

109 年用過核子燃料乾式貯存護箱系統結構
與材料性能之管制技術研析
期末報告

受委託單位：國立高雄大學

計畫主持人：張惠雲

共同主持人：賴啟銘

研究期程：中華民國 109 年 03 月至 109 年 12 月

研究經費：新臺幣 壹佰陸拾伍萬元

放射性物料管理局 委託研究

中華民國 109 年 12 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)

計畫名稱：109 年用過核子燃料乾式貯存護箱系統結構與材料性能 之管制技術研析

一、摘要

台灣核能電廠自 107 年 12 月起運轉執照已陸續屆期，核電廠將邁入除役階段。用過核燃料乾式貯存設施是核電廠除役的必要設施。用過核燃料必須先移出反應爐與燃料池，改放於乾貯設施中，之後才能依序繼續拆除燃料池與反應器廠房等。熱移除是用過核燃料乾式貯存之安全重要因素之一，而乾式貯存設施之通風性能對護箱系統長期結構與組件安全有關鍵性的影響，特別是材料劣化與溫度相依之問題。

本委託計畫「109 年用過核子燃料乾式貯存護箱系統結構與材料性能之管制技術研究」，即針對 (1)國際間乾式貯存護箱系統通風性能評估技術，(2)乾式貯存護箱系統材料劣化影響因子，(3)國際間乾式貯存護箱系統材料特性之工業規範，與(4)國際間乾貯護箱系統之特性差異與安全管制要項，進行研析。本計畫研究所獲成果將有助於提升國內用過核燃料乾式貯存設施之安全管制技術，與強化相關設計審查作業。

The operation license of Taiwan 1st nuclear power plant has expired since Dec 2018 and the others will expire by 2025. The plants

are moving onto the phase of decommissioning, and spent fuel dry storage systems are essential to the decommissioning procedures. Namely, the fuel needs unloading and removing from the reactor and pool. After that, the emptied pool can be used for dismantling of the reactor, pool and reactor building. Heat removal greatly affects the safety of the spent fuel dry storage system, and the ventilation plays a key factor in the long-term integrity of the structures and components, especially in view of materials deterioration and temperature dependence.

The 109th-year research project is to conduct a study on structural and material performance of drystorage cask systems and the regulator compliance. The study collects and analyzes the techniques for evaluating the ventilation performance of drystorage cask systems, factors affecting the material deterioration of the systems, industrial specifications for material properties, and characteristics of different drystorage cask systems and safety regulations. The results obtained will help develop advanced safety regulation for drystorage cask systems in Taiwan and improve the design review and management techniques.

二、計畫目標

台灣電力公司三座核能電廠自 107 年 12 月起運轉執照陸續屆期，邁入除役階段。用過核燃料乾式貯存設施是核電廠除役的必要設施。熱移除是用過核燃料乾式貯存之安全重要因素之一，而乾式貯存設施之通風性能對護箱系統長期結構與組件安全有關鍵性的影響，特別是材料劣化與溫度相依之問題。在上述背景下，本計畫研究因此針對 (1)國際間乾式貯存護箱系統通風性能評估技術，(2) 乾式貯存護箱系統材料劣化影響因子，(3) 國際間乾式

貯存護箱系統材料特性之工業規範，與(4)國際間乾貯護箱系統之特性差異與安全管制要項，進行研析。本計畫研究所獲成果，將應用於提升國內用過核燃料乾式貯存設施安全管制技術，與強化台灣未來相關貯存設施之安全設計審查與營運管理計畫。

三、重要成果

- (一) 用過核燃料的貯存容器可以分成金屬護箱，與（不銹鋼）密封鋼桶，其外加之混凝土護箱，提供遮蔽與輻防等功能。德國與日本過去因為核燃料再處理，採用運輸與貯存兩用功能之金屬護箱，但燃料再處理已非主流趨勢。
- (二) 從日本，德國與英國的設計審查案例可知，室內乾貯設施採用被動式通風設計已為目前國際所共同認可之標準。參照日本機械學會 (JSME) 規範，正常狀態下護箱周圍空氣設計基準溫度可設定為 45°C，而混凝土結構設計基準溫度為 65°C。
- (三) 如表 1 所示，對乾貯設施基本安全功能之維持，護箱主體尤為重要。特別是因為護箱除熱性能之衰減，可能是反映內部貯存的之用過核燃料之長期完整性已有所改變。

表 1 乾貯護箱系統元件之老化機制* (本計畫編譯重製)

來源	老化機制	重要程度	
		貯存	運輸
護套			
熱	輻射損傷之退火	中	高
	溫度起伏造成的金屬疲勞	低	低
	相變	低	低
化學作用	發射率改變	低	低
	氫氣效應：脆化與方位重排	高	高
	氫氣效應：氫脆延遲破壞	高	中
	氧化	中	中
	濕蝕	低	低
物理作用	潛變	中	中
燃料束			
熱與物理作用	潛變	低	低
	溫度起伏造成的金屬疲勞	低	低
化學作用	腐蝕與應力腐蝕破裂（化學）	中	中
	氫化	低	低
提籃			
熱與物理作用	潛變	低	低
	溫度起伏造成的金屬疲勞	低	低
化學作用	腐蝕	低	低
中子毒物			
熱	熱老化	中	高
熱與輻射	脆化及破裂	中	低
熱與物理作用	潛變	中	中
	溫度起伏造成的金屬疲勞	低	低
中子輻射	毒物消耗	低	低
化學作用	腐蝕（起泡）	中	中
中子屏障材料			
熱與物理作用	脆化、斷裂、收縮及分解	低	低
輻射	輻射脆化	低	低
	毒物消耗	低	低
化學作用	腐蝕	低	低

*出處：McConnell et. al., (2011). “Extended Dry Storage of Spent Fuel: Technical Issues: A USA Perspective”, Nuclear Engineering and Technology, Vol. 43 No.

表 1 乾貯護箱系統元件之老化機制* (本計畫編譯重製)

來源	老化機制	重要程度	
		貯存	運輸
容器			
銲接密封(鋼)筒			
化學作用	大氣腐蝕	高	中
	水性腐蝕：全面、局部（孔蝕、間隙腐蝕）、應力腐蝕破裂、電腐蝕	高	中
栓接(金屬)護箱			
熱與物理作用	彈性密封條脆化	低	低
	密封件與螺栓之熱力疲勞	中	高
輻射	彈性密封條脆化	低	低
化學作用	大氣腐蝕（含近海環境）	高	中
	水性腐蝕：全面、局部（孔蝕、間隙腐蝕）、應力腐蝕破裂、電腐蝕	高	中
填充氣體			
熱與物理作用	穿過密封(鋼) 桶壁擴散	N/A	高
輻射	N/A	N/A	
化學作用	N/A	N/A	

註：標示之重要程度分級僅為範例，老化機制對貯存及運輸之重要程度仍可能有所不同。

(四) 除環境輻射監測，金屬護箱須進行內部壓力監測，與護箱表面溫度監測，藉以避免封蓋的螺栓與密封件之熱力疲勞等問題。無論金屬或混凝土護箱，室內貯存者應於建築物出入氣口進行溫度監測，藉以偵測護箱系統之異常狀態或意外事故。

四、 展望

2011 年福島事件後壓力測試結果，包括日本與美國在內的核能國家，已將乾貯設施長期安全性列為首要課題。乾貯設施之設計審查係根據最新的知識與創見，但隨法規和技術之演變仍應定期重新評估，確保乾貯設施與護箱系統的安全設計與維運管理作業能與時俱進。

如美國技術文件 ISG-3 對事故後恢復性 (Post Accident Recovery) 所作建議，乾貯設施設計審查指針未來應考慮修訂 “事故偵測 (detection of events)” 相關章節，以確保申照者對設計考慮外的事件 (events) 具有識別能力。

護箱移熱性能可以計算流體力學 (CFD) 分析。美國技術文件 NUREG-2152 建議，CFD 分析應對護箱出、入氣口的氣流壓力詳加設定，而國內最近的風洞實驗亦觀察到外風速對護箱除熱有所影響。國內未來可針對本土環境因子與工程材料特性，規劃進行實證研究。

摘要

台灣核能電廠自 107 年 12 月起運轉執照已陸續屆期，核電廠將邁入除役階段。用過核燃料乾式貯存設施是核電廠除役的必要設施。用過核燃料必須先移出反應爐與燃料池，改放於乾貯設施中，之後才能依序繼續拆除燃料池與反應器廠房等。熱移除是用過核燃料乾式貯存之安全重要因素之一，而乾式貯存設施之通風性能對護箱系統長期結構與組件安全有關鍵性的影響，特別是材料劣化與溫度相依之問題。

本委託計畫「109 年用過核子燃料乾式貯存護箱系統結構與材料性能之管制技術研究」，即針對 (1)國際間乾式貯存護箱系統通風性能評估技術，(2)乾式貯存護箱系統材料劣化影響因子，(3)國際間乾式貯存護箱系統材料特性之工業規範，與(4)國際間乾貯護箱系統之特性差異與安全管制要項，進行研析。本計畫研究所獲成果將有助於提升國內用過核燃料乾式貯存設施之安全管制技術，與強化相關設計審查作業。

Abstract

The operation license of Taiwan 1st nuclear power plant has expired since Dec 2018 and the others will expire by 2025. The plants are moving onto the phase of decommissioning, and spent fuel dry storage systems are essential to the decommissioning procedures. Namely, the fuel needs unloading and removing from the reactor and pool. After that, the emptied pool can be used for dismantling of the reactor, pool and reactor building. Heat removal greatly affects the safety of the spent fuel dry storage system, and the ventilation plays a key factor in the long-term integrity of the structures and components, especially in view of materials deterioration and temperature dependence.

The 109th-year research project is to conduct a study on structural and material performance of drystorage cask systems and the regulator compliance. The study collects and analyzes the techniques for evaluating the ventilation performance of drystorage cask systems, factors affecting the material deterioration of the systems, industrial specifications for material properties, and characteristics of different drystorage cask systems and safety regulations. The results obtained will help develop advanced safety regulation for drystorage cask systems in Taiwan and improve the design review and management techniques.

目錄

摘要.....	i
Abstract.....	ii
第一章 前言	1
1.1 研究背景與目的	1
1.2 研究內容	2
第二章 國際間乾式貯存護箱系統通風性能評估技術研析	3
2.1 序節.....	3
2.2 實驗驗證案例.....	5
2.2.1 實尺移熱試驗.....	5
2.2.2 縮尺通風試驗.....	8
2.3 設計評估案例.....	12
2.3.1 英國.....	12
2.3.2 德國.....	16
2.3.3 日本.....	22
2.4 貯存護箱熱流分析.....	24
2.4.1 熱負載分析.....	24
2.4.2 CFD 不確定性.....	25
2.5 兩用護箱熱流分析.....	29
2.5.1 分析假設.....	29

2.5.2 方法驗證.....	30
2.6 熱流評估要求.....	31
2.6.1 試驗要求.....	31
2.6.2 計算要求.....	32
第三章 乾式貯存護箱系統材料劣化影響因子研析	33
3.1 序節.....	33
3.2 金屬護箱系統.....	34
3.2.1 墊圈材料.....	34
3.2.2 護套材料.....	36
3.3 混凝土護箱系統.....	37
3.3.1 密封鋼筒不銹鋼材料.....	38
3.3.2 護箱混凝土材料.....	40
3.4 用過核燃料.....	42
3.5 護箱組件.....	44
第四章 國際間乾式貯存護箱系統材料特性之工業規範研析	47
4.1 護箱設計與技術規範	47
4.2 美國乾貯審查與材料工業規範	48
4.2.1 ASME BPVC Section III	48
4.2.2. 材料評估.....	49
4.2.3 意外分析.....	52

4.3	日本乾貯審查與材料工業規範	58
4.3.1	日本兩用護箱乾貯審查指針.....	58
4.3.2	材料評估.....	58
4.3.3	JSME 乾貯護箱規範.....	61
第五章	國際間乾貯護箱系統之特性差異與安全管制要項	63
5.1	IAEA 國際乾貯安全規範	63
5.2	乾貯系統長期安全要求	64
5.3	乾貯系統長期驗證計畫	70
5.4	乾貯護箱組件長期課題	72
5.4.1	不銹鋼密封筒應力腐蝕劣化.....	72
5.4.2	混凝土護箱，包件與基座之劣化	73
5.4.3	封蓋栓接護箱之螺栓與密封件的劣化	74
5.5	乾貯安全管制差異案例分析	75
5.6	定期安全評估與差異分析	77
第六章	結論	81
6.1	研究結果.....	81
6.2	研究建議.....	84
	參考文獻.....	87

表目錄

表 2-1	NUREG-1567 與 NUREG-2215 對護套溫度相關規定與比較	4
表 2-2	護箱設計參數	7
表 2-3	乾貯系統移熱性能試驗結果	8
表 2-4	核二乾貯與實驗模型之主要組件比較	10
表 2-5	熱應力變動值之容許範圍	25
表 3-1	德國用過核燃料貯存設施管制要求與研發重點	37
表 3-2	用過核燃料長期貯存完整性之影響因素	43
表 5-1	國際乾貯護箱特性與管制方向差異比較	75
表 5-2	乾貯護箱系統元件之老化機制	77

圖目錄

圖 2-1	兩種護箱系統	5
圖 2-2	護箱模型與實驗屋	6
圖 2-3	護箱外風風向示意圖	9
圖 2-4	邊界層示意圖	9
圖 2-5	實驗外風速 (風向 $\beta = 0^\circ$ 與 45°) 與內部流道氣流速度	11
圖 2-6	現地腐蝕監測與試驗密封鋼桶	13
圖 2-7	德國室內乾貯設施之 WIT 概念與 STEAG 概念	18
圖 2-8	單一護箱之熱流分析與實測溫度	20
圖 2-9	複數護箱之熱流分析與實測溫度	20
圖 2-10	日本集中貯存設施除熱性能評估案例	23
圖 3-1	日本金屬護箱系統長期密封性能試驗結果	35
圖 3-2	骨材不同混凝土材料在高溫下之重量變化	41
圖 4-1	法規要求，設計規範與接收標準之相關性	47
圖 5-1	核電廠內用過核燃料乾式貯存之執行步驟	68
圖 5-2	核電廠外用過核燃料集中貯存之執行步驟	69
圖 5-3	連結用過核燃料與貯存系統的單獨效應實驗，建模， 大規模「驗證」，長期測試與檢查數據，評估標準， 及決定應用範圍	71

第一章 前言

1.1 研究背景與目的

國內現有的三座核能電廠自 107 年 12 月起運轉執照陸續屆期，台灣核電廠已邁入除役階段。原能會已於 108 年 7 月核發核一廠除役許可，另核二廠除役計畫也刻正審查中。核電廠除役的首要關鍵需先將用過核燃料全數退出爐心，方能進行後續除役拆廠作業。因此，用過核燃料乾式貯存設施是除役的必要設施。參照我國放射性廢料管理方針，對於用過核子燃料之管理策略為「近程採廠內水池貯存、中程採乾式貯存、長程推動最終處置」。依據我國用過核子燃料最終處置計畫書之時程規劃，高放最終處置設施預定於 2055 年完工啟用。在高放最終處置設施啟用前，用過核燃料將採乾式貯存方式暫時貯存。熱移除是用過核燃料乾式貯存之安全重要因素之一，乾式貯存設施之通風性能對護箱系統長期結構與組件安全有關鍵性的影響，特別是材料劣化與溫度相依之問題。為做好安全把關工作，有必要針對相關特性進行深入研究。

在上述背景下，本計畫研究針對 (1)國際間乾式貯存護箱系統通風性能評估技術，(2) 乾式貯存護箱系統材料劣化影響因子，(3) 國際間乾式貯存護箱系統材料特性之工業規範，與(4)國際間乾貯護箱系統之特性差異與安全管制要項，進行研析。執行計畫所獲研究成果將

有助於提升國內用過核燃料乾式貯存設施之安全管制技術，與強化台灣未來相關貯存設施之安全設計與營運計畫。

1.2 研究內容

根據研究目的，本計畫規畫主要工作項目如下：

- (1) 國際間乾式貯存護箱系統通風性能評估技術研析。
- (2) 乾式貯存護箱系統材料劣化影響因子研析。
- (3) 國際間乾式貯存護箱系統材料特性之工業規範研析。
- (4) 國際間乾貯護箱系統之特性差異與安全管制要項研析。

第二章 國際間乾式貯存護箱系統通風性能評估技術研析

2.1 序節

台灣現有的3個核能電廠自107年12月起運轉執照已陸續屆期，國內核電廠已邁入除役階段，而乾貯設施是核電廠除役作業的必要設施 [2-1,2]。台電公司第一期乾貯設施係採用美式混凝土護箱系統進行戶外露天貯存，相關安全設計經主管機關原能會依法審查與核定，而國內業界也已有混凝土護箱乾貯系統之製作與冷測試等實際經驗。至於第二期室內乾貯，目前在規劃階段故護箱材料與規格等仍未決定。日本與德國過去為方便使用過核燃料再處理作業，採用栓接式金屬護箱系統進行室內貯存。無論採用金屬或混凝土護箱系統，熱移除是用過核燃料乾式貯存之安全重要因素[2-3]，而乾貯設施之通風性能對乾貯護箱系統長期結構與組件安全有關鍵性的影響 [2-4, 5, 6]，故應特別進行研究。

美國核管會 (NRC) 藉由可行性評估 (feasibility study)，檢討包括 NUREG-2152 [2-7] 規定之計算流體力學 (computational fluid dynamics, CFD) 最佳實務，以修訂新的乾貯設施審查規定 NUREG-2215 [2-8]。國內最近研究 [2-9] 指出，NUREG-2215 為因應 CFD 分析新增需求，已對不確定性參數進行規範，並結合 NRC 2011-10 通告文件指出在裝載時散熱計算問題，以及 NRC 2014-08 通告文件之乾燥過程指針，另外與 NUREG-1567 對護套溫度之設定也有所出入。如表 2-1，在正常貯存狀態下，NUREG-2215 限制護套溫度在 400°C 以下，而 NUREG-1567 [2-10] 則為 380°C，另外 NUREG-2215 也進一步限制護套環向應力與燃料裝載過程中的熱循環次數。

表 2-1 NUREG-1567 與 NUREG-2215 對護套溫度相關規定與比較

	NUREG-1567	NUREG-2215
材料設計限制	<ul style="list-style-type: none"> ● 正常狀態、最少 20 年之用過核燃料貯存設施 (ISFSI, independent spent fuel storage installation) 或有監控可再取出貯存設施 (MRS, monitored retrievable storage installation) 的環境條件下, 乾貯期間燃料護套溫度須維持在預期損害限度 (damage-threshold) 以下。 ● 於短期異常、短期事故或燃料運輸作業 (例如, 貯存箱的真空乾燥, 與乾式移運 (dry transfer) 作業) 時, 燃料護套溫度須維持在 570°C (1058°F) 以下 (PNL-4835)。 	<ul style="list-style-type: none"> ● 為確保鋁合金護套之完整性, 在正常貯存及短期裝載操作下 (包含乾燥及填充階段), 計算溫度不超過 400°C (752°F)。對於低燃耗 (小於 45 GWD/MTU) 燃料, 若能證明在所提溫度下得到的護套環向應力不大於 90MPa (13.1klb/in2), 則可使用更高的溫度限值。 ● 裝載過程中, 若燃料護套溫度差超過 65°C (149°F), 則熱循環次數應小於 10 次。在異常與事故的狀況下, 鋁合金護套的溫度不應超過 570°C (1058°F)。 ● 為確保不鏽鋼護套之完整性, 在異常與事故狀況下, 計算之燃料護套溫度不得超過 570°C (1058°F)。而正常及短期裝載操作下 (包含乾燥及填充階段), 計算之護套溫度不得超過 400°C (752°F)。
審查程序	<ul style="list-style-type: none"> ● 於正常狀態或最少 20 年之貯存期間, 冷卻 5 年之鋁合金燃料護套於乾貯開始時的溫度須低於 380°C (716°F); 冷卻 10 年者, 則須低於 340°C (612°F) (PNL-4835、PNL-6189、PNL-6364)。 ● 短期異常及事故狀態下, 鋁合金護套溫度須在 570°C (1058°F) 以下。使用高燃耗燃料 (如大於 28 GWD/MTU) 時, 因分裂氣體造成的內燃料棒壓力上升, 此限制得予以降低。須驗證採用的護套溫度限制低於設施的各特定運轉限制 (如燃料系統的載運) 以及可能意外狀況的最壞結果。 	<p>應確保符合下列兩項規定之一：</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 正常貯存及燃料裝載過程狀態下, 計算所得的最高溫度不得超過 400°C (752°F)。 (2) 在正常貯存及燃料裝載過程狀態下, 計算所得的低燃耗燃料之最高溫度不超過 570°C (1,058°F), 並經審查人員驗證證實, 在上述最高溫度限制下, 評估所得的護套環向應力小於 90 MPa (13.1 ksi)。 <p>為符合規定(2), 須證實各貯存類型燃料 (如 14 x 14、17 x 17) 的護套環向應力均小於 90MPa (13.1 ksi)。</p>

