之 30%。日本對於用過核子燃料處置政策的基本要素是貯存與再處理，以確保有效利用鈾資源，也就是說，超過當前再處理能力的用過核子燃料可適當地貯存和管理。因此，東京電力公司 (TEPCO) 開發了乾式貯存筒，作為提高核電廠貯存容量的常規替代方案。

用過核子燃料會產生輻射和衰變熱，設計用過核子燃料貯存設施，以保護現場周邊地區的公眾和從事輻射相關作業的人員。由於室內乾貯設施通過廠房建築物進行自然對流，以移除熱量並提供被動式安全性，所以貯存建築物並非密閉的設施。從早先乾貯設備改造的廠房，最多有 20 個貯存位置，具有自然對流冷卻系統、監控系統和屏蔽附加功能，並具持續監測鋼桶之餘熱移除、密封及輻射之功能，如圖 3 所示[20]。

在用過核子燃料貯存池中裝載用過核子燃料的乾式貯存筒是採封閉系統，排水後乾燥填充氬氣，然後進行現場運送和貯存。貯存筒連同其基座(skid)於接收區利用橋式起重機裝載至運送貨車上，再利用遠程控制將貯存筒及基座放至指定區域，最後由螺栓固定基座並於鋼筒上連接監測儀器，如用於監測鋼筒表面之溫度的熱電偶以及用於監測密封功能之壓力感測器。處理流程的概要如圖 4 所示 [20]。

對於飛機撞擊的恐怖襲擊威脅，無論貯存筒和貯存池的設計和運行皆是基於國際原子能總署之規範(Nuclear Security Series No. 13, Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (INFCIRC/225/Rev 5), 2011)，其中涉及利用飛機對核能設施的襲擊。法規並無要求對恐怖飛機撞擊的對策，因原先的對策都需要證明金屬筒已經是穩健安全的。

針對廠房防震設計要求，結構和設備標準的規定根據核電監管委員會第 1311272 號，防止地震造成的損害如第 9 條規範，如下[16]:

1. 用過核子燃料貯存設施應能夠充分承受地震能量。

2. 規定應根據發生地震可能造成的用過核子燃料貯存設施安全功能喪失來對公眾造成輻射劑量進行計算。
3. 用過核子燃料貯存設施在發生可能對用過核子燃料貯存設施產生重大影響之地震加速度作用力下，基本安全功能不可以受到損害。
4. 用過核子燃料貯存設施不會有因前段地震發生的斜坡坍塌而喪失基本安全功能的風險。

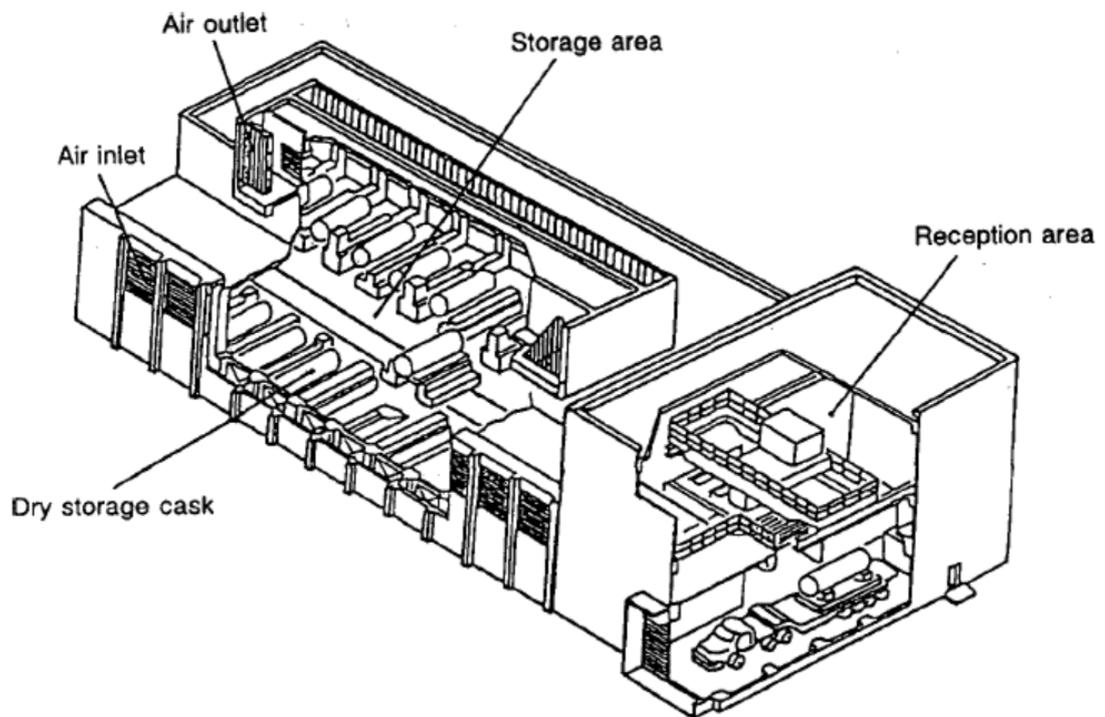


圖 3. 廠房結構示意圖

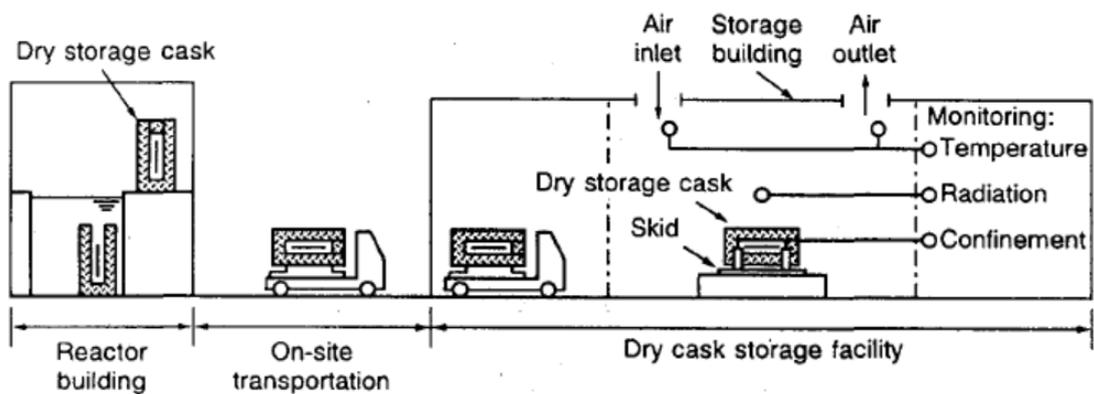


圖 4. 用過核子燃料運輸至貯存流程

日本 TEPCO 在 Sekinehama 建造第一座用過核子燃料獨立室內貯存設施 -Mutsu Recycle Fuel Storage Center，此貯存設施是採用日立-奇異(Hitachi- GE)之運送及貯存兩用之金屬護箱。整體廠房之結構如圖 5 所示，在 50 年的設施設計壽命下，具有最大 5000 噸的最終貯存容量。而內貯的乾貯護箱可在貯存 40 年後進行燃料回收作業，不會讓該廠址成為永久貯存場所。除此之外，該設施之設計概述如下：

- 採用自然對流的方式進行冷卻。
- 長度：約 131 米、寬度：約 62 米、最大高度：約 28 米、天花板高度：約 15 米。
- 設施外側自然對流，入口處有加裝網子，以避免漂浮物或是飛禽入侵。
- 設施採用直立式水泥板作為天花板之設計，避免整塊水泥天花板過重，片狀設計同時保留通風與屏蔽作用。
- 根據新的管制標準進行 NRA 審查，以求對非法入侵以及地震、海嘯、龍捲風和火山等安全考量進一步地評估。
- 以安全為考量安裝了金屬護箱監視設施（壓力傳感器，溫度傳感器等檢測設備）、輻射監測設備、消防設備、身體防護設備(用以防護過量輻射接觸)。



(幅) 約60m × (奥行き) 約130m × (高さ) 約30m (3,000トン規模の場合)

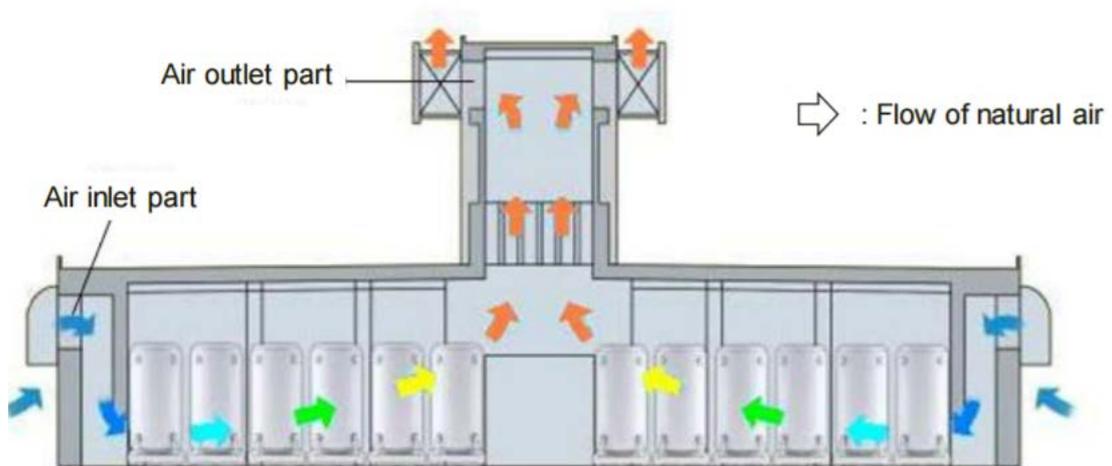
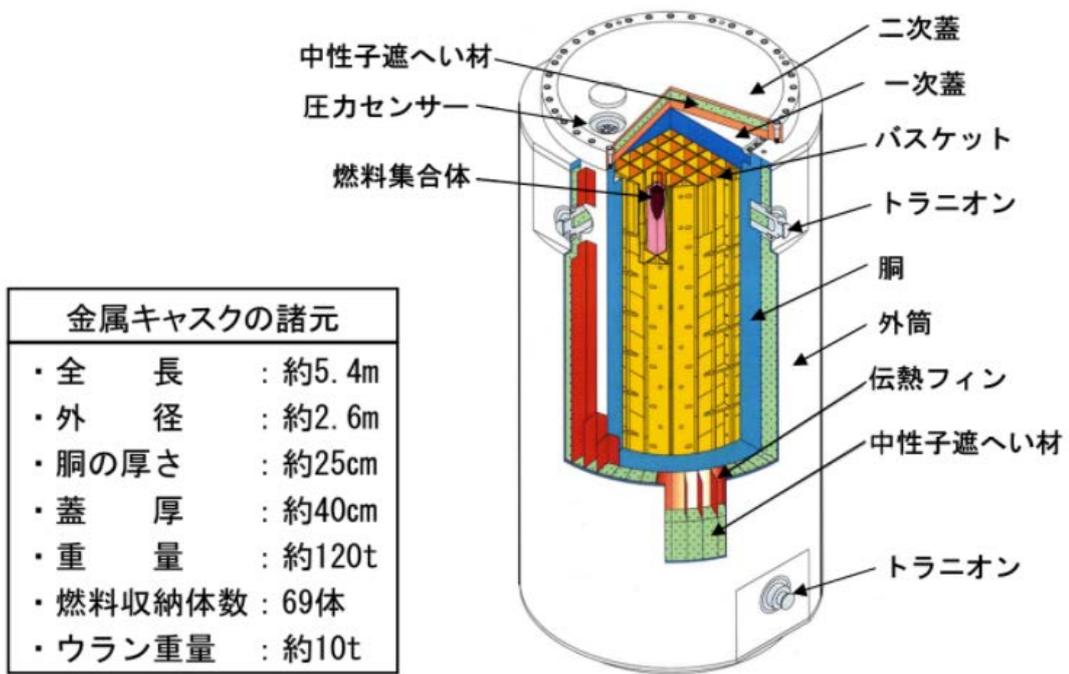


圖 5. RFS 廠房示意圖



金属キャスク イメージ図

圖 6.Metal Cask 的規格

6.1.1.3 荷蘭:

HABOG 考量長期貯存的需求，在設計方面採用了許多被動式安全設計 (Passive Safety Design)，可以減少維護的頻率。此外，對廢棄物包件的劣化採取事前防患措施。貯存窖(Storage Vault)之設計評估，包含發生機率百萬年一次的意外事件，且要求意外事件造成之輻射影響不得對環境造成危害。

HABOG 廠房分為兩大部分，可將各類廢棄物分區貯存，一部分以貯存窖型式遙控操作堆疊貯放不會放熱的高放射性廢棄物，另一部分以貯存井型式貯存會放熱的用過核子燃料或高放射性廢棄物。不會放熱的高放射性廢棄物以筒或適當容器承裝堆疊於貯存窖，會放熱的用過核子燃料及玻璃固化高放射性廢棄物以不銹鋼筒承裝，灌入鈍氣並鐸封後再置入貯存井中。貯存井中的不銹鋼貯存筒可堆疊五層，貯存井填充鈍氣以防止貯存筒腐蝕，貯存井具備雙層護套防止自然循環的冷空氣與貯存筒直接接觸。各貯存設施均具備良好的輻射屏蔽性能。貯存作業方式均已經英國 BNFL 公司的 Sellafield 貯存廠及法國 Cogéma 公司的 La Hague 貯存廠驗證。HABOG 管理與作業安全原則包括隔離、管制、與監測三大原則，其設計準則係參考美國 ANSI/ANS 57.9-1992 相關規定，並且滿足以下需求：

(1) 隔離

- (a) 用過核子燃料或高放射性廢棄物須以至少兩層的屏蔽加以圍阻。
- (b) 適當的輻射屏蔽應加以維護。

(2) 管制

- (a) 用過核子燃料應以中子吸收劑(Neutron Absorbers)或適當的排列方式，使其維持在次臨界(Sub-criticality)狀態。
- (b) 會放熱的用過核子燃料或高放射性廢棄物應確保適當的冷卻。
- (c) 貯存井中的用過核子燃料或高放射性廢棄物應使其具有重新包裝、重新移至另一貯存位置、或取出貯存設施的可能性。

(3) 監測

- (a) 貯存井應能監測其污染、溫度與輻射屏蔽情形。

針對以上的需求，HABOG 採取以下的具體安全措施：

(1) 隔離：

- (a) 用過核子燃料或高放射性廢棄物圍阻措施，包括高放射性廢棄物玻璃固化體、不銹鋼貯存筒、貯存井、貯存廠混凝土牆等。
- (b) 貯存廠的主要屏蔽為 1.7 公尺厚度之混凝土牆壁。
- (c) 貯存廠考慮如洪水、火災、爆炸、地震、颶風、氣爆、飛機墜落、放射性廢棄物包件墜落等 15 種設計基準意外事件(Design Base Accidents)，以確保其後果不致對附近居民或環境造成危害。結構健全的廠房能確保廠內或廠外的異常事件，均不致產生顯著的輻射影響。

(2) 管制：

- (a) 確保正常及異常的操作情況下反應度(Reactivity Factor, k_{eff})均永遠小於 0.95，以確保維持在次臨界。
- (b) 使用被動式空氣傳導系統，使會放熱的用過核子燃料或高放射性廢棄物進行長期冷卻。經分析其溫度均低於設計規範。
- (c) 各類放射性廢棄物隨時都有一備用貯存空間。

(3) 監測：

設施通風包含兩個分離的系統。貯存井中會放熱的用過核子燃料或高放射性廢棄物使用自然空氣對流系統，空氣永遠不會與污染或放射性廢棄物接觸，故無須監測。貯存窖區域之不會放熱的高放射性廢棄物採機械式通風，空氣由低污染區流向高污染區，經過濾器監測後由煙囪排出。

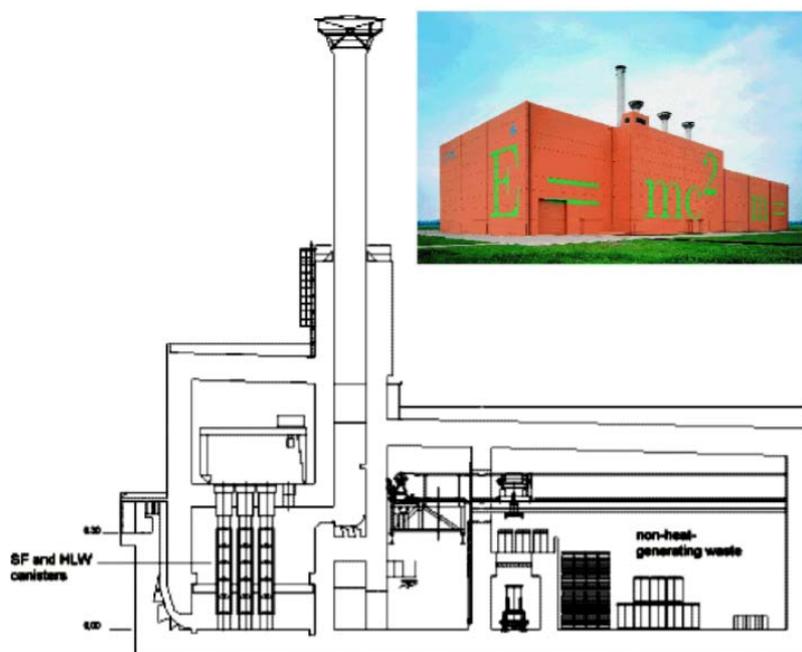


圖 7. HABOG 廠房結構示意圖

針對意外事故之廠房結構符合耐震設計基準(Design Basis Earthquake, DBE)，自由地表最大水平加速度為 0.1 g，垂直加速度依照 ASCE 4 之規定為 2/3 倍之水平加速度。

其廠房遵守的法規如下述[21]:

1. NVR 2.1.1 BWR，PWR 和 PTR 的安全功能和組件分類。IAEA 安全導則第 50-SG-D1。
2. NVR 2.1.2 核電廠的防火保護。IAEA 安全導則第 50-SG-D2 號的修改。
3. NVR 2.1.3 核電廠的保護系統和相關特性。IAEA 安全導則第 50-SG-D3 號的修改。
4. NVR 2.1.4 防止內部產生的導彈及其在核電廠的再次反應。IAEA 安全導則第 50-SG-D4 號系列的修改。
5. NVR 2.1.5 與核電廠設計有關的外部人為事件。IAEA 安全導則第 50-SG-D5 號。
6. NVR 2.1.6 核電廠的終極散熱器和直接關聯的熱傳輸系統。IAEA 安全導則

