

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

110 年國際間乾貯設施通風除熱及日本 RFS 設施安  
全再提升之案例資訊研析  
成果報告

委託單位：行政院原子能委員會放射性物料管理局

執行單位：國立中興大學

計畫主持人：張惠雲

共同主持人：賴啟銘

計畫編號：110FCMA006

報告日期：中華民國 110 年 12 月 21 日

110 年國際間乾貯設施通風除熱及日本 RFS 設施安  
全再提升之案例資訊研析  
成果報告

受委託單位：國立中興大學

研究主持人：張惠雲

共同主持人：賴啟銘

研究期程：中華民國 110 年 3 月至 110 年 12 月

研究經費：新臺幣 88 萬元

放射性物料管理局 委託研究

中華民國 110 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)

## 中文摘要

台電公司對核電廠執照屆期後之用過核子燃料貯存，已參照地方政府與當地民眾的共識，規劃採取室內乾式貯存方式。乾貯設施廠房之通風設計與護箱系統的除熱性能評估，是用過核子燃料安全貯存的重點之一，因此美國與英國等持續針對熱流分析模型之可靠度，與乾貯護箱表面溫度分佈與環境氣鹽沉積等特性，規劃進行實尺護箱監測實驗研究。另一方面，日本原子力規制委員會 (NRA) 針對再循環燃料貯存中心 (Recyclable-Fuel Storage Center, 簡稱 RFS 中心)，於去(109)年9月審查確認該設施符合 NRA 新的安全標準，而該設施對新法規要求所執行之安全再提升內容，應可提供國內主管機關強化本土乾貯設施安全管制作業之參考。

綜合以上，本委託研究「110年國際間乾貯設施通風除熱及日本RFS設施安全再提升之案例資訊研析」計畫，規劃主要重點如下：(1) 國際間乾貯設施通風設計與護箱除熱性能資訊研析；(2) 日本 RFS 集中貯存設施安全再提升報告資訊研析；(3) 室內乾貯設施申照安全審查重點建議。本計畫研究所獲設施通風設計、除熱評估技術等相關國際資訊，以及日本 RFS 集中貯存設施安全再提升報告之重點研析成果，將可提供管制機關辦理室內乾式貯存設施安全分析報告審查之參考，並用以精進我國用過核燃料乾式貯存設施安全管制技術。

## **Abstract**

Based on the local government and people's consensus, Taiwan Power Company decided to adopt indoor drystorage facilities for spent fuel after the license period of nuclear power plants. Ventilation of drystorage facilities and heat removal of cask systems play key factors affecting the safety storage of spent nuclear fuel. The U.S., the U.K, and the other countries therefore continue to study the reliability of computational fluid dynamics models, temperature distribution of cask surface and characteristics of environmental chlorine deposition. Japan Nuclear Regulatory Authority (NRA) finished the safety review of Recyclable Fuel Storage center (RFS Center) in September 2020, and confirmed that the facility met the NRA's new safety standards. The safety upgrading of the facility and the compliance to new safety regulations provide references to Fuel Cycle Management Authority (FCAM) in identifying and taking important and necessary safety-control measures of drystorage facilities in Taiwan.

The main focus of "the 110th-year Project- Case Study Analyses of Ventilation and Heat Removal of Drystorage Facilities and Safety Upgrading of Japan RFS Center," includes, (1) collection and analyses of international information about ventilation design of drystorage facilities and heat-removal performance of canister systems, (2) case study of Japan RFS Center and the safety upgrading, (3) suggestions and recommendations for reviewing the safety reports of indoor drystorage facilities. The results obtained from the mentioned project, such as the information about ventilation design of drystorage facilities, heat removal assessment, and safety upgrading of Japan RFS center, will provide important references to FCMA, to conduct the safety review of indoor drystorage facilities, and to refine the safety-control measures of spent nuclear fuel drystorage facilities in Taiwan.

# 目錄

摘要	i
Abstract	ii
第一章 緒論	1
1.1 研究背景與目的	1
1.2 研究內容	2
第二章 國際間乾貯設施通風設計與護箱除熱性能資訊研析	3
2.1 序節	3
2.2 英國 ONR 通風技術準則	4
2.2.1 通風設計要求	5
2.2.2 防火安全要求	8
2.2.3 通風評估要求	9
2.2.4 相關核照條件	11
2.3 德國 ESK 乾貯護箱指針	15
2.3.1 熱移除要求	15
2.3.2 通風設計要求	16
2.3.3 防火與防火系統	17

2.4	IAEA 乾貯設施通風相關要求	20
2.5	小結	24
第三章 日本 RFS 集中貯存設施安全再提升報告資訊研析		25
3.1	序節	25
3.2	NRA 審查報告摘要	27
3.2.1	審查依據與參考規範	27
3.2.2	報告構成與審查概要	29
3.3	RFS 送審資料摘要	30
3.4	通風設計案例研析	53
3.4.1	廠房建築通風設計原理	53
3.4.2	室內乾貯通風設計研析	56
3.5	小結	59
第四章 國內室內乾貯設施申照安全審查重點建議		62
4.1	台日乾貯設施安全審查法規比較	62
4.2	英國核電廠與乾貯監管實務研析	73
4.3	德國核電廠與乾貯監管實務研析	77
4.4	國際用過核燃料貯存技術發展	81

4.5 國內室內乾貯設計與審查建議	86
-------------------	----

參考文獻	89
------	----



# 第一章 緒論

## 1.1 研究背景與目的

台電公司對於核電廠執照屆期後之用過核子燃料貯存，已參採地方政府與當地民眾共識，規劃採室內乾式貯存方式。其中，乾貯設施廠房之通風設計與護箱系統的除熱性能評估，是用過核子燃料安全貯存的重點之一，美國及英國也持續針對用過核子燃料乾貯護箱之熱傳行為，進行全尺寸之護箱試驗。除藉量測結果驗證設計階段之熱流分析模型可靠度外，也據以驗證實際使用後，乾貯護箱表面溫度分佈與環境氣鹽沉積等特性。此外，日本原子力規制委員會 (NRA) 針對再循環燃料貯存中心 (Recyclable Fuel Storage Center, RFS)，於去 (109) 年 9 月審查確認該設施符合 NRA 新的安全標準。有關該設施對新的法規要求所執行之安全再提升內容，可提供主管機關作為強化我國乾貯設施安全管制之參考。

基於上述研究背景，實有必要針對乾貯設施廠房之通風設計、貯存護箱除熱性能評估等關鍵議題，進行國內外研發成果與實驗評估技術之資訊蒐集研析，以精進乾貯設施安全設計的審查要求與維護監測管理計畫的重點。本委託計畫因此規畫研究重點如下：(1)國際間乾貯設施通風設計與護箱除熱性能資訊研析；(2)日本 RFS 集中貯存設施安全再提升報告資訊研析；(3)室內乾貯設施申照安全審查重點建議。

本計畫所獲設施通風設計、除熱評估技術等相關國際資訊，以及日本 RFS 集中貯存設施安全再提升報告之重點研析成果，可對管制機關辦理室內乾式貯存設施安全分析報告審查提出管制建議，以精進我國用過核燃料乾式貯存設施安全管制技術。

## 1.2 研究內容

本委託計畫之工作項目與研究內容如下：

### (1) 國際間乾貯設施通風設計與護箱除熱性能資訊研析

針對國際間室內乾貯設施廠房建築之通風設計及貯存護箱除熱性能等關鍵議題，進行國際間法規等安全要求，及國內外試驗與評估技術發展之資訊蒐集，以作為國內第二期室內乾貯設施之安全管制與設計之參考依據。

### (2) 日本 RFS 集中貯存設施安全再提升報告資訊研析

針對日本 RFS 設施安全再提升分析報告之重點章節，包含建築物設施及與護箱設計相關之安全評估內容，進行重點資訊摘譯及研析，以提供管制機關作為強化管制要求之重要參考依據。

### (3) 室內乾貯設施申照安全審查重點建議

藉由國際間有關乾貯設施通風設計及護箱除熱性能之資訊蒐集研析，以及日本 RFS 集中貯存設施安全再提升報告重點資訊研析，研提對於我國室內乾貯設施申照安全審查之管制建議，以精進我國用過核子燃料乾式貯存設施安全管制技術。