(本計畫研究編譯整理)

綜合以上，本章研究即針對室內乾貯設施之通風設計與移熱性能等重點，持續蒐集與分析英國，德國與日本之室內乾貯設施設計評估案例，對照前述 NUREG-2152 之計算流體力學最佳實務與 NUREG-2215 中熱傳分析相關規定，研析乾貯護箱系統熱性能評估之技術研究現況與安全設計審查要項，以提供後續數值模擬評估要求之依據。

2.2 實驗驗證案例

2.2.1 實尺移熱試驗

為因應2010年後日本核電廠用過核燃料乾式貯存需求，日本中央電力研究所 (CRIEPI) 於2003年曾針對圖2-1之混凝土護箱 (RC cask) 與混凝土填充鋼護箱 (concrete-filled steel cask, CFS cask) 兩種系統，貯存20年 (熱負載 22.6 kW)，40年 (16 kW) 與 60年 (10kW) 之乾貯設施除熱性能，進行實尺試驗、以取得開發設計評估所需之數據 [2-11]。

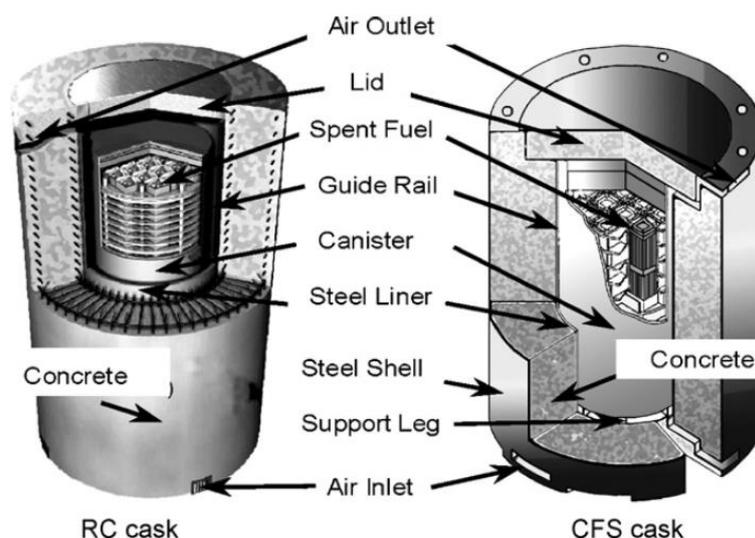


圖 2-1 兩種護箱系統

如圖2-2，實尺護箱模型設置於實驗屋內，而護箱內貯存的用過核燃料之衰變熱是以電熱器 (heater) 來模擬與控制。護箱設計基本參數如表2-2。

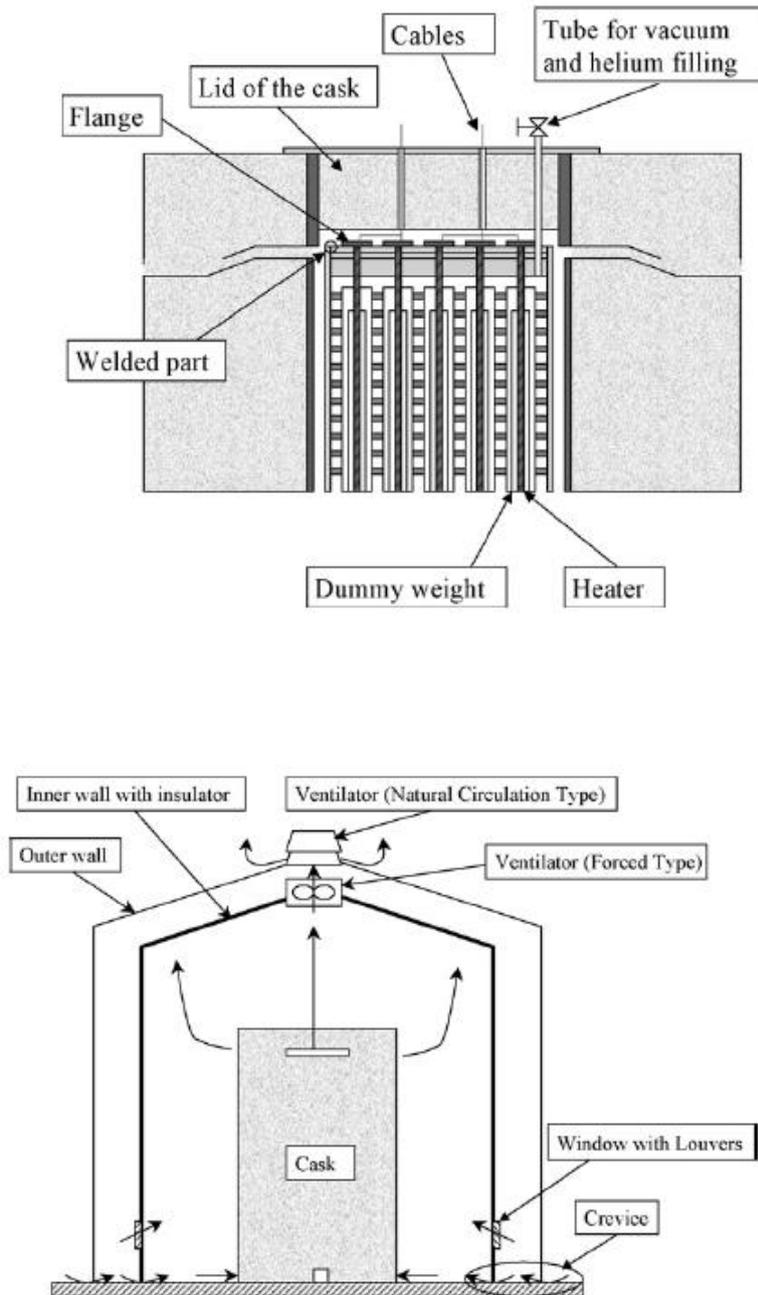


圖 2-2 護箱模型與實驗屋 [2-11]

表 2-2 護箱設計參數 [2-11]

Basic design parameter for cask	
Design storage period	40–60 years
Fuel type	17 × 17 array for PWR
Enrichment (wt.% U235)	4.90%
Burn-up (max)	55 MWd/kg HM
Cooling time	10 years
Environmental temperature	33 °C
No. of fuel assembly per cask	21
Total heat load (max)	22.6 kW

如圖所示，實驗屋為雙重牆體系統 (double wall system)，且內牆採用隔熱絕緣 (insulator) 材料，而屋頂之抽風設備 (ventilator) 則用來控制進入實驗屋之空氣流速。冷空氣由護箱下方入氣口進入系統，經過護箱與密封鋼桶間流道，因為用過核燃料之衰變熱而加溫，最後由上方出氣口離開系統，即所謂的自然氣冷作用。經實驗分析確認，貯存的用過核燃料之衰變熱 80% 可藉此移除。

如表2-3，貯存初期 (22.6 kW)，RC 護箱最高溫達 91°C、超過一般使用狀態限值 (90°C) [2-12]，故研究建議修正 RC 護箱系統設計。

表 2-3 乾貯系統移熱性能試驗結果 [2-11]

Temperatures and flow rates (RC cask)			
	22.6 kW	16 kW	10 kW
Air temperature at inlet, T_{in} (°C)	33	33	33
Concrete container body maximum temperature (°C)	91	78	65
Canister surface maximum temperature (°C)	209	171	132
Canister surface minimum temperature (°C)	89	77	66
Guide tube maximum temperature (°C)	301	243	183
Deference temperature between outlet and inlet, $\Delta T(=T_{out} - T_{in})$ (°C)	65	51	36
Flow rate (kg/s)	0.335	0.363	0.271

Temperatures and flow rates (CFS cask)			
	22.6 kW	16 kW	10 kW
Air temperature at inlet, T_{in} (°C)	33	33	33
Concrete container body maximum temperature (°C)	83	74	63
Canister surface maximum temperature (°C)	192	158	123
Canister surface minimum temperature (°C)	123	106	85
Guide tube maximum temperature (°C)	228	186	143
Deference temperature of air between outlet and inlet, $\Delta T(=T_{out} - T_{in})$ (°C)	52	42	30
Air flow rate (kg/s)	0.363	0.385	0.344

2.2.2 縮尺通風試驗

國內最近風洞實驗研究 [2-13]，如圖2-3，探討混凝土護箱之外風風速（無風 0 m/s 至強風 12 m/s）與風向（迎風 $\beta = 0^\circ$ 與側風 $\beta = 45^\circ$ ），對系統散熱性能之影響。實驗於我國內政部建築研究所風洞實驗室進行。

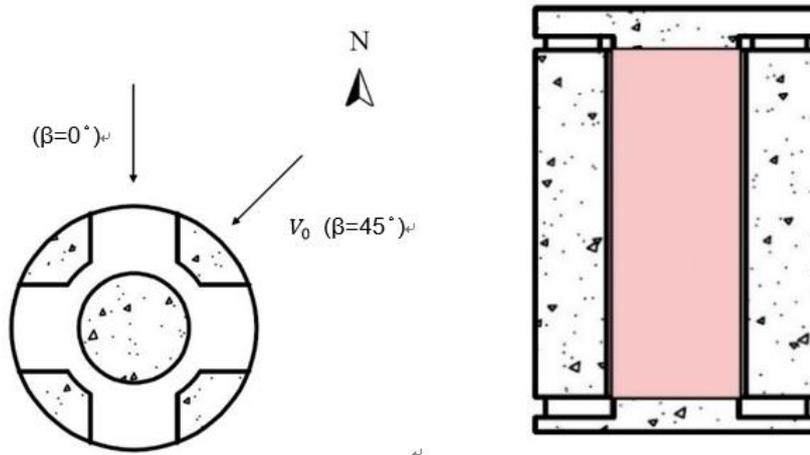


圖 2-3 護箱外風風向示意圖 [2-13]

護箱下方入氣口 (air inlet) 位於邊界層內，如圖2-4，且又接近地表，造成上、下氣口之風速有所差異。

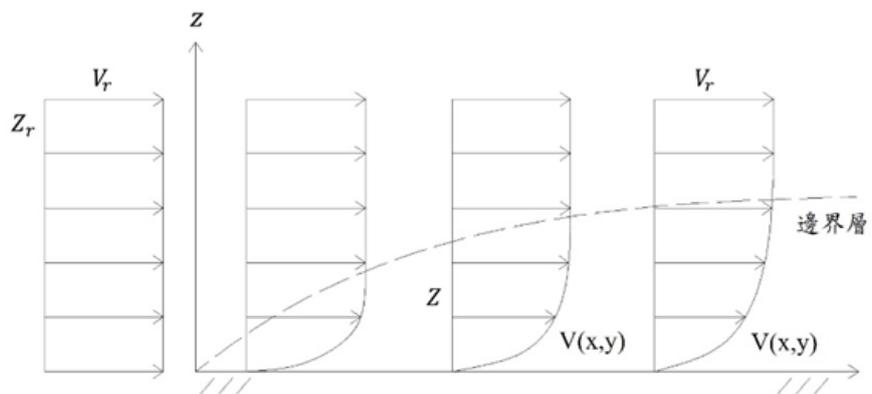


圖 2-4 邊界層示意圖 [2-13]

實際的乾貯護箱系統與縮尺實驗模型比較於表2-4。

表 2-4 核二乾貯與實驗模型之主要組件比較 [2-13]

項次	主要組件	核二乾貯	實驗模型
1	混凝土護箱 材料	混凝土	壓克力
	高度(mm)	5950	600
	外徑(mm)	4250	420
	混凝土厚度 (mm)	1015	100
	頂蓋厚度(mm)	720	72
2	密封鋼桶 熱負載	14.6 Kw (1.15 kW/m ³)	11.11kW/m ³
	高度(mm)	4870	490
	外徑	1800	180
3	出氣口	彎曲	直

如圖2-5，流道內氣流隨外風強度增速，而風向改變對迎風面影響較大，特別是若外氣無法有效地進入護箱系統，則流道內氣流降速確實可能影響護箱系統整體之散熱效能。上述風洞試驗係利用混凝土護箱之縮尺模型來進行流場的基礎觀察，而相關實驗數據亦可提供後續 CFD 模擬進行比較驗證。

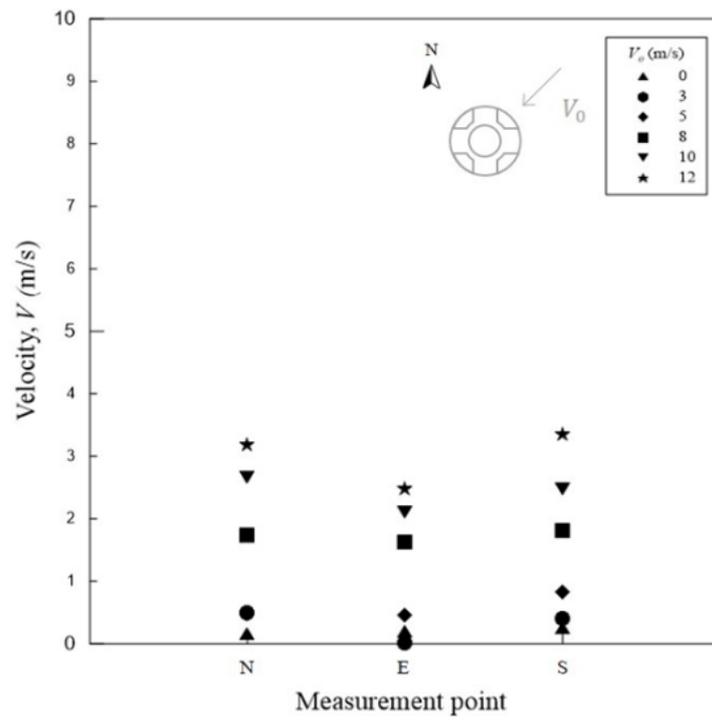
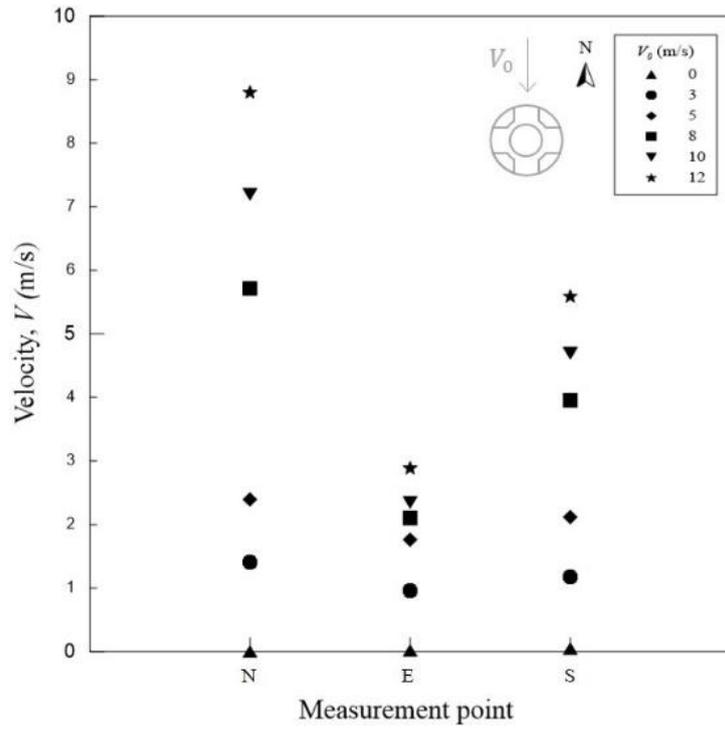


圖 2-5 實驗外風速 (風向 $\beta = 0^\circ$ 與 45°) 與護箱內流道速度[2-13]

2.3 設計評估案例

2.3.1 英國

英國 Sizewell B 核能電廠室內乾貯是英國第一個乾貯設施，採用美國 Holtec 公司之 HI-STORM 混凝土護箱系統，其在 2012 年向英國核能管制機關 (Office for Nuclear Regulation, ONR) 申照獲准，而貯存用建築物在 2014 年通過審查。上述室內貯存建築物之設計審查 [2-14] 分成三個部分，除了輻射防護，還有結構安全與通風機能；護箱對樓板熱影響評估是以 61°C 與 84°C 之溫度範圍來進行檢討。包覆整個樓板與建築空間之上部輕鋼構 (lightweight clad superstructure)，僅是用來降低環境影響、不具核能安全功能，但考量海洋環境之影響而有耐候性要求。經分析確認，上述輕鋼構崩塌對混凝土樓板與護箱外部僅造成表面輕微損傷，不影響護箱內用過核燃料之貯存與密封性。另外，整體建築設計經分析確認不影響室內通風與護箱氣冷功能，故無加裝空調通風設備之必要。

上述乾貯護箱之密封鋼桶 (MPC) 特別採用了雙層 316L 不銹鋼，如此外面第一層桶壁表面就算有應力腐蝕 (SCC) 裂隙，也不致於會延伸到裡面的第二層桶壁，應該可以確保密封鋼桶長期結構完整性；業者在乾貯設施周邊進行大氣腐蝕試驗，確認場址環境腐蝕因子 (例如：空氣溫度，相對濕度與不銹鋼材料表面氯鹽沉積率等)，另外為了

日後乾貯設施安全再評估，使用實尺寸密封鋼桶進行表面特性監測試驗研究，也就是在密封鋼桶內部加熱並安裝量測儀器，用以評估最早裝載使用的護箱之密封鋼桶的表面溫度，局部濕度與氣流，以及護箱底部與上部出氣口之溫度等 [2-15]。



圖 2-6 現地腐蝕監測與試驗密封鋼桶 [2-15]

上述乾貯設施之設計審查，係參考英國國內核設施法規與國際相關案例，也就是個案審查通過。另外，ONR 於 2014 年所發佈之核設施之安全評估條例 (Safety Assessment Principles, SAPs) [2-16]，其實包含了一套監管作業判斷與抉擇的準則，而 2020 年 6 月頒訂的通風 (ventilation) 技術評估準則 (technical assessment guide, TAG) 便是其

中之一 [2-17]，其旨在規範核設施建築物中有放射性物質的區域之通風設計原則，涵蓋了如何將外界空氣導入建築物中，與如何在適當的處理、過濾與監測後將氣體排放至大氣中。上述通風技術評估準則涵蓋了英國國內法規、歐盟要求，與包括西歐核能監管者協會 (Western European Nuclear Regulators' Association, WENRA)，與國際原子能機構 (International Atomic Energy Agency, IAEA) 等研究機構的結果建議，以及 ONR 內部技術評估準則等。

如該準則所說明，通風設計雖無特定的審查規範，但通風系統、設施的設置與操作往往關係著核設施之審照許可條件 (license condition, LC)。例如，核照許可條件 LC 34 即規定了廠內輻射性物質與用過核廢料的控制與輻射防護，其對應的審查內容中通風設計特別重要。英國核電設施通風設施之安裝與操作相關的重要法規與參考文獻如下：

- The Health and Safety at Work etc. Act 1974
- The Energy Act 2013
- The Ionising Radiations Regulations 2017
- The Nuclear Installations Act 1965
- The Regulatory Reform (Fire Safety) Order 2005
- The Environmental Permitting (England and Wales) Regulations 2016
- The Management of Health and Safety at Work Regulations 1999
- The Workplace (Health, Safety and Welfare) Regulations 1992

- The Environmental Authorisations (Scotland) Regulations 2018
- The Supply of Machinery (Safety) Regulations 2008
- The Control of Substances Hazardous to Health Regulations 2002
- The Construction (Design and Management) Regulations 2015
- The Building Regulations 2010*
- The Construction Products Regulations 2013
- The Energy Performance of Buildings (England and Wales) Regulations 2012*
- The Energy Performance of Buildings (Scotland) Regulations 2008*
- The Dangerous Substances and Explosive Atmospheres Regulations 2002
- The Personal Protective Equipment at Work Regulations 1992
- The Confined Spaces Regulations 1997
- The Work at Height Regulations 2005