第 50-SG-D6 號系列的修改。

7. NVR 2.1.7 核電廠應急電源系統。IAEA 安全導則第 50-SG-D7 號系列的改編。
8. NVR 2.1.8 核電廠安全相關儀表和控制系統。IAEA 安全導則第 50-SG-D8 號。
9. NVR 2.1.9 核電廠輻射防護設計方面。IAEA 安全導則第 50-SG-D9 號系列的修改。
10. NVR 2.1.10 核電廠燃料處理和存儲系統。IAEA 安全導則第 50-SG-D10 號系列的修改。
11. NVR 2.1.11 核電廠的一般設計安全原則。IAEA 安全導則第 50-SG-D11 號的修改。
12. NVR 2.1.12 核電廠安全系統的設計。IAEA 安全導則第 50-SG-D12 號系列的修改。
13. NVR 2.1.13 核電廠冷卻劑和相關系統。IAEA 安全導則第 50-SG-D13 號系列的修改。
14. NVR 2.1.14 核電廠爐心安全設計。IAEA 安全導則第 50-SG-D14 號的修改。
15. NVR 2.1.15 核電廠的抗震設計和鑑定。IAEA 安全導則第 50-SG-D15 號系列。

為了安全設計目的，應使用 SL-2 地震等級 1，其中 SL-2 是極限地面運動的等級，在使用期限內，極限地面運動的可能性極低。最低等級是 0.1g 的峰值地面加速度（參見安全指南 50-SG-S1（修訂版 1）第 504 段）。在某些情況下，像是事故後檢查、國家許可要求和經濟考慮，在設計中可能會考慮第二次地震級別 2,3（稱為 SL-1）。這個水平對應於不太嚴重，更可能的地震負荷條件，SL-2 具有不同的安全含義。發生地震時，結構、系統和組件（以下稱為“項目”）在安全

性方面可以分為兩類或更多類別。這種分類的目的是為了保護公眾和環境免受放射性物質的排放。

1. 這個級別通常表示為安全停機地震的地震級別。
2. 有關確定 SL-2 和 SL-1 的方法學背景，請參見“安全指南 50-SG-S1（修訂版 1）”第 5 部分。這個級別對應於地震級別，通常表示為運轉基準地震 [22]。

如果設計參數（例如彈性，最大裂縫張開，沒有屈曲等）表示則可以將抗震等級 3 中的結構設計表現出非線性行為（通過選擇材料、幾何形狀或最大延展性）符合地震分類的安全裕度。不可逆的結構性行為（例如關於有限的關節延展性）應該與相關的地震情景發生之預期頻率一致。在任何情況下，根據地震分類 13，應明確評估具體的驗收標準（如密封性，最大相對位移和功能）。

6.1.1.4 英國

英國核能安全管制單位(Office for Nuclear Regulation, ONR) 和 Environment Agency (EA)必須符合 Best Available Techniques (BAT)的要求。英國 ONR 於 2014 年依 Sizewell B 乾式貯存建築計劃評估報告 (Project Assessment Reports, PARs) 許可英國 EDF energy 公司開始興建 Sizewell B 之乾式貯存建築，Sizewell B 電廠廠址內興建乾式貯存之原因為：

1. 增加 Sizewell B 電廠內用過核子燃料池之容量
2. 尚無地下之放射性廢棄物最終處置場
3. 英國政府決定終止核燃料之再處理

ONR 在調查及評估 EDF 公司之乾式貯存建造安全分析報告，安全報告主要為評估混凝土基板(Concrete Floor Slab)設計之適用性，評估承載燃料貯存筒之安全性、以及混凝土基板外圍包覆之建築僅提供氣候之安全保護，經過 ONR 之評估後同意並授予 EDF 公司開始進行 Sizewell B 之乾式貯存設施建造之執照[13]。

6.1.2 室內乾貯廠房之結構相關法規及分析工具

6.1.2.1 德國所採用的廠房結構相關法規

德國室內乾式貯存設施設計的需求為能在正常運作下維持乾貯筒餘熱移除、維持燃料處於次臨界狀態，並確保放射性物質不外洩而對人員或社會大眾造成額外輻射暴露劑量。考慮於異常事故下亦不會有造成輻射暴露超過限值，設計基準事故(Design Basis Accident)如吊掛系統事故、火災、地震，吊掛系統之起重機設計需依據 KTA3902、3903 和 3905 之規範，火災事故之防護設計需依據 KTA2101.1 之規範，結構完整性之評估依據 DIN4102 之標準，火災事故可能造成之最高溫度不可影響乾貯筒之密封完整性，地震分析依據 KTA2201.1 之規範及評估方式，並將設計基準地震考慮在內，最小設計強度為發生地震亦不會對建築物造成嚴重的破壞，且設計強度比可能造成建築物嚴重破壞之地震強度高 1 個等級。用保守的定義方法設計基礎（核安全標準 KTA 2201），因此可不考慮導致建築結構故障的狀況。該峰值地面加速度 2.1 m/s^2 的基礎設計地震超過歐盟要求加速度 $0.1g$ (1m/s^2) 最小值，廠房建築設計分析參考 RSK-Guidelines for PWR, BMI-Safety Criteria for NPP, KTA2201。貯存建築的屋頂表面和水管依據 DIN 12056 和 DIN 1986-100 設計，降雨強度定義為 $300(\text{s}\cdot\text{ha})^{-1}$ ，埋設的雨水管道設計為：降雨強度為 $152 (\text{s}\cdot\text{ha})^{-1}$ ，雨水頻率為 $0.5a^{-1}$ ，整個密封面在貯存設施。假設的降雨強度對貯存設施沒有影響。為了確保雨水徑流，定期檢查和清潔屋頂排水溝。

6.1.3 室內鋼筋混凝土廠房與其他型式廠房之差異

鋼構廠房僅有少部分是以無法回收的混凝土和磚瓦為材料，故具有取土量少、建物使用壽命到期時拆除產生的固體垃圾少，且絕大多數的鋼料皆可資源回收再利用之優勢而廣泛見於一般用途之廠房建構。除此之外，亦由於結構較輕之故，而具有跨度大、內部寬敞與抗震能力優於鋼筋混凝土廠房之特色。

若考量核子燃料乾貯設施之特有需求前提下，將英國 SIZEWALL B 之鋼構廠房與日、德、荷之混凝土廠房設計進行比較，則可發現混凝土廠房對於核子保防、屏蔽能力、廠房通風能力、飛機撞擊以及天然或複合式災害的考量較鋼構廠房更為完整。但另一方面，也因為鋼構廠房質輕且具整體延展性，於災害期間將具有較佳的後續處置效率，且其所造成的熱流影響預期亦比混凝土廠房為小。

表 4 鋼構廠房與鋼筋混凝土廠房比較之優缺點

	鋼構廠房	鋼筋混凝土廠房
成本	成本相對較低	成本相對高
屏蔽能力	輻射屏蔽能力較差	輻射屏蔽能力較佳
減震性	減震性能較好	減震性能較差
耗能	整體壽命期間耗能較少	整體壽命期間耗能較少
建材	材料易回收利用	無法重複使用之廢棄物較多
維護	需做陰極防蝕	廠房漏水之改善工程較為困難
災害防禦能力	災害防禦能力較差僅能遮蔽風雨，無法抵抗飛行物撞擊等超越設計基準之事故，事故後清運移除效率較佳	對複合式災害抵禦能力較佳，事故後對護箱熱流影響較大

6.2 乾貯設備之結構及密封的法規要求與相關技術

6.2.1 各式乾式貯存設備之差異比較

用過核子燃料之乾式貯存設備須具備輻射屏蔽與散熱功能，主要設計型式可區分為護箱式與混凝土模組式兩大類。目前國際上用過核子燃料乾式貯存設備，大致有 BNG (British Nuclear Group) fuel solution、GNS (General Nuclear System) Inc.、Holtec international、NAC international、REA、Transnuclear Inc.、Westinghouse、NFT、Hitachi 與 Mitsubishi 等廠家，所生產的數十種不同型式產品皆各有不同

的設計考量與功能，常見之各種乾式貯存設備經整理列於表 5 中[30]，並依貯存模式與貯存技術分類，例如混凝土模組與護箱式等，加以介紹與探討。

表 5 國際上常用之用過核子燃料中期乾式貯存設備

廠家名稱	貯存護箱型號	貯存技術類別	備註
NAC	MPC	1. 混凝土護箱 2. 需搭配密封鋼筒 (註 1)	被動式通氣
	UMS		
	MAGNASTOR		
	S/T series	1. 金屬護箱 2. 不需密封鋼筒	
Transnuclear	TN-24 series	1. 金屬護箱 2. 不需密封鋼筒	
	NUHOMS Horizontal Storage modules	需搭配密封鋼筒之 混凝土模組(註 2)	被動式通氣
Holtec	HI-STAR 100	1. 金屬護箱 2. 需密封鋼筒	
	HI-STORM 100	1. CFS 護箱 2. 需密封鋼筒	被動式通氣
BNG	W150	1. 混凝土護箱 2. 需密封鋼筒	被動式通氣
	VSC-24		
GNS	CASTOR series	1. 金屬護箱 2. 不需密封鋼筒	
	CONSTOR series	1. CFS 護箱 2. 不需密封鋼筒	重質混凝土
Hitachi-Zosen	Hitachi-Zosen storage cask	1. 金屬護箱 2. 不需密封鋼筒	
Westinghouse	MC-10		
Mitsubishi	MSF-24P		
	MSF-69B		
NFT	NEO-2521/2561		
REA	REA-2023		

註 1. 需搭配密封鋼筒者，為使用密封鋼筒裝載燃料後置入護箱，不需者則為燃料直接置入護箱內之格架中。

註 2. 可搭配不同型號之密封鋼筒，而有不同之燃料裝載量

一、混凝土模組式：

混凝土模組乾式貯存設備，係將裝載用過核子燃料之密封鋼筒（Canister），水平或垂直放置於混凝土結構中。可一次置入多個滿載的密封鋼筒做集中貯存，其設計示意圖如圖 8 所示。該模組之混凝土結構搭配內部鋼襯及屏蔽材料，除了提供足夠的輻射屏蔽，並設計配置許多對流良好的空氣通道，達到被動式自然對流冷卻(Passive natural convection cooling)之效果，此種貯存模式經 Transnuclear 公司分析評估後，歸納出下列之優點：

1. 為集中貯存散熱方式，在相同之佔地面積下，能有較多之燃料貯存量，並提供足夠之輻射屏蔽。
2. 該模組龐大且堅固之鋼筋混凝土結構對於密封鋼筒及燃料給予絕對之結構安全。
3. 密封鋼筒採水平置入，於操作上較為簡便快速，日後須將燃料取出再處理時亦較方便。

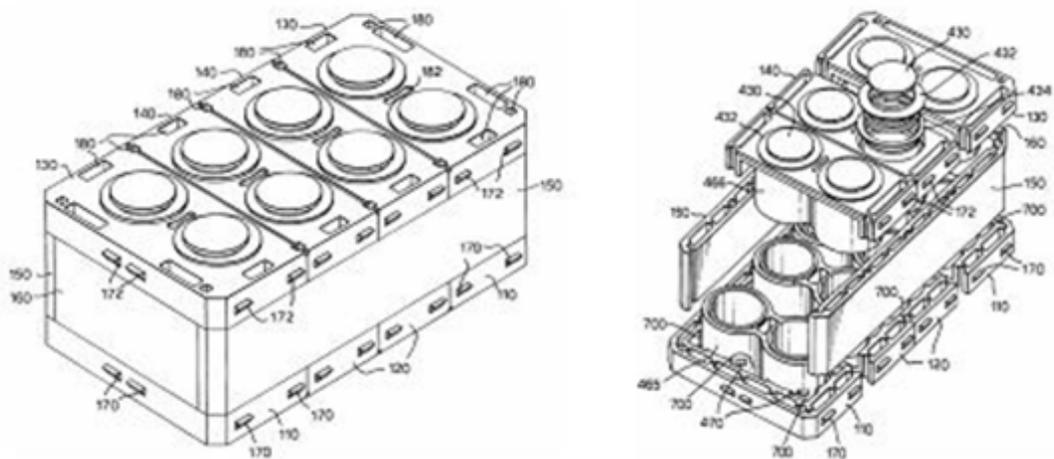


圖 8.混凝土模組乾式貯存設備

二、護箱式乾式貯存設備

護箱式乾式貯存設備，係將用過核子燃料直接放入屏蔽良好之護箱(Cask)內，或先置於密封鋼筒(canister)中，再放入護箱內貯存之方式。因此用過核子燃料的輻射屏蔽、冷卻與安全防護，便由外部護箱提供。而貯存護箱依據其組成材料，主要可區分為金屬護箱與混凝土護箱兩類，此二類貯存護箱各有其使用特性，以下先依此分類，並介紹各種廠牌型式護箱。

a. 金屬護箱

金屬材料除了提供足夠之輻射屏蔽，因其具有良好的導熱性，能將內部貯存燃料熱量直接藉由熱傳導散出，為金屬護箱最主要之移熱機制，與早期的用過核子燃料乾式貯存設備相比，較常被採用。另外，金屬相較於混凝土有較大的密度，於相同的屏蔽效果上，其護箱的截面積與重量，較混凝土結構低，故金屬式護箱除作為貯存功用外，亦常搭配燃料運送需求，設計成雙重用途 (Dual-purpose) 護箱。金屬護箱式乾式貯存設備的製造廠家，目前則以 GNS、Holtec、NAC、REA、Transnuclear、Westinghouse、NFT、Hitachi 與 Mitsubishi 等公司所生產之產品，較為廣泛應用於世界各國核能電廠中。

b. 混凝土護箱

混凝土為良好的輻射屏蔽材料，因水化作用產生 C-H-S 膠體，由於結晶水亦有中子吸收之功能，故常被用為核設施之主要材料。再加上成本低、原料取得容易、製造技術及需求設備較簡單（因為可能常須於貯存廠址現場施作）等優點，各廠家研發混凝土材質的乾式貯存護箱以符合國際需求。以德國 GNS 公司為例，由於其服務範圍常包含東歐地區國家的核能電廠，考量到(1)產品特性需配合東歐國家相關的貯存/運輸技術，避免貯存廠址現場無法提供足夠支援技術，(2)當地設備能夠提供現場乾式貯存設備之製造，與(3)考量國家財政狀況許可，需提供較經濟的乾式貯存設備型式等因素，便以原有的 CASTOR 金屬式護箱為基礎，繼續發展 CONSTOR 系列的混凝土護箱，以因應國際市場需求。

以混凝土材質作為乾式貯存護箱的材料，需有較厚的屏蔽厚度方能滿足輻射屏蔽需求。然而混凝土並非良好的導熱材料，用過核子燃料包覆於厚度過厚的混凝土結構中，仍須達到移熱之要求，故設計上大多採用通氣式混凝土護箱 (Ventilated concrete cask, VCC)之設計。護箱內壁與密封鋼筒、燃料管、燃料護套及燃料格架間之間隙，同樣以被動式自然對流散熱之機制，從下方進氣口導入外部空氣，經由對流將熱空氣自上部排氣口排出達到冷卻效果。各廠家生產的混凝土護箱互有不同的進出氣通道設計細節，但整體設計考量則並無不同。

若依貯存設備之結構來分類，目前國際上採用的混凝土護箱，可區分為一般鋼筋混凝土護箱(Reinforced concrete cask, RC cask)與鋼板包覆式混凝土護箱 (Concrete filled steel cask, CFS cask 或 Steel-layer concrete cask, SC cask)。一般而言，CFS 護箱的製造廠家認為該型式設計能夠保護混凝土層，有較佳的耐久性，且表面光滑利於除污作業，但其製作成本也相對提高。目前國際上常見的有 BNG、GNS、Holtec 與 NAC 等廠家所生產混凝土材質乾式貯存護箱設備，廣泛地為世界各國核能電廠所採用。以下依不同公司生產之產品，進行組成結構、散熱方式及其他特性之簡介。

6.2.2 HI-STORM 系列

HI-STORM(Holtec International Storage and Transfer Operation Reinforced Module)名稱中之”100”係指系統的重量超過 100 噸，整體系統由密封金屬鋼筒 (Multi-Purpose Canister, MPC)置於一包封容器內組成[8]。

6.2.2.1 外包裝

a. 結構簡介

HI-STORM 外包裝設計基本上分為三種類型:HI-STORM 100、HI-STORM 100S 及 HI-STORM 100S Version B，最大的差異在於外包裝之高度、MPC 基座

高度、空氣進出口通道的垂直位置，但三者皆可採用相同的 MPC，其基本結構、屏蔽和熱流特性皆保持不變，因此 HI-STORM 100 設計規範皆適用於 HI-STORM 100、HI-STORM 100S 及 HI-STORM 100S Version B。

HI-STORM 100A 包封容器為上述中兩種包封容器的變形，增設額外底板及角撐版(gussets)用於固定外包裝至 ISFSI 板上，是為對抗較強地震設計，HI-STORM 100A 設有四個扇形凸耳(sector lug)，如圖 9 所示，此錨點設計應用於 HI-STORM 100S 則成為 HI-STORM 100SA 外包裝設計，但此設計不適用於 HI-STORM 100S Version B，HI-STORM 100A 的設計規範同樣適用於 HI-STORM 100SA。

HI-STORM 100 的外包裝設計如圖 10 所示，係以金屬及混凝土構成之混和系統稱為 METCONTM 系統，具貯存包封功能的主要結構材料為碳鋼，作為屏蔽功能的是普通的混凝土，混凝土包覆於圓柱狀之鋼殼、厚鋼底盤及上蓋之間，包封上蓋亦有適當之混凝土做為中子及加馬射線垂直方向的屏蔽。外包裝內部表面銜接做為 MPC 裝卸用之引導通道，亦可做為非機械傾倒(non-mechanistic tip-over)時之緩衝區域，同時可讓冷卻的空氣流通於包封容器內。系統設計具有氣體通道可使內部的 MPC 具自然對流的被動散熱機制，最少有四個空氣入口及四個空氣出口通道分別位於貯存系統之上下端。