## 第二章 國際間乾貯設施通風設計與護箱除熱性能資訊研析

### 2.1 序節

國內第二期室內乾式貯存設施目前正在設計規劃階段，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。英國 Sizewell B 核能電廠室內乾貯是英國第一個乾貯設施，則採用美國 HI-STORM 公司混凝土護箱系統。無論乾貯設施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，而通風性能對乾貯護箱之結構，系統與組件的長期完整性有關鍵性的影響。

從日本，德國與英國的室內乾貯案例可知，被動式建築通風設計已為國際間所認可之標準。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卻是一致的。適當操作之通風系統，可降低人員輻射劑量與其他風險，符合 ALARP (as low as reasonably practicable) 國際準則。另外，通風系統設計與運作在火災控制上扮演著重要的角色，故建築規劃階段即應確定監管要求與防護理念。

本章針對國際間室內乾貯設施廠房建築之通風設計及貯存護箱除熱性能等關鍵議題，進行國際間法規等安全要求，及國內外試驗與評估技術發展之資訊蒐集，以作為國內第二期室內乾貯設施之安全管制與設計之參考依據。

## 2.2 英國 ONR 通風技術準則

針對英國所有各類核能設施，主管機關 ONR (Office for Nuclear Regulation) 制定了安全評估原則 (Safety Assessment Principles, SAP)，保安評估原則 (Security Assessment Principles, SyAP)，與各功能之技術評估指針 (Technical Assessment Guides, TAG) [2-1]。針對潛在的持照者、現有持照者或其他責任者所運營的核設施，SAP 提供 ONR 專家/檢查員進行安全論證 (safety case)。SyAP 則用於包括場址保安計畫與運輸安全聲明之保安計畫的審查。技術評估指針 (TAG) 為 ONR 檢查員提供有關 SAP 與 SyAP 的解釋與應用之指針。有些 TAG 還包含有關強制符合核照條件的原則。因此，TAG 與 ONR 所有檢查員相關。TAG 提供持照者與責任所有人，有關 ONR 所期望的安全論證與保安計畫相關技術的重點要求與內容。

英國 ONR 的技術評估指針 (TAG) 分成核能安全 (Nuclear Safety)，土木核安 (Civil Nuclear Security)，與安全防護 (Safeguards) 之三大領域，而通風 (ventilation) 被歸類在核能安全的項目之中。英國 ONR 於 2020 年 6 月頒訂通風技術評估準則 [2-2]，即說明通風設計雖無特定的審查規範，但通風系統、設備的建置與操作往往關係著核設施之審照許可條件 (license condition, LC) [2-3]。ONR 通風技術評估準則旨在協助 ONR 檢查員作出專業的監管判斷，規定從空氣進

入建築物的位置，到經過調節、過濾和監測後排放到大氣的位置，且適用於放射性物質的控制區和監督區。

規定內容包括：給氣系統 (air supply systems)，管道 (ductwork)，手套無菌箱 (glove boxes)，輻射洞與熱室 (caves and cells)，通風櫃 (fume cupboards)，臨時通風 (temporary ventilation)，局部排氣通風 (local exhaust ventilation)，過濾系統 (filtration systems)，HEPA 濾網 (HEPA filters)，建築通風 (building ventilation)，防火安全 (fire safety)，通風煙囪 (ventilation stacks)，通風評估 (ventilation assessment)，電源供應 (electrical supplies)，以及標準與期望的發展 (developments in standards and expectations)。

### 2.2.1 通風設計要求

適用於（具放射性物質）核設施通風系統的一般安全原則包括：

- 在合理可行的情況下，應盡量減少通風區中散發的放射性物質、廢棄物或污染的數量（另外參考 [2-4]）。
- 工作環境中的氣流和空氣模式應足以確保任何空氣污染都在可接受的程度內。
- 應向有人員的區域提供充足的新鮮空氣，以確保可接受的衛生條件和舒適度。
- 提供高品質的空氣給室內或製程，以便在合理可行的範圍內減少

產生放射性廢棄物的可能性。例如，通風系統設計應減少或去除腐蝕性離子，從而降低結構、系統或部件的腐蝕可能性。另一個例子是不要引入可能變成放射性的，和/或可能阻塞過濾器之顆粒。

- 通風在實質圍阻上只扮演輔助的角色、維持圍阻體內負壓（低壓）。透過不可避免的開口（例如門）或意外開口（例如圍阻體破裂）通風系統應提供足夠速度的向內空氣，以限制顆粒或氣體流出。如果要求通風系統在故障情況下防止放射性物質外釋，則應證明系統在故障下的主要條件（濕度、溫度和壓力）仍能執行功能。還要考慮，如果通風系統出現故障可能會導致密封機能失效—例如，如果熔爐是依靠通風的氣流來移除多餘熱量。

建築通風 (building ventilation) 規定如下：

- 系統的大小應確保在正常、故障和事故情況下實現和維持所需的氣流和低壓。每個參數的合理性應驗證，以確保污染物不會通過門、設計的流動路徑或手套無菌箱 (glove boxes) 的開口等發生回流。應考慮任何正在加工的材料之夾帶，以確保採取足夠的措施，防止固體沉積在通風管道中。
- 應盡量減少通過不受控制的開口（例如門）之滲漏，因為這可能會降低通風系統的效率。有些設施可能對減少洩漏有較高的要求，應安排在發生不當洩漏時發出警報。

- 壓力梯度應從潔淨區到潛在污染區，且應確定流經區域間的開口大小、以防止污染回流。
- 通風系統設計應確保滿足適當的輻防標準，且保持不同區域各自的放射性分類。應該清楚說明如何實現這一點，並通過適當的監測安排予以確認。氣流應使電廠每個部分保持各自的輻防條件。此類條件應在輻防相關安全論證 (safety case) 文件中加以規定。
- 如果主要通風系統或電氣系統出現故障，事故控制室的通風系統仍應能在安全論證設定的參數範圍內運作、獨立維持可接受的環境條件。這些系統的進氣口應位於適當位置或防止受到污染，以免受事故/事故的影響。
- 應確定通風系統組成部分所需的多重性 (redundancy) 和多樣性。特別重要的是系統抵抗內部和外部危害能力，而火災被認為是通風系統的主要挑戰，另外應考慮地震效應。
- 系統性能測試和驗證要求，定期確認通風系統滿足設計意圖並維持假設條件。建築物或建築物內部的任何重大改修，例如建造、拆除、佈局或發熱設備，都應由專業技師評估，以確定這些改修是否會影響通風系統的性能（即適當的 LC22 安排之一部分）。必須鎖定調節風門，以防止只能由二次空氣質量監測系統檢測到的系統性能變化。

## 2.2.2 防火安全要求

通風系統設計與運作在火災控制上扮演著重要的角色，故應確定監管要求和圍堵理念。火災事故造成的問題沒有理想的解決方案，但所有利害關係者和相關專家的參與，應可獲致令人滿意的協調結果，而這一點應該從通風系統的概念設計階段即納入考慮。

- 防火屏蔽與防火閥 (fire damper) 是通風系統設計的一部分，應結合到建築設計中以實現常規的防火安全，並考慮以下因素：
  - 放射性防火安全評估 (Radiological Fire Safety Assessment) 因而產生額外的防火分區
  - 系統設計防火屏障所有穿透的尺寸與數量保持在最低限度。
  - 如果管道系統穿過防火邊界 (防火屏障)，則需用防火閥
  - 防火閥的構造材料應適合所用環境，例如大氣腐蝕環境。
  - 防火閥應根據公訂的標準 (例如BS EN 15650:2010 [2-5]) 由合格的機構進行原型試驗與認證
  - 防火閥的安裝方式應與測試時相同，即按照相關設計規範和安裝說明進行安裝，以確保在合理可行的情況下如預期/設計運行。
  - 為正確操作應測試防火閥；這可以就地進行，也可以從指示防火閥位置的控制點進行。在可行的情況下，應根據實務規