(*修訂中)

通風系統的設計與使用相當多元且分歧，但常用的系統之設計理念與原則是一致的。對於建築物，通風系統的量能必須達到要求的氣流量，與維持足夠的負壓，並考慮正常、異常與事故等狀態的條件。各設計參數必須經過驗證，以避免汙染物質由開孔（如門、氣流通道、手套箱開孔等）回流的可能性。為適當的預防通風管線中有固體沉澱，須考慮到運作中物質逸散之可能性。

英國核設施所有者依法須定期確認，現有通風系統在使用上是健全無虞的。在評估階段，通風系統必須考慮許多影響因子，且其受各自的設計規範所限制。通風系統在火害事故 (consequences of a fire) 上扮演著重要的角色，須明確決定出監管要求與圍阻原則 (containment philosophies)。上述評估項目之要求、延伸項目與週期性檢查，均須予以通風系統相稱的重要性，且經由有經驗的工程專業人員鑑定，以納入安全評估報告之一部份。

通風系統必須自動化且受監測，以能偵測偶發的滲入事件，確保達到與維持適當的體積流率與負壓力。此部分規定之重要性，與有作業員直接接觸之作業區以及氣體清淨 (air cleaning) 設施 (如過濾器) 的設置具同等重要性。適當操作通風系統，對降低人員輻射劑量與其他風險，以符合 ALARP (as low as reasonably practicable) 國際準則。系統與元件之運作安全資訊，應盡可能提供給作業人員，且相關資訊裝置應配置於最容易看見的地方。

2.3.2 德國

德國與日本過去為方便用過核燃料再處理利用作業，採用螺栓接合方式金屬護箱系統進行室內貯存。隨著能源政策調整，德國目前已不允許用過核燃料再處理利用，而進行最終處置前用過核燃料依法須先進行乾式貯存，且貯存設施為護箱形式、以藉由空氣自然對流除熱。

德國乾貯設施之通風設計原則 [2-18] 如下:

- (1) 於各個擺放方向，貯存護箱均須能透過被動式通風系統（自然對流）移除用過核燃料之衰變熱。
- (2) 若貯存區設有主動通風系統，須確保自然對流之除熱效能不會因此受到影響，以避免亂流發生或設計考慮的意外情形。
- (3) 選定貯存區的氣體交換率，以確保無大量冷凝水發生之情形。為此，允許將氣體交換率套用至貯存護箱之熱輸出
- (4) 於護箱維護站 (cask maintenance station)內，若被動式冷卻系統（自然氣冷）無法提供要求之熱移除效能，則須增設主動式通風系統。維護站中的工作可能隨時被中斷，故若能在發生異常現象時可由手動程序切換至被動式冷卻系統（自然氣冷）較為理想。
- (5) 若貯存箱進行維護時無法避免輻射物或其他有害氣體之外釋，須另外備有可用的抽氣系統。

如圖 2-7，冷空氣由建築物側面進入，流經護箱後從屋頂釋出 [2-19]。如此藉由自然對流除熱而即使在意外情況下仍不需主動通風系統，也不需人員介入。

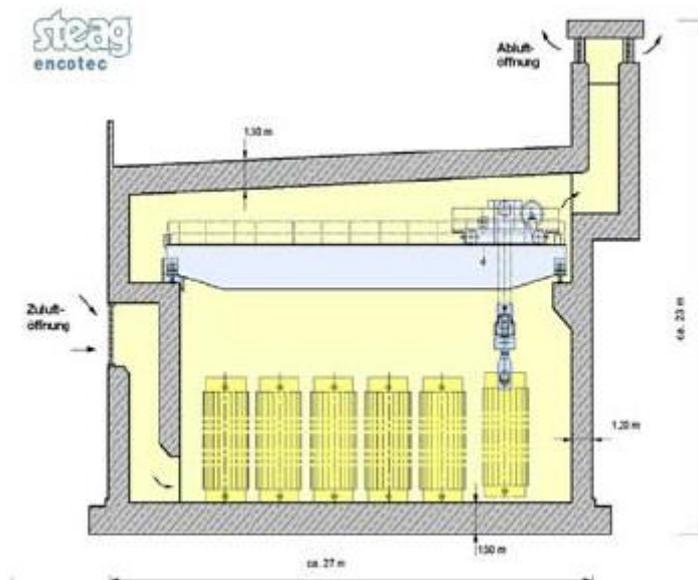
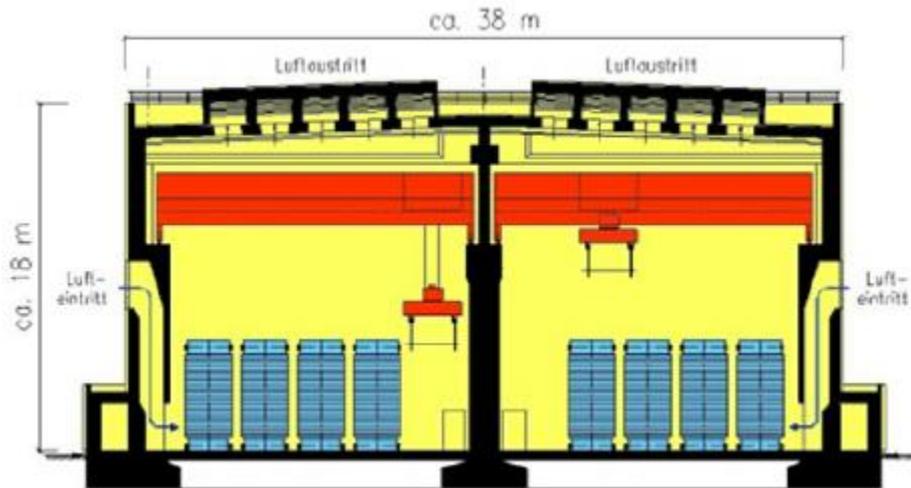


圖 2-7 德國室內乾貯設施之 WIT 概念與 STEAG 概念 [2-19]

德國用過燃料之貯存，由聯邦輻射防護局 (Federal Office for Radiation Protection, BfS) 主管，針對各貯存工址的特定貯存箱設計，進行設計審查與發放許可，並無對所有貯存護箱設計發放許可之標準。基於行政管理考量，德國用過核燃料貯存時間一般以40年為限 (時間從第一個貯存護箱設置算起)；乾貯設施之主要輻射防護安全功能是

由兩用護箱 (DPC) 提供，而貯存建物則提供額外的屏蔽，與進一步降低對周圍環境之影響。在德國的乾貯設施持照者依規定，須於護箱裝載前與貯存期間證明用過核燃料之完整性（即燃料棒無系統性破壞）。放射性物質的運輸，須確保安全密封、次臨界狀態與屏蔽防護等護箱功能不受到影響 [2-20]。

德國金屬護箱 CASTOR® 從1983年開始使用。曾有研究使用 CFD 軟體 FLUENT 模擬分析，Gorleben 集中貯存設施 20 年的護箱溫度量測結果，以驗證與更新相關設施之安全設計 [2-21, 22]; 分析首先針對外罩混凝土蓋（上部與下部分別設有出氣口與入氣口）的單一CASTOR®V19 護箱，如圖2-8，在熱負載 20kW 與外氣溫度 (ambient temperature) 25°C 之實測條件下，進行實驗模擬與模型驗證; 接著，利用上述分析所獲參數簡化護箱模擬，再進一步針對 Gorleben 集中貯存設施，如圖2-9，包含複數個不同類型的貯存護箱 (例如，熱負載 27 kW 到 39 kW之 26 個的CASTOR® HAW 20/28 CG 金屬護箱)，有入氣口與出氣口的混凝土建築物，與貯存設施內的空氣，以及實測的外氣溫度 25°C 與太陽能吸收 (solar absorption) 150 W/m² 等邊界條件，進行熱流分析與設計驗證。由圖可知，在 Gorleben 集中貯存設施內使用20年的 CASTOR® 護箱表面溫度在 60°C 與 70°C 間，而熱流分析與儀器實測的溫度差異在 3°C 以內。

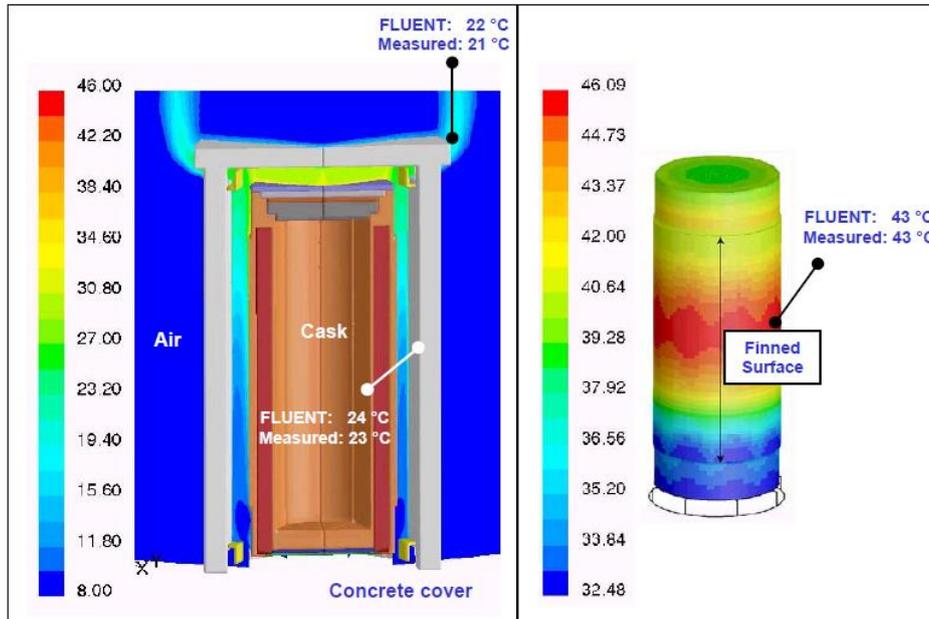


圖 2-8 單一護箱之熱流分析與實測溫度 [2-21]

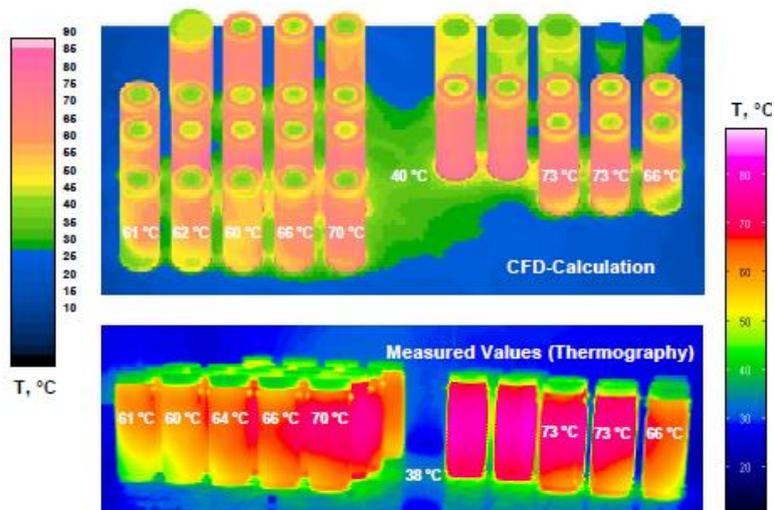


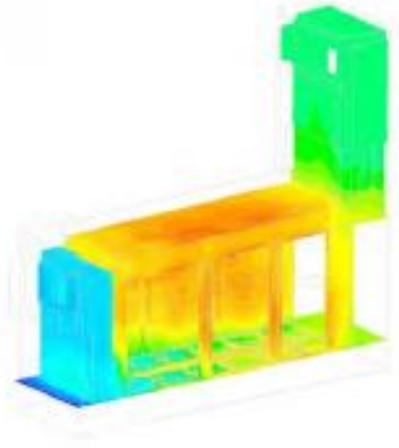
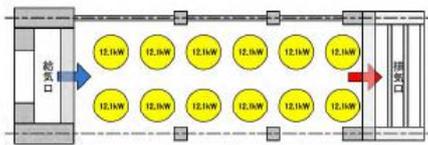
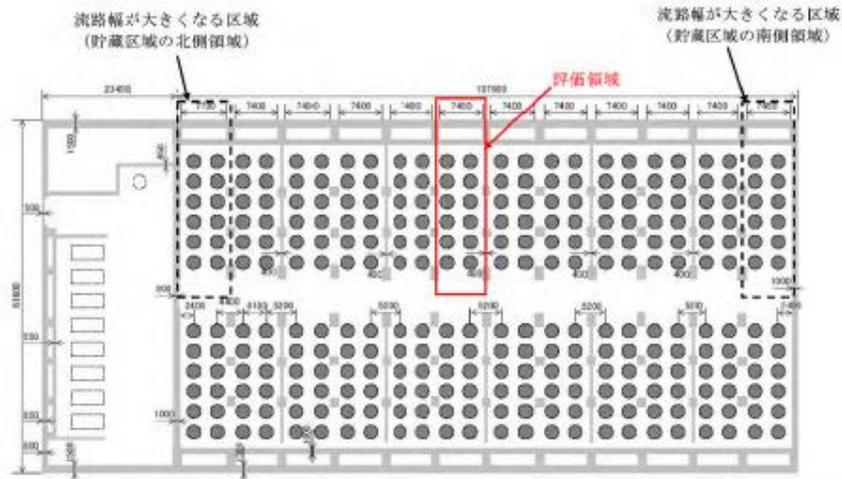
圖 2-9 複數護箱之熱流分析與實測溫度 [2-21]

德國目前正在研擬延長用過燃料與高活度廢棄物 (high active waste, HAW) 貯存時間的規定，討論包括延長現階段 40 年限制到 60 年至100年的貯存期所需進行的評估，另外也特別考量貯存500年的用過核燃料之可回收性等問題 [2-20]。

2.3.3 日本

日本青森縣陸奧市用過核燃料中期貯存設施係由東京電力與日本原子力發電在 2005 年 11 月共同出資成立之「回收燃料貯存股份有限公司 (リサイクル燃料貯蔵株式会社, Recycle Fuel Storage (RFS) company)」所有。RFS 公司在 2014 年 1 月向日本原子力規制委員會 (NRA) 提出用過核燃料貯存設施之新規制適法性確認審查，同時提交用過核燃料貯存事業之變更許可申請書，貯存計畫變更報告，與使用前檢查申請書相關變更報告，並在 NRA 網頁公開、供審查與公聽會參考。

提交審查的技術資料 [2-23] 顯示，貯存建物之除熱性能評估係使用 Fluent 軟體進行一維與三維熱傳分析而得，如圖 2-10；分析溫度再對照日本機械學會 (JSME) 原子爐容器規格 (JSME S NE1-2003) 進行檢核，護箱周圍空氣設計基準溫度為 45°C，而混凝土結構設計基準溫度為 65°C。上述熱流分析也可以確認，整體建築設計將不影響室內通風與護箱氣冷功能，故無加裝空調等主動通風設備之必要。



評価部位	評価温度 (最高値)	設計基準温度
側壁	52.4℃	65℃
支柱	53.2℃	
床	57.0℃	
天井 (梁除く)	54.5℃	
天井梁	55.0℃	

圖 2-10 日本集中貯存設施除熱性能評估案例 [2-23]

2.4 貯存護箱熱流分析

2.4.1 熱負載分析

為維持用過核燃料之結構完整與貯存設施、組件與材料之安全機能，必須將用過核燃料衰變熱從護箱系統適當地移除，即所謂的除熱性能。因此，一般安全設計要求進行熱流分析，對混凝土護箱與貯存建物之出入氣口阻塞的假想事故，進行檢討。另一方面，設計密封鋼桶或貯存容器時，考慮的熱負載係指其正常貯存或使用狀態下，溫度變化或溫度梯度所造成之載重。針對正常貯存狀態，乾貯設施、組件與材料之結構設計分析，應已考慮熱膨脹所致（二次）應力。至於超越設計基準地震事件，則只有在需要評估變形量時才將熱負載納入。

日本 JSME 規範與美國 ASME 規範之混凝土材料溫度限值雖然幾乎一樣，但應用在設計評估上仍有若干差異 [2-8, 12, 24]。具體而言，美國 ASME 規範以 65°C 與 176.6°C 作為混凝土護箱之正常狀態與異常狀態的溫度限值。日本 JSME 規範則詳細地規定，護箱系統與貯存建物在一般使用狀態下，混凝土材料以 65°C 為設計限值，至於其他 24小時內可恢復之異常狀態可以 175°C 為評估限值；再者，若一般使用狀態下混凝土溫度超過 65°C 但低於 90°C，且材料因高溫減重在5%以內，則設計評估可將壓力容許強度與剪力容許強度分別乘上 0.8 與 0.6 之係數作折減，否則需另外實驗以作評估。

2.4.2 CFD 不確定性

用過核燃料乾貯護箱被動式衰減熱移除，可以計算流體力學 (CFD) 分析。如前所述，美國核管會 (NRC) 藉可行性評估 (feasibility study)，檢討NUREG-2152規定之計算流體力學 (CFD) 最佳實務。NUREG-2152 說明 CFD 方法之誤差與不確定性的來源，提供實用的審查建議、以確認乾貯護箱所用之 CFD 方法與模擬品質 [2-7, 25]。網格收斂指標 (Grid Convergence Index, GCI) 方法，被推薦用作離散誤差 (discretization error) 之指標。GCI 方法詳細地規定於 “Standard for Verification and Validation in Computational Fluid Dynamics and Heat Transfer” (ASME, 2009)。日本 JSME 針對一般貯存狀態建議，貯存容器之熱應力變動值 (σ_s) 可依據其設計降伏強度 (S_y) 與分析最大應力 (σ_p) 如表2-5進行規範 [2-24]。

表 2-5 熱應力變動值之容許範圍 [2-24]

σ_p/S_y	0.1	0.2	0.3	0.4	0.5	0.615
σ_s/S_y	8.43	6.20	4.65	3.55	2.70	2.00

註：奧斯田鐵係不銹鋼 $S_y = 1.5 S_m$; S_m 與為設計使用強度。

乾貯系統 CFD 評估不確定性包括，模型不確定性與應用不確定性。模型不確定性主要是紊流模型 (turbulence model)，而應用不確定

性則在於出入氣口之邊界條件。由於沒有一種紊流模型可以適用所有流體，所以CFD分析前要先確認模型的適用性與校正相關參數設定。

如前所述，國內最近的風洞試驗 [2-13] 係利用混凝土護箱之縮尺模型來進行流場的基礎觀察，而相關實驗數據亦提供後續 CFD 模擬進行比較驗證。計算流體力學(CFD) 應用於解析內部空間流場、溫度場與污染物濃度場時，主要的數值方法即解析 Navier-Stokes 方程組的質量守恆 (mass balance)、動量守恆 (moment balance) 與能量守恆 (energy balance) 方程式。上述研究以 CFD 模擬軟體 PHOENICS 為解析工具 (Spalding, 1994)，其本體架構為 Patankar (1980) 所提出的 SIMPLE (Semi-Implicit Method for Pressure Linked Equation) algorithm，數值方法係在錯排網格 (staggered grid) 系統上將統御方程式以控制體積積分法 (control volume integration approach) 差分展開，其中對流項、空間微分項採用「混合法則」 (hybrid scheme)，紊流模式採用 Two-Equation Model 中的 K-Epsilon Model (Launder and Spalding, 1974)。格點系統擬採用適當尺度之非均勻格點，相對收斂準則 (relative convergence) 初期設定為 10^{-2} 。

從數值方法可知，差分法所使用的網格系統若為細緻 (亦即，格點尺寸較小)，似可得到精確度 (precision) 較高的答案，但所需要付出的代價即是需要較長的計算時間。因此，在精確度與計算時間之間

必須取得平衡。在進行正式解析之前，必須進行所謂格點測試 (grid-sensitivity analysis) 來確認所用的格點系統是否可以讓分析結果具備格點獨立性(grid-independent results)。上述研究即採用 (Roache, 1997) 所建議的格點收斂指標 (grid-convergence index (GCI)) 作為評估依據，其利用基本格點所得到的風速 U_{basic} 以及再精細化格點所得到的風速 U_{Fine} 來進行估算：

$$GCI_{basic} = F_s \left| \frac{r^p [(U_{basic} - U_{Fine}) / U_{ref}]}{1 - r^p} \right| \dots\dots\dots (1)$$