HI-STORM 100S 及 HI-STORM 100S Version B 設計(如圖 11 及圖 12)與 HI-STORM 100 的氣體通道相異處在於 HI-STORM 100 的空氣通道之出口端位在外包裝上，並且列於外包裝底部空氣通道垂直上方，進出口空氣通道皆貫穿厚混凝土屏蔽。而 HI-STORM 100S 及 HI-STORM 100S Version B 空氣出口通道設計位於上蓋且並非排列於空氣入口通道垂直上方，其空氣通道上方設有擋板以避免堵塞。螺紋錨塊(Threaded Anchor Blocks)設置於外包裝頂部提供懸吊作業使用，錨塊整體完整的沿著徑向板(Radial Plates)銲接於外包裝內殼層、外殼層和底盤(HI-STORM 100)或空氣入口通道之水平板(HI-STORM 100S)。

混凝土結構的功能為提供中子及加馬射線之屏蔽，為確保混凝土在設計溫度

下的穩定性，其組成需依據 NUREG-1535 之規範。

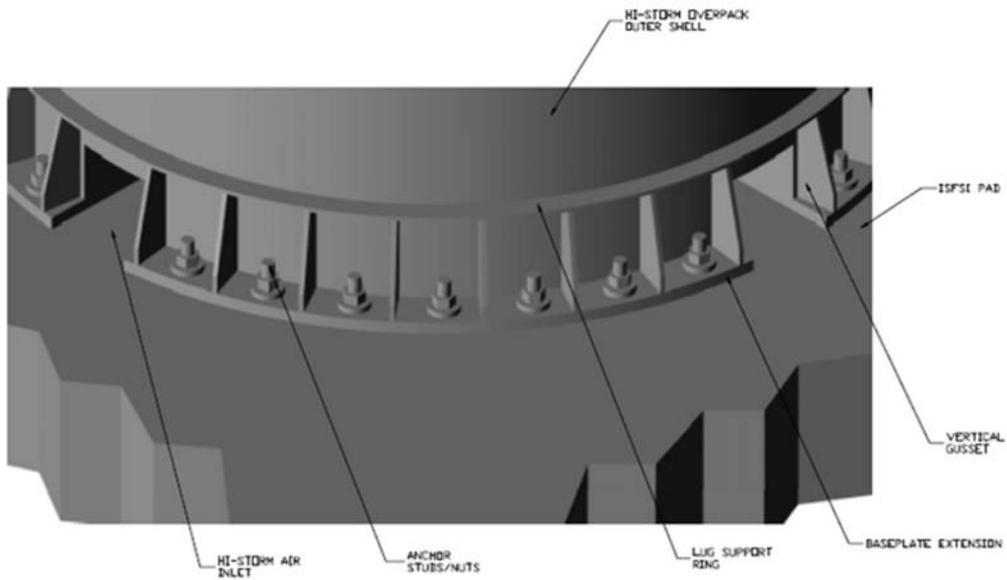


圖 9. HI-STORM 100A & HI-STORM 100SA 下方錨點設計

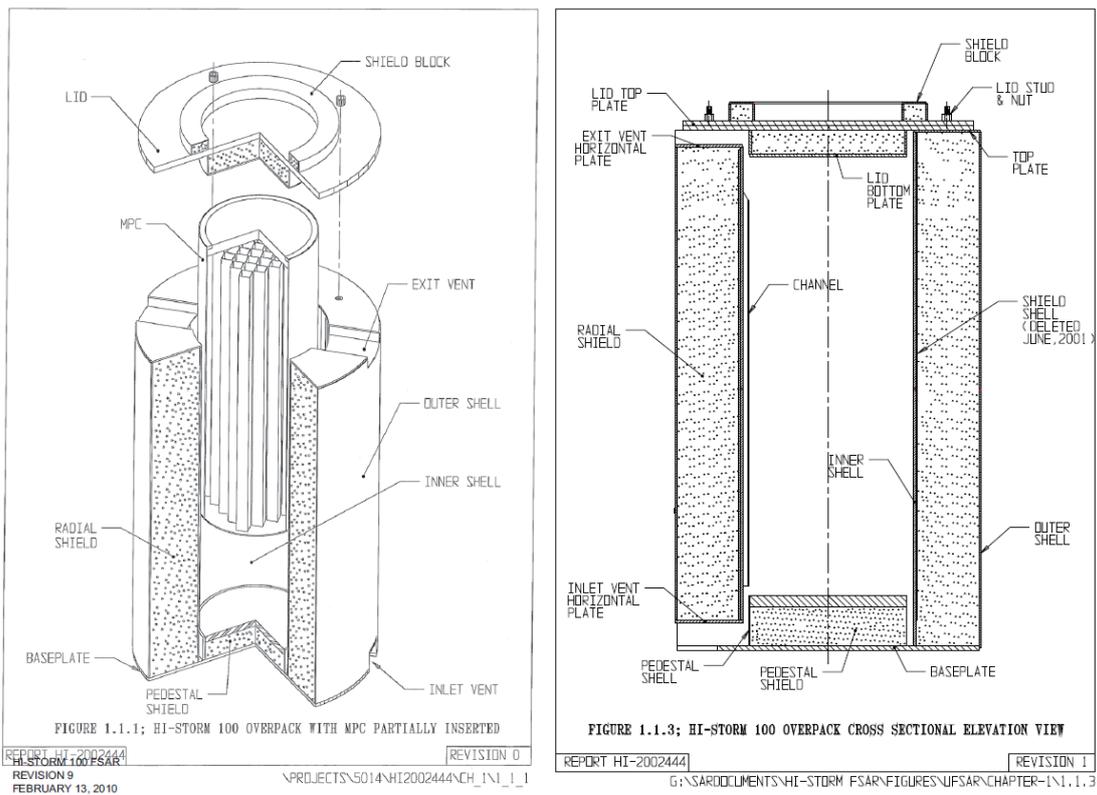


圖 10. HI-STORM 100

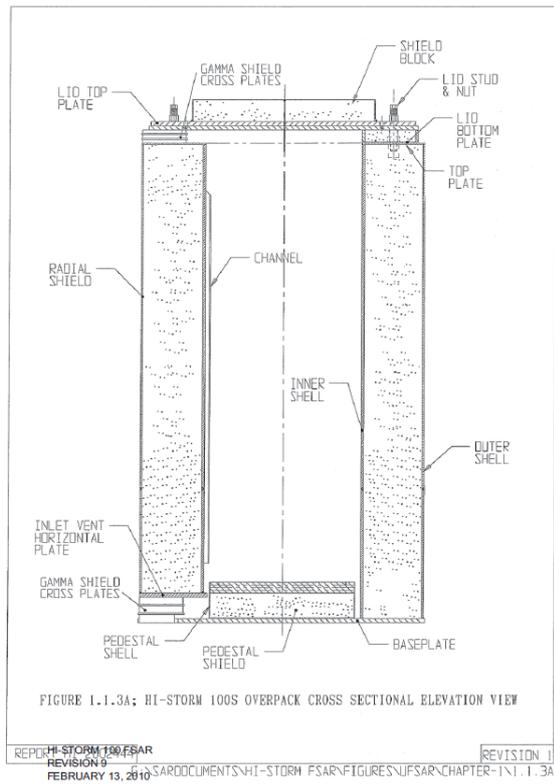
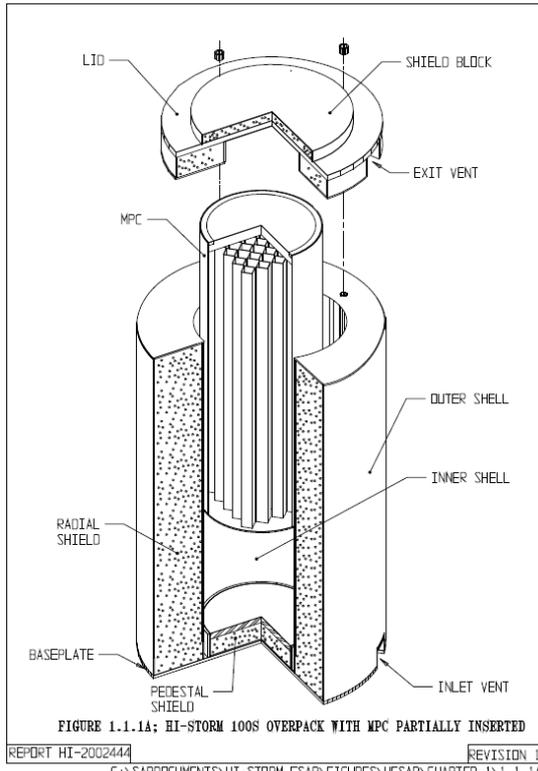


圖 11. HI-STORM 100S

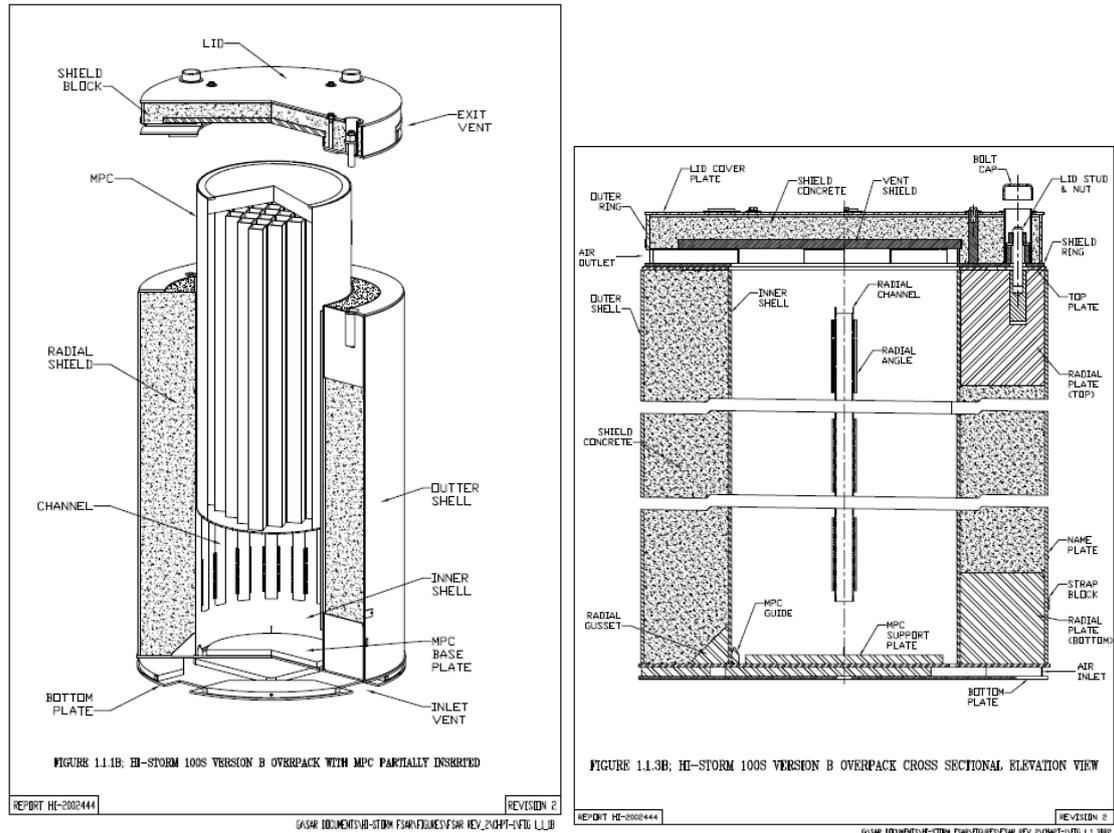


圖 12. HI-STORM 100S Version B

b. 設計規範

1. HI-STORM 外包裝設計執照使用年限依據 10CFR72.42(a) 及 10CFR72.236(g) 進行規範。
2. 外包裝包含混凝土及鋼組件結構，與其它混凝土結構不同的是 HI-STORM 混凝土包覆在內外兩層以 radial ribs 方式連接屏蔽結構和上下蓋。一般典型的混凝土護箱則是由鋼筋混凝土組成。HI-STORM 外包裝的混凝土並非強化的混凝土，在結構分析上只須確保混凝土的抗壓強度，而保守的結構分析則是指需要確保鋼結構的應力限值即可，甚至不需確定混凝土的強度。
3. 意外事故(如:飛彈、龍捲風、地震、傾倒或墜落等)發生時，只有混凝土的抗壓強度會被納入模擬的意外事件中，並依據 ACI-318.1-89 (92) 計算標準。

4. HI-STORM 外包裝的混凝土強度和屏蔽保守估計標準是依據 ACI-349 。
5. 外包裝的鋼結構設計及製造係依據 ASME Code, Section III, Subsection NF for Class 3 plate and shell components, 並加上 NRC 提供的替代方案。
6. 外包裝設計的事故分類有正常(Normal)、異常(Off-normal)及設計基準事故(Design Basis Accident Condition Loadings)。在事故發生時確保 MPC 不可發生變形且隨時可以再重新裝填燃料，各種事故類型之影響皆有設計標準。
7. 外包裝不提供任何密封功能，密封功能是由 MPC 金屬鋼筒提供，外包裝只提供 MPC 金屬鋼筒物理及生物屏蔽的功能。
8. 裝載 MPC 之操作程序需符合 10CFR50。

6.2.2.2 MPC 密封鋼筒

a. 結構簡介

MPC 為圓柱形銲接鋼筒，每一種 MPC 的外徑皆相同(約 68-3/8 inches)，高度最高約為 190-1/2 inches，差異僅在於不同型的鋼筒存放燃料束類型(BWR 或 PWR)及數量不同。MPC 組件分為燃料提籃(Fuel Basket)、底盤(Baseplate)、鋼筒外殼(Canister Shell)、上蓋(Lid)和密封環(Closure Ring)。燃料束提籃銲接於鋼筒內側，吊掛耳位於 MPC 鋼筒內表面，吊耳亦為上蓋銲接前的軸向定位裝置，因此內部的吊耳只能在未裝填燃料束前使用，裝填後則無法再使用。MPC 上方為多重的密封系統，其中上蓋可能為一層或雙層的圓盤，邊界銲接(Edge-welded)於鋼筒外殼層，若是使用雙層的上蓋，係以最上層的上蓋為密封壓力邊界來做密封分析，下層的上蓋作為輻射屏蔽，再以非結構及維持壓力的銲接連接至上層上蓋。上蓋設有通氣及排水孔，用以移除內部水氣及空氣並回填氦氣用，並於密封環安裝後銲接密封，密封環係以邊界銲接的方式氦銲接於鋼筒外殼及上蓋。MPC 所有密封邊界的材料皆為經管制單位同意之 Type 316、Type 316LN、Type 304、

Type 304LN 四類不銹鋼所組成。

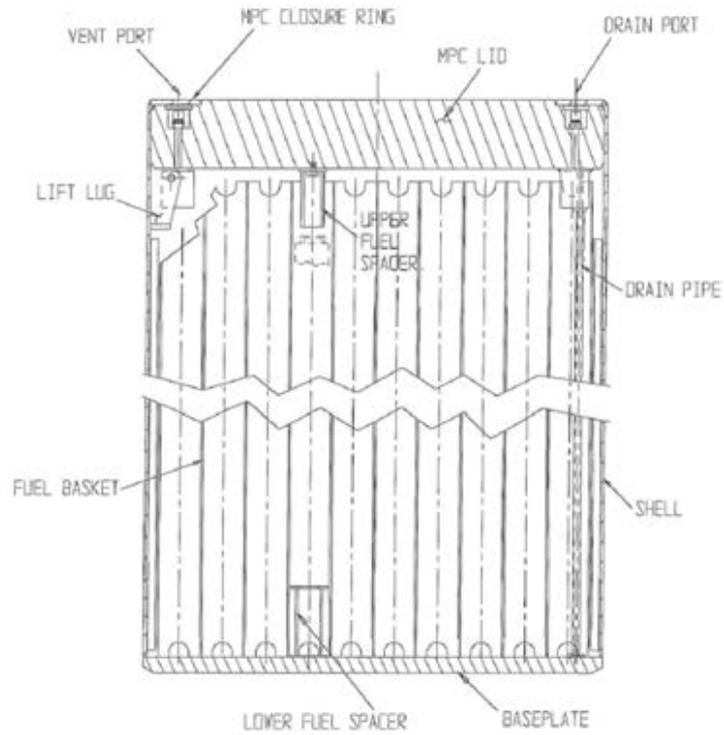


圖 13. MPC 橫截面

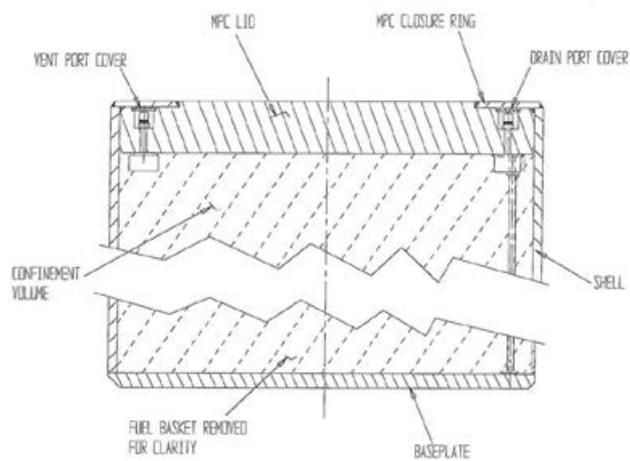


圖 14. MPC 上蓋密封邊界

b. 設計規範

1. 設計執照使用年限依據 10CFR72.42(a) & 10CFR72.236(g)進行規範。
2. MPC 結構組件包含內部燃料提籃 (Internal Fuel Basket) 及包封容器 (Enclosure Vessel)，每種 MPC 會依據放置的燃料類型不同而有不同的提籃設計，提籃設計根據 ASME Code, Section III, Subsection NG，再加上 NRC 提供的替代方案。包封容器的設計及建造根據 ASME Code, Section III, Subsection NB，再加上 NRC 提供的替代方案。
3. MPC 具有對放射性物質密封的效果，其密封特性的設計也考慮了在正常、異常及假設的意外事故情況下亦能維持。正常情況下 MPC 的設計壓力為 100psig、異常狀況下為 110psig，意外事故分為內部及外部，設計壓力分別為 200psig、60psig(依據 ANSI/ANS 57.9)。
4. MPC 為避免用過核子燃料束的劣化，是於 MPC 內部填充惰性氣體氬氣，並且能維持燃料護套溫度低於設計基準溫度。
5. HI-STORM 100 密封邊界 (Confinement Boundary) 是由所有完全銲接的 MPC 組件構成，每種 MPC 的限制都相同，而密封邊界包括 MPC 外殼、底盤、MPC 上蓋 (包含通風和排水蓋)、MPC 密封環以及銲接線，構成貯存用過核子燃料束的密封銲接容器。
6. MPC 無須使用任何閥件、襯圈、機械密封組件來密封，密封邊界設計及製造皆根據 ASME Code, Section III, Subsection NB。銲接的方式為多重銲接法，各個組件的銲接都須經過液滲測試 (Liquid Penetrant Inspection) 及容積測試 (Volumetric Examination)。液滲測試為必要測試，容積測試則為非必要。外殼、外殼與底板銲接的氬氣洩漏測試需於填裝燃料前進行，上蓋之通風及排水孔蓋的銲接亦須經過氬氣洩漏測試以確保銲接的完整性，其中上蓋及外殼的銲接依據 NRC Interim Staff Guidance -18 (ISG-18) 標準，並於燃料裝填後亦需經壓力測試以確保結構銲接的完整性，氬氣