範 BS 9999:2017 [2-5] 每年進行一次測試

- 防火閥的位置應便於進行驗證、檢查、維護和測試 (Examination, Inspection Maintenance and Testing, EIM&T)。
- 檢查人員於 EIM&T 活動應確保防火閥性能與完整性。如果使用膨脹型防火閥，則應檢查或測試包括膨脹材料完整性是否經過證明仍滿足性能要求 (例如，它未損壞或未受影響)。

膨脹型防火閥包含熱作用下膨脹的組件，可以關閉氣道與防止火通過。

膨脹材料成為防火完整性之主要組件。某些情況下，可以用機械裝置支撐以防止冷煙 (cold smoke) 外洩 [2-4]。在建築防火分區中，熱煙流動一段距離後會成為“冷煙”而沉降，如此擋煙垂壁等設施可能失效、所以指針建議可改用機械裝置來控制煙氣。

### 2.2.3 通風評估要求

- 獲核照者應定期評估現有的核設施通風系統，以確認其適用性。

除了在核設施通風系統設計或測試方面經驗豐富的工程師外，任何人都不能進行這樣的評估。評估應考慮目前使用參數、系統劣化和任何有可能改變通風流量的工廠改造 (通常，結構改造可能影響通風流量)。

- 此類評估的要求，範圍與周期，應對應於通風系統的安全重要性，並委由經驗豐富的工程師確定為安全論證之一部分。
- 通風系統評估過程中必須考慮許多因素，且其中大多數都有各自特定的標準和規範。每個領域的保護程度將取決於每個因素對安全的影響，以及對工作人員、其他人與環境所造成的風險。為證明設施安全而準備的危害度與風險評估，應清楚地指出通風系統在正常操作、故障和事故情況下所持的特定操作條件。應安排適當的監測，以確保維持安全條件。
- 獲核照者在評估期間需考慮的一些普通範圍可能是：
  - 對通風系統所有部分，使用適當的指針，標準與實務規範。如果電腦程式是安全論證的一部分，應進行適當的校驗與證實。對特定指針、標準或實務規範進行審查，是讓人確信已制定合適的規定所需的，另外也要檢查其正確解釋與實施。
  - 製作材料應符合 (a) 正在加工的材料，(b) 任何去污要求，(c) 除役與 (d) 故障條件下產生的材料。
  - 與其他設備一樣，應遵循適當的製作施工規範與實務。
  - 充分地考慮正常、事故與故障條件下整個系統的 EIM&T 要

求。

- 具安全重要性的通風結構、系統和組件 (SSC) 之規範與供應鏈管理，應為審查與品保監督的主題。
  - 具安全重要性的通風 SSC 應作安排，以防止供應鏈在未經適當授權的情況下更改規格或製作材料。
- 除了要求獲核照者每十年進行一次定期安全再評估 (periodic safety review, PSR) (LC15：定期評估)，PSR 也要求由合格具經驗的適當人員來執行。

#### 2.2.4 相關核照條件

ONR 準則中也特別說明了通風設計並無特定的審查規範，但通風系統、設施的設置與操作往往關係著核設施之核照許可條件 (license condition, LC) [2-3]，特別是LC 34 非常重要，因為它涉及場址內放射性材料和廢棄物的控制和圍阻。與通風相關的核照許可條件 (LC) 整理說明如下：

- LC 6: 文件、記錄、權限和證書 – 獲核照者應製作足夠的記錄以證明其符合本許可所附的任何條件。
- LC 10: 訓練 – 獲核照者應為所有現場負責影響安全操作的人員，

妥善地安排與實施適當的教育訓練。

- LC 11: 緊急安排 – 在不違反核照許可所附條件的任何其他要求之情況下，獲核照者應做適當的安排與處理現場發生的任何事故或緊急情況及影響。
- LC 12: 正式授權和其他適當合格和有經驗的人員 - 獲核照者應做適當的安排，確保只有具備適當資格和經驗的人員才能執行可能影響現場操作安全的任何職責，或由這些條件或根據這些條件要求的任何安排分配的任何其他職責。
- LC 14: 安全文件- 獲核照者依條件製作和評估電廠的安全論證 (safety cases)，亦依 ONR 要求提交文件，其應涵蓋整個生命週期中對安全至關重要的結構，系統，與組件 (SSC)。
- LC 15: 定期評估 (periodic review)- 獲核照者應做適當的安排，以定期實施系統性評估，與重新檢視安全論證。
- LC 21: 試運轉 (Commissioning)- 獲核照者應做適當的安排，以針對可能影響安全之任何廠房或程序，進行試運轉。
- LC 23: 操作規則 (Operating Rules) - 獲核照者須就可能影響安全的任何作業，提出充分的安全論證，以證明該作業的安全性，並確定為安全起見所需的條件和限制。此類條件和限制在下文中稱為操作規則。

- LC 24: 操作指示 (Operating Instructions) - 獲核照者應確保所有可能影響安全的操作均按照書面說明 (以下簡稱操作說明) 進行。
- LC 25: 操作紀錄 - 獲核照者須確保對可能影響安全的任何裝置的操作、檢查和維護作出充分的記錄。
- LC 26: 操作的控制和監督 - 獲核照者應確保，除非為目的所指定的具適當資格和經驗之人員所控制與監督下，不進行可能影響安全的操作。
- LC 27: 安全機制、設備和電路- 獲核照者應確保，除非適當和足夠的安全機制、裝置和電路已正確連接並處於良好工作狀態，否則不進行電廠作業、檢查、維護或測試。
- LC 28: 驗證、檢查、維護和測試- 獲核照者應就所有可能影響安全的裝置，作出適當的安排以進行定期系統性的驗證、檢查、維護和測試。
- LC 32: 放射性廢物的積累- 獲核照者應適當的安排，在合理可行的範圍內盡可能減少任何時候在場址上積累的放射性廢物的產生率和總量，並加以記錄。
- LC 34: 放射性物質和放射性廢物的洩漏和逸出- 獲核照者應適當的安排，在合理可行的情況下確保場址內的放射性物質和放射性廢物在任何時候都得到充分控制或圍阻，使其不會以其他方式從

上述控制或圍阻發生洩漏或逸出。

綜合以上，英國 ONR 所規定之核設施的通風設計要求，建築通風設計，通風設計評估與防火安全要求，及相關核照條件 (LC) 重點整理如表 2-1，即通風設計對護箱等安全重要核設施提供了輔助功能。

表 2-1 核設施之建築通風，防火設計與評估要點及相關核照條件

通風設計要求	建築通風設計	通風設計評估	防火安全要求	核照條件
輻射防護	防止污染回流	*監測維持安全	放射性防火分區	LC6, 14, 32, 34
人員環境	*多重性多樣性	合格具經驗人員	設計試驗認證	LC6, 12, 14, 26, 27
*安全輔助功能	*性能測試驗證	*十年再評估	*定期 EIM&T	*LC6, 10, 11, 14, 15, 21, 23, 24, 25, 28

\*與護箱等安全重要核設施相關

## 2.3 德國 ESK 乾貯護箱指針

### 2.3.1 熱移除要求

德國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。德國從 1983 年即開始使用金屬護箱 CASTOR®。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、並藉由空氣自然對流除熱。

德國 2013 年修訂公佈了用過核燃料與產熱廢棄物之乾式貯存指針 (ESK Guidelines for dry cask storage of spent fuel and heat-generating waste)[2-7]。ESK 乾貯護箱指針對設施申請核照期間與各個程序，要求分別進行具體的安全分析。根據德國乾貯設施以前的核照經驗，建議可以 40 年作為分析期間，並考慮迄今為止所獲得的知識；如果 40 年的時間似乎不夠，則建議應另外進行適當的分析（例如，在貯存設施的特定負載條件下，對護箱，貯存物以及組件之長期行為進行分析）。基於法規 § 49, 50, 117 (16) StrlSchV /2/ 要求，針對設計基準事故作成結構或其他工程保護措施之計畫，即將對策納入設施建物工程設計中；因而衍生出來的基本保護目標包括：放射性材料的密封，穩定的衰變熱移除，次臨界維持，以及避免不必要的輻射曝露，限制與控制操作人員和民眾的輻射暴露。