此處的 F_s 為安全因子，推薦值為 1.25； r^p 稱為線性格點細緻化因子 (linear grid refinement factor)，推薦值為 $\sqrt{2}$ 。

利用風洞實驗結果來驗證 CFD 模擬工作與結果的準確度 (accuracy)，除了定性評估之外，將使用下列指標來進行定量評估 (以無因次風速做為評估量值)，包含 FAC2 (Factor of 2 of observations)、FAC1.3 (Factor of 1.3 of observations)、NMSE (Normalized mean square error)、FB (Fractional bias)：

$$FAC2 = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N n_i \text{ with } n_i = \begin{cases} 1 & \text{for } 0.5 \leq \frac{P_i}{O_i} \leq 2 \\ 0 & \text{else} \end{cases} \dots\dots\dots (2)$$

$$FAC1.3 = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N n_i \text{ with } n_i = \begin{cases} 1 & \text{for } 0.77 \leq \frac{P_i}{O_i} \leq 1.3 \\ 0 & \text{else} \end{cases} \dots\dots\dots (3)$$

$$NMSE = \frac{\overline{(O_i - P_i)^2}}{\overline{O_i P_i}} \dots\dots\dots (4)$$

$$FB = \frac{\overline{O_i - P_i}}{0.5(\overline{O_i + P_i})} \dots\dots\dots (5)$$

其中， O_i 為實驗數據， P_i 為 CFD 模擬結果，而 $\overline{O_i}$ ， $\overline{P_i}$ ，與 $\overline{(O_i - P_i)^2}$ 代表欲評估範圍之平均值。而 NMSE 與 FB 不適用於包含正、負數據者，因此評估時需要慎選欲評估之數據範圍。

國外最近有研究以 CFD 模擬分析，外在環境極端溫度 -10°C 至 300°C 間（如雪地、火災等）與出入氣口阻塞程度對混凝土護箱系統除熱性能影響 [2-26]；結果顯示，隨環境溫度增加護箱內部組件升溫，而外環境風速提升亦有助於護箱系統除熱，但不同阻塞程度下每個組件之最高溫度相似，意味著環境溫度對護箱系統除熱性能影響應有限。對照國內最近風洞實驗研究 [2-13]，出、入氣口附近的外環境風速與風向確實會影響護箱系統之除熱性能。故如 NUREG-2152 建議，乾貯護箱系統之 CFD 分析對出、入氣口的氣流壓力等邊界條件，應詳加設定與檢討。

2.5 兩用護箱熱流分析

2.5.1 分析假設

伴隨著各國核電廠外用過核燃料集中貯存設施之設計申請與啟用，一般預期未來對兼具貯存與運輸功能兩用護箱（dual purpose cask, DPC）會更有需求。國際原子能總署（IAEA）安全運輸規定 SSR-6 [2-27] 列舉了須進行分析考量的場外運輸之情況，包括例行性運輸（routine conditions of transport, RCT），正常狀況運輸（normal conditions of transport, NCT）以及意外狀況運輸（accident conditions of transport, ACT）。對於場內運輸與貯存，考慮的狀態須分析自與所分析的活動相關之運作狀態、正常事件與意外事件 [2-28]。大部分關於運輸的認可標準均源自於 IAEA 安全運輸規定 SSR-6；此外，部分標準係源自各國國家法規規定，或國家監管機關之認可。

一般而言，運輸與貯存兩用護箱（DPC）中具安全性考量之組成元件及其內容物均須符合以下列認可標準之熱移除能力：

- (a) 對於作為運輸使用的貯存護箱，其外層表面溫度須符合各國國內及國際運輸安全規定之需求。
- (b) 臨界限制。
- (c) 釋放至環境中之放射性物質。
- (d) 對公共環境或人員所直接釋放之輻射劑量與速率。

2.5.2 方法驗證

- (1) 對於下列之貯存狀態，須分別對 RCT，NCT 與 ACT 進行貯存前後護箱之熱行為評估，並分別考量正常，非正常與意外狀態：
 - (a) 密閉系統；
 - (b) 提供輻射屏障之元件；
 - (c) 提供臨界限度控制之元件；
 - (d) 行為對(a)、(b)、(c)將造成連帶影響之元件。
- (2) 評估受12小時日照之效應。將日照平均分擔於24小時內的方法是不被允許的。對於戶外貯存亦須考慮相同效應。評估包含可裂材料之熱行為，以及在安全臨界限度考量上，任何用於維持可裂材料幾何之結構體。
- (3) 可能的話，分析應考量易阻礙 RCT（例行性運輸）散熱能力的保護系統（如防水層，遮罩、外加屏幕，外層包覆，容器，與箱子等]）。
- (4) 對於護箱貯存以及 (3) 例行性運輸，考慮相鄰的 DPC 包件。
- (5) 對計算時簡化假設，須證明其正當性（例如忽略耳軸）。
- (6) 突發意外狀態下 DPC 包件分析中，護箱擺放方式須選擇對其與其內容物之熱行為最保守的方向（水平或垂直）。
- (7) 護箱火害試驗前後的日照須按照規定考量，而在貯存上亦可有不

同的日照考量。

- (8) 在無額外驗證的情況下，火害試驗進行時與進行後之護箱外層表面吸收率不得低於 0.8，且應考量護箱表面的沉積物。吸收率不應低於放射率之最大可能值。
- (9) 計算護箱不同元件之最高與最低溫度時，須考量所有內容物的存放方向。
- (10) 決定貯存期間，燃料以及各元件之溫度與時間的關係，而如此資訊可被用於老化影響評估。
- (11) 熱分析須將放射性燃料之燃耗分佈與衰變關係納入考量。

2.6 熱流評估要求

針對護箱包件在計畫下所有操作狀態，依以下要求進行熱流評估。

2.6.1 試驗要求

- (1) 依照規定，須對護箱運輸過程進行實驗性熱試驗。類似的方法亦可使用於各貯存狀態。
- (2) 使用試驗結果進行熱分析時，須提出溫度之量測乃基於熱平衡前提下進行。
- (3) 當熱試驗在燃燒室或爐子 (furnace) 中進行且部分 DPC 元件經歷燃燒時，須控制其內氧氣濃度使之與煙類燃燒反應中獲得的濃

度相同。此外，熱的輸入必須全程被控管。

2.6.2 計算要求

- (1) 用於計算之數學模型必須通過驗證，證明其輸入參數（材料性質、特徵值、邊界條件等）可充分且準確地描述 DPC 組件可能經歷之邊界狀態。
- (2) 運用數學模型計算溫度結果時，所考量之安全餘裕必須與該數學模型的不確定性相當。
- (3) 若重要的輸入參數（如材料性質）中存在不確定性，計算各限值時須涵蓋可能的材料性質範圍，進行保守的設計計算。
- (4) 所有使用的資料（材料性質、邊界條件等）及計算過程均須有完整紀錄。

第三章 乾式貯存護箱系統材料劣化影響因子研析

3.1 序節

伴隨著核電廠除役等需求，美日最近陸續核准乾貯設施延長使用至 40-60 年，而美國電力研究所 (EPRI) 也更進一步探討乾貯設施使用 60 年至 300 年中長期結構完整性 [3-1, 2]。為強化與精進我國乾式貯存設施之環境、設施監測與維護計畫之管制要求，本章針對乾貯護箱系統通風孔全阻塞或地震、火災等事故排除時，乾貯護箱系統之結構應力與材料特性調查與評估技術，進行國際研發資訊之蒐集與研析。

美國核管會 (NRC) 為因應乾貯設施申照審查需求，陸續頒布了很多的 ISG (Interim Staff Guidance) 指針，其中 ISG-3 特別針對事故後恢復性 (Post Accident Recovery) 與 10 CFR 72.122(I) 之適用性，提出解釋與建議 [3-3]。具體而言，10 CFR 72.122 (I) 所指的燃料再取出與重新包裝，僅適用於設計考慮的正常與異常狀況 (normal and off-normal design conditions)，而非意外 (accidents)；儘管如此，審查指針如 NEUREG-1536 應考慮修訂“事故偵測 (detection of events)”相關章節，以確保申照者具能力可識別事故 (events) 或 10 CFR 72.122 (I) 不適用情形 (non-compliance situation)。本章研究目的之一即為提供國內未來審查參考，協助確認申照者所應具之事故識別能力。

3.2 金屬護箱系統

金屬護箱原本是為了運輸用過核燃料而開發，所以兼具運輸與貯存之功能；金屬護箱採二重封蓋設計，以監測確認護箱內維持負壓、維持系統的密封性。乾貯護箱系統必須維持除熱性能，輻射防護，密封性，次臨界與（燃料）可再取出，因為這些功能攸關其系統，結構與組件的安全性。

3.2.1 墊圈材料

日本中央電力研究所 (CRIEPI) 曾進行超過 19 年的金屬護箱系統長期密封性試驗，結果顯示實尺寸封蓋墊圈 (gasket) 洩漏率在監測期間幾乎都維持一定很低的數值；另外使用 Larson - Miller 參數 (LPM)，依照墊圈材料的初始溫度來預測金屬護箱系統之使用年限，並對照受壓潛變 (creep) 試驗開發結構應力分析方法，最後確認護箱開始使用或運轉時墊圈材料的初始溫度控制在 139°C 以下、金屬護箱系統可使用時間超過 60 年。上述日本研究結果已為國際金屬護箱系統長期結構安全評估所採用。

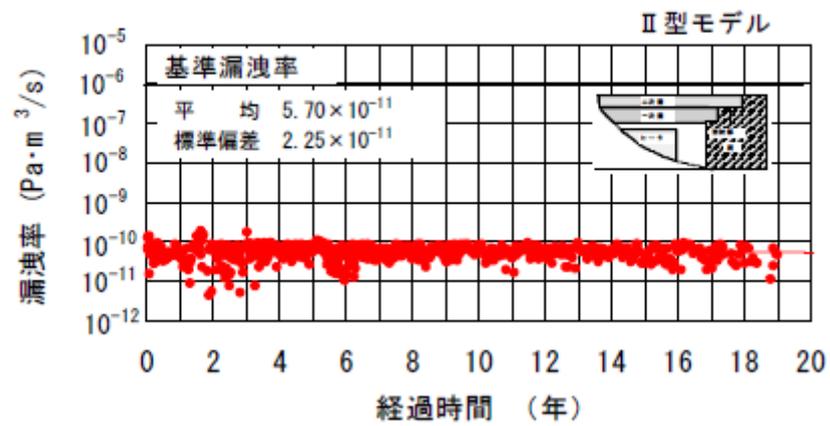
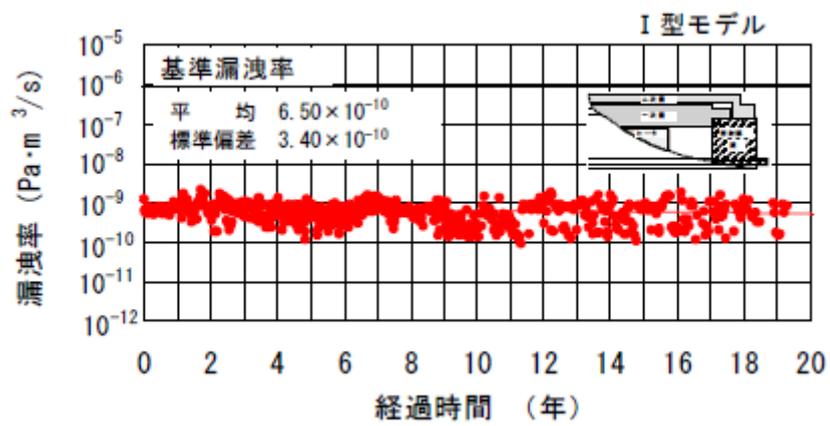


圖 3-1 日本金屬護箱系統長期密封性能試驗結果 [3-2]

3.2.2 護套材料

一般預期德國最終處置選址作業在 2050 年前無法完成，所以乾貯設施將需更新執照以延長貯存；為了最終處置之運輸與護箱裝卸作業，貯存護箱之幾何完整性與維護至關重要，因此用過核燃料與高活性廢棄物之護套 (cladding) 被明文規定為貯存的屏障。如表 3-1 所示，德國現階段以套環應力與應變 (hoop stress and strain)，以及最高溫度等限值來確保其 40 年貯存期內護套的完整性；至於延長貯存，例如內外氧化層之形成，氫捕捉 (hydrogen pick up)，護套材料晶體結構，alpha 衰變產生氦氣 (helium production from alpha decay)，與長期裂變氣體釋出 (fission gas release) 等其他的護套劣化機制將可能主導、故應進一步研究 [3-4]。

3.3 混凝土護箱系統

用過核燃料貯存所用容器可以分成金屬護箱，與 (不銹鋼) 密封鋼桶 [3-2]。密封鋼桶是以不銹鋼薄殼容器貯存用過核燃料，再外加混凝土護箱來提供遮蔽功能、確保輻射防護功能。與金屬護箱系統相同，混凝土護箱系統也必須維持除熱性能，輻射防護，密封性，次臨界與 (燃料) 可再取出等功能。

表 3-1 德國用過核燃料貯存設施管制要求與研發重點 [3-4]

要求	說明
護套應力不得超過 120N/mm ²	此規定考量排除高壓腐蝕斷裂及氫化物重排效應兩破壞模式。
護套應變不得超過 1%	此規定考量避免高應變之下的應力增加以及因應變過高之破壞。
護套溫度不得超過 370°C	此溫度限制考量避免輻照硬化之退火以及護套中氫化物沉澱之溶解。此限制乃由含放射性護套材料之乾貯系統，進行應變試驗所得到的結果。
護套於貯存期間的腐蝕現象應受到限制	此要求可藉由限制進行乾燥後的殘留水量、將惰性氣體使用於箱內以及不對缺陷燃料 (defective fuel) 進行加載等方法達成。
劣化效應	說明
氫沉澱物之重排	氫沉澱物的重排可能造成護套脆化與承壓能力的降低。
額外的分裂氣體釋放	分裂氣體之額外釋放將提高內燃料棒壓力並影響護套應力及應變狀態，來自高燃耗結構與(或) α 粒子衰變者尤其明顯。
燃料與護套間之化學反應	燃料與護套間的化學反應可能增加高壓腐蝕斷裂之風險，尤其是分裂產物(如鹵化物)的化學影響。
輻射傷害之退火	護套材料之輻射傷害退火過程由於氫化物重排及高壓斷裂腐蝕等效應，可能影響護套延展性及潛變行為，造成護套過高應變或應力提升而破壞。
護套脆化之過程	溶解於護套中的氫氣以及低溫時的氫沉澱物可能造成護套脆化，影響其處理與運送之進行。

3.3 混凝土護箱系統

用過核燃料貯存所用容器可以分成金屬護箱，與（不銹鋼）密封鋼桶 [3-2]。密封鋼桶是以不銹鋼薄殼容器貯存用過核燃料，再外加

混凝土護箱來提供遮蔽功能、確保輻射防護功能。與金屬護箱系統相同，混凝土護箱系統也必須維持除熱性能，輻射防護，密封性，次臨界與（燃料）可再取出等功能。

3.3.1 密封鋼筒不銹鋼材料

相較於金屬護箱所用之鑄鐵，密封鋼筒不銹鋼材料的一般腐蝕 (general corrosion) 速率較低 (每年板厚損失少於 0.00001 英吋)。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 [3-5]。國內研究隨即針對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 [3-7]。

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；雖然銲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參與 SCC 反應，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 $0.1\text{g}/\text{m}^2$ ，後續查證也無 SCC 之跡象。

目前研究仍無法完全排除在大氣環境下乾貯密封鋼筒不銹鋼材

料 SCC 之可能。故日本 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 [3-8]。一般預期，密封鋼筒表面溫度將隨貯存時間增加而降低。密封鋼筒表面溫度要夠低且相對溼度要夠高，海鹽才會開始潮解參與 SCC 反應；密封鋼筒不銹鋼材料在自然條件下 SCC 主要作用溫度範圍 35-60 °C，而在日本實驗研究曾觀測到海鹽重要成份之氯化鎂在 80°C 與相對溼度 15% 的人為條件下潮解。另外，本研究團隊曾根據熱流分析與空氣動力學，預測與說明大顆粒的海鹽在乾貯護箱入氣口附近沉積，而用過核燃料的輻射熱會使小顆粒的海鹽隨加熱空氣快速地離開乾貯系統，故美國 NRC 對使用中的乾貯護箱系統進行檢查也未發現密封鋼筒不銹鋼材料表面有氯鹽沉積或 SCC 之現象[3-6]。

綜合以上，密封鋼筒表面沈積的氯鹽量若未達臨界值 (0.1 g/m^2)，則可判斷 SCC 未發生。否則，研究建議可根據 EPRI 裂隙發展模式與 ASME 結構應力分析，找出特定使用期間內密封鋼筒表面 SCC 最大裂隙與容許值 [3-7]。若預測的最大裂隙未超過臨界值，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。相關研究已根據台電露天乾貯設計應力與本土環境氣候條件，進行 SCC 評估 [3-7]。值得注意的是，上述評估假設鋼筒表面一開始就有足夠的氯鹽，可促使 SCC 發生與裂隙發展。分析結果顯示，台電核

一廠與核二廠第一期露天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容許值。

3.3.2 護箱混凝土材料

針對混凝土護箱，美國電力研究所 (EPRI) 將其劣化機制分成 (1) 與溫度相依的，(2) 腐蝕，(3) 金屬疲勞，(4) 輻射所致，(5) 其他 (如混凝土劣化) ((4)&(5)) 可參考 ASTM (2002) Annex E 分析 [3-9]。與溫度相依的材料劣化，在乾貯設施首次申照的安全分析報告應已作過評估。用過核燃料衰變熱將增加乾貯設施內溫度，而高溫可能導致中子屏蔽與混凝土之劣化。

一般混凝土在高溫下水分減少，故重量或密度會因昇溫而減少，如圖 3-2，特別是超過 600°C 後碳酸鹽質骨材 (carbonate aggregate) 的雲母片 (dolomite) 解離，重量損失嚴重 [3-10]。

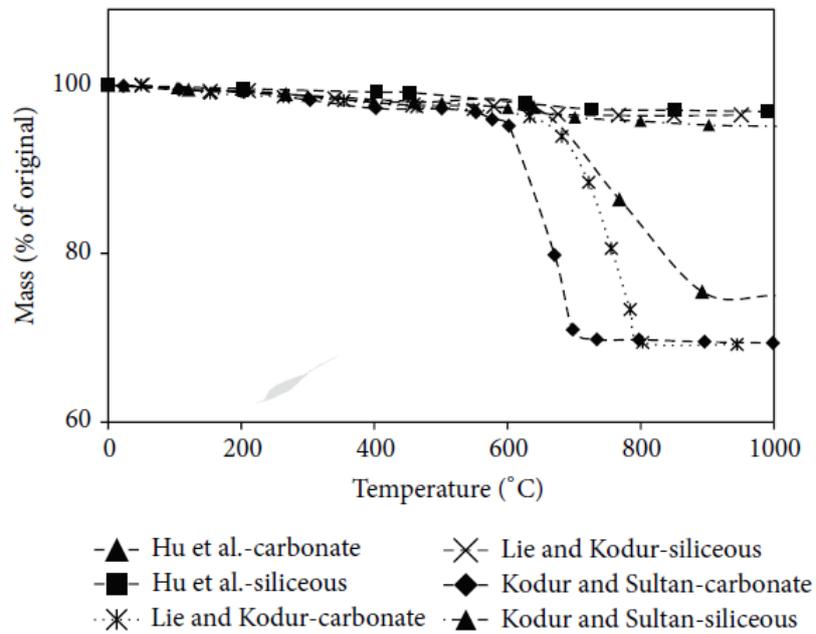


圖 3-2 骨材不同混凝土材料在高溫下之重量變化 [3-10]

國內曾有研究以台電核一與核二廠內第一期露天乾貯設施為對象，就假設複合式災害情節與超越設計基準事故，乾貯系統之熱流影響、燃料再取出作業以及密封鋼筒內部對流機制等課題進行探討 [3-11, 12]。正常貯存情況下，護箱進、出氣口每 24 小時須進行目視檢查或溫度量測，故上述分析假設護箱進、出氣口堵塞可在 24 小時內被發現。分析結果顯示，若護箱呈現全密閉式擺置，可依循全掩埋案例進行處理；反之，原安全分析報告 [3-13] 中的半阻塞處置程序與時限，已足以滿足事故處置需求。另外，在超越設計基準傾倒事故下，系統整體熱傳效果降低，而核一護箱混凝土材料溫度在超過 85 小時後可能達到設計限值 (176.6 °C)，但密封鋼桶與內部貯存燃料則仍安