洩漏測試依據 ANSI N14.5-1997。

7. MPC 為多重銲接的完全密閉系統，亦無任何螺栓或機械的密封組件，設計在意外事故下能確保其密封完整性，設計皆依據 NRC Interim Staff Guidance-18 (ISG-18)之規範，無密封邊界之疑慮，故無直接監測密封的需求。
8. MPC 操作壓力在一般情況下為 7 大氣壓力(絕對值)，根據熱流分析，在 70°F 下需填充適量氦氣來達到此標準，而各類 MPC 最小回填的氣壓如表 6 所示，氦氣回填壓力上限亦如表 6 所示，依據 MPC 容器設計的壓力訂定，為了符合上下限值，氦氣回填的上下限值規範為於華氏溫度 70°F 時，最大回填氦氣氣壓為 48.5psig，最小回填氦氣氣壓為 45.5psig。

表 6 MPC 最小回填氣壓的理論限值

MPC 型號	最小回充壓力(psig)	最大回充壓力(psig)
MPC-32/24/24E	44.1	49.1
MPC-68	45.2	50.3

c. 密封法規及檢測

1. 銲工和銲接程序依據 ASME Code Section IX 規範及 ASME Section III Subsections (e.g., NB, NG, or NF)。
2. 銲接的目視檢測依據 ASME Code, Section V, Article 9 並符合 ASME Code, Section III, Subsection NF, Article NF-5360 的標準，特別是燃料束提籃的銲接需符合 ASME Code Section III, Subsection NG, Article NG-5360 標準。此外，銲接的非破壞性檢測人員資格須依據 SNT-TC-1A。
3. 銲接修復需依據 ASME Code, Section III, Article NB-4450, NG-4450, or NF-4450。

4. MPC 上蓋及外殼的銲接需經過多層的液滲測試，包括根部至最終銲接層和每 3/8inch 銲接厚度，若需容積測試則需使用超音波檢測法。最大無法被偵測的缺陷必須小於臨界的缺陷大小，其中臨界的缺陷大小需根據 ASME Section XI methods 來定義，且臨界的缺陷大小不能超越 NB-3000 限值。銲接的檢測需由合格的檢測人員執行並符合 ASME Section III, NB-5350 (液滲測試)和 NB-5332(超音波檢測)規範。
5. 密封邊界的壓力測試需依據 ASME Code Section III, Subsection NB, Article NB-6000 的規範。淨水壓力測試(Hydrostatic Testing)需用 125% 的設計壓力進行測試，氣動測試(Pneumatic Testing)需使用 120% 設計壓力進行測試。壓力測試完成後，MPC 上蓋和外殼的銲接表面需再經過液滲測試，根據 ASME Code, Section III, Subsection NB, Article NB-5350 的規範。
6. MPC 的銲接若有需要修復，需依據 ASME Code, Section III, Article NB-4450 規定的程序進行。
7. 洩漏測試需依據 ANSI N14.5 的規範程序執行，並於未裝填燃料下進行測試。MPC 上蓋通風及排水孔的氦氣洩漏測試需使用氦質譜測漏儀(Helium Mass Spectrometer Leak Detector, MSLD)。若洩漏率超出標準，需依據 ASME Code Section III, Subsection NB, Article NB-4450 的規範進行修復，並重新測試直到洩漏率符合標準。

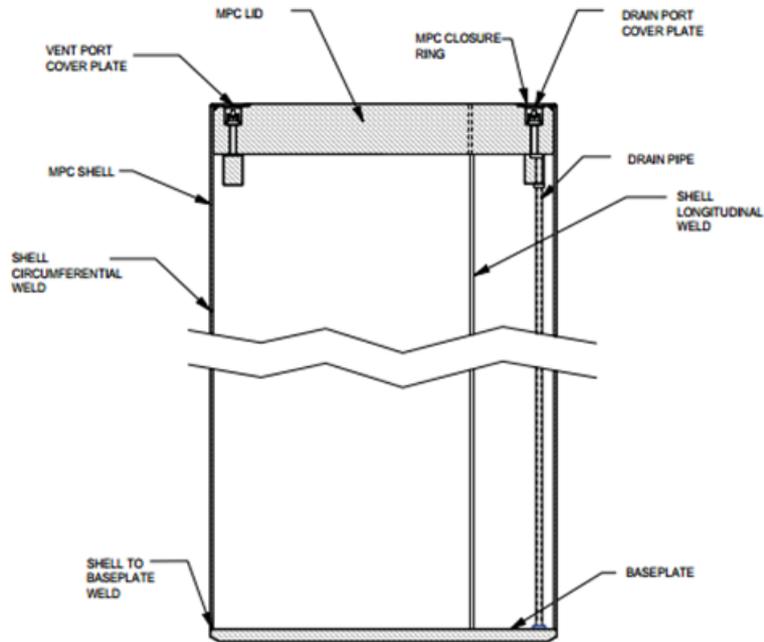


圖 15.密封邊界示意圖

6.2.2.3 HI-TRAC 傳送護箱

a. 結構簡介

傳送護箱的材料為碳鋼，用來屏蔽中子及加馬射線功能的材料為分別為水和鉛，護箱分層為鋼、鉛、鋼層最外層再加上一層額外的水護套層(Water Jacket)。HI-TRAC 傳送護箱設置有兩個吊掛耳軸(Lifting Trunnions)於鋼筒外側頂部，以及兩個口袋耳軸(Pocket trunnions)位於鋼筒外側底部，HI-TRAC 100D 和 125D 此兩種傳送護箱僅有吊掛耳軸。耳軸設計皆依據 ANSI N14.6，使用高強度及高延展性之材料。

b. 設計規範

1. HI-TRAC 傳送護箱設計執照使用年限依據 10CFR72.42(a) & 10CFR72.236(g)進行規範。
2. 設計及製造根據 ASME Code, Section III, Subsection NF 之標準，再加上

NRC 提供之部分替代方案。

3. 吊掛耳軸和相關附件設計依據 NUREG0612 和 ANSIN14.6 規範。
4. 傳送護箱設計適用於所有正常、異常及意外事故，於任何情況下需確保 MPC 免於變形，並可讓 MPC 重新裝填。
5. 傳送護箱不提供任何密封功能，密封功能僅由 MPC 提供。
6. 耳軸有限制最高設計吊掛負載，HI-TRAC 100 和 HI-TRAC 100D 為 200,000 磅，HI-TRAC 125 和 HI-TRAC 125D 為 250,000 磅。
7. 安全設計係以 NUREG-0612 之深度防禦(Defense-in-depth)為準則。
8. 傳送護箱的水護套層需於完成銲接後通過靜水壓力測試(Hydrostatically Tested)，測試壓力儀器的上限值需為測試壓力值的兩倍，測試壓力值為 $71 \sim 75 \text{psig} + 3.0 \text{psig}$ ，持續時間為 10 分鐘，依據書面及批准的程序。
9. 銲接處需經液滲測試(PT)及磁性粒子(MT)測試，依據 ASME Code, Section V, Articles 6 and 7 之規範，各別需符合 ASME Code, Section III, Subsection NF, Articles NF-5350 和 NF-5340 之標準。

6.2.2.4 HI-STORM 設計規範與 INER-HPS 之比較

- a. 核一廠使用的密封鋼筒為 INER-HPS 系統，是以銲接密封，其設計及製造依據 ASME Code Section III, Subsection NB，與 HI-STORM 之密封鋼筒設計製造採相同的法規標準。
- b. 核一廠使用的密封鋼筒屏蔽上蓋與密封鋼筒外殼之間施以多層開槽銲接，銲道根部與最終表面均執行液滲檢測(PT)，依據 ASME Code Section V, Article 6 規範及 ASME Code Section III, NB-5350 為接受標準，與 HI-STORM 之密封鋼筒採用相同標準。
- c. 核一廠使用的密封鋼筒所有銲接程序及銲接人員檢驗需依據 ASME Code Section IX 規範，與 HI-STORM 之密封鋼筒採用相同標準。

- d. 核一廠使用的密封鋼筒銲接缺陷修護需符合 ASME Code Section III, NB-4450 規範，與 HI-STORM 之密封鋼筒採用相同修復標準。
- e. 核一廠使用的密封鋼筒所有可見的銲接結合部分需做目視檢查，依據 ASME Code Section V, Article 9、ASME Code Section III, NB-4424 與 NB-4427 為接受標準。與 HI-STORM 相同的是 ASME Code Section V, Article 9，但使用的是 ASME Code, Section III, Subsection NF, Article NF-5360 的標準。
- f. 核一廠使用的密封鋼筒於裝載燃料及屏蔽上蓋封銲後，排氣孔及通氣孔孔蓋封銲前執行 35 psig 的氣壓測漏(Leak Testing)，接受標準為維持 10 min 的壓力不降，目的在檢測屏蔽上蓋的封銲是否洩漏，其中密封鋼筒正常內壓設計壓力為 15 psig。HI-STORM 密封鋼筒於上蓋封銲完成後若進行淨水壓力測試(Hydrostatic Testing)時需用 125%的設計壓力進行測試，氣動測試(Pneumatic Testing)需使用 120%設計壓力進行測試，正常情況下 HI-STORM 密封鋼筒的設計壓力為 100psig。
- g. 核一廠使用的傳送護箱吊掛、運送組件吊耳軸及相連接壁體的吊運是依據 NUREG-0612 及 ANSI N14.6，與 HI-STORM 傳送護箱 HI-TRAC 採同一設計標準。

6.2.3 HI-STAR 系列

基本上 HI-STAR 100 和 HI-STORM 100 設計貯存採用相同的 MPC，MPC 功能需符合 10CFR71 和 10CFR72 之傳送及貯存規範。所有安全評估分析皆遵循 10CFR72.212 執照的導則，阿拉伯數字“100”表示系統淨重約 100 噸[9]。

HI-STAR 主要的組件包含兩個部分:多功能密封鋼筒(Multi-Purpose Canister, MPC)與貯存或傳送之外包裝(Overpack)。

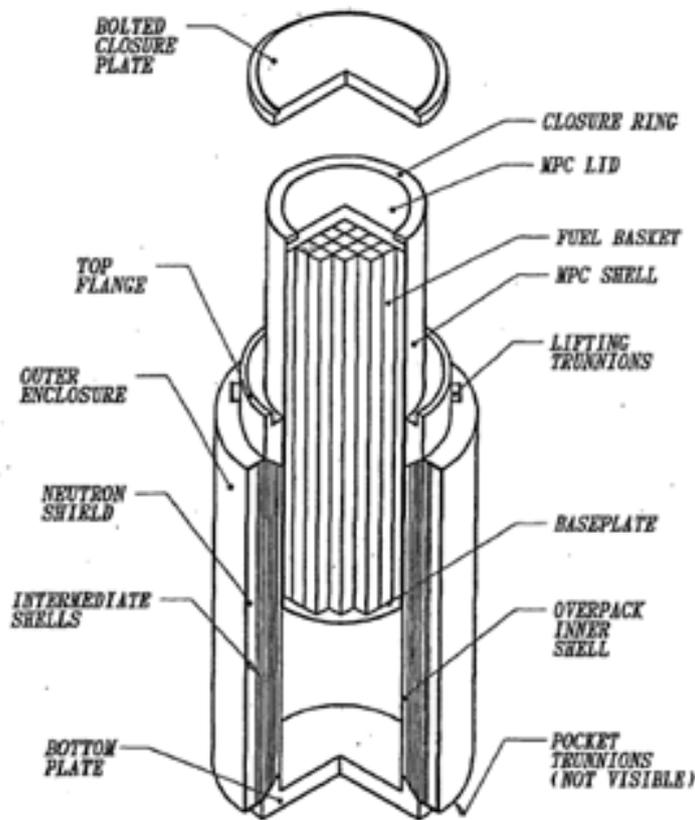


圖 16.HI-STAR 結構

6.2.3.1 外包裝

a. 結構簡介

內徑約為 68-3/4 inches、內部高度約為 191-1/8 inches，內部為裝載 MPC 之空間。外包裝外徑約為 96 inches、高度約為 203-1/8 inches，外包裝之淨重(不含 MPC)重量約為 77 噸。

外包裝的氦氣維持邊界(Helium Retention Boundary)銲接內殼層之底部到圓筒型鍛件(cylindrical forging)，延伸至頂部具螺栓之密封上盤(Closure Plate)的輪緣(Flange)。密封上盤設計有兩個同心圓溝槽可做為金屬的密封組件，密封上盤可置入於上輪緣並使用螺栓銜接，並可確保護箱於意外墜落事故中螺栓及密封組件仍可保持密封。

如圖 17 所示，外包裝的外表面內殼支撐於中間的加馬射線屏蔽外殼，作為

加馬射線屏蔽層亦可額外作為抵抗外來飛彈可能擊穿之風險，徑向通道垂直銲接至最外層的中介(Intermediate)殼外表面，等間距分佈於圓周上，此徑向通道增進熱傳及作為中子屏蔽作用。外殼是由外殼面板銲接連結徑向通道所形成的額外腔室，中子屏蔽材料置於徑向通道中，額外之徑向通道和外殼面板形成包封容器的外殼，每個外殼上方凹陷處設有爆破盤(Rupture Disk)，用於發生火災事故時釋放中子屏蔽材料的氣體壓力，在每個氣體通道內設有一層矽膠海綿(Silicone Sponge)，防止中子屏蔽材料過度膨脹。

包封容器內層為連續的碳鋼板材堆疊而成，製造方式為滾壓之鋼板縱向縫隙銲接(longitudinal weld seam)，每層中間殼層皆分為兩半，兩半的第二層利用夾具施加壓力包覆在第一層的外殼上，每半使用點銲(Tack Welded)，每半銲接的邊緣可能接觸在一起或是中間有小間距，最後縱向銲接(Longitudinal Weld)連結第二層，每層皆以類似方法製作。其優點如下：

1. 層次的數量可以隨設計之需求增加。
2. 多層的結構可以阻止缺陷之傳遞。
3. 越厚的平板堆疊比大型鍛件(Heavy Forgings)更具延展性。
4. 依據 ASME Code 無需使用銲後熱處理，簡化製造程序。

外包裝上盤設有懸吊耳軸(Lifting Trunnions)，用於吊掛或旋轉鋼筒於垂直或水平位置，分佈間隔 180°於上盤側邊。口袋耳軸銲接於底部側邊作為旋轉軸，並於包封容器內表面和 MPC 外表面間填充有 99.995%純氬氣。

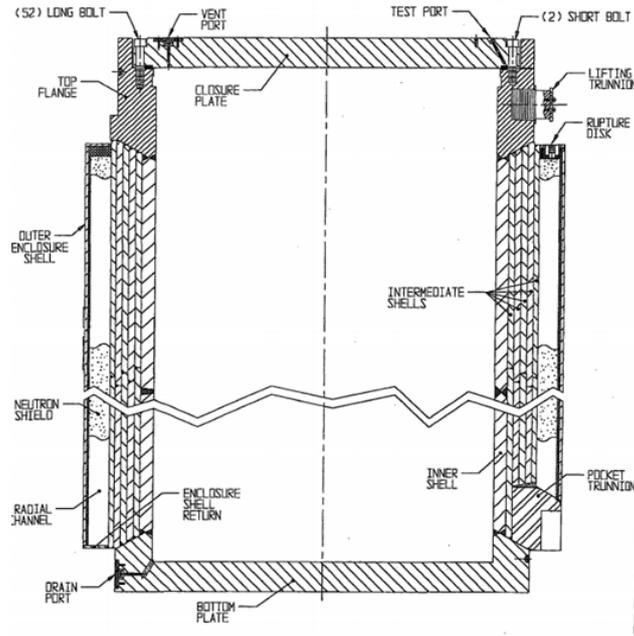


圖 17.外包裝剖面圖

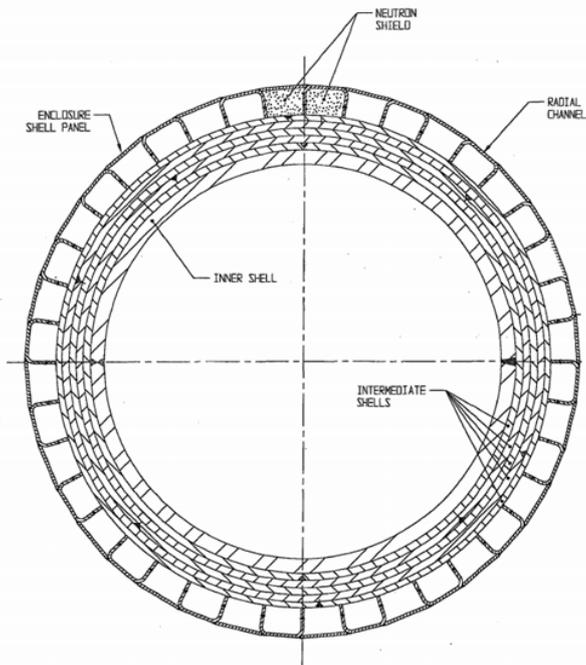


圖 18.外包裝上視圖

b. 設計規範

1. 設計使用年限依據 10CFR72.42(a) & 10CFR72.236(g)進行規範。

2. HI-STAR 外包裝上盤、密封上盤、內殼層及底盤設計製造依據 ASME Code, Section III, Subsection NB，不適用的部分採用 NRC 建議的替代方案，外包裝鋼結構設計及製造依據 ASME Code, Section III, Subsection NF。
3. 外包裝設計考量正常、異常及設計基準事故裝載之情形。
4. 外包裝非為放射性物質之密封邊界，是由 MPC 提供，外包裝僅提供對 MPC 密封邊界的物理保護及生物屏蔽。
5. 外包裝之上盤設有兩個懸吊耳軸，是為高強度合金，設計依據 ANSI N14.6 之標準並符合 NUREG-0612 之規範。
6. 裝載 MPC 的操作程序需符合 10CFR50。