ESK 指針規定，熱移除須使護箱與貯存物以及臨時貯存建物的溫度保持在限值以下，以此確保整個貯存期間符合保護目標，且須採被動式的自然對流向環境散熱。ESK 指針也規定，護箱去除熱量的方式不可出現不允許接受的溫度，以致伽馬與中子輻射屏蔽有不可接受的損害，影響護箱的密封性與貯存物料；特別是對於輕水反應爐 (LWR) 燃料組件，燃料棒溫度必須保持足夠低，以排除燃料棒護套 (fuel rod cladding) 失效問題。可藉由限制護套(管)腐蝕與特定材料的切線方向最大應力/應變，在整個貯存期間排除燃料棒護套失效之可能性。

至於中期貯存設施 (interim storage facility)，ESK 指針規定於臨時貯存建築物必須配置進氣口和排氣口，以將存放的燃料組件與產熱放射性廢棄物之輻射熱排除。氣流設計須使被護箱加熱的空氣消散到環境中，並且提供護箱相應數量的外部空氣。很重要的是，要確保建築結構中出現的溫度不會高於設計溫度。

### 2.3.2 通風設計要求

- (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) 若存放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) 選定存放區的氣體交換率，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。

ESK指針另外規定，對於涉及釋放污染物的任何所需工作，例如銲接或塗漆，應為護箱維護站提供適當的通風或排氣系統。此外，異常操作條件包括與安全相關的組件和系統的故障，例如通風系統或支持散熱的活動組件的故障 (例如在護箱維護站中)。

### 2.3.3 防火與防火系統

火災可能影響貯存建物的通風設計乃至乾貯護箱熱移除。ESK指針在結構規範 (Structural provisions) 專章中規定，除非裝運區存有大量的火載，存放區與裝運區會形成建築防火分區。相鄰的建築物，例如辦公室和員工設施、實驗室和車間，應設計為單獨的防火分區。設

計須確保貯存建物在 DIN 4102, Part 2 to 4 /15/ 所定的火載條件下之穩定性。火載一般定義為密閉空間中可燃物質的總熱含量，或單位樓地板面積之可燃性物質的總熱含量，代表建築物或防火區劃內所有可燃物完全燃燒時所釋出的總熱能。

防火與防火系統的規定如下：

- (1) 依據法規 KTA 2101.1 /20/ 建立貯存建物的防火概念。
- (2) 火災期間和之後皆須維持放射性物質的密封性與提供其適當的屏蔽。
- (3) 採取防火措施，以限制處理中的護箱上之任何潛在火載，且至少維持一個密封屏障之功能，以使輻射劑量可以符合 § 49 和 50 以及 § 117 (16) StrlSchV /2/ 所規定的限值。
- (4) 應盡量減少建築物內的火載。在存放區域，只有在易燃物著火可被排除時才允許易燃物的貯存。另外，防火措施的設計須符合 DIN 4102 /15/ 與 KTA 2101 /20/之規定。各自可以適用更嚴格的要求。
- (5) 除存放區外，建築物內每條逃生通道的長度不得超過 50 m 的步行距離。在存放區，最大允許步行距離為 120 m。
- (6) 為撲滅初期火災，分佈在整個建築物內的移動消防系統應保持可用，同時考慮暫時存在的火災荷載。在選擇滅火劑時，應考慮可

能的間接損壞（例如由於腐蝕）。

- (7) 為撲滅初期火災，與考慮暫時的火載，移動式滅火系統應分佈在整個建築物內並且保持隨時可用。選擇滅火劑時，應考慮可能的間接損壞（例如腐蝕）。操作人員必須接受初期火災撲救訓練。

於用過核燃料與產熱放射性廢棄物的乾式貯存，火災熱影響通常與機械衝擊並列在設計基準事故中的內部事件，相關規定如下：

- (1) 火災熱影響應考慮中期貯存設施 (interim storage facility) 的最大固定火載與臨時火載。
- (2) 除確認護箱之完整性與密封功能，還要對涉及潛在活動釋出的貯存設施中可能發生的火災進行分析。
- (3) 事故分析中應考慮易燃操作廢棄物與暫存的潛在火源。

外部人為危害包括：有害物質的影響、化學反應引起的壓力波、外部火災在內部蔓延（森林火災）、採礦造成的損壞、飛機墜毀（快速飛行的軍用飛機意外墜毀）。必要時，應特別考慮個別場址的特徵。

至於外部人為危害，如果組件、殘骸或科技裝置墜落而損壞護箱或將其掩埋，則隨後的火災或碎片亦不得以不被允許的方式損害保護目標。

## 2.4 IAEA乾貯設施通風相關要求

針對用過核燃料貯存國際原子能總署 (IAEA) 最新修訂的特定安全指針 SSG-15 (Rev. 1.0)[2-8] 指出，用過核燃料貯存設施的通風系統的設計與運行，應在正常運行期間保持安全與舒適的工作環境，並限制在運行狀態與事故條件（包括設計基準事故與設計延伸條件）下放射性物質釋出的可能性。在設計中，應考慮事故期間設施內壓力積聚的可能性，並提供措施以防止可能引起破壞性爆炸的氫氣濃度。通風系統的設計應能控制易燃或易爆氣體（例如輻射分解形成的氫氣）的積聚。還應考慮從外部來源吸入有害氣體的可能性。通風系統的設計亦應滿足 IAEA 特定安全指針 SSG-64 “核電廠設計內部危害防護” [2-9]，確保通風系統之運行符合防火要求。SSG-15 特定安全指針建議，在用過核燃料貯存設施之安全評估中的假定啟動事件（內部現象），可以考慮例如通風系統等維持設施環境條件的設備出現故障。

SSG-15 特定安全指針就用過核燃料貯存設施之除熱性能，提出相關的設計與要求，並建議貯存設施的建造地點應充分考慮氣候變化與相關的环境溫度和/或與設施相鄰的自然水體水位的潛在增加，以進行維護與允許充分散熱。具體而言，設計要求應包括在惡劣天氣條件下保持冷卻的規定，並考量可能影響乾貯護箱的自然循環設計元素與貯存設施之強制循環與通風系統。貯存設施的損壞可能發

生在極端寒冷的天氣條件與極高或極低的衰變熱耗散率。超過設計限制的高溫度變化率也可能導致損壞。例如，濕火山飛灰或滑坡泥漿等材料，在變乾後會變得堅硬和多岩石。所有這些情境都會在一段時間內阻礙衰變熱的去除，其取決於沉積或固結材料之特徵。此類與除熱相關的問題應在操作限制的規範與管理程序的發展中加以考慮。

SSG-15 特定安全指針就用過核燃料貯存設施之密封性，包括通風系統設，進行規定。對於雙密封系統之乾貯護箱，應實施監測以偵測任何密封有效性損失，從而防止放射性物質釋放到環境中；對於單密封系統與通風系統，應監測放射性物質（例如 85Kr、134Cs 和 137Cs）的釋出。有關放射性物質與用過核燃料貯存設施密封性，必要時應設置通風與廢氣系統，以確保設施在營運狀態與事故條件下可搜集空氣中的放射性物質顆粒。在設計設施之空氣供給系統時，應考慮外部環境中可能存在腐蝕性氣體，如氯或二氧化硫，這些氣體可能影響用過核燃料護套或其他安全組件之完整性。

SSG-15 特定安全指針另外要求用過核燃料貯存設施之輻射防護，包括通風條件。用過燃料貯存設施的設計應避免場址上之高輻射場，並根據國家立法的要求為工作人員與公眾提供輻射防護並保護環境。為了在貯存設施中用過核燃料處理系統的設計中滿足這些

要求與建議：

- (a) 適當的通風，包括有效的、適當合格的與設計的空氣過濾系統及其定期檢查的規定，在必要時，包括在設計中將空氣中放射性物質的濃度以及工作人員和公眾的相關暴露維持在可接受的程度。
- (b) 應就放射性流出物的監測作出規定。
- (c) 用過核燃料處理措施的設計應避免污染積聚到不可接受的程度，並在發生這種積聚時提供補救措施。
- (d) 用過核燃料與容器的處理應在重要參數（例如溫度、雜質濃度、輻射強度）得到控制的環境中進行。
- (e) 處理或貯存用過核燃料與容器的區域應配備適當的輻射監測系統以保護工作人員。
- (f) 應為濕式貯存設施提供水監測與過濾。