全無疑。同樣地，核二乾貯系統在全堵塞事故下，燃料護套、燃料提籃及混凝土護箱相關組件之最高（穩態）溫度，乃至內部壓力，經分析確認均低於設計限值 [3-14]。

為確保混凝土核能設施之遮蔽功能與輻防效果，如日本機械學會 (JSME) 規範 [2-11] 即建議，材料設計時應考慮骨材密度控制混凝土乾燥時的密度，而一般在 $2,100\sim 2,180\text{ kg/m}^3$ 之範圍。國內核一乾貯在假設的全堵塞事故下護箱混凝土材料溫度可能達到設計限值 ($176.6\text{ }^{\circ}\text{C}$)，經查混凝土材料之密度（設計值）為 $2,243\text{ kg/m}^3$ ，對照圖 3-2 可知材料重量損失有限、故判斷仍不影響護箱之遮蔽功能與輻防效果。

3.4 用過核燃料

用過核燃料乾式貯存的重要安全課題之一，即長期貯存後燃料性能之評估。如表 3-2 所示，用過核燃料長期貯存性能之影響因素很多，例如潛變，氫效應，與應力腐蝕劣化等，而主要控制參數為燃料貯存與真空乾燥的溫度，以及護箱內部氣體特性，且大多數可以藉由護箱除熱功能的改變來偵測。也因此，如貯存與運輸兩用護箱之結構設計，除滿足貯存期間與後續運輸所要求的安全功能，並須考慮護箱封裝作業期間組件材料可能發生的老化變質。

表 3-2 用過核燃料長期貯存完整性之影響因素 (取自[3-15])

影響因素		現象	相關參數	貯存箱相關性能表現
潛變		經由因燃料棒內壓力所造成之護套壓力表現。護套溫度須予以限制，使得在貯存時間內之累積潛變應變不得超過 1%	貯存時的燃料溫度	貯存護箱除熱功能的衰減
			真空乾燥過程中的燃料溫度	真空乾燥之狀態（真空程度、歷時）
氫效應	脆化	因貯存箱內氣體對氫的吸收而影響包覆性能	貯存箱內的氣體組成	貯存箱內氣體的劣化，或無效的乾燥過程
	重排效應	當護套承受過多壓力時，氫化物可能以放射狀的形式沉澱，影響其機械性質	貯存時的燃料溫度	貯存護箱除熱功能的衰減
	軸向擴散與流動	護套中的氫氣可能沿著某一軸向，依溫度梯度往低溫方向擴散，影響護套機械性質	真空乾燥過程中的燃料溫度	真空乾燥狀態同時代表著燃料的熱暫態
幅照硬化的回復		當貯存時的高溫維護、貯存完成後的搬運，及使用輻射物質進行燃料完整性量測所造成的輻射傷害回復時，幅照硬化（提升強度，降低延展性）亦將回復。要求幅照硬化回復的現象不得發生	貯存時的燃料溫度	貯存箱除熱功能的衰減
			真空乾燥過程中的燃料溫度	真空乾燥之狀態（真空程度、歷時）
應力腐蝕破裂		具腐蝕性燃料（如碘）與燃料棒內壓力所造成之護套壓力的共同作用	貯存時的燃料溫度	
氧化		貯存箱內氣體與氧氣的反應，可能影響其機械性質	貯存箱內的氣體組成	貯存箱內氣體的劣化，或無效的乾燥過程
α 衰變造成的氫氣生成		貯存時因燃料丸 α 衰變所生成的氫氣造成燃料棒內壓力提高	貯存時的燃料溫度	貯存護箱除熱功能的衰減
燃料丸物理性質的改變		燃料丸中的晶格常數隨 α 粒子的衰變與膨脹而改變（體積開始增加）	—	—

3.5 護箱組件

自 1980 年代中期以來，IAEA 一直在研究老化問題及其與核電廠安全的相關性，而所用方式亦可適用於用過核燃料貯存設施 [3-16]。對於乾貯設施基本安全功能之維持，護箱主體尤其重要，故在設計時應需選擇足夠可靠的材料，同時考慮貯存期間的溫度、輻射和老化劣化（如腐蝕、潛變與應力腐蝕破裂）等環境因素。一般預期，目前已用於乾貯護箱系統的大多數材料之安全功能不會受老化或劣化所影響。在運輸前的重要時期，若護箱安裝減震器則應考慮相關材料（木材、海棉或鋁蜂槽結構）之老化或劣化。

用過核燃料貯存期間，應藉由適當的方式檢驗各組件，以確認護箱系統之結構完整性。護箱組件須保持所需的強度和性能，以滿足各自的安全功能。（密封時假定的）環境必須維持；故當護箱在核電廠進行裝載（安裝有用過核燃料之提籃）時，必須乾燥空腔以充分去除水分，之後填充惰性氣體，然後使用多層封蓋結構進行密封。提籃與用過核燃料暴露在相同的環境中，並受到化學、熱、外力與輻射等劣化因素所影響。

提籃係由不鏽鋼、碳鋼、鋁合金或金屬基質複合材料等各種金屬材料所製成，其設計可以確保護箱安全地裝載用過核燃料；適當的幾何配置可以滿足次臨界和熱性能之要求，並允許用過核燃料（在需要

時)可被再取出。當護箱內的提籃為臨界預止功能的一部分時，其將被設計用來維持整個護箱操作期間之結構完整性。提籃暴露於用過核燃料的衰變熱與輻射，並因為操作與轉換作業，或異常事故(如地震)而承受振動造成的外力。故提籃須經適當的設計(包括材料選擇)與製作，以在貯存期間維持護箱之長期完整性。

在某些特定設計中，護箱包括一個密封(鋼)筒，其內部裝載燃料束。密封(鋼)桶提供了額外的物理屏障，防止放射性物質的外釋，保持容器內部的惰性氣體、防止化學降解，避免外氣從中子調節器進入，提供額外的臨界性保護。密封筒內部環境與提籃的類似，貯存過程中護箱劣化機制可視為與提籃的相同。從應力來源(熱、輻射、化學與外力)，識別密封筒在正常或異常條件下的可能劣化機制是，濕腐蝕，潛變，與溫度變化造成的金屬疲勞。密封筒內部壓力也應納入評估作考量。密封筒暴露在護箱內部惰性氣體中。

護箱之封閉系統(螺栓或銲接)用於密封其內裝物，並維護內部惰性環境；為維持功能，相關設計時應考量螺栓封閉系統貯存期間密封組件之老化與變質。藉由護箱設計與封蓋多層密封結構，貯存用過核燃料的空間可與容器外部作區隔。對於某些有螺栓閉合系統的護箱，其設計可使操作員監控密封功能，或允許在封蓋加蓋安裝額外的封蓋。由改變金屬機械性能所需之高閾值，可推估輻射將不影響金屬密封件

（例如，包括線圈彈簧和內襯、外襯或盤繞彈簧和塗層襯裡）。為確保持續的安全性能，須仔細地評估時間和溫度對金屬密封件的影響，特別是金屬的腐蝕或潛變將導致密封件功能劣化。

第四章 國際間乾式貯存護箱系統材料特性之工業規範研析

4.1 護箱設計與技術規範

關於護箱設計之技術分析，每個評估項目均須有明確的參考規範與定義內容。為符合法規要求，護箱設計應滿足運輸包件與（單純）貯存包件之「性能標準 (performance criteria)」(例如，充足的遮蔽，活性外釋限制，臨界防止，與移熱等能力)；運輸包件設計接收標準源自國際與國家之運輸條例，而與貯存相關的接收標準則來自國際標準和國家規範 [3-16]。

設計規範如何包含護箱之運輸和貯存的接收標準，如圖 4-1 所示。立證於技術分析的設計標準，即為「設計規範 (‘design specification’)」。

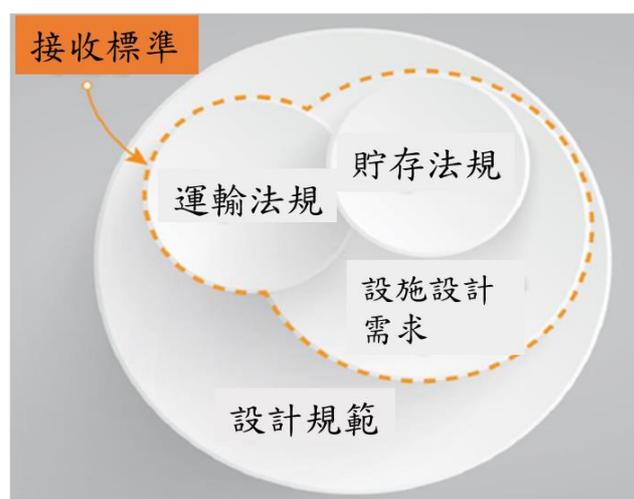


圖 4-1 法規要求，設計規範與接收標準之相關性 [3-16] (本計畫研究編譯重繪)

護箱之性能標準會與接受標準 (acceptance criteria) 連結。接收標準源自於量化的監管限制績效標準，如國際和國內的法規、標準與要求。如圖所示，護箱的接收標準需要考慮其所特定的貯存設施與設計要求。護箱設計必須滿足適當的 "設計規範"(例如，在特定裝載條件下指定材料的最大容許應力)，並作為後續製作之參考。

護箱設計和技術分析的工程流程是運輸與貯存設計規範之基礎。在技術分析中，必須考慮各種適用情況下之影響條件；技術分析與設計準則中，對幾何性能或特性之接受標準，應視需要進行特別定義與驗證。接受標準亦得由法規限制與其所考慮適當的安全餘裕來推估。設計準則應出自己認可之規範或標準，或經設計者驗證。設計者應考量護箱系統，結構與組件之老化影響因子，並於技術分析時考慮使用條件限制下最嚴格情況時的材料性質。

4.2 美國乾貯審查與材料工業規範

4.2.1 ASME BPVC Section III

美國機械學會 (American Society of Mechanical Engineers, ASME) 所發佈之鍋爐和壓力容器規範 (Boiler and Pressure Vessel Code, BPVC) 是世界各國最廣為引用參考之工業規範，其第三章 (Section III) 為核設施組成部分建設規則 (Rules for Construction of Nuclear Facility Components)。謹慎地使用 ASME 相關規範，將有助於使用

者遵守其管轄範圍內的適用法規，同時可借鏡文中介紹的業界最佳實務，在營運、成本和安全各方面獲得效益；規範適用範圍包括，製造商、使用者、施工人員、設計人員，和其他與壓力容器以及所有潛在管理實體的設計、製造、裝配、安裝、檢查和測試有關的人員。

ASME BPVC Section III 原本僅有兩部 (Division 1&2) 分別是金屬建造物 (metal construction) 與混凝土建造物 (concrete construction)，論述相關核能設施組件之建造；在1997年新增第三部 (Division 3)，專論用過核燃料與高放射性材料之貯存與運輸用容器系統 (Containment Systems for Transportation and Storage of Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Material)，也因此被通稱為 NUPACK [4-1]。之後2011年再新增 (即 Division 5)，專論高溫反應爐 (high temperature reactors)；目前核反應爐設計操作溫度在 275°C 到 315°C之範圍，而未來新型反應爐操作溫度可能提高到 480°C 到 1000°C之範圍 [4-2,3]。

4.2.2. 材料評估

根據美國核管會 (NRC) 在2020年4月發佈之“用過核燃料乾式貯存系統與設施之標準審查綱要 (NUREG-2215)” [4-4]，材料評估時針對有安全重要性之系統，結構與組件 (Systems, Structures, and

Components, SSC), 應確認申請者指定了對應的美國工業規範與標準, 例如美國機械工程師學會 (ASME) 之鍋爐和壓力容器規範 (BPVC), 美國銲接協會 (American Welding Society, AWS) 規範, 美國國家標準局 (American National Standards Institute, ANSI) 標準, 美國混凝土學會 (American Concrete Institute, ACI) 規範, 與美國材料和試驗學會 (ASTM International) 標準。

貯存容器依照 ASME B&PV 規範設計的方可獲得NRC審查核准。輻射限制 (confinement) 設計相關的SSCs, 其製作須依照 ASME BPVC 規範 Section III, “Rules for Construction of Nuclear Facility Components,” Subsection NB, “Class 1,” criteria; 燃料提籃結構製作依照ASME B&PV 規範 Section III, Subsection NG, “核心底座 (Core Supports)”；其他安全相關結構製作依照 ASME B&PV Code Section III, Subsection NF, “底座 (Supports)”。與燃料提籃圍束無關的 SSCs, 可接受使用 ASME B&PV 以外的規範標準。例如, 轉換護箱設計可以依照ASME B&PV 規範 Section III, Subsection NC, “Class 2,” 標準, 也可以依照美國鋼結構學會 (American Institute of Steel Construction, AISC) 之鋼結構手冊 “Manual of Steel Construction”。另外, 鋼筋混凝土可以參照美國混凝土學會 (American Concrete Institute, ACI) 規範。

設計審查應確保材料與製作與施工規範或標準一致，而針對運輸容器之 NUREG/CR-3854 “Fabrication Criteria for Shipping Containers,”，亦可參考。ASME B&PV 規範已訂定，材料與製作標準 (例如熱處理，試驗與測試)。依照 ASME B&PV 規範 Section III 製作之有安全重要性的 SSCs，通常採用 ASME Section II 之材料。在圍束邊界具有安全重要性的附屬裝置，以及包件之結構組件，依照組件之紀錄規範可能採用 ASME 或 ASTM 材料。非屬 ASME 有安全重要性的 SSCs，可使用 ASTM 材料。規範與標準常互相參照，故審查應注意其關係並確認申請者已適當地使用這些規範與標準。例如，所有 ASME 材料均為 AWS 與 ASTM 材料之一部分，而並非所有 ASTM 材料均為 ASME 或其他規範所接受可用於貯存系統設計。

申請者應對有安全重要性的專有材料 (proprietary materials) (特別是中子毒物 (neutron poisons) 和中子聚合物屏蔽)，作出適當的描述、以供進行安全調查。審查者則應確保技術規範與所用之參考資料，包含專有材料的品質保證和品質控制之檔案、關鍵製程和關鍵測試程序。NRC 針對專有材料的使用，進行個案審查。申請者於不具安全重要性的項目，可使用如“不銹鋼”，“鋁”或“碳鋼”等一般名稱，其前提是審查者有足夠資訊可以評估不具安全重要性的組件，其對有安全重要性的包件之可能影響 (例如電化學腐蝕 (Galvanic corrosion))。

審查應參考 NRC 監管指針 (Regulatory Guide) RG 1.193 所列的“不准用之 ASME 規範案例 (code cases)” [4-5]; NRC 發現， N-195 規範案例 (任何版本) 皆不可接受。關於 ASME B&PV 規範 Section III Division 1 之用過核燃料貯存密封筒的要求，NRC 已說明於 04/08/02 用過核燃料中期專案指針 No. 4 (ISG-4, Rev. 1)，而 ASME 另外提出對應的規範案例 N-717 目前被審查中。RG 1.84 “ASME Section III. 設計，製作與材料之規範案例的可接受性”，表列 NRC 接受之規範案例，與依條件准用之規範案例。審查應確認這些補充要求，其提供之品質與安全的等級是否可被接受。

4.2.3 意外分析

美國核管會 (NRC) 在 2020 年 4 月所發佈之用過核燃料乾式貯存系統與設施之標準審查綱要 (NUREG-2215) [4-4]，另外針對意外分析要求“建築物”與“空氣調節系統”參考以下之工業規範：

(1) “建築物” 相關工業規範

- ANSI/American Concrete Institute (ACI) 349, “Code Requirements for Nuclear Safety-Related Concrete Structures and Commentary,” for reinforced concrete for ANSI/ANS 57.2 designs and ANSI/ACI 318 “Building Code Requirements for Structural Concrete and Commentary,” for ANSI/ANS 57.7 designs, and as appropriate for ANSI/ANS 57.9 designs

- ACI 349-13設計與建造規範 [4-6]，係針對核電廠構成部分中具核能安全功能的混凝土結構（但不包括ACI-ASME 協議 359 所述的核反應爐和圍阻體等混凝土結構），內容涵蓋了核電廠圍阻體內外的混凝土結構，相關引用與應用可遵照電廠所有者與主管機關間的協議；因設計規範本文具有法律效力，故相關背景與設計建議另外說明之。
- ANSI/ANS-57.2核電廠設施設計標準 [4-7] 係針對輕水反應爐用過核燃料之貯存和運輸準備，具體要求包括：燃料池，燃料貯存桶架 (Fuel storage racks)，池體修補 (Pool Makeup)，檢測和清理系統，池體結構與完成性，輻射屏蔽，餘熱移除，通風，過濾和輻射監測系統，運輸護箱操作與除汙，建築結構與完整性，防火與通信。
- ANSI/ACI 318規範與解說 [4-8] 涵蓋混凝土造建築結構之材料、設計和施工，並可適用於非建築結構；本規範也包括既有混凝土結構之強度評估。建造物所用的混凝土材料之品質和測試，應參照 ASTM 規範來進行，而鋼筋銲接則可參照美國銲接協會 (AWS) 規範來進行。委員會發展規範當時的考量，特別是新舊版本的解釋，則記載於解說 (Commentary) 部分。
- ANSI/ANS-57.7 系統設備設計標準 [4-9]，係針對輕水反應爐

用過核燃料之接收與貯存，包括用過核燃料隔架，特殊設備與區域陳列配置，貯存池結構與整體性，池水清潔，通風，餘熱移除，輻射監測，燃料處理設備，護箱處理設備，臨界防止，放射性廢棄物控制與監測系統，品管設備，物料責任 (materials accountability) 與實體保安 (physical security) 之主建物與結構的設計要求。

- ANSI/ANS-57.9 標準 [4-10]，旨在提供用過核燃料乾式貯存設施之所有者與作業者使用於指定設計要求，也提供設計者用於符合此類設施之最低要求，內容包括：主要建築與結構之設計，運輸護箱卸載與操作設施，護箱除汙與裝卸區域，用過核燃料貯存區域與隔架，燃料處理設備，輻射屏蔽特殊設備與區域陳列配置，空氣或氣體品質，貯存區完整性，空氣或氣體清潔，燃料檢查，通風，餘熱移除，輻射監測，燃料處理設備，護箱處理設備，臨界防止，放射性廢棄物控制與監測系統，除役促進規定 (provisions to facilitate decommissioning)，品質保證，物料責任與實體保安。上述標準延續了用過核燃料貯存之美國國家標準 (American National Standards)，類似的標準有 (1) ANSI/ANS-57-2-1983，(2) ANSI/ANS-57.7-1988，與 (3) ANSI/ANS-2.19-1988(R1990)，(4) ANSI/ANS-57.10-

1987 (4)。

- NFPA 780, “Standard for the Installation of Lightning Protection Systems” [4-11]

➤ 美國消防協會 (National Fire Protection Association, NFPA) 規範 NFPA 780 之防雷系統 (Lightning Protection Systems) 安裝標準，係為保護人員和財產免受火災風險與雷擊相關的危險，範圍涵蓋 (1) 普通結構，(2) 混合結構和特別使用 (Miscellaneous structures and special occupancies)，(3) 重型堆疊，(4) 含易燃蒸汽、易燃氣體或可釋放易燃蒸汽之液體的結構，(5) 建築內有爆炸物 (explosive materials)，(6) 風力渦輪機，(7) 船舶，(8) 機場照明電路，與(9) 太陽能裝置陣列 (Solar arrays)，規範防雷系統的結構。

- 美國鋼鐵協會 (American Iron and Steel Institute, AISI)

鋼鐵產品手冊 (“Steel Products Manual”) [4-12]

➤ 美國鋼鐵協會 (AISI) 出版之鋼鐵產品手冊提供材料製程與產品特性等精確的資訊。

(2) 空氣調節系統 (heating, ventilation, and air-conditioning systems, HVAC systems)

- 美國冷凍空調學會 (American Society of Heating, Refrigerating and Air-Conditioning Engineers, ASHRAE) 手冊 (“Hand Books”) [4-13]
- 美國冷凍空調學會 (ASHRAE) 手冊被認為是有關供暖，通風，空調和製冷領域各種主題的最全面，最權威的實用知識庫，其四卷主題分別是基礎知識，製冷，HVAC應用以及HVAC系統和設備。