6.2.3.2 密封鋼筒 MPC

所有 MPC 設計外徑皆相同，允許使用單一外包裝之設計，內部提籃(Basket)則因裝載不同燃料型式(BWR 或 PWR)而有不同之設計，一般外徑為 68-3/8 inches，長度約為 190-1/2 inches，裝載燃料後的 MPC 重量約為 44-1/2 inches，因與 HI-STORM 100 系統使用相同的密封鋼筒，故其設計與 HI-STORM 採相同標準及規範。

6.2.3.3 傳送護箱 HI-TRAC

a. 設計規範

與 HI-STORM 100 系統採用相同的傳送護箱 HI-TRAC，MPC 燃料填裝及卸載、乾燥、密封及轉移至 HI-STAR 或 HI-STORM 外包裝內的過程中，用來盛裝 MPC 的裝置，故兩者設計規範採相同之設計標準與規範。

6.2.4 NUHOMS 系列

NUHOMS 系統包含密封鋼筒(Dry Shielded Canister, DSC)、水平貯存模組(Horizontal Storage Module, HSM)及傳送護箱 (Transfer Cask, TC)，設計提供用過核子燃料的貯存年限為 40 年。

密封鋼筒(DSC)由燃料提籃及不銹鋼腔體組成，如圖 19 所示，上下蓋皆透過銲接密合至不銹鋼腔體上，其上蓋包含有通風及排水的系統，通入惰性氣體-氮氣，鋼筒密封及檢測標準依據 ANSI N14.5 (洩漏率: 1×10^{-7} std. cm^3 /sec)，設計及製造標準依據 ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Subsection NB，燃料提籃設計及製造標準依據 ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Subsection NG, Article NG-3200。上蓋及排氣孔的銲接標準皆依據 ASME Code Section III, Case N-595-2，銲接後須通過多層液滲測試(PT)，採用 ASME Code Case N-595-2 和 Section III NB-5000，密封邊界設計於正常、異常及意外事故下的應力限值依據 ASME Code Section III, Division I, Subsection NB Article NB-3200 標準，設計基準事故分類依據 ANSI/ANS57.9-1984 標準，並遵循 10CFR72 之規範[21]。

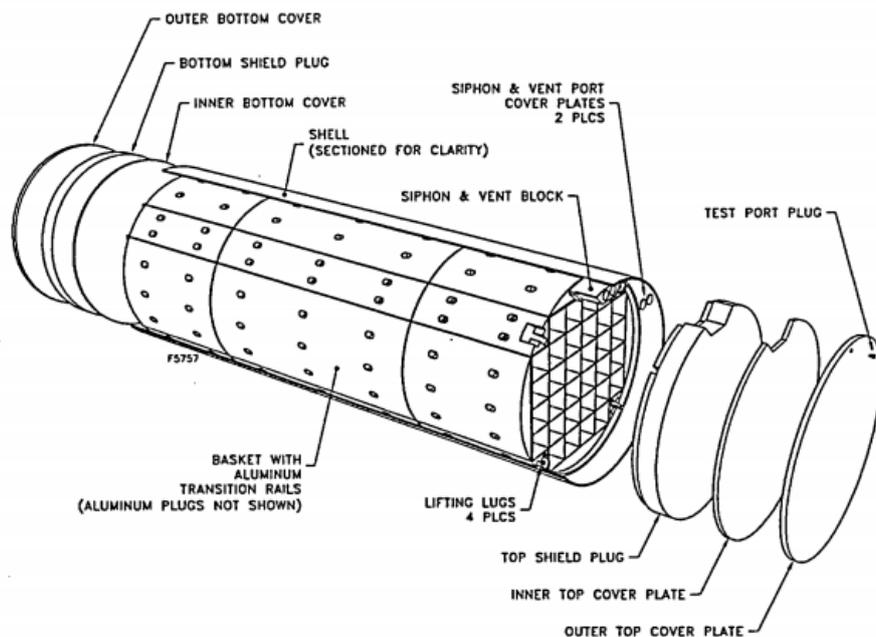


圖 19. NUHOMS 密封鋼筒示意圖

6.2.5 CASTOR

6.2.5.1 系統設計規範

德國使用的用過核子燃料乾式貯存設施依據 ESK 導則(Guidelines for Dry Interim Storage of Irradiated Fuel Assemblies and Heat-Generating Radioactive Waste in Casks)。採用 GNS 公司設計製造的 CASTOR 系列金屬護箱，護箱類型如表 7，上蓋分為兩層皆由螺栓鎖固，密封方式為使用雙層 C 型墊圈(Double Jacket Metal Seals)置於上蓋與腔體間，如圖 20 所示。外層材料為銀或鋁，內層為不銹鋼，上蓋密封完成後依據規範的氦氣洩漏率($Q_{He/St}$)標準需小於 10^{-8} Pa·m³/s，並遵循 IAEA 的運送規範 TS-R-1，在一般及異常狀況下能確保鋼筒密封之完整性並能達到洩漏率之規範[24]。

為避免燃料與大氣接觸，鋼筒上蓋密封後將回填惰性氣體氦氣，內層中主要上蓋(Primary Lid)內的氦氣壓力為負 0.5 bar，而內層上蓋與外層二次上蓋(Secondary Lid)之間壓力為正 6 bar，如圖 21 所示。因此，鋼筒主要上蓋若有洩漏，與次要上蓋間的氦氣將因壓力差而擴散至內層，為被動式防止內層放射性物質外洩之洩漏設計，因壓力監測器位於外層二次上蓋，外層另有一保護上蓋(Protection Plate)因此無法直接觀察監測內層壓力感測器(Pressure Switch)，並無說明有持續監測之必要[18]。而在 CASTOR®X/32 S 的壓力感測器設有一警報器，若邊界有發生洩漏會觸動護箱裡的監測警報系統[25]。事實上氦氣洩漏處理相關文獻不多，近期資料為台電公司於 105 年派員至德國 GNS 公司企業總部進行技術考察文件指出[26]，GNS 公司表示經過多年使用，未發生過洩漏情形。若萬一發現有氦氣洩漏，如果是發生在電廠裡，則送回到水池處理；如果發生在 GNS 公司所營運沒有建置熱室或水池之集中貯存設施(Ahaus & Gorleben)時，則採不開蓋方式處理；其作法為確認是外蓋(secondary lid)洩漏，則直接更換外蓋，若確認是內蓋(primary lid)洩漏，則採直接加上第三個封蓋並焊接起來。

根據 ESK 貯存設施安全管制之導則，須依據原子能法(AtG)規定貯存設施需於裝載貯存筒啟用後每十年實施一次安全評估，並定期提出安全審查報告，其目標包含以下:[28]。

- 評估貯存設施於此週期內發生的事件是否關危及安全及操作之可靠性，以及輻射劑量之評估。
- 最新的安全評估報告關於設施的實際情況，並且採用最新技術來考量必要的預防措施以避免貯存之燃料損壞。

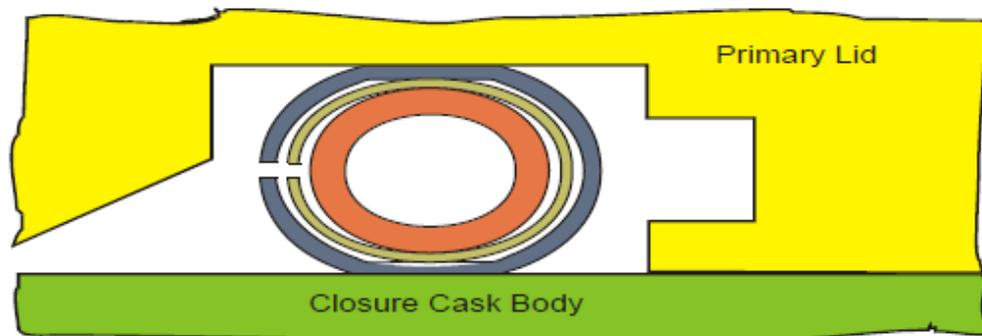


圖 20.C 型金屬墊圈

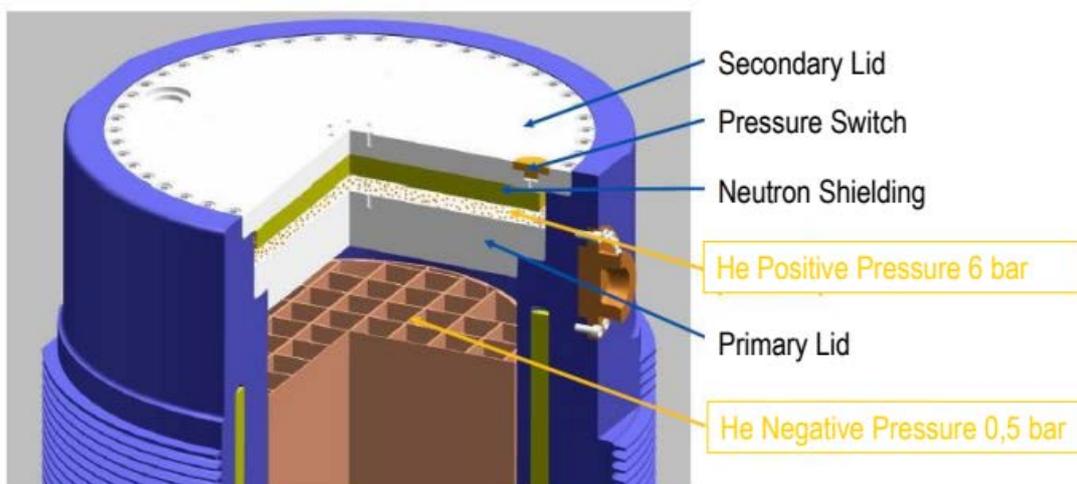


圖 21. CASTOR 上蓋系統氦氣壓力示意圖

表 7 德國護箱規格整理表

	CASTOR X/28 PWR fuel assemblies	CASTOR X/33 PWR fuel assemblies	CASTOR X/74 BWR fuel assemblies
裝載能力	28	33	74
外部直徑	2400 mm	2400 mm	2400 mm
總高度	4800 mm	4800 mm	4800 mm
內部直徑	1780 mm	1780 mm	1780 mm
內部高度	4100 mm	4100 mm	4100 mm
空桶重量	84 t	84 t	84 t
總重	104 t	106 t	107 t

6.2.6 室內與露天乾貯之結構及密封的差異比較

依照上述護箱資料並與核一廠現有乾貯設施護箱進行密封法規的比較，如表 8 所列。主要用於露天乾式貯存系統 INER-HPS、HI-STORM 系列及 HI-STAR 系列皆由密封鋼筒外加混凝土包封容器構成，NUHOMS 系列採用混凝土模組，設計及製造皆依據美國 ASME Code 之標準，故密封鋼筒之完整性、銲接、銲接修復、密封鋼筒完整性檢測及維修和密封作業皆採用相同標準，其中密封鋼筒洩漏率限值有所差異，但仍是採用 ANSI N14.5 驗收標準。使用年限及執照申請皆依據 10CFR72 規範，最大不同處僅在於個別包封容器設計上有所差異，如 HI-STORM 外封包裝主要採用的是混凝土外圍包覆鋼板設計，HI-STAR 則為多重鋼板，傳送護箱則採用相同的 HI-TRAC 傳送護箱，故依循相同的規範標準。

採用室內乾式貯存設施的國家有英國、日本及德國，其中英國採用 Holtec 公司的 HI-STORM 系列乾貯筒，廠房採用的鋼構建築僅有防止氣候方面災害的

功用，並無任何核能安全相關的防護功能，鋼筒結構及密封標準參考原用於露天乾貯的 HI-STORM 系列審查標準[12]。德國室內乾貯設施使用的 CASTOR 系列設計及製造採用德國 ESK 導則，密封洩漏率標準參照 IAEA 規範 TS-R-1，密封方式採用螺栓鎖固，日本之大型護箱密封方式亦採螺栓鎖固，與我國 INER-HPS 使用的銲接方式不同，但其洩漏標準限值與 ANSI N14.5 設定的洩漏率標準無明顯差異，其設計標準皆不致使鋼筒之氬氣洩漏氣危及鋼筒之密封安全 [24][27][28]。

表 8 各類型護箱密封法規之比較

	INER-HPS	HI-STORM 系列	NUHOMS 系列	HI-STAR 系列	CASTOR	日本大型護箱
室內外	室外	室外 室內 (英國)	室外	室外	室內 (德國)	室內 室外(福島)
類型	混凝土護箱		混凝土護箱	金屬護箱		
外包裝材料	混凝土	混凝土+碳鋼	混凝土	碳鋼	球墨鑄鐵	碳鋼
密封鋼筒材料		Type 316, 316LN, 304, 304LN	Type 304L	Type 316, 316LN, 304, 304LN		低合金鋼
設計製造標準	ASME	ASME	ASME	ASME	ESK	核原料物質、 核燃料物質及 び原子炉の規 制に関する法 律
上蓋密封方式	銲接	銲接	銲接	銲接	螺栓鎖固	螺栓鎖固
密封標準	ASME	ASME ISG-18	ASME ISG-18	SME ISG-18	TS-R-1	JSME S FB1-2003
銲接標準	ASME	ASME	ASME	ASME	N/A	N/A
銲接檢測標準	ASME	ASME	ASME	ASME	N/A	N/A
氬氣洩漏標準	ANSI N14.5	ANSI N14.5	ANSI N14.5	ANSI N14.5	$<10^{-8} \text{ Pa}\cdot\text{m}^3/\text{s}$	$<10^{-6} \text{ Pa}\cdot\text{m}^3/\text{s}$
事故分析	NUREG-1536 ANSI/ANS 57.9	NUREG-1536 ANSI/ANS 57.9	ANSI/ANS 57.9	NUREG-1536 ANSI/ANS 57.9	KTA DIN/ISO/EN	使用済燃料貯 藏施設の位 置、構造及び 設備の基準に

						関する規則
--	--	--	--	--	--	-------

6.3 研析室內乾貯之結構及密封安全分析工具及方法論適用性評估

6.3.1 結構安全分析工具及方法論適用性評估

在 ISG-21 中提到計算模式軟體(Use of Computational Modeling Software, CMS)是指利用有限元素、有限差分及有限體積等方法的電腦程式，可以用來分析護箱及封裝在結構上的表現，如結構應力分析、撞擊與掉落的動力分析等。

NUREG-1536[31]提到需要驗證申請者是否有提供關於電腦模式的資訊並審查結構分析的結果。針對結構分析方法主要包含有限元素分析法(Finite-element Analysis)、封閉計算(Closed-Form Calculations)、其他特定護箱組件的結構分析 (Structural Analysis for Specific Cask Components)。

在 NUREG-1536 中因許多結構設計考慮負載條件的複雜性(正常、異常及事故狀態)，結構設計的計算通常會先使用有限元素分析法，分析模式應包含非結構性材料部分對於護箱結構表現有影響的部分。NUREG-1536 Ch.3 Sec. V 詳細討論審查護箱的結構分析程序。在正常情形下，應力強度應低於載重、壓力、正常處置及運輸操作、熱負載以及所有負載情況(例如, Service Levels A and B of the ASME B&PV Code)的應力強度限值，也須包含最大可使用的重量以及最大溫度梯度等。而異常情形則為 Service Level C of the ASME B&PV Code，事故情形則包含護箱掉落、護箱傾倒、過壓爆炸、火災、洪水、颶風、地震等。使用有限元素結構力學評估程式計算求得各項結構組件之應力，再與組件相關規範比對以確認符合規範要求。

封閉計算可以應用於簡單的結構負載情形或已有對應公式可以採用的情形下，也可以作為有限元素法分析出來的結果進行確認比對；為了符合 ASME Code,

Section III 的使用，採用封閉計算時使用線性材料特性。針對其他特定護箱組件的結構分析，須包含的組件如燃料提籃、密封邊界的螺栓、掛耳等。

NUREG-1536 提到結構分析方法及程序用來評估 Confinement Structures, Systems, and Components(SSCs)的結構完整性時，相關的程序應該包含討論計算方法、封閉式計算、以及原型或比例模型測試。在 ASME B&PV Code 中，基於延性材料的最大剪切應力理論而定的應力強度限值，例如：護箱內部應力狀態可由帶有頂蓋的圓筒應力公式來計算，而 NRC 認同封閉式公式中分析應力與應變的 Young's Roark's 公式。護箱掉落測試可以採用原型或比例模型進行測試。針對混凝土的結構分析部分主要是針對強度設計(Strength Design)，NRC 接受 ACI 349[32]對於混凝土結構的強度設計。強度設計是常被用於美國混凝土設計，也是 Independent Spent Fuel Storage Installations (ISFSI)或 Monitored Retrievable Storage (MRS)對混凝土結構唯一接受的設計方法。例如 ACI 318[33]及 ACI 349 規範所採用的強度設計，ACI 359[34]程序構成可容許強度設計的方法。

在 NUREG-1567[35]中，詳細討論結構分析方法及程序，用以評估 SSC 的結構完整性。相關的程序應該包含討論計算方法、封閉式計算、以及原型或比例模型測試。此外，採用何種計算模式的指引應由申請者提供，而後經由審查程序。表 9 列出目前 INER-HPS、HI-STORM 以及 HI-STAR 所採用的分析程式與版本，依據表 9 相關內容，進一步對各型乾式貯存系統進行研析。