SSG-15 特定安全指針也說明，通風與過濾系統以及貯存護箱與密封桶上的封蓋 (closure seals)，均為用過核燃料貯存設施的密封系統，故應制定相關的操作程序，以便對其進行監測。監測應使營運組織能夠確定何時需要採取改正措施以維持安全貯存條件。儘管其中許多事件將作為預期運行事件或設計基準事件處理，但其中一些事件或事件的某些組合可能導致嚴重事故。雖然發生機率非常低，但此類事故仍應在設計延伸條件中考慮，並制定操作程序與事故管理計劃，包

括：

- (a) 懸掛在水池外的裝滿水且裝載完成的護箱遇到起重機故障；
- (b) 與安全相關的設施程序系統的損失，例如電力供應、程序用水、壓縮空氣和通風；
- (c) 由於輻射分解氣體的積聚引起的爆炸
- (d) 導致安全重要物品損壞的火災（為降低火災風險，應控制可燃材料或廢物的數量，以及其他易燃材料的數量）

## 2.5 小結

本章針對室內乾貯設施廠房建築之通風設計及貯存護箱除熱性能等關鍵議題，研析英國 ONR 通風準則 (2020)，與德國 ESK 乾貯指針 (2013)以及國際原子能總署 (IAEA) 最新修訂的用過核燃料貯存之特定安全指針 SSG-15 (Rev. 1.0)(2020)。受 2011 年日本福島事件所影響，相關安全規範要求確認設施設計所需的多重性 (redundancy) 和多樣性，特別是系統抵抗內部和外部危害能力，而火災被認為是通風系統的主要挑戰，另外應考慮地震效應。IAEA 用過核燃料貯存之特定安全指針 SSG-15，進一步建議設計考量惡劣環境氣候之影響。

通風系統、設施的設置與操作往往關係著核設施之核照許可條件，特別是在放射性物質與放射性廢物的控制上非常重要。另外，通風系統之設計與運作在火災控制扮演著關鍵的角色，故在設施規劃早期的階段即應先確定相關的監管要求與防護理念等。對於貯存建築物，通風系統的量能必須達到要求的氣流量，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。

基於上述研究結果，本研究後續探討日本案例與法規之安全要求，以提供國內第二期室內乾貯設施之安全管制與設計作參考。

## 第三章 日本 RFS 集中貯存設施安全再提升報告資訊研析

### 3.1 序節

東京電力與日本原子力發電在 2005 年 11 月共同出資，在陸奧市成立「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)」。RFS 公司申請獲准、在 2010 年開始乾貯設施之建置 (Recyclable-Fuel Storage Center (RFS Center), 以下簡稱 RFS 集中貯存設施)。2011 年 3 月 11 日發生之福島事故，促使日本在 2012 年 9 月設置原子力規制委員會 (Nuclear Regulation Authority, NRA)，並在 2013 年 6 月公布新的安全標準。RFS 公司在 2014 年 1 月即向原子力規制委員會 (NRA) 提出用過核燃料貯存設施之新規制適法性確認審查，同時提交相關的設計施工變更申請書。RFS 公司在 2020 年 8 月 13 日 NRA 審查會議，提送最終資料 25 項 (以下簡稱「日本 RFS 設施安全再提升分析報告」[3-1])。

資料 1：符合性說明資料第 3 條防止臨界(共 45 頁)

資料 2：符合性說明資料第 4 條屏蔽-護箱(共 63 頁)

資料 3：符合性說明資料第 4 條屏蔽-貯存廠房(共 85 頁)

資料 4：符合性說明資料第 5 條封閉(共 61 頁)

資料 5：符合性說明資料第 6 條熱移除-護箱(共 38 頁)

資料 6：符合性說明資料第 6 條熱移除-貯存廠房(共 55 頁)

資料 7：符合性說明資料第 7 條火災等(共 57 頁)

資料 8：符合性說明資料第 9 條地震耐震設計(共 21 頁)

資料 9：符合性說明資料第 10 條海嘯(共 148 頁)

- 資料 10：符合性說明資料第 11 條外部衝擊-概述(共 43 頁)
- 資料 11：符合性說明資料第 11 條龍捲風(共 140 頁)
- 資料 12：符合性說明資料第 11 條火山爆發(共 11 頁)
- 資料 13：符合性說明資料第 11 條外部火災(共 210 頁)
- 資料 14：符合性說明資料第 11 條飛機墜落(共 16 頁)
- 資料 15：符合性說明資料第 12 條防止非法侵入(共 11 頁)
- 資料 16：符合性說明資料第 13 條具備安全功能的設施(共 22 頁)
- 資料 17：符合性說明資料第 14 條設計評估上最嚴重事故(共 99 頁)
- 資料 18：符合性說明資料第 15 條金屬護箱-護箱(共 46 頁)
- 資料 19：符合性說明資料第 15 條金屬護箱-燃料(共 44 頁)
- 資料 20：符合性說明資料第 16 條接收設施(共 35 頁)
- 資料 21：符合性說明資料第 17 條計測控制系統設備(共 36 頁)
- 資料 22：符合性說明資料第 18 條廢棄物設施(共 10 頁)
- 資料 23：符合性說明資料第 19 條輻射管理設施(共 22 頁)
- 資料 24：符合性說明資料第 20 條預備電源(共 20 頁)
- 資料 25：符合性說明資料第 21 條通信聯絡設備(共 41 頁)

上述送審資料係對應日本原子力規制廳 2014 年初制定與公告施行的「用過核子燃料貯存事業之審查、檢查相關條文/施行細則」之 21 條規定[3-2]。歷經 6 年半審查，日本原子力規制委員會 (NRA) 於去 (2020) 年 9 月審查確認 RFS 集中貯存設施符合 NRA 新的安全標準 (JAIF, 2020) [3-3]，並於同年 11 月 11 日通過申請並發佈正式審查結果 [3-4]。

本研究團隊曾接受委託研究，福島事件後日本用過核子燃料貯存設施新安全設計審查基準，與日本青森陸奧廠外用過核子燃料集中貯存設施進行設計審查案例 [3-5]。本章針對日本 RFS 設施安全再提升

分析報告之重點章節，包含建築物設施及與護箱設計相關之安全評估內容，進行重點資訊摘譯及研析，以提供管制機關作為強化管制要求之重要參考依據。

## 3.2 NRA 審查報告摘要 [3-4]

### 3.2.1 審查依據與參考規範

NRA 審查確認 RFS 公司提出的申請資料是否符合以下 2 個基準：

- (1) 原子炉等規制法第 43 條之 5 第 2 項規定下，技術能力相關審查中「原子力事業者の技術的能力に関する審査指針」(平成 16 年 5 月 27 日原子力安全委員会所訂，以下簡稱「技術的能力指針」)
- (2) 同項第 3 號規定相關審查中，「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」(平成 25 年 12 月 6 日原子力規制委員会規則第 24 号，以下簡稱「事業許可基準規則」)及「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」(原管廃発第 1311272 号 (平成 25 年 11 月 27 日原子力規制委員会所訂)，以下簡稱「事業許可基準規則解釈」)

NRA 另外參照下列依其他法令所訂定之基準，學(協)會規定，事業許可基準規則解釋所示之審查指針等。

- (1) 原子力発電所の火山影響評価ガイド (原規技発第 13061910 号

- (平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会所定，以下簡稱「火山ガイド」)
- (2) 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド（原規技発第 13061911 号  
（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会所定，以下簡稱「竜巻ガイド」）
- (3) 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド（原規技発第 13061912 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会所定，以下簡稱「外部火災ガイド」）
- (4) 敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド（原管地発第 1306191 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会所定，以下簡稱「地質ガイド」）
- (5) 基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド（原管地発第 1306192 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会所定，以下簡稱「地震ガイド」）
- (6) 基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド（原管地発第 1306193 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会所定，以下簡稱「津波ガイド」）
- (7) 基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド（原管地発第 1306194 号（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会