- 美國國際空氣運動及控制協會標準與應用指針 (“Air Movement and Control Association standards and application guides”) [4-14]
- 美國國際空氣運動及控制協會 (Air Movement and Control Association International, AMCA International) 是一家執行“等級認證”的國際非盈利的機構，出版一系列空調系統與認證知識相關之規範與應用指針。

- ASME N509, “核電廠空氣清潔裝置與組件 (Nuclear Power Plant Air-Cleaning Units and Components)” [4-15]
- ASME N509 標準係針對核電廠內工程安全功能 (ESF) 和其他高效空氣和氣體處理系統之空氣清潔裝置與組件，規定相關設計、建造、資格和驗收測試之要求。

- 國際規範委員會 (International Code Council, ICC) 之國際建

築規範 (*International Building Code, IBC*) [4-16]

- 國際建築規範 (IBC) 是由國際規範委員會 (ICC) 所制定的建築安全規範，其為保護公眾健康和安全的重要工具，可提供防護措施、防止與建築環境相關的危害，所述之創新材料的設計和安裝，將可滿足公共健康和安全的目標。
- 國際規範委員會 (ICC) 之“國際機械規範 (*International Mechanical Code, IMC*)” [4-17]
- 國際機械規範 (IMC) 是國際規範委員會 (ICC) 所訂的通風和空調系統安全性規範，其旨在建立機械系統最低要求之條文式與性能型的規範，並秉持廣泛接納之原則、以利新材料與新的機械設計之應用。

4.3 日本乾貯審查與材料工業規範

4.3.1 日本兩用護箱乾貯審查指針

2016年10月5日的第35屆原子力規制委員會議，針對核電廠內用過核燃料（金屬）護箱乾式貯存，考慮護箱運輸須符合更嚴格的標準，故要求對兼具運輸與貯存功能之兩用護箱的耐震設計標準進行檢討；基於上述背景，日本原子力規制廳重新檢視日本，美國與德國之護箱設計，特別是運輸護箱之試驗內容與穩健性 (robustness)，以修訂相關規範 [4-18]；上述規範對象為兩用護箱，以性能型規定要求確保除熱、密封、遮蔽與臨界防止的 4 個基本安全機能，且乾貯設施所在地的核電廠之基準地震強度若仍有不確定者，改以全國統一標準之地震強度，先進行相關設計檢核、以加速日本核電廠內用過核燃料乾式貯存。

4.3.2 材料評估

根據上述規範修訂結果，日本原子力規制委員會於2019年3月發佈“核電廠內運輸貯存兩用護箱乾式貯存審查指針” [4-19]，並建議參考以下日本工業規範：

- 原子力發電所耐震設計技術指針 JEAG4601 1987（社）日本電氣協會
- 原子力發電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編
JEAG4601・補-1984（社）日本電氣協會

- 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601 1991 追補版
(社) 日本電気協会

(上記3指針を「JEAG4601」と総称する)
- 発電用原子力設備規格設計・建設規格 (一社) 日本機械学会、2005/2007/2012
- 使用済燃料貯蔵施設規格 金属キャスク構造規格 (社) 日本機械学会、2007 [2-24]
- 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説—許容応力度設計法— ((社) 日本建築学会、1999改定)
- 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 ((社) 日本建築学会、2005 制定)
- 鋼構造設計規準—許容応力度設計法— ((社) 日本建築学会、2005 改定)
- 鉄骨鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説—許容応力度設計と保有水平耐力— ((社) 日本建築学会、2001 改定)
- 建築耐震設計における保有耐力と変形性能 ((社) 日本建築学会、1990 改定)
- 建築基礎構造設計指針 ((社) 日本建築学会、2001 改定)
- 建築物の耐衝撃設計の考え方 ((一社) 日本建築学会、2015)

- コンクリート標準示方書〔構造性能照査編〕((社)土木学会、2002年制定)
- 東日本大震災における津波による建築物被害を踏まえた津波避難ビル等の構造上の要件に係る暫定指針(国土交通省住宅局、平成23年11月)
- 道路橋示方書・同解説(I共通編・IV下部構造編)((社)日本道路協会、平成14年3月)
- 道路橋示方書・同解説(V耐震設計編)((社)日本道路協会、平成14年3月)
- 水道施設耐震工法指針・解説((社)日本水道協会、1997年版)
- 地盤工学会基準(JGS1521-2003)地盤の平板載荷試験方法((社)地盤工学会、2003年改定)
- 地盤工学会基準(JGS3521-2003)剛体載荷板による岩盤の平板載荷試験方法((社)地盤工学会、2003年制定)

兩用護箱審查針對材料、構造物之健全性，要求確認設計貯存期間的溫度、輻射等環境條件，與該環境條件下兩用護箱隨時間變化後的材料與結構仍具有充分的可靠度。此外，未設置建物的情況(即露

天貯存)，為防雨水等影響須有配套措施避免兩用護箱喪失安全功能。如運輸時外加緩衝體的情況下進行貯存，必須考慮緩衝體隨時間變化。

前述審查要求並說明，在維持安全功能上重要的就是要優先考慮，兩用護箱最低使用溫度下有低溫脆性破壞可能的組件；設計貯存期間的溫度、輻射等環境因素，以及該環境下的腐蝕、潛變、應力腐蝕破裂等隨時間變化的影響，在進行設計與規範檢核時的計算輸入（例如尺寸、形狀、強度及材料特性）應加以考慮，以進一步採取必要的防蝕措施等。兩用護箱內應維持“非活性”的環境與限制其溫度範圍，藉此可以降低或避免護箱內貯存的用過核燃料隨時間之變化。

4.3.3 JSME 乾貯護箱規範

日本過去從法國引進技術進行核燃料處理再利用，因核燃料存取作業方便需要而選擇使用金屬護箱。對應日本原子力學會 2007 年訂定之“用過核燃料乾式貯存金屬護箱安全設計與檢查基準”，日本機械學會 (JSME) 同年修訂 2001年初版之金屬護箱構造規格 [2-24]，內容包括 (1) 材料，(2) 設計，(3) 製造 (包含銲接)，與 (4) 檢查等相關事項，以確保用過核燃料貯存設施之金屬護箱的基本安全機能 (也就是除熱、密封、遮蔽與臨界防止)。ASME B&PV Code Section III Division 3 細分成 WA (一般要求)，WB (Type B 運輸容器)，與 WC (Type C 貯存容器)。上述 JSME 的金屬護箱規格，即對應

ASME B&PV Code Section III Division 3 中 WB-3000 之運輸容器設計規定，另外參照 WB-2000 之材料規定，而 WB-3000之最大應力 (S_m) 同於規範 Section III Division 2，基本上與 Division 1 Subsection NB (Class 1 組件) 也相當。

日本機械學會 (JSME) 在 2003 年初版“混凝土護箱構造規格”，並追加登錄於 2005 年版 ASME B&PV Code Section III Division 3 之 Class SC 貯存容器。上述規範於 2007 年再版 [2-7]，其內容與“金屬護箱規格” [2-24] 一樣包括了 (1) 材料，(2) 設計，(3) 製造 (包含銲接)，與 (4) 檢查等相關事項。2011年福島事件後日本規範未來可能修訂不再要求室內貯存 [4-20]，但上述 JSME “混凝土護箱構造規格” 對象仍限制為室內貯存之混凝土護箱與護箱轉換裝置。

前述的日本乾貯設計審查規範 [4-18]，明文要求監測金屬護箱的封蓋間壓力與護箱表面溫度；另外針對護箱所在的建築物出氣口阻塞之假想意外情境，必須進行熱流分析以確認建築物沒有妨礙護箱除熱性能之疑慮。如第二章所述，日本 JSME 規範一般使用狀態下，混凝土材料以 65°C 為設計限值 [2-8, 11, 16]。在日本原子力規制委員會“輸送容器及び使用済燃料貯蔵施設に係る特定容器に関する審査会合”中的廠商資料，此溫度限值已被當作護箱貯存區與建築牆面之設計控制要項 [4-20]。

第五章 國際間乾貯護箱系統之特性差異與安全管制要項

5.1 IAEA 國際乾貯安全規範

(1) 基本安全目標

國際原子能總署 (IAEA) 的安全標準是國際認可的要求和指針，應用於各種核能設施和活動、以確保其充分具有安全水準；這些標準也提供會員國參考，用以制定各國的法規與落實核能安全管制作業。“保護人們和環境免受游離輻射的有害影響”之基本安全目標 [5-1]，適用於反應爐在內的所有核設施與活動，也用於核設施從計畫到正常營運，除役與關閉的所有階段。為達上述基本安全目標，應採取以下措施：

- 控制人體輻射暴露與放射性物質向環境外釋；
- 針對核反應爐核心、核連鎖反應、放射源或任何其他輻射源，控制其發生失控事件的可能性；
- 萬一事件發生的話，減輕其後果。

(2) 安全評估要求

IAEA 根據 10 項安全基本原則，針對核設施和活動全面性安全評估，訂定了 24 項高級別之要求 [5-2]；這些高級別要求是有關人員活動的，其可能造成人員和環境暴露於輻射風險。安全評估是有系

統的過程，其實施貫徹核設施和活動的整個壽年，以確保提案的（和實際的）設計符合相關的安全要求。上述安全評估是由持照者（licensee）進行與紀錄，所謂的持照者即核設施或活動的負責機構，而安全評估經獨立的同儕審查，送交主管機關作為核照資料的一部分。

(3) 核燃料設施要求

IAEA 針對核燃料設施 (nuclear fuel cycle facilities, NFCF) 訂有特別安全標準 [5-3]，根據規定設施持照者有責任確保對 NFCF 的設計和運作進行全面性的安全評估、以證明符合基本安全原則 [5-2]，並實現基本安全目標 [5-1]。核燃料設施 (NFCF) 包括，放射性物質之轉換、濃縮、燃料生產與保管，以及用過核燃料之貯存、再處理、最終處置前準備與相關研發的設施。上述安全標準提出了一系列要求，包括法律框架和監管，管理系統和安全驗證，以及核燃料設施的安裝、設計、施工、調整、運行和除役等。

除了安全要求，IAEA 還根據如何遵守安全要求的國際共識，提供了許多一般的和特定的安全指針（例如 [5-4,5,6,7]）。

5.2 乾貯系統長期安全要求

在國際原子能總署 (IAEA) 支持下，國際專案研究 INPRO (International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles) 從

2000年開始，核燃料設施 (NFCF) 之安全領域，針對長期可持續性 (long-term sustainability) 之需求，持續研究與發展評估方法。如前所述，核燃料設施 (NFCF) 包括，放射性物質之轉換、濃縮、燃料生產與保管，以及用過核燃料之貯存、再處理、最終處置前準備與相關研發的設施。特別要強調的是，任何核能系統要永續發展，必須符合 IAEA 安全標準，與同時達到 INPRO 所有的永續性 (sustainability) 要求，而安全性即為 INPRO 要求的其中一項。

根據上述 IAEA 專案研究成果 [5-3]，為維持用過核燃料貯存設施之安全操作與維護，其設計除依據監管機構核准的設計基準，滿足所有預期的運營事故 (AO) 和設計基礎事故 (DBA) 之安全目標，另外要求具備以下機能：

(1) 維持燃料次臨界

設施之設計需確保裝載、轉移、貯存和再取出的次臨界性。乾式貯存時，包括因洪水導入調節器等所有可信的情況下，燃料提籃與容器一般會被設計成可維持次臨界 (subcritical)。

(2) 移除用過核燃料衰變熱

因為核融合產物與放射性元素之衰變，用過核燃料會產熱。例如，PWR 用過核燃料束釋出一年後的衰變熱維持在10 kW/tHM以上，而10年過後仍在1 kW/tHM以上 [5-8]。安全除熱 (heat removal) 可以避

免用過核燃料之過熱與後續的破壞，並且須維持貯存設施之設備與結構的溫度低於設計限值。一般而言，(濕式) 水池貯存設施需要主動式可靠的移熱系統，而乾式貯存設施則使用被動式冷卻系統 (例如，混凝土護箱與密封鋼桶間流道的空氣可以讓乾貯系統自然氣冷)。

(3) 提供輻射防護

乾式貯存時，用過核燃料裝載與卸載均須限制輻射對人員之影響。為減少人員在內部受曝，在封閉的設施中空氣放射性核種 (例如燃料故障所致) 之濃度，應藉由通風和空氣過濾保持在可接受之限度以下。用過核燃料有很高的放射性，故應減少人員輻射暴露。例如，從反應爐卸載 6 個月後 beta-gamma 活動於 PWR 用過核燃料仍有 150 TBq/tHM [5-9]，而第一個 10 年內，用過核燃料裝配核心 1 m 外劑量率仍高於 10 Sv/hr [5-8]。

(4) 使用年限內維持密封性

放射性物料密封性 (containment of radioactive material) 除了在事故下可能釋放核種 (radionuclides)，用過核燃料束還可能因為其護套缺陷而釋放核種 (radioactive isotopes) (例如 ^{85}Kr , ^{134}Cs and ^{137}Cs 等固體和氣體裂變產物)。更且，在反應爐操作或以前貯存的過程核燃料束護套外層表面可能因此有核污染。為避免人員受暴，針對濕式貯存設施與乾式貯存設施分別應控制與移除水中與氣中之放射性物質。

(5) 考量外部危害 (external hazards)

外部危害 (external hazards) 即外部自然現象與外部人為所致現象，可能影響用過核燃料貯存設施之安全性，故設施須針對所有設想的外部危害進行設計。

金屬護箱可用於核燃料之運輸與貯存；一個典型的金屬護箱可裝載 4-26 束 PWR 或 10-60 束 BWR 的用過核燃料。金屬護箱之結構材料可為鍛鋼 (forged steel)，球墨鑄鐵 (nodular cast iron)，或鋼/鉛三明治結構，其內部裝上提籃 (basket) 或護箱封釧可以同時提供結構強度與確保維持次臨界 (subcriticality) 狀態。無論是封釧或栓接，金屬護箱之雙重封蓋系統 (a double lid closure system) 都可以進行洩漏監測 (monitored for leak tightness)。

金屬護箱通常從燃料裝載區直接送去貯存，而有些金屬護箱經申請核可、兼具貯存與場外運輸之功能。垂直向設置的護箱通常也是將用過核燃料垂直向裝入。如圖 5-1 與 5-2 所示，用過核燃料可以在核電廠內進行乾式貯存，或送往廠外之集中貯存場。用過核燃料放入最終處置設施前，可能仍須放在具耐久性的特殊容器中一段時間，其包裝 (packing) 程序可以在最終處置場或其他獨立的廠房來進行，而相關作業比照貯存階段採取必要的安全管制措施。

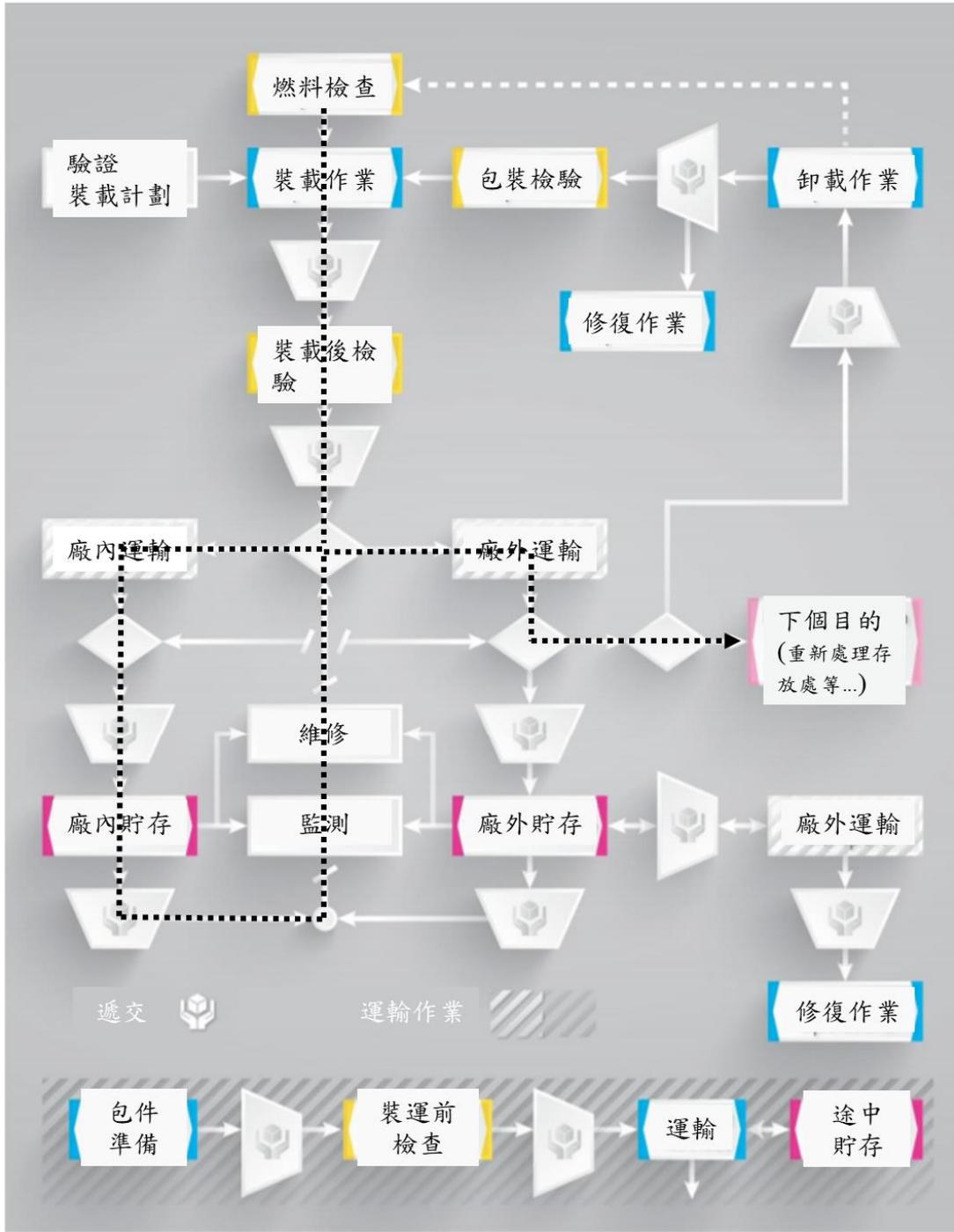


圖 5-1 核電廠內用過核燃料乾式貯存之執行步驟 [3-16] (本計畫研究編譯與重繪)

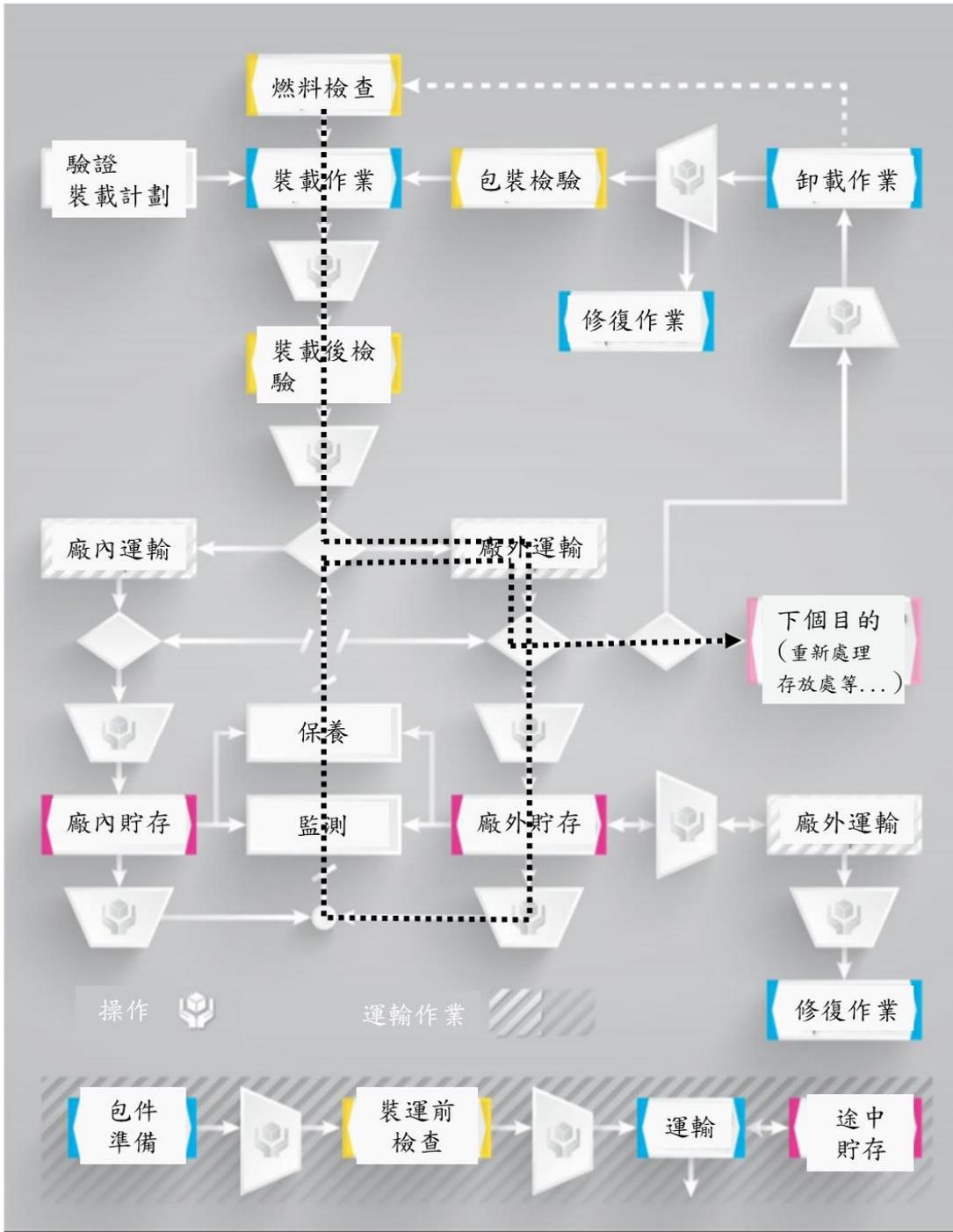


圖 5-2 核電廠外用過核燃料集中貯存之執行步驟 [3-16] (本計畫研究編譯與重繪)