表 9 各類護箱所使用之分析程式比較

護箱型號	使用程式	概述	
INER-HPS	ANSYS 程式	密封鋼筒、提籃、保護環、保護環螺栓、傳送護箱、混凝土護箱錨定等分析	
	LS-DYNA 程式	密封鋼筒、混凝土護箱、基座等組件之加減速度、傾倒、挫屈變形分析方法需使用動態有限元素分析	
HI-STORM	ANSYS 程式	例如：包封容器、MPC、把手、積雪等負重	
	LS-DYNA	例如：非機械式的傾覆模擬、燃料提籃、混凝土材料負重	
HI-STAR	ANSYS 程式	BEAM3	例如：燃料提籃、MPC、平板型式的提籃支撐
		PLANE82	例如：立體型式的提籃支撐
		CONTAC12	例如：燃料提籃與其支撐之間的縫隙
		CONTAC26	例如：MPC 外殼與包封容器間的接觸
		COMBIN14	例如：底蓋邊緣
NUHOMS	ANSYS	提籃應力及穩定性之分析、密封鋼筒結構分析	
	LS-DYNA	提籃應力及穩定性之分析	
CASTOR	ANSYS	鋼筒墜落及火災分析	
	LS-DYNA		
	ABAQUS	密封上蓋於事故下之機械性質	

6.3.1.1 HI-STORM

a.MPC (Multi-Purpose Canister)

MPC[36]中的主要兩個元素：包封容器(Enclosure Vessel)、燃料提籃(Fuel

Basket)係採分開模擬，包封容器的模型著重在其應變及應力在不同負重下的量化，而燃料提籃的模型則是著重在其應變及非機械式傾覆下的位移，其模型如圖 22 所示。

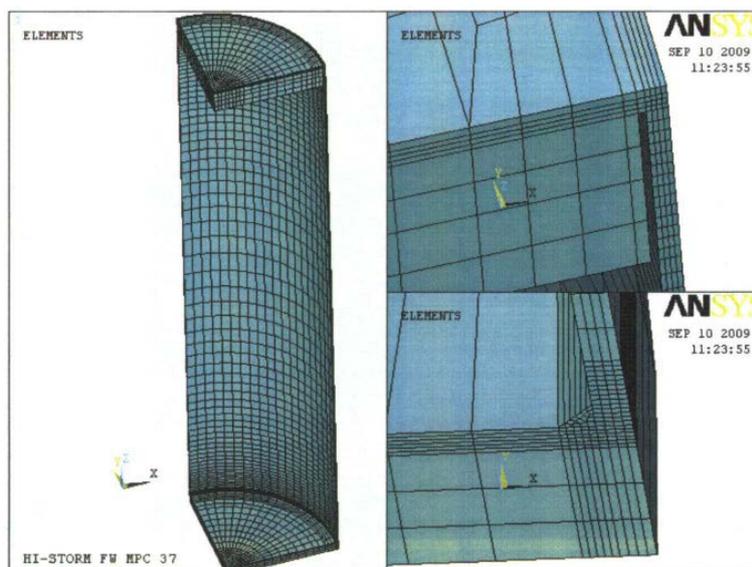


圖 22.MPC 包封容器之 ANSYS 模擬模型

b. 外包裝

針對不同的事件會使用不同的有限元素法運算程式碼，各組件的模擬則使用 SOLID45、SHELL63 和 SOLSH 190 元件，這些程式碼及元件的運用在先前的乾貯筒執照應用上皆有經驗，其模擬之模型如圖 23。LS-DYNA 軟體用於混凝土上蓋的模擬，SOLID65 元件則使用 MAT PSEUDOTENSOR (或 MAT_016)原件來取代。而包封容器的鋼鐵組件，以非線性的應力應變關係呈現，其使用的定律為：

$$\sigma = K\varepsilon^n$$

n 為應變硬化指數，K 為強度係數，表 10 提供了包封容器中鋼鐵材料部份所使用的數值。

c. HI-TRAC VW 傳送護箱(Transfer Cask)

傳送護箱的應力分析著重在意外發生的狀況下水護套層的性能、最大的提升

應力下，傳送護箱頂部邊緣的螺紋錨定位置性能，以及護箱本身重量加上 MPC 重量時底蓋的性能。

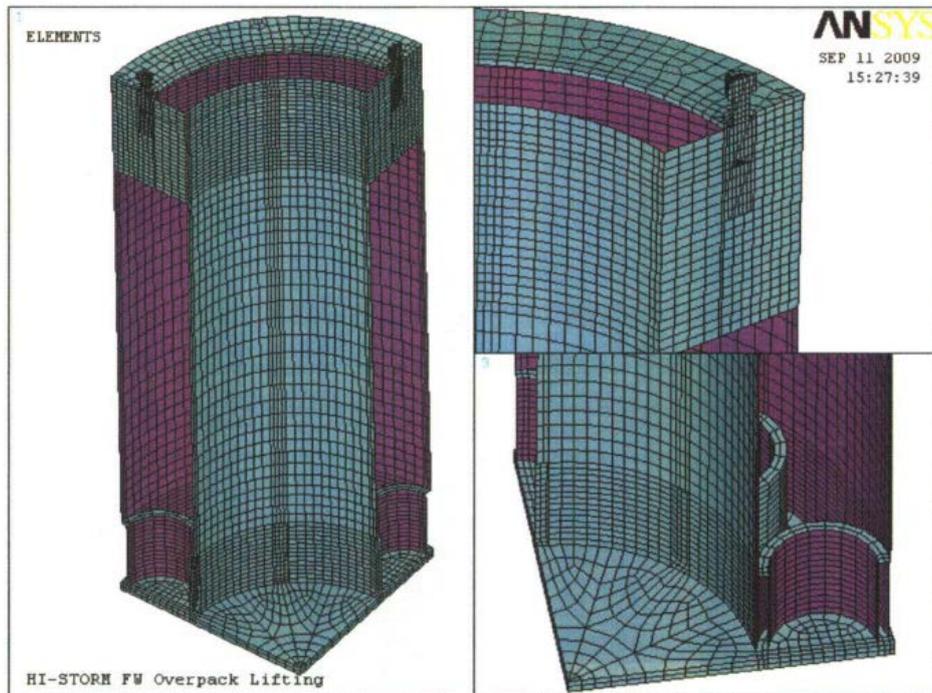


圖 23.外 HI-STORM FW 外包裝之 ANSYS 模擬模型

表 10 HI-STORM 系統以 LS-DYNA 進行模擬之 K 及 n 值

Component	Material	Ref. Temp.	K(psi)	n
Fuel Basket	Metamic-HT	365°C	1.542×10^4	0.069
		350°C	1.676×10^4	0.063
		325°C	1.897×10^4	0.056
		300°C	2.116×10^4	0.051
		250°C	2417×10^4	0.064
		200°C	2.712×10^4	0.075
MPC Lid	Alloy X	500°F	1.055×10^5	0.235
MPC Shell	Alloy X	450°F	1.152×10^5	0.244
MPC Baseplate	Alloy X	350°F	1.161×10^5	0.236
HI-STORM Anchor Block	SA-350 LF2	250°F	1.160×10^5	0.189
HI-STORM Lid Stud	SA-193 B7	250°F	1.399×10^5	0.082
HI-STORM Inlet Shield Pipe	SA-53	250°F	9.464×10^4	0.161
HI-STORM Body	SA-516 Gr.70	300°F	1.144×10^5	0.181
HI-STORM Lid	SA-516 Gr.70	250°F	1.139×10^5	0.179
HI-STORM Inlet Shell Plate, Inlet Vent Top Plate & Lid	Sa-36	250°F	8.952×10^4	0.150

6.3.1.2HI-STAR

應力分析的目的在于提供必要的保險措施，預防意外事故的發生，所有的應力評估都是在允許的應變及應力強度下執行，且預設為彈性表現，依照應變及應力呈現線性關係的狀況下進行模擬。

a. MPC

採用有限元素法於正常、異常及意外的負載狀況下應用，以 ANSYS 程式執行模擬，遵照備忘錄編號 71-9261(Docket Number 71-9261)。MPC 包含燃料提籃、提籃支撐結構和外殼，並不包括非結構組件，其平面模型如圖 24 所示。該分析使用了五種 ANSYS 元素：BEAM3、PLANE82、CONTAC12、CONTAC26 和 COMBIN14，在平板的提籃支撐部分使用 BEAM3，立體的提籃支撐則使用 PLANE82，提籃與提籃支撐之間間隔則使用 CONTAC12，MPC 外殼與外包裝之間的接觸則使用 CONTAC26 來模擬[37]。

b. 外包裝

同樣採用有限元素法進行分析，並以 ANSYS 程式執行模擬，假設其為對稱，在各項組件的模擬使用了 SOLID45、SOLID95、BEAM4、SHELL63 和 COMBIN 14，其模型如圖 25 所示，模擬的事件包含了各類型的傾覆狀況，並且將溫度、內外壓力的影響等皆列入考慮。

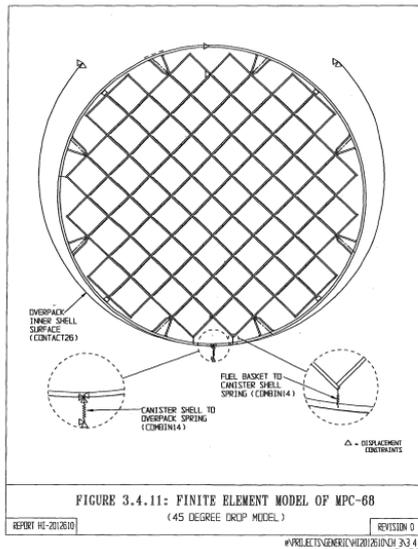
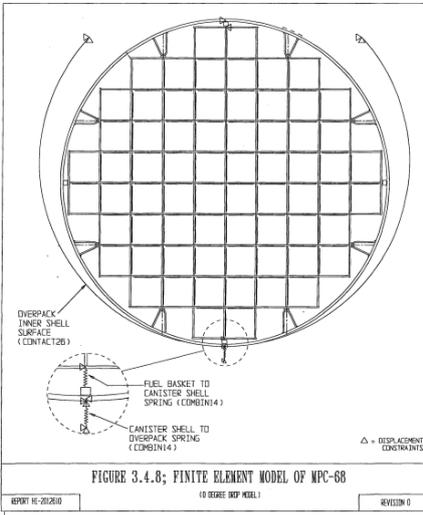
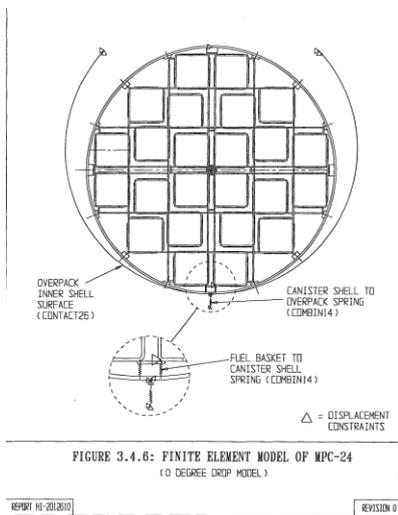
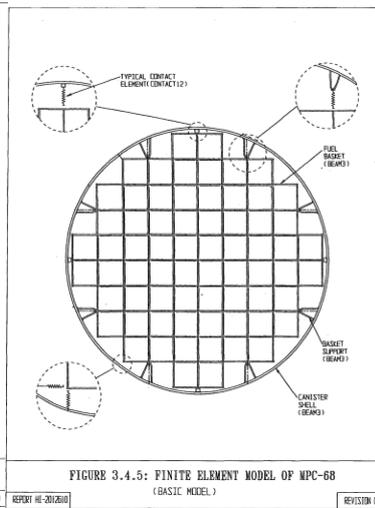
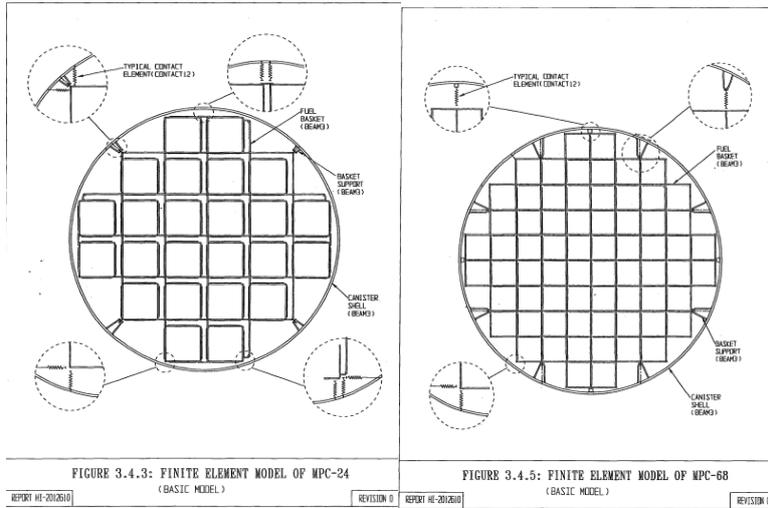


圖 24.HI-STAR MPC 之模擬模型

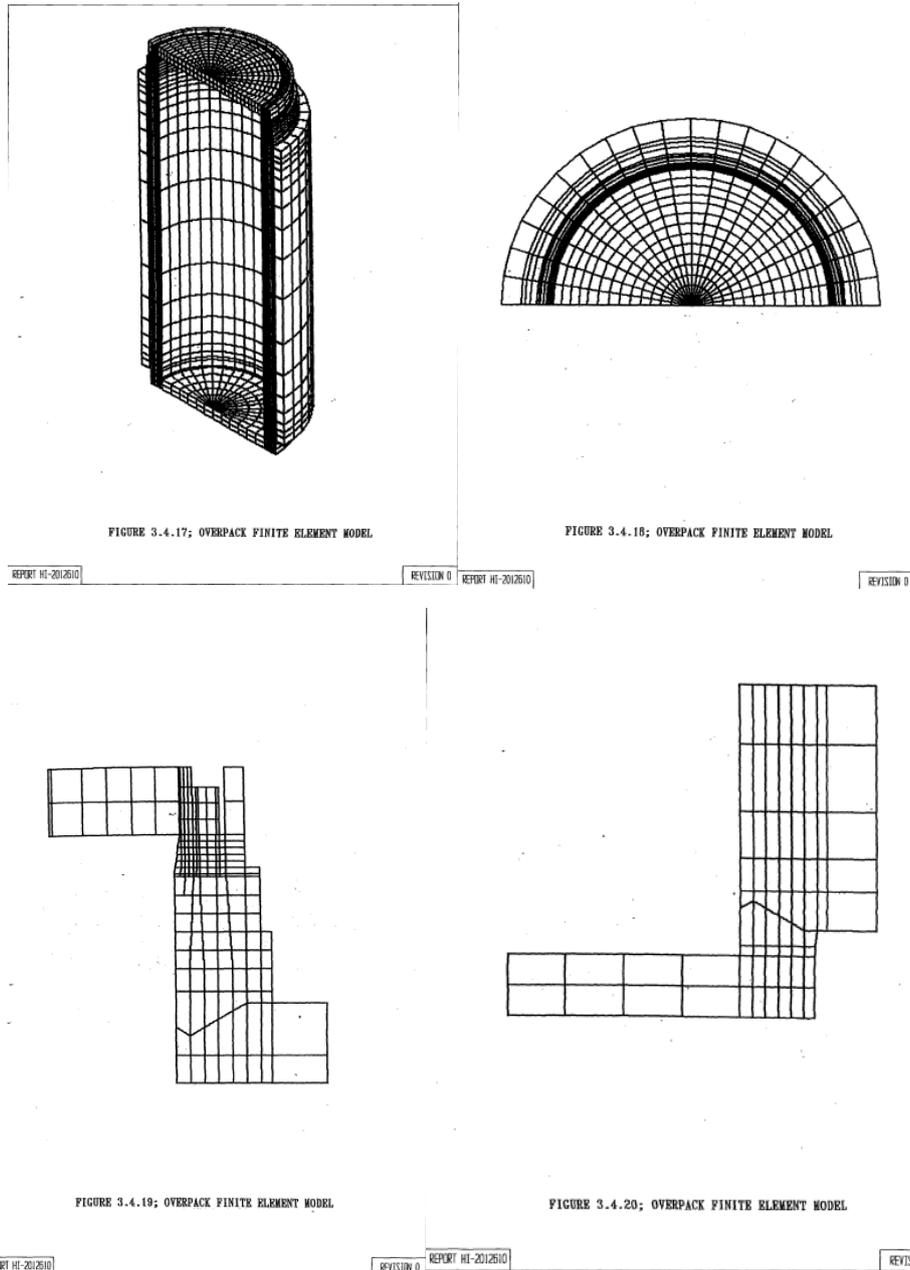


圖 25.HI-STAR 外包裝之模擬模型

6.3.1.3 NUHOMS 系列

依據 NRC Regulatory Guide 3.48 規範，NUHOMS 系統需依據 ANSI/ANS 57.9-1984 標準針對設計基準事故進行評估，其中密封鋼筒於設計正常及異常和假設事故下之負載情形及結構分析，則是利用 ANSYS 有限元素模型進行分析。燃料提籃的應力及穩定性分析亦採用 ANSYS 進行，密封鋼筒外殼於洪水情況下之應力分析、水平掉落分析亦使用 ANSYS 模型進行分析。而 LS-DYNA 則使用

於驗證穩定性分析，其使用的材料性質與假設皆與 ANSYS 相同，其模型基礎亦建立於 ANSYS 模型之上[21]。

6.3.1.4 CASTOR 系列

德國密封鋼筒的密封方式採用 C 型金屬墊圈密封並使用螺栓固定上蓋，上蓋的密封於飛行器撞擊或建築物倒塌下之機械行為分析是採用 ABAQUS 6.3 有限元素程式進行模擬分析[38]，並符合 BAM GGR-008 導則(Numerical Safety Analyses for the Approval of Transport and Storage Casks for Radioactive Materials)。

另外，德國政府機構 BAM 亦針對用過核子燃料之運輸筒做掉落及火災測試，採用的電腦模擬程式為 ABAQUS、LS-DYNA、ANSYS 有限元素模型進行實際測試前分析[39]。

6.3.2 密封安全分析工具及方法論適用性評估-

密封鋼筒用以裝載用過核子燃料，在設計使用壽命期內，密封鋼筒可以有效防止放射性內容物的洩漏，並防止外部氣體的滲入，以避免所貯存的用過核子燃料護套損壞。而 ASME B&PV Code, Subsection NB 或 NC 規定了對應力分類的要求及對於鋼筒密封邊界可容許的應力限值，以確保護箱在評估正常、異常與意外的條件下，均能保持其密封性。

密封鋼筒沒有外露通往內部的孔道，沒有機械式的密封，也沒有採用密封墊(環)，來維持其密封性。所以，依 ISG-5 Rev.1 規定不須連續監測銲接所形成的密封體。同時密封鋼筒的設計允許在必要的情況下，其所貯存的燃料束可再取出。