所定，以下簡稱「地盤ガイド」)

### 3.2.2 報告構成與審查概要

NRA 審查結果報告由以下 4 個部分構成：

「I 審查報告之定位」說明審查依據與報告構成。

「II 使用済燃料の貯蔵の事業を適確に遂行するための技術的能力」針對是否符合技術能力指診，說明相關審查內容。

「III 使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備」針對是否符合事業許可基準規則的規定，說明相關審查內容。

「IV 審查結果」說明規制委員會所作的結論。

如「III 用過核燃料貯存設施的位置、構造及設備」所述，本申請案係根據原子力安全委員會於平成 14 年 10 月 3 日所訂「金屬製乾式キャスクを用いる使用済燃料中間貯蔵施設のための安全審査指針」（簡稱「使用済燃料中間貯蔵指針」）內容，與「事業許可基準規則解釈」中規定要求內容變更事項相關申請內容，以及同規則各條各項審查結果。

與規制要求內容變更無關、但與申請內容相關之審查結果，將與上述各項審查結果並列。具體而言，即確認金屬護箱類型變更（BWR 用大型護箱 Type 2A 之追加，與 BWR 用大型護箱 Type 1、BWR 用

中型護箱以及 PWR 用護箱之廢止) 符合第 3 條到第 6 條及第 15 條，與測量控制系統設施 (廢棄物貯藏室洩漏檢出裝置以及放射性物質濃度監視設備) 的設置方針變更符合第 17 條。

此外，防止因火災造成的損害，具有安全功能的設施，在最大設計評估事故時防止輻射損害，用過核燃料接受設施以及備用電源相關法規要求內容，因與「使用済燃料中間貯蔵指針」與「事業許可基準規則」相同，故本申請案與這些法規要求相關之內容、即事業許可相關申請書 (具體而言，即「平成 22 年 5 月 13 日付けの使用済燃料の貯蔵の事業の許可に係る申請書」，簡稱「既許可申請書」) 中的變更僅為使記述更明確化，並經確認基本設計或基本設計方針未變更，不影響其符合規制要求。

### **3.3 RFS 送審資料摘要 [3-4, 3-5]**

#### **第 3 條防止臨界 (資料 1)**

1. 為單個金屬護箱臨界防止之設計方針

(1) 金屬護箱內部設置格子狀的提籃貯存用過核燃料束，如此設計

使用過核燃料束維持在預定的幾何配置中

(2) 提籃所使用的材料均勻地添加了硼，可有效地吸收中子。

(3) 提籃在防止臨界上不可發生顯著變形，且考慮設計貯存期間

(50 年) 再加上搬運相關作業也具有足夠的時間餘裕之 60 年

間，設計必須維持結構完整性。

- (4) 在臨界評估中，設計對次臨界有顯著影響的因素如下考慮，中子有效放大倍率為 0.95 以下。
- ① 金屬護箱周圍為完全反射條件 (無限排列)
  - ② 提籃格子內的用過核燃料束偏向金屬護箱中心進行配置，使中子有效放大倍率最大化。
  - ③ 考慮提籃的板厚，內部長度的尺寸公差以及中子吸收材料的製造公差。
  - ④ 在核電廠，考慮用過核燃料束貯存在金屬護箱中浸水，評估乾燥狀態與浸水狀態。
  - ⑤ 不考慮用過核燃料束的燃燒所引起之反應降低。另外，浸水狀態下的分析，適當地考慮可燃性毒物的反應抑制效果。
- (5) 根據上述 (1) 至 (4)，設計使核燃料材料在任何技術上假定的情況下都不會有到達臨界之風險，例如單個金屬護箱用過核燃料浸水狀態。
- (6) 關於金屬護箱中用過核燃料之貯存，東京電力和日本原電子根據記錄作確認，用過核燃料束之貯存等狀態滿足貯存上必要的條件。

## 2. 考慮金屬護箱間中子影響的臨界防止

在考慮金屬護箱間中子影響的臨界評估中，設計中子有效放大倍率為 0.95 以下。在這種情況下，對次臨界有重大影響的因素已在上述的 1. 中的臨界評估中作考慮，因金屬護箱邊界條件為完全反射條件（無限排列），故已包括金屬護箱間中子影響。如上述考慮金屬護箱之間的中子影響，多個金屬護箱靠近等技術假定的情況下核燃料材料都沒有達到臨界狀態的風險。

#### **第 4 條屏蔽-護箱&貯存廠房 (資料 2&3)**

《事業許可基準規則》第 4 條第 1 項規定，用過核燃料貯存設施應採取屏蔽等適當的措施，確保減少從用過核燃料貯存設施發出的直接輻射和電離輻射 (skyshine) 之場界劑量。同一條第 2 項規定亦要求，用過核燃料貯存設施若須防止放射線損傷，應採取遮罩等其適當措施，以減少控制區內人員出入口等場地的劑量。

##### 1. 減少場界劑量的措施

###### (1) 金屬護箱之屏蔽設計

新追加之金屬護箱如已許可之申請書所述，設計以金屬護箱本體與封蓋來屏蔽用過核燃料束所發出之放射線，並採用厚度充足的鋼材作為 gamma 射線之屏蔽材，與使用樹脂之中子屏蔽材。設計考慮貯存期間（50 年）再加上搬運等相關作業也具有足夠的時間餘裕之 60

年間，金屬護箱表面及距離金屬護箱表面 1m 的位置之輻射劑量分別控制在 2mSv/h 與 100mSv/h 以下。

劑量當量率使用 ORIGEN2 程式計算來源強度，而金屬護箱依實際軸向斷面形狀進行二維建模，以用二維輸送計算程式 DOT3.5 進行評估。東京電力與日本原電根據記錄確認，關於用過核燃料束於金屬護箱之貯存，根據屏蔽功能評估用過核燃料束之燃燒度，評估其未偏離配置條件或範圍，滿足用過核燃料束之貯存狀態所需條件。

## (2) 過核燃料貯存建物之屏蔽設計

如已許可之申請書所述，針對金屬護箱表面發出的輻射，用過核燃料貯存建物設計有足夠厚度的混凝土牆，屏蔽百葉，以及貯存區入口處的迷宮結構與屏蔽門，使民眾每年接受到的有效輻射劑量為 50 $\mu$ Sv 或以下。

評估屏蔽機能時如以下考慮。

- ① 金屬護箱表面發出的直接輻射以及電離輻射，用 3 維連續能量蒙地卡羅法程式 MCNP-4C，求出計算地點的中子束與 gamma 線束。
- ② 將裝有用過核燃料的金屬護箱當作輻射源，且採最嚴格的條件在用過核燃料貯存建物的貯存區內放置 288 個護箱。以

邊界劑量保守評估結果的能量反應譜，設定金屬護箱的輻射強度，同時以距金屬護箱表面 1 m 處的平均劑量當量率為 100 $\mu$ Sv/h 標準化。

- ③ 計算地點考慮從用過核燃料貯存建物的貯存區之距離，同貯存區中給排氣口的開口方向，混凝土壁等屏蔽效果等，以東邊和南邊作為場地邊界。

## 2. 為控制區內人員出入口等場地劑量減少所採取之措施

### (1) 為控制區內人員出入口等場地劑量減少所採取之屏蔽設計

為減少控制區內人員出入口等場地劑量，考慮放射線工作者和臨時訪客（以下稱為“放射線工作者等”）進入每個地方的頻率，停留時間等，臨時未設置金屬護箱而以其他如混凝土壁等進行屏蔽時，用過核燃料貯存建物接收區域的劑量率應小於 10 $\mu$ Sv/h，而控制區外側的劑量率小於 2.6 $\mu$ Sv/h。

### (2) 控制區內作業管理

控制放射工作者所接收到的劑量，不可超過規定的劑量限值。此外，在控制區內的作業應依照作業環境規定的條件，例如防護設備的穿戴與作業時間限制，以盡最大可能合理地降低輻射劑量。