5.3 乾貯系統長期驗證計畫

用過核燃料 (SNF) 最終處置前較長時間貯存的安全管制，有賴於許多國家專家投入發展相關的安全管理技術。有感於在此領域共享資訊、經驗和教訓之重要性，IAEA 發起了一個名為“用過燃料與相關貯存系統長期貯存性能論證”之協同研究專案 (coordinated research project, CRP)，以支持成員國間交換資訊，最佳實務與經驗教訓，使有必要專門知識的國家數目增加 [5-10]；2013至2016年間CRP專案工作著重在乾貯條件，以期有助於用過核燃料和相關貯存系統部件的驗證 (demonstrating test)。透過更大規模 (在空間和時間) 的性能驗證試驗，可以改進 CRP 開發中之模型以及對大量數據的信心，更可藉此探討小規模測試與更全面測試之間的關係。

試驗驗證計畫可以針對特定的目的來發展，藉以延伸過去與到目前為止的試驗驗證結果。一個試驗驗證通常只能用來確認某一條件下之組件性能，而試驗前建立的預測模式可以提供試驗進行所需的資訊，並有助於結果解讀與應用。如圖 5-3 所示，試驗驗證前應發展預測模式，以擴大應用試驗結果於不同貯存系統，在貯存與運輸的不同條件下，不同類型的護套或輻射歷程之用過核燃料。為了決定系統或組件長期貯存後之性能，試驗驗證所用的老化 (aged) 材料與組件須能提供可靠的資料；此類人為老化材料基本上需要更長期、更大規模的試

驗驗證，以評估加速測試是否引入了任何人為瑕疵 (artefacts)。未來除了發展相關的監測技術 (monitoring technologies)，也需要應用先進技術於長期系統劣化之識別，量測與改善緩和。

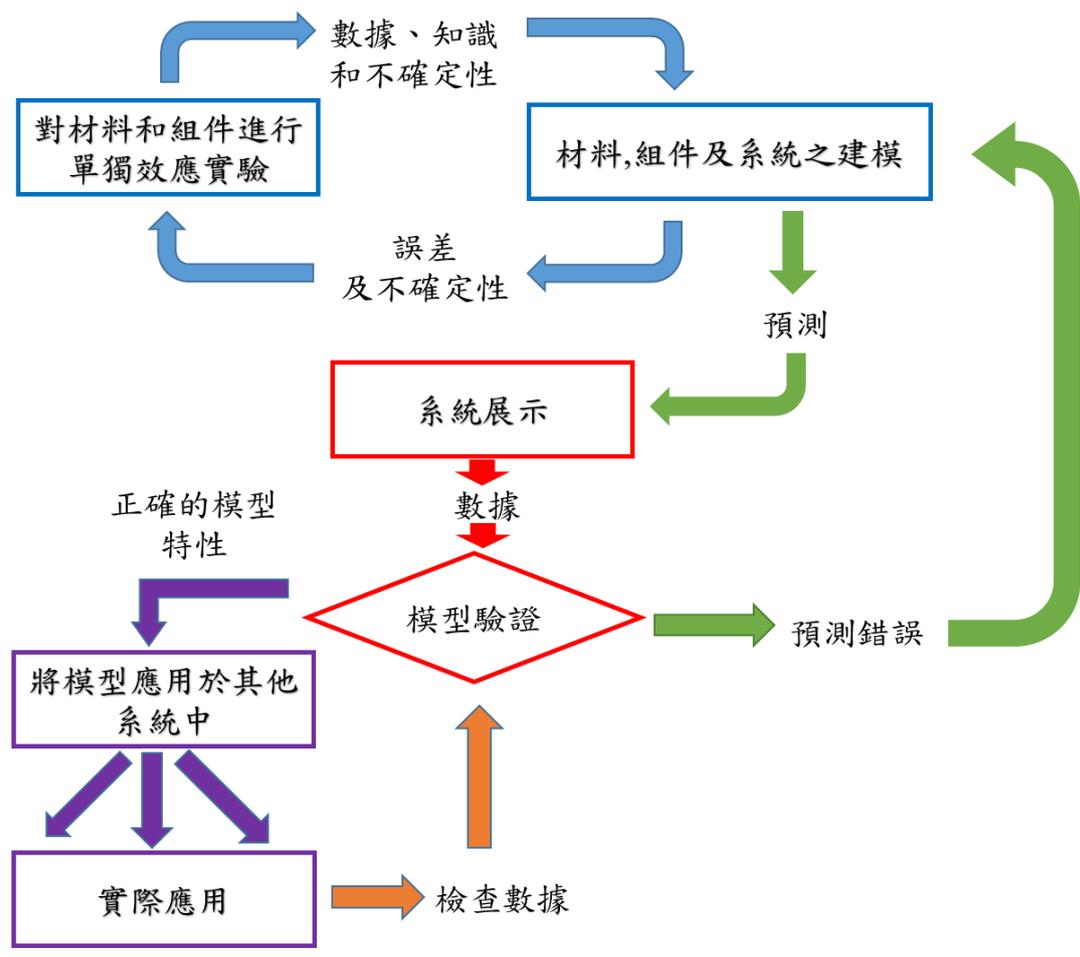


圖 5-3 連結用過核燃料與貯存系統的單獨效應實驗，建模，大規模「驗證」，長期測試與檢查數據，評估標準，及決定應用範圍 [5-10] (本計畫研究編譯與重繪)

5.4 乾貯護箱組件長期課題

5.4.1 不銹鋼密封筒應力腐蝕劣化

前述 CRP 計畫研究 [5-10] 證實，在預期的設計使用年限內 gamma 輻射不影響密封鋼桶/護箱材料性質，因此確認與排除相關破壞機制。另一重要結果是，在對應的應力條件下實驗室試驗與大規模試驗，兩者所獲得的 CISCC (chlorides induced stress corrosion cracking, CISCC) 之初始發生條件 (例如溫溼度與氯鹽濃度) 具有相似性。溫度預測之評估則顯示最佳預測模型的重要性，故應避免預測時未解的偏差之影響，且注意保守模型於新應用未必仍然保守。

CRP 計畫研究所發展之監測與檢查技術 (例如，雷射光學檢測密封鋼桶表面氯鹽濃度，以及溫度剖析密封鋼桶與裝載試片之缺損) 已顯示在系統方面的進展，特別是對監視密封鋼桶完整性非常有效，儘管如此未來仍須持續研發與驗證，而整體成效則必須與裝載有用過核燃料的密封鋼桶之長期管理來一起評定。評估 SCC 發生條件之可靠資料的取得仍存在挑戰，而裂隙發展速率與後續影響，乃至密封鋼桶之監測與檢查系統，也仍有待發展，故相關研究應注意既有技術之可用程度與新技術的驗證工作。

5.4.2 混凝土護箱，包件與基座之劣化

一般認為，混凝土護箱系統的最大問題是護套氫脆破壞與密封鋼桶應力腐蝕，但混凝土組件的劣化機制，特別是凍融和鋼筋腐蝕，也被很多國家視為重要的安全破口。

混凝土護箱系統的檢查技術可以分成四類：目視檢查，非破壞檢查，侵入式檢查，與使用解析工具。目視檢查通常是第一個被用來評估混凝土狀態，也有一些情況無法實施目視檢查。混凝土組件設計包括其內的鋼襯，或位置緊鄰彼此的，都是某些部分的混凝土壁體無法進行目視檢查。非破壞檢測可以用與偵測鋼筋腐蝕，混凝土內部的剝離，孔洞與垂直裂縫。限於技術，並非所有潛在的瑕疵都可被偵測到。這些檢測至少須能接觸到混凝土單側的表面，有些技術甚至需要雙側接觸，故須依混凝土護箱來選用不同檢測方法。重型儀器無法進入通風井，故無法用於混凝土表面檢查。侵入式方法通常用於決定混凝土劣化機制，但因為其僅能取得局部的檢測資料且單一結構可能施測的次數有限，故也會配合其他非破壞檢測。對於無法施測的區域，應以模式計算與分析進行評估。這些分析通常會與非破壞檢測與侵入式方法併用，以評估結構完整性或預測劣化程度。關於混凝土護箱之劣化機制與影響，因既有研究有限故仍待深入探討，特別是高溫與輻射等貯存場址的環境特性，可能會影響混凝土之使用年限與耐久性。

5.4.3 封蓋栓接護箱之螺栓與密封件的劣化

對於正常操作下和事故情況下貯存和後續運輸期間之放射性物料的安全封閉，運輸和貯存護箱之螺栓封閉系統的長期性能至關重要。實施之調查方案已探討熱處理金屬密封行為。參數為溫度與時間。通常可以加速老化測試，推估較長時間高溫下密封測試，但材料與試驗參數必須詳加規畫與驗證。結果顯示，儘管壓力和可用韌性 (useable resilience) 顯著降低，但金屬密封件在防止洩漏仍發揮適當的功能。為了建立可靠的模型，預測金屬密封件數十年長期的洩漏防止率，需要考慮 Larson-Miller 方法以及進行進一步調查。

使用有限元模型的數值方法，可分析和預測螺栓封蓋系統在各種裝載條件下的力學行為。為了開發和驗證上述的螺栓封蓋系統之有限元模型，仍需要更多的實驗和數值研究。未來研究需要考慮的其他影響不僅是長期擬似靜態負載，還包括運輸過程中的動態負載，以及裝有老化金屬密封件的螺栓封蓋系統在意外情況下的衝擊載荷。雖然目前已有一些調查成功地獲取寶貴的資訊，但後續仍需進行更詳細的調查，才能更全面性與準確地瞭解相關影響。

5.5 乾貯安全管制差異案例分析

根據本計畫團隊過去國際研究案例 [5-11, 12, 13] 所做比較，如表 5-1，用過核燃料貯存設施之設計規範與審查接收標準會隨國家而異。

表 5-1 國際乾貯護箱特性與管制方向差異比較 (本計畫研究整理)

	美國	日本	德國	英國
護箱系統	混凝土護箱	金屬護箱	金屬護箱	混凝土護箱
所在位置	廠內/廠外	廠外/廠內	廠外/廠內	廠內
貯存形式	露天貯存	室內貯存	室內貯存	室內貯存
運輸功能	無	有/無	有/無	無
管制方向	老化管理	性能設計	知識管理	最佳實務
重大差異	(比較基準)	法規目前仍只 限用金屬護箱	10 年再評估作 業並無強制性	乾貯執照許可 沒有特定年限

除了護箱材料，各國用過核燃料貯存設施之安全管制作業主要的分歧點在於是否要與核電廠適用同樣的標準。如法國，芬蘭與西班牙等國，即將其用過核燃料與高放射性廢棄物之貯存設施與核電廠歸為同一類；其他如美國等則針對核電廠與貯存設施分別訂定設計規範。

國際核能機構 (Nuclear Energy Agency, NEA) 之 11 個會員國，即加拿大，芬蘭，法國，德國，日本，荷蘭，俄羅斯，西班牙，瑞典，英國與美國，在 2013 年舉行的研討會中確認 2011 年福島事件後壓力

測試結果，也將乾貯設施長期安全性列為共同課題 [5-14]。用過核燃料貯存設施都必須進行週期性安全評估 (periodic safety review, PSR)，且評估週期通常被訂為 10 年、以符合 IAEA 所定核能安全基本目標，此評估結果亦為設施延長使用申請准駁之重要依據。不同國家之 PSR 的範圍與目標通常很類似，而完整之 PSR 內容應先說明具安全重要性之結構、系統與構件，並評估確認到下次實施 PSR 前的時間內仍可持續維持所要求之功能，且相關分析必須已將老化 (Aging) 影響納入考量。

伴隨著各國核電廠外用過核燃料集中貯存設施之設計申請與啟用，一般預期未來對兼具貯存與運輸功能兩用護箱系統會更有需求。也因此，IAEA [5-15, 3-16] 與日本原子能規制委員會 [4-18, 19] 最近研議修訂相關規範，強調在護箱貯存安全與運輸安全要求間須取得平衡。如 IAEA 安全指針規定 [3-16]，兩用乾貯護箱之安全分析 (DPCSC, i.e. DPC integrated safety case) 需為受控制的，並包括編譯，審查與 DPC 設計者認證紀錄。進行差距分析 (Gap analyses) 應考慮監管變化，以識別後續設計變更對使用中的護箱之影響，且須監控因技術發展而導致的變化。如果新法規另外要求安全注意事項，執照更新即受其影響。兩用護箱之老化管理計畫 (AMP)，與長期貯存後如何確保護箱運輸功能，仍是相當重要且具挑戰性之課題 [4-18, 5-14]。

5.6 定期安全評估與差異分析

自 1980 年代中期以來，IAEA 一直在研究老化問題及其與核電廠安全的相關性，而所用方式亦可適用於用過核燃料貯存設施 [3-16]。用過核燃料貯存護箱之設計，須滿足貯存期間與後續運輸所需的安全功能，並考慮封裝作業期間組件材料可能發生的老化變質。在運輸前的重要時期，若護箱安裝減震器則亦須考慮相關材料（木材、海棉或鋁蜂槽結構）之老化或劣化。運輸與貯存兩用護箱系統元件之老化機制與重要程度如表 5-2 所示。

表 5-2 乾貯護箱系統元件之老化機制[5-16] (本計畫編譯重製)

來源	老化機制	重要程度	
		貯存	運輸
護套			
熱	輻射損傷之退火	中	高
	溫度起伏造成的金屬疲勞	低	低
	相變	低	低
化學作用	發射率改變	低	低
	氫氣效應：脆化與方位重排	高	高
	氫氣效應：氫脆延遲破壞	高	中
	氧化	中	中
	濕蝕	低	低
物理作用	潛變	中	中
燃料束			
熱與物理作用	潛變	低	低
	溫度起伏造成的金屬疲勞	低	低
化學作用	腐蝕與應力腐蝕破裂（化學）	中	中
	氫化	低	低

表 5-2 (續) 乾貯護箱系統元件之老化機制[3-16] (本計畫編譯重製)

來源	老化機制	重要程度	
		貯存	運輸
提籃			
熱與物理作用	潛變	低	低
	溫度起伏造成的金屬疲勞	低	低
化學作用	腐蝕	低	低
中子毒物			
熱	熱老化	中	高
熱與輻射	脆化及破裂	中	低
熱與物理作用	潛變	中	中
	溫度起伏造成的金屬疲勞	低	低
中子輻射	毒物消耗	低	低
化學作用	腐蝕 (起泡)	中	中
中子屏障材料			
熱與物理作用	脆化、斷裂、收縮及分解	低	低
輻射	輻射脆化	低	低
	毒物消耗	低	低
化學作用	腐蝕	低	低
容器			
銲接密封(鋼)筒			
化學作用	大氣腐蝕	高	中
	水性腐蝕：全面、局部 (孔蝕、間隙腐蝕)、應力腐蝕破裂、電腐蝕	高	中
栓接(金屬)護箱			
熱與物理作用	彈性密封條脆化	低	低
	密封件與螺栓之熱力疲勞	中	高
輻射	彈性密封條脆化	低	低
化學作用	大氣腐蝕 (含近海環境)	高	中
	水性腐蝕：全面、局部 (孔蝕、間隙腐蝕)、應力腐蝕破裂、電腐蝕	高	中
填充氣體			
熱與物理作用	穿過密封(鋼) 桶壁擴散	N/A	高
輻射	N/A	N/A	
化學作用	N/A	N/A	

註：標示之重要程度分級僅為範例，老化機制對貯存及運輸之重要程度仍可能有所不同。

對於乾貯設施基本安全功能之維持，護箱主體尤其重要，故在設計時應需選擇足夠可靠的材料，同時考慮貯存期間的溫度、輻射和老化劣化（如腐蝕、潛變與應力腐蝕破裂）等環境因素。乾貯護箱安全分析必須評估隨時間出現的潛在劣化現象，以及其對安全重要功能之可能影響。雖然乾貯設施之核照係根據最新的知識與創見，但護箱包件仍必須隨著法規和技術不斷地演變而進行定期重新評估，以確保護箱包件核照基礎在整個貯存期間仍維持適正性，特別是考量貯存期間老化機制可能導致與原始核照不同之變化。護箱與內部用過核燃料經過長期貯存後，老化管理計畫（AMP）可最大限度地減少系統安全功能之不確定性，防止或避免與相關安全功能因老化影響而受損。

用過核燃料貯存期間，應藉由適當的方式檢驗各組件，以確認護箱系統之結構完整性。目前一般預期，用於乾貯護箱系統的大多數材料之安全功能不會受老化或劣化所影響。儘管如此，護箱組件仍須保持設計強度和性能，以發揮各自的安全功能，而（密封時假定的）環境條件也必須維持。燃料和容器/包件之組件特別重要，因為劣化過程可能導致燃料破碎、容器完整性喪失和其他結構改變，這些改變可能直接影響圍束，次臨界控制，和/或（貯存燃料）再取出性。

隨著技術不斷發展，護箱設計變更或組件老化影響的研究結果雖然有益，仍未必能完全證明日常維護，執照更新或運輸前所做的改變

具有正當性。特別應注意的是，乾貯護箱之安全評估與維護計畫係基於技術考量而著重在與安全相關的系統，結構與組件 (SSC)，但公眾可能更關心較醒目與安全或無相關性的 SSC (例如油漆劣化)。故乾貯護箱之安全設計須藉定期評估 (period review) 以維持更新。幾十年的生命週期內，護箱之研發與立證 (development and justification) 等重要資訊應予以保存與更新，而定期安全評估與差距分析 (gap analyses) 之實施，將有助於維持與更新護箱的安全設計。

IAEA 因此建議，以協調一致系統性的方式，對貯存護箱系統之運輸包裝設計批准更新和定期重新評進行差距分析。由於護箱安全評估是一個‘滾動過程 (rolling process)’，因此必須明確地標識個別護箱檔案或副檔的發行版本。護箱安全評估最好包含其引用的文件清單，包括每個檔案版本的說明。差距分析係基於新的知識與創見，結論護箱安全評估之內容適足或所採取的措施可以提供要求的安全水準。上述定期審查是知識管理的一個重要要素，促使設計人員和監管單位向所有相關機構，提供所知的乾貯護箱安全之訊息。

第六章 結論

6.1 研究結果

台灣三座核能電廠自 107 年 12 月起運轉執照陸續屆期，進入除役階段。用過核燃料乾式貯存設施是核電廠除役的必要設施，而熱移除則是用過核燃料安全貯存之重要因素。為維持用過核燃料之結構完整與貯存設施、組件與材料之安全機能，必須將用過核燃料衰變熱從護箱系統適當地移除。考量乾式貯存設施之通風性能對護箱系統長期結構與組件之安全性有關鍵的影響，特別是材料劣化問題與溫度有相依性，本計畫因此針對 (1) 國際間乾式貯存護箱系統通風性能評估技術，(2) 乾式貯存護箱系統材料劣化影響因子，(3) 國際間乾式貯存護箱系統材料特性之工業規範，與 (4) 國際間乾貯護箱系統之特性差異與安全管制要項，進行研析。