除了考慮燃料棒破損的增壓效果外，也要考慮在最高溫度下密封鋼筒內部壓力的變化。最大溫度狀況是要考慮於異常或事故狀況下，密封鋼筒由於高溫所造成的壓力變化。在上述考量之狀況下，密封鋼筒將承受不同程度的內壓，但其值不可超過結構分析壓力。

密封鋼筒內部壓力計算模式可以採用理想氣體方程式($PV = NRT$)來計算密封鋼筒內部壓力。其中 P 為密封鋼筒內部壓力，V 為密封鋼筒內部空間(free space)，N 為密封鋼筒內部氣體總莫耳數，R 為理想氣體常數，T 為密封鋼筒內部氣體平均溫度。

6.4 室內與露天乾貯之應力腐蝕龜裂的差異

6.4.1 各類乾式貯存筒材料之比較

各類乾式貯存筒材料之比較，如表 11 所示，包含露天乾貯與室內乾貯可能採用的護箱類型及使用材料。表 12 顯示各種材料的機械及物理特性[40-43]，表 13 顯示金屬材料的組成成分[44-45]。

由表 11 可以得知，不銹鋼及德國採用的球墨鑄鐵為金屬護箱最主要的兩種金屬材料，因此以下對兩種金屬常見的腐蝕現象進行討論。

德國的鑄鐵筒 CASTOR-V，其筒身為一體成形的球墨鑄鐵材質，球墨鑄鐵係將白口鑄鐵經過球化和孕育處理後得到的高性能鑄鐵，析出的石墨呈球狀故稱為球墨鑄鐵，其塑性和韌性相對於普通鑄鐵可以大幅度提高。CASTOR 護箱內層外用鎳被覆，外層漆有環氧樹脂塗層。為了具有更好的移熱效果，外層裝設有 60mm 厚的散熱片，主蓋與第二層的上蓋以不銹鋼製成，與筒身之間以合成橡膠 (Elastomer) 確保其密封性，並以螺絲固定。筒內固定燃料束的燃料提籃，則以硼含量較高的不銹鋼製成[46]。

表 11 各類型護箱及其主要材料

採用之護箱型號	乾貯筒型式	主要材料
INER-HPS	混凝土護箱	碳鋼、第二型波特蘭水泥、304 不銹鋼、鋁
GNB-CASTOR	室內金屬護箱	球墨鑄鐵
Hitachi-GE 之護箱	金屬護箱、混凝土護箱	304L 不銹鋼、316L 不銹鋼外層包有混凝土
HI-STAR	金屬護箱	不銹鋼、鋁
HI-STORM	混凝土護箱	鋼板層內包覆鋼筋混凝土
NUHOMS	混凝土護箱	304 不銹鋼、碳鋼

表 12 各類材料之機械及物理特性

	球墨鑄鐵 GGG-40(DIN) QT400-15(GB) FCD400-15(JIS)	304 不銹鋼	304L 不銹鋼	316L 不銹鋼
Elongation 伸長量	15%	40%	40%	50%
Tensile Strength 拉伸強度	390 MPa	515MPa	485 MPa	558MPa
Yield strength 降伏強度	250 MPa	205MPa	170 MPa	290MPa
Thermal conductivity 導熱係數	42W/m.K	16.2 W/m.K	14.0 W/m-K~ 16.3 W/m-K	16.2 W/m-K
Thermal expansion 熱膨脹率	$11.5 \times 10^{-6}/K$	$16.9 \times 10^{-6}/K$	$16.9 \times 10^{-6}/K$	$15.9 \times 10^{-6}/K$

表 13 各種金屬材料之組成成分表

	C	Si	Mn	P	S	Mg	Cr	Mo	Ni
FCD400	3.6-3.8	2.6-2.8	Max. 0.3	Max. 0.05	Max. 0.02	0.04	-	-	-
SUS304	Max. 0.08	Max. 1.00	Max. 2.00	Max. 0.045	Max. 0.03	-	18.0-20.0		8.00-10.50
SUS304L	Max. 0.03	Max. 1.00	Max. 2.00	Max. 0.045	Max. 0.03	-	18.0-20.0		9.00-13.00
SUS316L	Max. 0.08	Max. 1.00	Max. 2.00	Max. 0.045	Max. 0.030	-	16.00~18.00	2.00~3.00	10.00~14.00

6.4.2 各類金屬常見的腐蝕行為

針對球墨鑄鐵、不銹鋼、非鐵金屬、碳鋼四種不同種類的金屬，其腐蝕行為的研究上也有一定數量的實驗測試結果，相關的研究如下所述，依照不同的測試條件，金屬發生腐蝕的程度也會有所差異。

6.4.2.1 球墨鑄鐵

I. 平板狀試片(Plate Specimen)的腐蝕：

相關文獻顯示，將球墨鑄鐵與不銹鋼的平板試片放置在模擬極端海邊的環境下進行腐蝕速率試驗，發現經過 1200 小時的實驗，球墨鑄鐵的均勻腐蝕速率約為 1.1×10^{-4} mpy(mill per year, 腐蝕速率單位)，不銹鋼為 6.8×10^{-7} mpy，相差超過 6000 倍，可知球墨鑄鐵與不銹鋼在同一測試環境下的腐蝕速率有明顯差異 [47]。

II. 球墨鑄鐵管件 (Ductile Iron Pipe)：

除了作為乾式貯存筒的材料之外，球墨鑄鐵最多的應用是作為管件，文獻顯示鑄鐵管件的腐蝕機制，包含以下幾種：

1. 均勻腐蝕：可預測的腐蝕狀況，較容易防範。
2. 孔蝕：在高氯、氮、硫的環境，較容易產生。一旦孔蝕發生，便會形成起始點，造成更深層的腐蝕狀況產生。
3. 間隙腐蝕：發生在間隙、停滯溶液表面的局部電化學腐蝕情形。
4. 加凡尼腐蝕(Galvanic corrosion)：兩活性不同之金屬，相連之後形成電位差異，造成一端金屬腐蝕情形加劇的狀況。
5. 石墨腐蝕：如同加凡尼腐蝕的機制，對鐵而言，石墨是為陰極，因此活性較大的鐵有腐蝕的情況發生，多數發生在水中、含硫的鹽霧環境中 [48-49]。

6.4.2.2 不銹鋼

由於不銹鋼材料常使用於乾式貯存設施，針對不銹鋼材料進行氯鹽腐蝕實驗的研究數據較多。不銹鋼材料如使用在濱海環境中，當含氯鹽類附著在鋼筒外部，如果空氣中含水氣高，且含氯鹽類達到潮解程度，腐蝕實驗測試需長達數週後，表面腐蝕才有發生的可能，且其產生的腐蝕產物或氣體量甚至小至無法偵測。若材料表面光滑，則可有效減少腐蝕物質堆積狀況。氯離子對不銹鋼最大的影響為應力腐蝕龜裂的產生，而其發生之三個必要條件，包括敏感性材料(不銹鋼材料/銲接的熱影響區)、鋼筒的張應力(圓筒)、海邊的環境(含有氯離子的環境)，以下幾點為相關文獻之結果。針對日本中央電力公司及 NRC 對於不銹鋼應力腐蝕龜裂之相關研究資料進行討論：

日本電力中央研究所進行不銹鋼的材料腐蝕，其測試結果如下：

1. 應力腐蝕龜裂的發生機制

-經由反覆的鹽沉積實驗結果得到，在不銹鋼表面必須發生鹽分沉積，且氯

離子濃度達到 0.2g/m^2 以上的濃度，應力腐蝕龜裂才會發生。

2. 裂縫成長速率的測量

-取下銲接部分的組件，進行裂縫成長速率的量測，最大的裂縫成長速率為 2×10^{-11} m/s。

3. 應力腐蝕龜裂的測試

-取下不銹鋼筒的部分圓環(半徑：1832 毫米、厚度：16 毫米)製作成試片，並置於 4 g/m^2 氯沉積、溫度 80°C 、相對溼度 35% 的環境下進行 5000 小時實驗後，才有發現應力腐蝕龜裂的產生，但在 Low Plasticity Burnishing (LPB) 部分並沒有發現龜裂產生[50]。

根據日本東京工業大學及中央電力研究所的文獻指出，當氯離子沉積量超過 10g/m^2 、相對溼度 35% 及溫度 80°C 以上，並且預加應力 500MPa 的加速測試實驗情況下，需要最少 300 小時以上，304L 不銹鋼試片才會有應力腐蝕龜裂產生的可能性[51]。

美國核管會(NRC)的文獻中[52]，進行 304、304L、316L 銲接及未銲接材料的應力腐蝕龜裂實驗，文獻提到使用模擬乾貯筒張應力之 U-bend 試片(外加應變為 0.25)，以鹽霧方式進行環境的模擬，於 43°C 下經過四星期的實驗測試下，可以在 304、304L 發現孔蝕的存在。而 316 及 316L 試片上，發現腐蝕情形較不嚴重，但仍在銲接的熱影響區發現部分孔蝕，經過四星期的測試下，幾乎沒有發現裂紋的產生。進行至第十六周的實驗中，只有 304、304L 的試片，發現寬度約為 3 至 5 μm 的裂紋，316 及 316L 並沒有觀察到。另外文獻中，也進行了較嚴苛的鹽噴灑環境模擬的實驗，發現在 25°C 下，以模擬海水進行噴灑的環境中(海水濃度為 3.5%)，放置兩個月的時間，所有的試片皆未觀察到應力腐蝕龜裂的情形。

另外可能發生的腐蝕機制為加凡尼腐蝕，但各種不銹鋼材料間因無有效之電

化學電位差，故不會發生電位腐蝕。沃斯田鐵系列不銹鋼與鋁之間雖有電化學電位，但不銹鋼為相對陰極，故受鋁保護不致產生電位腐蝕。另外，密封鋼筒內為惰性氣體(氬氣)環境，可有效防止上述情況產生。鋼筒密封邊界材料為 304L 不銹鋼，屏蔽上蓋 (Shield Lid) 材料則為 304 不銹鋼。前者在銲接時，晶界具有抗衝擊能力，故密封鋼筒在使用壽命期限內不會產生沿晶應力腐蝕，後者雖在銲接期間產生些微敏化(Sensitization)，但不影響其在密封鋼筒壽限內之功能[29]。

6.4.2.3 非鐵金屬[29]

鋁在乾貯作業系統中除了置於提籃中作為熱傳導的材料之外，亦可能作為中子吸收材料，如 BORAL 之基材。其與奧斯田鐵不銹鋼在水中接觸可能因電位差而造成腐蝕，故在密封鋼筒裝卸期間，可能因鋁製導熱圓盤(Heat Transfer Disk)與提籃及燃料池水接觸而產生少量氬氣，但當水自密封鋼筒中排除時反應也將隨即停止。鋁製導熱圓盤及中子吸收材料在安裝前均已惰性化 (Passivated)，故當設施在燃料池中操作時，鋁製導熱圓盤及中子吸收材料，不會與其他不銹鋼結構因電位差而有腐蝕現象發生。在裝載過程進行密封鋼筒封閉作業時，上述產生之氣體聚集在屏蔽上蓋下方，有可能產生化學反應。鋁的表面易產生氧化膜形成保護，不致與其他材料產生反應，該氧化膜在空氣中呈穩定狀態，少量會溶於水，溶解速率視水的 pH 值、溫度與鋁的溫度，以及在水中的曝露時間而定。故在裝載作業時，將在銲接前及過程中，依安全分析報告所載之作業程序監測氬氣含量，若不合規定則停止銲接作業並吸出氣體，當密封鋼筒乾燥後應不會有任何氣體產生。

6.4.2.4 碳鋼

INER-HPS 系統中提籃的承載圓盤為碳鋼(SA-533)材質，表面覆以無電鍍鎳用以保護其在水中不會銹蝕，因鎳鍍層與池水不反應故不會產生氣體。碳鋼、鋁及沃斯田鐵間雖有些許電化學電位，但加上鍍鎳保護後，在水中不產生電化學腐蝕。傳送護箱主要由 ASTM A-588 碳鋼所製成，表面以環氧樹脂(Epoxy)包覆以

防止銹蝕並形成光滑表面，混凝土護箱鋼內襯為 ASTM A36 碳鋼製成，亦以環氧樹脂覆蓋以防止銹蝕。

6.4.3 實際鹽沉積量及相關研究分析

由上述章節可以得知，許多乾貯設施採用沃斯田鐵系不銹鋼材料製成，對於該材料的氯離子誘發應力腐蝕龜裂機制須格外關注，若導致材料弱化而出現裂痕，將提高外洩之風險。因此許多研究皆著力於氯鹽沉積量及環境中相對濕度對於應力腐蝕龜裂發生的影響，以下將針對氯鹽的沉積量進行討論。

6.4.3.1 日本電廠實際氯鹽沉積量

首先，根據日本電力中央研究所(CRIEPI)平成十九年(2007)的報告[55]，以金屬護箱貯存設施為對象，偵測室內外的鹽分濃度，了解氯鹽沉積的量及成分組成。

日本電力中央研究所針對福島第一核電廠及東海第二核電廠的用過核子燃料貯存設施，進行空氣中鹽分濃度的量測、鹽分附著量的測定及金屬筒表面鹽分沉積量的監測，得到以下結果：

1. 貯存廠房內外鹽分的測定

使用 Ejector 式的鹽分計來測定室內外空氣中的鹽分濃度（一次約五到六小時），風從海的一側吹來的時候，東海第二發電廠的空氣中鹽份含量約為 $35\mu\text{g}/\text{m}^3$ ，而福島電廠則為 $64\mu\text{g}/\text{m}^3$ ，在風較弱的條件下，由圖 26 可以得知，由於現今的建築多為換氣式建築，因此室內外之空氣中鹽分濃度幾乎相同，並沒有因為建物而造成差異。

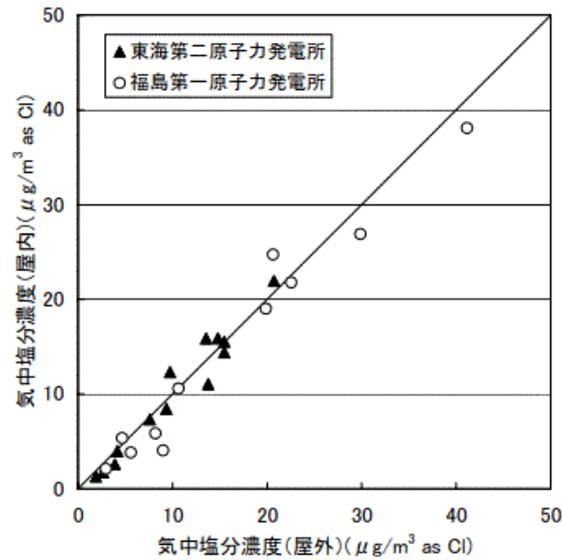


圖 26.建築物室內外的空氣中鹽分濃度比較

2. 金屬筒表面鹽分的沉積量

金屬筒表面的鹽分密度測定，福島第一核電廠(距離海邊約 80m)，金屬筒表面的沉積量約 0.05~0.26 g/m³ (沉積約三個月的時間)。東海第二發電廠(距離海邊 450 公尺)，沉積量為 0.002~0.006 g/m³ (沉積三年四個月)。針對表面鹽分的定量、定性分析結果顯示主要元素為 Ca、Cl、K、Mg、Na、Pb、S、Si、Zn，主要的物質為 NaCl、CaSO₄。因此在考慮腐蝕情形時，地區鹽類的種類也必須列入考慮，主要是不同種類的氣鹽潮解程度會隨溫度與濕度而有所差異，對於金屬材料的影響會有所不同。表 14 則呈現了東海第二發電廠金屬乾貯筒表面鹽沉積的量，表 15 則為福島第一發電廠之結果[55]。

表 14 東海第二發電廠金屬乾貯筒表面鹽沉積量

表 5 使用済燃料乾式貯蔵設備における付着塩分測定結果（東海第二原子力発電所）

試料番号	電気伝導度 (注1) $\mu\text{S/cm}$	採取面積 m^2	等価塩分 付着密度 g/m^2	採取場所	暴露期間
1	16.1	0.152	0.005	7号キャスク海側下部	3年4ヶ月
2	15.91	0.223	0.003	7号キャスク側面下部	"
3	10.7	0.145	0.003	7号キャスク裏面下部	"
4	14.05	0.228	0.003	7号キャスク海側上部	"
5	12.3	0.27	0.002	7号キャスク側面上部	"
6	24	0.232	0.005	5号キャスク陸側下部	"
7	22	0.165	0.006	5号キャスク側面下部	"
8	11.7	0.211	0.003	5号キャスク陸側上部	"
9	742	0.0475	0.742	建屋上部排気口正面の温度計支柱（鉄製、錆び有り）	3年8ヶ月
10	87.5	0.216	0.019	建屋上部排気口側面のコンクリート壁	"

注1：採取液 100cc

表 15 福島第一発電廠金屬乾貯筒表面鹽沉積量

表 6 使用済燃料乾式貯蔵設備における付着塩分測定結果（福島第一原子力発電所）

試料番号	電気伝導度 (注1) $\mu\text{S/cm}$	採取面積 m^2	等価塩分 付着密度 g/m^2	採取場所	暴露期間
1	449	0.116	0.184	海側奥から2台目キャスク上面	3ヶ月
2	119.5	0.119	0.048	同上キャスク海側側面（垂直面）	"
3	1645	0.298	0.263	海側ダクト通風口横（下面）	20年5ヶ月 注2
4	485	0.158	0.145	陸側奥から2台目キャスク上面	3ヶ月
5	23.4	0.169	0.007	同上キャスク陸側側面（垂直面）	"
6	2140	0.459	0.221	陸側ダクト通風口横（下面）	20年5ヶ月 注2
7	174	0.11	0.075	建屋中央排気口付近踊り場の柱	"
8	282	0.11	0.122	建屋中央排気口付近踊り場の柱	"
9	280	0.0644	0.207	海側通路踏み板支持鋼材下面	"
10	105	0.0644	0.077	陸側通路踏み板支持鋼材下面	"