### (3) 周邊監視區域內管理

在周邊監視區域內管理區域以外的人員進出入口的滯留者之劑

量，應管理使其低於民眾劑量限值以下。在周邊監視區域內，定期測量外部輻射的劑量當量率，並根據需要採取適當的措施，例如限制進入。

#### **第 5 條封閉 (資料 4)**

第 5 條規定要求，用過核燃料貯存設施須能將用過核燃料或其所致污染物（以下稱用過核燃料等）適切地密封於限定區域。

##### 1. 設計封存用過核燃料束之空間須維持負壓

新追加之金屬護箱亦如已許可之申請書所述，設計貯存期間（50 年）再加上搬運等相關作業也具有足夠的時間餘裕之 60 年間，維持用過核燃料束之封存空間的惰性氣體與負壓。金屬護箱的蓋子與蓋貫通孔的密封處可能形成從用過核燃料束封存空間的洩漏通道，從長期維持密封機能之觀點使用金屬墊片與設定洩漏率，以使用過核燃料束封存空間能 60 年維持負壓。

##### 2. 設計封存用過核燃料束之空間與容器外部隔離

新追加之金屬護箱亦如已許可之申請書所述，蓋部為一次蓋與二次蓋所構成之多重密封構造，蓋之間的空間預先設為正壓、以形成壓力屏障，將用過核燃料束封存空間與容器的外部隔離。

### 3. 考慮金屬護箱封閉機能修復性

新追加之金屬護箱亦如已許可之申請書所述，針對萬一密封蓋異常、二次蓋洩漏的情形，經確認金屬護箱內部維持負壓以及一次蓋的健全性後，換二次蓋的金屬墊片以修復密封機能。一次蓋密封機能異常的情況，加裝封蓋後，將護箱與搬出紀錄一起交還給東京電力與日本原電。另外，(護箱) 到搬出為止須適切地保管。

### 4. 防止放射性固體廢棄處理設施之放射性物質的逸散

申請的用過核燃料貯存設施平時無放射性廢棄物發生，故不設置放射性固體廢棄處理設施。

### 5. 防止放射性固體廢棄處理設施之污染擴大

考慮搬入金屬護箱等表面可能檢出法令規定限值以上的放射性物質，因此為廢棄前保管放射性固體廢棄物而設置廢棄物貯存室。除汙所發生放射性固體廢棄物密封於加侖桶等容器，設計於用過核燃料貯存建物的接收區之獨立區設置廢棄物貯存室，進行廢棄前保管。另外，為因應假想的大規模海嘯造成用過核燃料貯存建物損傷之準備，防止廢棄物貯存室的加侖桶等容器漂流到用過核燃料貯存建物或基地之外，固定加侖桶等容器、作為漂流防止的對策。

## 第 6 條熱移除-護箱&貯存廠房 (資料 5&6)

第 6 條規定要求，用過核燃料貯存設施不用動力、須能適切地除去用過核燃料等之崩壞熱。

### 1. 維持用過核燃料束的溫度於限值以下之設計方針

新追加之金屬護箱亦如已許可之申請書所述，設計為使用過核燃料貯存設施不用動力而能適切地除去用過核燃料束之崩壞熱，用過核燃料束發生的崩壞熱以傳導、對流以及輻射向金屬護箱表面傳遞，傳到周圍的空氣進行除熱。

另外，從維護用過核燃料束健全性之觀點，金屬護箱存放的用過核燃料束之燃料被覆管於設計時應限制溫度，以使燃料被覆管的累積乾縮應變不超過1%，與避免照射硬化回復導致其機械性能顯著低下，以及氫化物再分配所致燃料被覆管機械性顯著低下。

為確認燃料被覆管溫度在其依用過核燃料束種類所定的限值以下，使用燃耗程式 ORIGEN2 計算用過核燃料束的崩壞熱，以及將對應用過核燃料束燃耗值的收納配置用作輸入條件，進行除熱評估。

### 2. 維持金屬護箱的溫度於限值以下之設計方針

新追加之金屬護箱亦如已許可之申請書所述，設計從金屬護箱基本安全機能維護的觀點，為確保構成組件的健全性限制金屬護箱溫度於限值以下。

為確認金屬護箱構成組件的溫度在限值以下，用燃耗計算程式 ORIGEN2 所求的用過核燃料束之崩壞熱量以及用過核燃料束的燃耗所對應之收納配置當作輸入條件，對金屬護箱基本安全機能維持的重要組件進行溫度評估。

### 3. 避免用過核燃料貯存建物妨礙金屬護箱除熱機能的設計方針

用過核燃料貯存建物為維持從金屬護箱表面除熱的觀點，要不用動力而能保持建物內環境溫度低的條件，設計使用過核燃料束的崩壞熱由金屬護箱外表面以自然換氣方式適切地除去，而用過核燃料貯存建物出入氣口不可因積雪等阻塞、以利換氣。

具體而言，為得到適切的通風力，用過核燃料貯存建物之貯存區域的排氣口設在距地面約 23 m 高處，同建物之接收區域的排氣口則設置在距地面約 20 m 高處。考量降下的火山碎屑或積雪，用過核燃料貯存建物之出入氣口要設在有相當高度的位置。另外，於出入氣口設置防鳥網與排氣百葉，其對火山碎屑需具足夠大之網格。於用過核燃料貯存建物的貯存區域，設計用過核燃料貯存建物內環境溫度，須能維持量測設備、放射線監視設備等

性能，維持混凝土溫度在限值以下，不超過自由水逸散的溫度以免影響混凝土基本特性，以及維持用過核燃料貯存建物的結構組件之健全性。

評估用過核燃料貯存建物內環境溫度時，設定用過核燃料束之崩壞熱全部由金屬護箱周圍的空氣傳導，另外評估混凝土溫度時，用過核燃料貯存建物外牆斷熱，可預見其保守性。

#### 4. 用過核燃料束存放於金屬護箱所需的措施

於除熱機能相關評估中考慮過核燃料束燃耗，為不偏離對應的配置條件或範圍，根據紀錄與簽約的東京電力與日本原電確認，用過核燃料束的封存等狀態符合貯存所要求的條件。

### 第 7 條火災等 (資料 7)

第 7 條規定要求，用過核燃料貯存設施不可因火災或爆炸所致基本安全機能受損，為防止火災或爆炸之發生，以早期感測以及滅火、降低影響等火災防護對策適切的組合進行設計。另外，在用過核燃料貯存設施中，沒有會發生爆炸而可能損及基本安全機能的機器、設備。

#### 1. 火災防護設計的基本方針

##### (1) 既有的規定

「使用金屬製乾式護箱的用過核燃料貯存設施安全審查指針」(簡稱「貯存設施安全審查指針」)要求，用過核燃料貯存設施基本上不能發生影響其基本安全機能的火災或爆炸，但從財產保護的觀點，遵照「建築基準法」與「消防法」，進行火災防護設計。

## (2) 新規制規定

「用過核燃料貯存設施的位置、結構與設備的基準相關規則」(簡稱「事業許可基準規則」)要求，火災或爆炸不影響用過核燃料貯存設施的基本安全機能，而為確保基本安全機能的相關設施，於用過核燃料貯存建物(遮蔽機能與除熱機能)，金屬護箱(密封機能，遮蔽機能，臨界防止機能與除熱機能)，以及貯存架台、接收區的天車(吊具、致動器、鋼纜繩夾)、搬送台車，適切地採取組合措施。

## 2. 設施設計方針

### (1) 防止火災發生

設計上盡可能使用不燃或難燃材料(如電線對金屬護箱的影響)，對於引火性物質採取洩漏防止對策，於電力系統設置遮斷器以防電器火災，在用過核燃料貯存建物設置避雷設備以防止雷擊所致火災。另外，可能成為火源的設備，或溫度異常上昇時需採取對策的高溫設備，皆不設置。

## (2) 火災感測與滅火

設計上為降低火災影響、進行早期感測與滅火，設置火災感測設備以及消防設備。火災感測設備即火災警報器，設置於用過核燃料貯存建物之貯存區、接收區，其訊息接受器會顯示火災警報並發出聲響示警。於用過核燃料貯存建物之貯存區、接收區，對於想定的火災進行早期滅火活動為目的，依據「消防法」適當地設置滅火器，動力消防幫浦，以及消防水槽等消防設備。用過核燃料貯存設施發生火災時，設置自衛消防隊進行滅火活動。定期實施滅火相關教育活動與自衛消防隊的綜合訓練。