根據上述計畫研究所獲得的主要結果說明整理如下：

- (1) 從日本，德國與英國的設計審查案例可知，室內乾貯設施採用被動式通風設計已為目前國際所共同認可之標準。至於護箱移熱性能，可以計算流體力學 (CFD) 作分析，並視研究需要進行試驗驗證。參照日本機械學會 (JSME) 規範，正常狀態下護箱周圍空氣設計基準溫度可設定為 45°C，而混凝土結構設計基準溫度為 65°C。另外美國技術文件 NUREG-2152 [2-7] 建議，CFD 分析應

對護箱出、入氣口的氣流壓力之邊界條件詳加設定與檢討，而在國內最近的風洞實驗 [2-12] 亦觀察到護箱外部風速與風向對除熱性能有所影響。

- (2) 如美國技術文件 ISG-3 對事故後恢復性 (Post Accident Recovery) 所作建議，未來乾貯設計審查指針應考慮修訂“事故偵測 (detection of events)” 相關章節，以確保申照者對設計考慮外的事件 (events) 具有識別能力。綜合結構應力與材料評估的研究結果，對乾貯設施基本安全功能之維持，護箱主體尤為重要。乾貯護箱必須維持除熱性能，輻射防護，密封性，次臨界與 (燃料) 可再取出，而這些功能攸關其系統，結構與組件的安全功能。另外護箱除熱性能之衰減，可能是反映內部貯存的之用過核燃料之長期完整性已有所改變。
- (3) 用過核燃料的貯存容器可以分成金屬護箱，與 (不銹鋼) 密封鋼桶，其外加之混凝土護箱，提供遮蔽與輻防等功能。德國與日本過去因為核燃料再處理，採用運輸與貯存兩用功能之金屬護箱，但燃料再處理已非主流趨勢，故國際間改用護箱進行乾式貯存。在乾貯設施安全分析報告中，室外露天貯存時應針對混凝土護箱出入氣口阻塞之假想意外情境進行檢討，而室內貯存則應針對金屬或混凝土護箱所在的建築物出氣口阻塞之假想意外情境進行

檢討。

- (4) 除環境輻射監測，金屬護箱須進行內部壓力監測，與護箱表面溫度監測，藉以避免封蓋的螺栓與密封件之熱力疲勞等問題。無論是採取金屬護箱或混凝土護箱，室內貯存者應於建築物出入氣口進行溫度監測，藉以偵測護箱系統之異常狀態或意外事故，並可作為乾貯設施之老化管理計畫 (aging management program, AMP)，定期安全評估 (period review) 與差異分析 (gap analyses) 之依據。用過核燃料最終處置前，在電廠內進行護箱貯存，或送往廠外集中貯存，兩個作業環境所採取的安全管制措施應該一致。
- (5) 雖然乾貯設施之核照係根據最新的知識與創見，但護箱包件仍須隨法規和技術之演變而定期重新評估，以確保其核照基礎在貯存期間仍有效地維持。根據 2011 年福島事件後壓力測試結果，包括日本與美國在內的國際核能機構 (NEA) 會員國，已將乾貯設施長期安全性列為共同課題。從生命週期的觀點來看，護箱系統的研發與立證 (development and justification) 等資訊應長期保存，並定期實施安全評估與差距分析，以維持設計要求的安全水準。

6.2 研究建議

(1) 本土環境下露天乾貯與室內乾貯在使用前期之熱流特性分析

針對台電公司第一期露天乾貯，國內過去配合乾貯安全分析報告平行驗證以及超越設計地震事件再評估，針對混凝土護箱的出入氣口阻塞之假想以外情境，變化環境溫度後反覆進行 CFD 分析、以研究護箱熱流特性 [例如 2-5,6]。國外最近研究指出，外環境風速提升有助於護箱系統除熱，但不同阻塞程度下每個組件之最高溫度相似，據此推測環境溫度對護箱系統除熱性能影響應有限 [2-18]。對照國內最近風洞實驗研究 [2-12]，出、入氣口附近的外環境風速與風向確實會影響護箱系統之除熱性能。故如美國技術文件 NUREG-2152 [2-7] 所建議，未來應詳加設定本土混凝土護箱之出、入氣口的氣流壓力等邊界條件，進行 CFD 分析研究。

台電公司第二期室內乾貯目前在規畫階段，故護箱規格與建築材料仍未確定。針對台電第二期室內乾貯，可以參考日本乾貯設計審查規範 [例如 4-18,19] 與申請文件 [例如 2-15]，藉 CFD 分析一般使用情況下護箱周圍空氣與混凝土牆體之溫度，並分別對照 JSME 規範 45°C 與 65°C 之溫度限值，而針對 24 小時內可排除之異常狀態，或建築物出風口阻塞之假想的意外事故，混凝土牆體之溫度必須控制在 175°C 之溫度限值以下，確保建築物沒有妨礙護箱除熱功能之虞。

(2) 國際乾貯設施核照期間與延長使用之結構安全要求差距調查

以美國為例，用過核燃料乾式貯存設施從 1980 年代開始研發使用，當時初始核照使用時間為 20 年；伴隨著核電廠除役等需求，目前新建的乾貯設施首次核照使用時間已增加至 40 年，而既有的乾貯設施在 2000 年以後也陸續申請換照延長使用至 40-60 年。台電公司第一期露天乾貯採用混凝土護箱並先申請使用 20 年。台電公司目前規劃在核電廠內建置第二期室內乾式貯存設施，而護箱規格與建築材料仍未定案。隨著時間增加，乾貯護箱系統，結構與組件所必須考慮的劣化因子與影響程度也不同（參考表 5-2）。從生命週期與知識管理的觀點來看，宜借鏡國際乾貯設施核照審查案例，調查首次核照與延長使用之結構安全要求差距，以當作國內業者設計規劃與主管機關安全管制之參考。

(3) 用過核燃料乾式貯存設施十年安全再評估審查作業修正建議

隨著技術不斷發展，護箱設計變更或組件老化影響的研究結果雖然有益，但未必能證明日常維護，執照更新或運輸前所做的改變具有正當性。故乾貯護箱之安全設計須藉定期評估 (period review) 以維持更新。幾十年的生命週期內，護箱之研發與立證 (development and justification) 的重要資訊應予以保存與更新。定期安全評估與差距分

析 (gap analyses) 之實施，可維持與更新護箱的安全設計；這些定期審查是知識管理的一個重要要素，可促使設計人員和監管單位向所有相關機構，提供其所知的護箱安全之訊息。

參照 IAEA 建議，國內未來應改以更協調一致且有系統的方式，對乾貯設施定期實施安全評估與差距分析。乾貯設施之安全評估是一個‘滾動過程 (rolling process)’，因此必須明確地標識個別檔案或副檔的發行版本。安全評估報告最好包含其引用的文件清單，包括每個檔案版本的說明。差距分析係基於新的知識與創見，將可用以判斷乾貯設施安全評估之內容是否適足，或所採取的措施可以提供要求的安全水準。

參考文獻

- [2-1] 台灣電力公司，「核電廠除役先期啟動工作乾貯設施」，2016。
- [2-2] 台灣電力公司，「放射性廢棄物最終處置應變方案(集中式貯存) 推行初步規劃書」，2017。
- [2-3] 三枝利有・白井孝治，「敷地内貯蔵と敷地外貯蔵」，日本原子力学会，日本，2013。
- [2-4] EPRI, “Extended Storage Collaboration Program (ESCP): Progress Report and Review of Gap Analyses”, Technical Report 1022914, August 2011.
- [2-5] 施純寬、曾永信，「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），2014。
- [2-6] 施純寬，「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），2015。
- [2-7] NUREG-2152, NRC, “Computational Fluid Dynamics Best Practice Guidelines for Dry Cask Applications” Final Report, March 2013.
- [2-8] NUREG-2215, NRC, “Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems and Facilities.” Draft Report for Comment, November 2017.
- [2-9] 徐貴炎 (2019). 放射性廢棄物中長期貯存安全管理技術發展子項計畫二：美國用過核子燃料乾式貯存系統及設施之標準審查計畫草案(NUREG-2215 Draft) 研析，原能會物管局委託研究計畫成果報告（計畫編號：108FCMA009）
- [2-10] NUREG-1567, NRC, “Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities” Final Report, March 2000.
- [2-11] Takeda et al. (2008). “Heat Removal Verification Tests Using Concrete Casks

- Under Normal Condition”, Nuclear Engineering and Design, 238, 1196–1205
- [2-12] JSME (2007), “Code for Construction of Spent Nuclear Fuel Storage Facilities—Rule on Concrete Casks, Canister Transfer Machines and Canister Transport Casks for Spent Nuclear Fuel”, JSME S FB1-2003 (rev) (in Japanese).
- [2-13] 鄭琳縈, 「用過核燃料乾式貯存箱之散熱性能」, 碩士論文, 國立成功大學土木工程研究所, 台南, 2020。
- [2-14] ONR-SZB-PAR-14-006, ONR, “Stage Submission 2 – Commencement of Construction Dry Fuel Store Building State”, Project Assessment Report, Revision 0, May 2014.
- [2-15] Cliff Harris, Clive Harrison (2020). “Corrosion Monitoring of Dry Fuel Storage Containers in Nuclear Facilities”, EDF Energy.
- [2-16] ONR, “Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities”, 2014 Edition, Revision 1, January 2020.
- [2-17] ONR, “Technical assessment guides – Ventilation”, June 2020.
- [2-18] ESK, “Guidelines for Dry Cask Storage of Spent Fuel and Heat-generating Waste”, Recommendation of the Nuclear Waste Management Commission, Revised Version, June 2013.
- [2-19] Bruno R. Thomauske (2002). “Interim Storage of Spent Nuclear Fuel in Germany- Situation- State of Licensing Procedures, Prospects-,” WM’02 Conference, Tucson, AZ, February 24 – 28, 2002.
- [2-20] BfS, “Radiation Protection Ordinance”, December 2018.
- [2-21] Bernhard Kühne, Helmut Kühl (2004), “Two Decades of Experience with more than 750 CASTOR® and CONSTOR® Transport and Storage Casks”, 14th International Symposium on the Packaging and Paper #107, Transportation of Radioactive Materials (PATRAM 2004), Berlin, Germany, September 20-24, 2004.

- [2-22] André Leber, Wilhelm Graf, Roland Hüggenberg (2004). “Validation of CFD-Methods to Predict Heat Transfer and Temperatures during the Transport and Storage of Casks under a Cover”, 14th International Symposium on the Packaging and Paper # 101, Transportation of Radioactive Materials (PATRAM 2004), Berlin, Germany, September 20-24, 2004.
- [2-23] リサイクル燃料貯蔵株式会社，「リサイクル燃料備蓄センター事業許可基準規則への適合性について」，第六条 除熱（資料番号 FRS0006 改訂 02），2016，日本。
- [2-24] 日本機械学会，「使用済核燃料施設規格-金属キャスク構造規格」，2007。
- [2-25] Jorge Solís (2013). “CFD Best Practice Guidelines (NUREG-2152), Thermal Modeling Issues, and Generic Communications Related to Vacuum Drying Operations”, NEI Used Fuel Management Conference, USA.
- [2-26] Kang et al. (2018). “A CFD Analysis of Thermal Behavior in Passive Heat Removal System of Dry Storage Cask Under Different Conditions”, Proceedings of TOPFUEL 2018, Prague Czech Republic.
- [2-27] IAEA, “Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material”, 2012 Edition, IAEA Safety Standards Series No. SSR-6, IAEA, Vienna, 2012.
- [2-28] IAEA, “Storage of Spent Nuclear Fuel”, IAEA Safety Standards Series No. SSG-15, IAEA, Vienna, 2011.
- [3-1] EPRI, “Extended Storage Collaboration Program International Subcommittee Report- International Perspectives on Technical Data Gaps Associated With Extended Storage and Transportation of Used Nuclear Fuel”, Palo Alto, CA: 1026481, 2012.
- [3-2] 三枝利有・白井孝治，「敷地内貯蔵と敷地外貯蔵」，日本原子力学会，日本，2013。
- [3-3] NEI, “Screening Review 10CFR70, 10CFR71, 10CFR72, NUREG-1609,

- NUREG-1520, NUREG-1617, NUREG-2215 and Selected Interim Staff Guidance Documents”, 2019.
- [3-4] Bruno R. Thomauske (2002). “Interim Storage of Spent Nuclear Fuel in Germany- Situation- State of Licensing Procedures, Prospects-,” WM’02 Conference, February 24 – 28, 2002, Tucson, AZ.
- [3-5] NRC, “Potential Chloride-induced Stress Corrosion Cracking of Austenitic Stainless Steel and Maintenance of Dry Cask Storage System Canisters”, Information Notice 2012-20, 2012.
- [3-6] 乾貯密封鋼筒表面氯鹽沉積量與大氣氯離子含量關係研析 (計畫編號：MOST 106-NU-E-390-001-NU)
- [3-7] 張惠雲，「乾式貯存密封鋼筒材料應力腐蝕劣化發展評估之研究」，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫成果報告 (計畫編號：104FCMA021)，2016。
- [3-8] 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).
- [3-9] EPRI (2002). Technical Bases for Extended Dry Storage of Spent Nuclear Fuel, 1003416 Final Report
- [3-10] V. Kodur (2014). “Properties of Concrete at Elevated Temperatures”, ISRN Civil Eng., 2014, Article ID 468510.
- [3-11] 施純寬、曾永信，「假設複合式災害情節對乾式貯存設施營運影響分析報告」，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究期末報告，2012。
- [3-12] 施純寬、曾永信，「乾式貯存設施於假設複合式災害事故下之熱流分析暨密封鋼筒內部對流監測機制研究」，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究期末報告，2013。

- [3-13] 台灣電力公司，「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施設置安全分析報告」，第六章第六節：異常狀況、意外事故及天然災害事件之安全評估，2007。
- [3-14] 台灣電力公司，「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施設置安全分析報告」，第六章第六節：異常狀況、意外事故及天然災害事件之安全評估，2011。
- [3-15] IAEA, “Optimization Strategies for Cask Design and Container Loading in Long-Term Spent Fuel Storage, IAEA-TECDOC-1523, IAEA, Vienna, 2006.
- [3-16] WASSC/TRANSSC joint working group, “Methodology for a Safety Case of a Dual Purpose Cask for Storage and Transport of Spent Fuel”, Report, 2011-2013.
- [4-1] Kathryn Karius, Kurt R. Eberl, Charles A. McKeel, Glenn A. Abramczyk (2019).
“The Application of NUPACK to the Design of a Type B Packaging Containment Vessel”, Proceedings of the ASME 2019 Pressure Vessels & Piping Conference, San Antonio, Texas.
- [4-2] Andrew Yeshnik (2018). “NRC Standards Forum: NRC Endorsement of ASME BPVC”, Section III, Division 5.
- [4-3] Robert I. Jetter , D. Keith Morton (2020). “High Temperature Reactors, EBOOKS Online Companion Guide to the ASME Boiler and Pressure Vessel Codes: Criteria and Commentary on Select Aspects of the Boiler & Pressure Vessel Codes”, 17. Division 5.
- [4-4] NUREG-2215, NRC, “Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems and Facilities”, 2020.
- [4-5] NRC, “Regulatory Guide 1.193: ASME Code Cases Not Approved for Use”, Rev.2, 2007.
- [4-6] ACI 349-13, ACI, “Code Requirements for Nuclear Safety-Related Concrete Structures and Commentary”, 2014.
- [4-7] ANSI/ANS-57.2-1983, ANSI, “Design Requirements for Light Water Reactor

- Spent Fuel Storage Facilities at Nuclear Power Plants”, October 1983.
- [4-8] ACI 318-19, ACI, Building Code Requirements for Structural Concrete: Commentary on Building Code Requirements for Structural Concrete (ACI 318R-19), June 2019.
- [4-9] ANSI/ANS-57.7-1988 (R1997), ANSI, “Design Criteria for an Independent Spent Fuel Storage Installation (Water Pool Type)”, 1997.
- [4-10] ANSI/ANS-57.9-1992 (R2000), ANSI, “Design Criteria for an Independent Spent Fuel Storage Installation (Dry Type)”, 2000.
- [4-11] NFPA 780, NFPA, “Standard for the Installation of Lightning Protection Systems”, 2020.
- [4-12] AISI, “Steel Products Manual”.
- [4-13] ASHRAE Handbook.
- [4-14] Air Movement and Control Association (AMCA), “standards and application guides”.
- [4-15] ASME N509, “Nuclear Power Plant Air-Cleaning Units and Components”, 1996.
- [4-16] International Code Council, “International Building Code (IBC)”, 2018.
- [4-17] International Code Council, “International Mechanical Code (IMC)”, 2018.
- [4-18] 原子力規制庁, 「原子力発電所敷地内輸送・貯蔵兼用キャスク貯蔵の基準の見直しについて」, 日本, 2017。
- [4-19] 原子力規制委員会, 「原子力発電所敷地内での輸送・貯蔵兼用乾式キャスクによる使用済燃料の貯蔵に関する審査ガイド」, 日本, 2019。
- [4-20] 原子力規制委員会, 「輸送容器及び使用済燃料貯蔵施設に係る特定容器に関する審査会合」, 日本, 2020。

- [5-1] IAEA, “Fundamental Safety Principles”, IAEA Safety Standard Series No. SF-1, IAEA, Vienna, 2006.
- [5-2] IAEA, “Safety Assessment for Facilities and activities”, IAEA Safety Standards, General Safety Requirements Part 4, No. GSR Part 4 (Rev. 1), IAEA, Vienna, 2016.
- [5-3] IAEA, “Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities”, IAEA Safety Standards, Specific Safety Requirements No. SSR-4, IAEA, Vienna, 2017.
- [5-4] IAEA, “Safety of Conversion Facilities and Uranium Enrichment Facilities”, IAEA Safety Standards, Specific Safety Guide No. SSG-5, IAEA, Vienna, 2010.
- [5-5] IAEA, “Safety of Uranium Fuel Fabrication Facilities”, IAEA Safety Standards, Specific Safety Guide No. SSG-6, IAEA, Vienna, 2010.
- [5-6] IAEA, “Safety of Uranium and Plutonium Mixed Fuel Fabrication Facilities”, IAEA Safety Standards, Specific Safety Guide No. SSG-7, IAEA, Vienna, 2010.
- [5-7] IAEA, “Storage of Spent Nuclear Fuel”, IAEA Safety Standards, Specific Safety Guide No. SSG-15, IAEA, Vienna, 2012.
- [5-8] Princeton University, “Managing Spent Fuel from Nuclear Power Reactors. Experience and Lessons from Around the World”, International Panel on Fissile Materials, Princeton, 2011.
- [5-9] OECD/ Nuclear Energy Agency (NEA) (2005). “The Safety of the Nuclear Fuel Cycle”, Third Edition, NEA No.3588, OECD/NEA, Paris.
- [5-10] IAEA, “Demonstrating Performance of Spent Fuel and Related Storage System Components during Very Long Term Storage”, IAEA-TECDOC-1878, IAEA, Vienna, 2019.
- [5-11] 張惠雲，「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計畫成果報告（計畫編號：104FCMA005），2019。

- [5-12] 張惠雲、賴啟銘，「日本用過核子燃料集中貯存設施設計審查案例研析成果報告」，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫（編號：107FCMA006），2018。
- [5-13] 張惠雲，賴啟銘，「日本用過核子燃料室內貯存設施設計審查案例研析成果報告」，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫（編號：108FCMA004），2019。
- [5-14] Yumiko Kumano, Bernhard Droste, Makoto Hirose, John Harvey, Ingo reiche, Dietmar Wolff, Paul McConnell, Kasturi Varley (2013). “IAEA’s International Working Group on Integrated Transport and Storage Safety case of Dual Purpose Casks for Spent Nuclear Fuels,” NEA/CSNI/R (2013)10, p.187-20.
- [5-15] AREVA TN Experience - Workshop on the Development and Application of a Safety Case for DPC for SNF, IAEA headquarter, Vienna, 19-21, May 2014.
- [5-16] McConnell et. al., (2011). “Extended Dry Storage of Spent Fuel: Technical Issues: A USA Perspective”, Nuclear Engineering and Technology, Vol. 43 No. 5.