注1：採取液 100cc

注2：途中メンテナンス実施の可能性有り

6.4.3.2 台灣沿海氣鹽沉積量

針對台灣電廠沿海有限的數據進行分析，表 16 台灣核三電廠沿海之鹽沉積量之數據資料[56]。由於北部電廠周邊相關鹽沉積的資料量不足，表 17 為電廠建置地區周邊沿海沉積量，數據來自港灣環境資訊網[57]及圖 27 台灣沿海區域氣鹽沉積速率做為參考[58]。

根據以上測定之鹽沉積量數據結果，交互參照 6.4.2.2 章節中，針對不銹鋼材料實驗數據之結果，可以做出下之討論：

依據表 17 及圖 27，可以得知台灣海岸邊的鹽沉積量數值皆在 $50\text{mg/m}^2/\text{day}$

以內，相對溼度介於 20-50%，然而根據日本東京工業大學及中央電力研究所的文獻指出，在氯離子沉積量超過 10 g/m²、相對溼度 35%及溫度 80 °C 以上，並且預加應力 500 MPa 的加速測試實驗情況下，需要最少 300 小時以上，304L 不銹鋼試片才會有應力腐蝕龜裂的產生[53]。雖然鹽沉積的單位不一致，但可以經過換算以及考量雨水沖刷的情況下，實際鹽沉積量仍舊小於文獻中足以誘發應力腐蝕龜裂之鹽沉積量。可以說明，放置在台灣海岸周邊並以沃斯田鐵系不銹鋼為乾式貯存筒之主要材料，並不會因氯鹽沉積而引發嚴重之應力腐蝕龜裂。

表 16 台灣港灣鹽沉積量(mg/m²/day)的比較

測驗期間 試驗線距離	2009.7- 2009.11	2009.11-2010. 3	2010.3- 2010.6	2010.6- 2010.9	2009.7- 2010.9
核三廠試驗線 0m	18.21	10.03	10.62	3.36	42.22
核三廠試驗線 100m	6.46	2.97	5.09	13.99	28.51
核三廠試驗線 300m	2.46	2.16	1.5	3.95	10.07
核三廠試驗線 1000m	1.31	2.01	8.29	2.27	13.88

表 17 電廠建置地區周邊沿海沉積量

a.基隆港

試驗地點名稱	座標(E)	座標(N)	高程(m)	離海岸線距離(km)
基隆試驗線 300m	121°46'21.9"	25°08'58.9"	12.9	0.49

腐蝕因子	相對溼度(%)	氯(mg/m ² /day)
2008 年第一季 (2008/01~2008/05)	43.94	4.615
2008 年第二季 (2008/05~2008/08)	34.09	2.329
2007~2008 年一年期 (2007/05~2008/08)	39.9	8.752

2007 年第三季 (2007/05~2007/09)	28.4	0.807
--------------------------------	------	-------

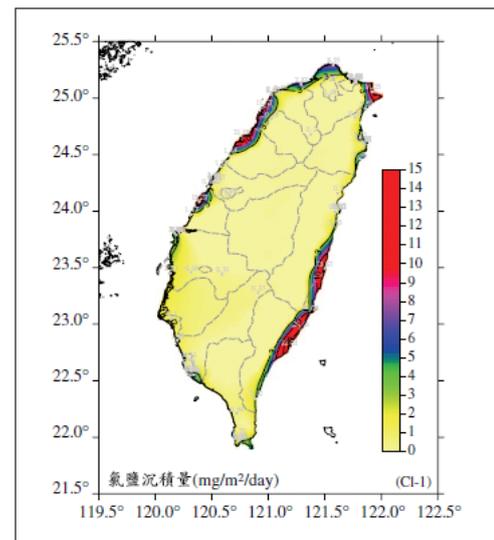
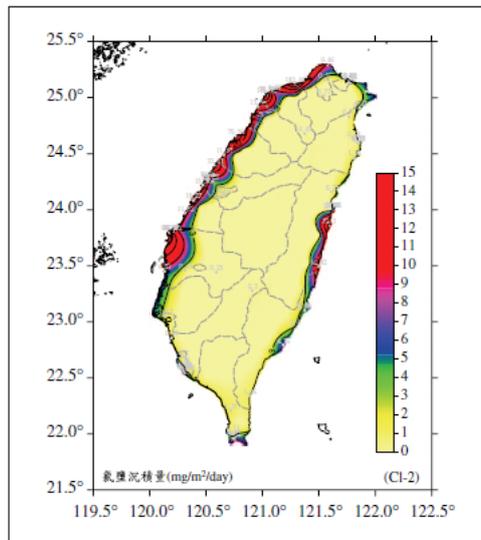
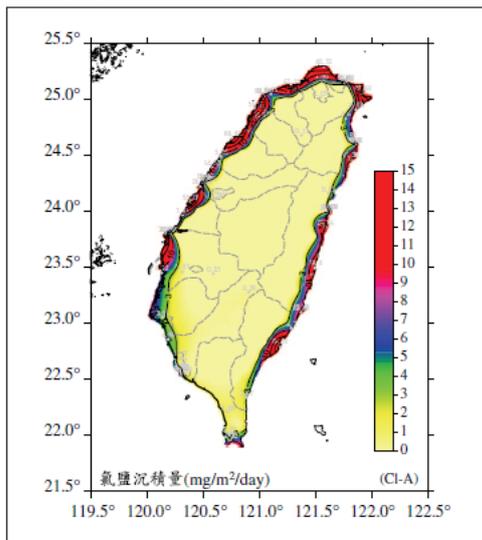
b. 台北港

試驗地點名稱	座標(E)	座標(N)	高程(m)	離海岸線距離(km)
台北港監測站	120°23'28.1"	25°29'2.3"	-	-

腐蝕因子	相對溼度(%)	氯(mg/m ² /day)
2016 年第一季(2016/01~2016/03)	-	6.13
2016 年第二季(2016/04~2016/06)	-	1.30
2015~2016 年一年期 (2015/01~2015/12)	33.82	5.67
2015 年第一季(2015/01~2015/03)	40.93	6.77
2015 年第二季(2015/04~2015/06)	44.35	2.94
2015 年第三季(2015/07~2015/09)	23.64	3.67
2015 年第四季(2015/10~2015/12)	26.36	9.28

圖 27. 台灣沿海區域氯鹽沉積速率

(左：2007/5-2008/8；中：2007/5-2007/9；右：2007/9-2008/1)



7. 室內乾貯之結構及密封評估管制重點

依據上述蒐集的國際間文獻、法規、安全分析報告等，針對廠房、乾貯筒密封、應力分析及應力腐蝕龜裂的機制進行探討。

1. 依據蒐集之國際間室內乾貯國家廠房安全分析報告，德國乾貯設施的地震防護等級要求係依據 KTA2201.1，其要求與核電廠一致，並同時將廠址可能的確定性與機率性設計基準地震納入考量，分析參數涵蓋場址可能發生之最大地震。日本對設計基準地震設定之思維與德國相近，更依據可能受地震之危害分級。荷蘭廠房安全分析報告亦針對當地歷史資訊訂定設計基準地震標準。
2. 根據蒐集之國際間室內乾貯與露天乾貯採用的密封鋼筒密封設計標準資料顯示，各式室外乾貯系統的密封程序及標準皆採用相同之 ASME 標準，此外使用室內乾貯的德國依循標準為該國家訂定之 KTA 標準，但根據其官方 BMU 資料顯示，KTA 標準之建立亦參照美國的核能安全標準，其中 ASME Code, Section III 是用來驗證組件的設計及建造[58]，故建議管制單位密封相關資訊可參照美國之 ASME Code 等相關法規。
3. 依據台灣沿海鹽沉積量的數據顯示，可以得知若是以不銹鋼製成的乾式貯存筒，在溫度降低且鹽沉積量不足的情況下，能夠誘發應力腐蝕龜裂的機會相當的小。而德國所使用的球墨鑄鐵材料，雖然抗蝕能力遠不及不銹鋼，但如果放置在室內，且假設達一定厚度之後，也能夠禁得起長期的使用。雖然應力腐蝕龜裂並不足以造成乾貯筒嚴重的破裂，仍舊建議未來在運行乾式貯存設施時，對於其乾貯筒材料的應力腐蝕龜裂現象，能需要持續的監測追蹤。

8. 結論

本子項計畫目的係在於研析各國室內乾貯設施與結構密封相關之法規、導則、標準與設施特性，並與我國既有乾貯設施進行比較，進而整理出室內外乾貯系統之設計與管制差異，以供管制單位參考。研究執行至今，本子項已蒐集日本、德國、荷蘭等國既有之室內乾貯護箱、廠房設施相關資料及法規。

針對護箱部分，包含國內原先採用之 INER-HPS、HI-STORM 以及 HI-STAR 等進行結構及密封相關的法規、導則、標準與設施特性等進行比較與整理。針對用於室外乾貯系統之 NUHOMS 系列、HI-STORM 系列及 HI-STAR 系列的密封鋼筒與傳送護箱，都是採用相同之設計標準與規範。英國使用之室內乾貯設施採用 Holtec 公司之 HI-STORM 系列密封鋼筒。另外，使用室內乾式貯存設施之德國及日本使用之密封鋼筒密封方式為螺栓鎖固，與國內使用之密封鋼筒焊接方式不同，其中德國使用之法規為該國訂定之 KTA 標準，但此標準參考依據亦參照美國之核能安全標準，故使用設計規範限值與室外系統相似。

此外，本研究亦進行評估室內乾貯之結構及密封安全分析工具及方法論適用性。其結果顯示因結構設計與負載狀況的複雜性，通常使用有限元素分析來進行計算，分析模式應包含非結構性材料部分對於護箱結構表現有影響的部分。審查者須確認設計分析包含所使用的表列式、用於結構材料及組件的性質、藉由計算與假設所導出的數據。

最後，本研究也針對各類乾式貯存筒所使用的材料，初步列出其主要成分、相關的物理及機械性質，探討相關文獻對於部分材料在特定環境下的腐蝕測試結果，以台灣目前岸邊的鹽沉積量來評估放置在台灣海岸周邊之沃斯田鐵系不銹鋼乾式貯存筒，並不會因氣鹽沉積而引發嚴重之應力腐蝕龜裂。

9. 参考文献

1. Dr. R. Diersch, Dr. G. Dreier, H. Stelzer, “CASTOR V - THE PACKAGE SYSTEM FOR TRANSPORT AND STORAGE OF SPENT FUEL ASSEMBLIES,”
2. 青森県原子力立地対策課, “使用済燃料中間貯蔵施設に係る安全性チェック・検討会結果”, Jun 2008
3. 日東京電力株式会社, “福島第一原子力発電所共用プール建屋から乾式キャスク仮保管設備への既設の乾式貯蔵キャスク1基の構内輸送について”, Apr 2013
4. 日本原子力発電株式会社, “平成25年度東海発電所・東海第二発電所の年間主要事業計画について”, Apr 2013
5. 中部電力株式会社, “浜岡原子力発電所使用済燃料乾式貯蔵施設の建設計画の変更について”, Jul 2014
6. Recycle-Fuel Storage Company, “Metal Cask Storage Schedule of Recyclable Fuel Storage Center in Mutsu”, Nov 2010
7. Office for Nuclear Regulation, “Dry fuel storage inspection,”
<http://www.onr.org.uk/intervention-records/2014/sizewell-b-14-214.htm>.
8. HOLTEC INC, FSAR “GENERAL DESCRIPTION OF HI-STORM 100 System,” REPORT HI-2002444, Rev. 3.I.
9. HOLTEC INC, “Final Safety Analysis Report OF HI-STAR 100 Cask System,” ML093070147, Rev. 3.I.
10. IAEA Safety Standards, Storage of Spent Nuclear Fuel, Specific Safety Guide No. SSG-15.
11. Gunter Pretzsch, Ralph Maier, “GERMAN APPROACH TO ESTIMATE POTENTIAL RADIOLOGICAL CONSEQUENCES FOLLOWING A

SABOTAGE ATTACK AGAINST NUCLEAR INTERIM STORAGE,” IAEA
INIS Issue 26, Vol. 35, 2003.

12. Design of Nuclear Power Plants against Seismic Events; Part 1: Principles;
Safety Standards of the Nuclear Safety Standards Commission (KTA), 2011-11
13. Stage Submission 2 – Commencement of Construction Dry Fuel Store Building,
Office for Nuclear Regulation Project Assessment Report,
ONR-SZB-PAR-14-006, Revision 0
14. Dr. T. Thumstadter, Engineering of Indoor Spent Fuel Storage and Safety
Protection, Seminar on regulations and technology of spent fuel interim storage
in Germany, April 19th – 20th, Taipei (2017)
15. Complementary Safety margin Assessment COVRA N.V. (HABOG) Under the
contract of COVRA NRG 2013
16. 使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈につ
いて次のように定める。平成25年11月27日原子力規制委員会
17. EU Stress Test–Sizewell B Rev 001, EDF Energy.
18. Dr. J. Shang, Seminar on regulations and technology of spent fuel interim storage
in Germany, Waste Management of Nuclear Facilities in Germany, April 19th –
20th, Taipei(2017)
19. The Federal Office for the Safety of Nuclear Waste Management, Central interim
storage facilities
20. Jointly Organized by IAEA and NEA(OECD), Safety and Engineering Aspects
of Spent Fuel Storage, Proceedings of a symposium Vienna, 10-14 October
1994
21. CONVENTION ON NUCLEAR SAFETY. National Report of the Kingdom of
The Netherlands. Second Review Conference (April 2002)
22. Seismic Design and Qualification for Nuclear Power Plants . INTERNATIONAL

ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, 1992 (IAEA Safety Guide Series No. 50-SG-D15

23. NUJHOMSO HD System Safety Analysis Report Rev. 0. 4/04
24. Sven Schubert, et al., Behaviour of metallic seals in CASTOR-cask under normal and accident conditions of transport: qualification requirements, Proceeding of the 15th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM, Miami, Florida, USA, October 21-26(2007)
25. Mr. George Jobson, Dr. Harry Spilker, and Mr. Dieter Methling, CASTOR® X/32 S-A NEW DUAL-PURPOSE CASK FOR THE STORAGE AND TRANSPORT OF SPENT NUCLEAR FUEL, WM'00 Conference, Tucson, AZ, February 27-March 2, 2000.
26. 台電公司，「放射性廢棄物集中式貯存技術考察，」出國報告，104年6月14日。
27. ESK guidelines for the performance of periodic safety reviews and on technical ageing management for storage facilities for spent fuel and heat-generating radioactive waste
28. 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
29. 金属キャスク中間貯蔵施設に係る技術要件（経産省）20061010
30. 核一 SAR-第六-二章_結構評估 TPC_9711
31. 周雄偉、黃金城、康龍全，「各式用過核子燃料乾式貯存護箱介紹與未來發展趨勢，」台電核能月刊,December2009.
32. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Standard Review Plan for Dry Cask Storage Systems," NUREG-1536, U.S., January 1997.
33. ACI 349, "Code Requirements for Nuclear Safety Related Concrete Structures," and ACI 349R, "Commentary".

34. ACI 318, "Building Code Requirements for Reinforced Concrete."
35. ACI 359, "Code for Concrete Reactor Vessels and Containments."
36. Nuclear Regulatory Commission, "Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities," NUREG-1567, U.S., March 2000.
37. HI-STORM FW MPC STORAGE SYSTEM FSAR - Non-Proprietary Version Revision 0, August 19, 2011
38. HI-STAR 100 FSAR Revision 3 (biennial update) - October ,2013U.S.
39. Günter Wieser, et al., SAFETY ANALYSIS OF CASKS UNDER EXTREME IMPACT CONDITIONS, 14th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials (PATRAM), Berlin, Germany, September 20-24, 2004
40. Bernhard Droste, et al., DROP AND FIRE TESTING OF SPENT FUEL AND HLW TRANSPORT CASKS AT "BAM TEST SITE TECHNICAL SAFETY" – 10079, WM2010 Conference, March 7-11, 2010, Phoenix, AZ
41. http://www.matweb.com/search/datasheet_print.aspx?matguid=e2147b8f727343b0b0d51efe02a6127e
42. http://esmat.esa.int/Services/Preferred_Lists/Materials_Lists/a62.htm
43. [.https://www.matbase.com/material-categories/metals/ferrous-metals/cast-iron/material-properties-of-ggg-40-din-1693-1-2-cast-iron-grade.html#general](https://www.matbase.com/material-categories/metals/ferrous-metals/cast-iron/material-properties-of-ggg-40-din-1693-1-2-cast-iron-grade.html#general)
44. <http://www.azom.com/article.aspx?ArticleID=965>
45. <http://www.wsmc.com.tw/specification.php?show=2>
46. http://www.yamco-yamashin.com/en/products/guide_stainless_steel.html
47. <http://www.wmsym.org/archives/1997/sess18/18-05.htm>
48. Ogundare, Olasupo, et al. "Atmospheric corrosion studies of ductile iron and austenitic stainless steel in an extreme marine environment." Journal of Minerals and Materials Characterization and Engineering 11.09 (2012): 914.

49. <https://www.nap.edu/read/12593/chapter/4#27>
50. <https://www.corrosionpedia.com/definition/606/graphitic-corrosion>
51. Ryoji Asano. "Study for Introducing Concrete Cask System to Japan," Symposium of Japan Society of Civil Engineers on Advanced Technology for Interim Storage Facility of Nuclear Spent (2016)
52. Mayuzumi, M., J. Tani, and T. Arai. "Chloride induced stress corrosion cracking of candidate canister materials for dry storage of spent fuel." Nuclear Engineering and Design 238.5 (2008): 1227-1232.
53. Caseres, L., and Todd S. Mintz. 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. Southwest Research Institute, 2010.
54. コンクリートキャスク貯蔵実用化のためのコンクリートキャスク貯蔵実用化のための既存の金属キャスク貯蔵設備での気中塩分計測。研究報告：N06022，電力中央研究所。
55. 羅建明、陳桂清、柯正龍, "大氣腐蝕因子調查及腐蝕環境分類之研究," 臺北市交通部運輸研究所, March, 2012.
56. 港灣環境資訊網 <http://isohe.ihmt.gov.tw/Station/ACWEB/acweb.aspx>
57. 羅俊雄、劉益雄, "台灣地區金屬材料大氣腐蝕現況," 工業材料雜誌, 305, p.p. 107, 2012.
58. BMUB, Safety Standards of the Nuclear Safety Standards Commission
<http://www.bmub.bund.de/en/topics/nuclear-safety-radiological-protection/nuclear-safety/legal-provisions-technical-rules/safety-standards-of-cta/>