## (3) 減緩火災影響

用過核燃料貯存建物的各區域以及區劃，以 3 小時耐火的混凝土壁，以及 1 小時防火的防火門與防火遮蔽（根據「建築基準法」的特定防火設備）分開。更且，接收區與貯存區之間的防火門與防火遮蔽，併設混凝土填充箱型鋼構的遮蔽門。上述設施、設備可使火災不波及其他區域或區劃，減緩火災影響。

## **第 9 條地震耐震設計 (資料 8)**

第 9 條規定要求，設計用過核燃料貯存設施的耐震能力，須對應因地震發生而可能喪失安全機能，導致放射線影響民眾之程度。另外，要求設計用過核燃料貯存設施，對基準地震動的地震力以及其所致的坡

面崩塌，不損及基本安全機能。審查分成 (1) 基準地震動，包括地下構造模型，各個基地的可特定震源之模擬地震動，無法特定震源所制定的地震動，與基準地震動的測定；(2) 耐震設計方針，包括耐震重要度分類的方針，彈性設計用地震動的設計方針，依地震反應譜決定之地震力以及靜力分析的地震力之算定方針，載重組合與容許界限之設定方針，以及間接影響相關的設計方針（除「間接影響相關的設計方針」，其他的耐震設計方針與基準地震動設定等，詳見前期報告 [3-5]）。

審查針對上述項目與相關資料，判斷可符合事業許可基準規則。另外確認，申請的用過核燃料貯存設施所在基地之周邊斜坡，無一會影響用設施的基本安全機能，故判斷符事業許可基準。「連鎖反應影響相關設計方針」說明，針對基本安全機能確保上所需設施進行設計時，須確認其他安全機能設施的連鎖反應與影響，不減損其基本安全機能。本申請案方針包含俯視基地全體的調查、檢討內容等，於連鎖反應影響評估中選定相關事件以及實施影響評估，同時以基準地震動或基準地震動所造成的地震力，評估下列 4 種影響。

(1) 設置地盤以及地震反應特性的差異所致相對變位或不均勻沉陷之

影響

(2) 基本安全機能確保所需設施與其他安全機能設施在交接處之相互

影響

(3)用過核燃料貯存建物中其他安全機能設施的損傷、傾倒以及掉落等，於基本安全機能確保所需設施上造成的影響

(4)用過核燃料貯存建物外其他安全機能設施的損傷、傾倒以及掉落等，於基本安全機能確保所需設施上造成的影響

從上述 4 個觀點，包含俯視基地全體的調查、檢討內容等，對於連鎖反應影響評估中選定的相關事件實施影響評估，且評估使用基準地震動或基準地震動所造成的地震力，以符合相關規定。

### **第 13 條具備安全功能的設施 (資料 16)**

第 13 條規定，具備安全機能的設施與其他核能設施共用，或者具備安全機能的設施之附屬設備在同一個用過核燃料貯存設施有共用情形的話，不可以損及用過核燃料貯存設施的安全性。具備安全機能的設施必須進行檢查或試驗、以確認該設施的安全機能，或者進行維護或修理、以健全設施安全機能。

RFS 集中貯存設施的安全機能設施，經設計不與其他核能設施共用。另外，設施內的安全機能設施 (確保基本安全機能之必要設施，與具有其他的安全機能)，亦不共用。設計方針進一步說明如下：

(1) 具備安全機能設施有 2 類，其一為確保基本安全機能之必要設施，另一為其他安全設施。前者係指金屬護箱，貯存架台，用過核燃

料貯存建物，接受區的天車以及搬送台車。後者則包括，臨時架台，立升架台，壓縮空氣供給設備，檢查架台，測量控制系統設施，放射性廢棄物的廢棄設施，輻射管理設施，電力設備，通訊設備，消防設備，與人為不法入侵防止設備。

(2) 安全機能設施之設計，材料選擇，製作，工程與檢查，應根據國內法規選擇適當的規格與基準。另外，對應有足夠多的應用案實例與可靠度之國外規格。

(3) 於整個設計貯存期間，為確保基本安全機能以及安全機能之檢查、試驗或同機能，安全機能設施經設計須為可以維護或修理的。另外，設計檢討包括為金屬護箱搬出設施所必要之確認。

(4) 接受區的天車與搬運台車是金屬護箱搬運設備，為使設備作動時不影響金屬護箱的基本安全機能，設計規畫必要之檢查與修理。

金屬護箱不需要使用任何機械動力，故基本上是無需保養 (maintenance free) 的設計。貯存設施採用自然換氣，故外部空氣可直接流入貯存區而產生結露。因此，金屬護箱本體因防鏽之目的採用碳鋼的部分要進行塗裝，而其他部分則使用不銹鋼。至於維護與修理作業，金屬護箱本體經目視檢查確認有髒汙，腐蝕與損傷等情形，進行塗裝保養。另外，貯存時固定金屬護箱用的耳軸發生損傷等情況，進行保養。金屬護箱之檢查依照日本原子力學會「用過核燃料中間貯存

設施用金屬護箱之安全設計與檢查基準: 2010」進行。對於封蓋密封機能異常，即已知二次蓋有洩漏的情形，經確認金屬護箱內部維持負壓與一次蓋結構完整，進行二次蓋金屬墊片之更換。

### **第 14 條設計評估上最嚴重事故 (資料 17)**

第 14 條規定要求，發生用過核燃料貯存設施設計最嚴重事故時 (即安全設計上想定的事故中，評估民眾輻射暴露劑量最大的)，場界周邊民眾不可受輻射傷害。

#### 1. 設計方針

##### (1) 事故的選定

用過核燃料貯存設施安全評估時，考慮對金屬護箱以及用過核燃料貯存建物的基本安全機能可能嚴重影響之自然災害等事故發生的可能性，包括金屬護箱構成組件的經年變化從技術觀點進行全面的檢討，從公眾輻射暴露的觀點選定重要事故進行評估

##### (2) 放射性及放射性物質釋出量之計算

對選定的事故，除技術上採用適當的解析模型以及參數，金屬護箱的遮蔽機能之健全性，評估期間等條件，確保安全餘裕妥當地設定。

### (3) 輻射劑量評估

對選定的事故依照設定的條件計算輻射以及輻射物質的釋出劑量，以對民眾輻射暴露影響最大事故當作設計評估最嚴重事故，確認這種情況下的劑量不會顯著地造成民眾輻射暴露風險。

## 2. 事故評估

依「事業許可規準規則」第 14 條所要求並依其解釋適用規定，用過核燃料貯存設施事故評估時，用過核燃料貯存設施發生設計評估上最嚴重事故時，對廠界周邊民眾不能造成輻射傷害。

## 3. 事故選定

### 3.1 金屬護箱接收作業

### 3.2 事故選定的考量

### 3.3 起因事象的抽出

### 3.4 事故事象的選定

#### 3.4.1 金屬護箱接收作業相關 (影響基本安全機能者)

(1) 用過核燃料束存放錯誤

(2) 金屬護箱內部乾燥不足

(3) 金屬護箱氣體填充錯誤

(4) 金屬護箱封蓋作業不順

### 3.4.2 金屬護箱接收作業相關

- (1) 金屬護箱掉落
- (2) 金屬護箱傾倒
- (3) 金屬護箱轉倒 (台車運送時)
- (4) 金屬護箱衝突 (接收區天車水平移送時)
- (5) 金屬護箱衝突 (接收區天車上下吊裝時)
- (6) 金屬護箱衝突 (台車運送時)
- (7) 重物落下衝擊金屬護箱 (緩衝體)
- (8) 重物落下衝擊金屬護箱 (二次蓋、三次蓋)

### 3.4.3 金屬護箱貯存期間相關 (影響基本安全機能者)

- (1) 用過核燃料貯存建物排氣口阻塞
- (2) 火災與爆炸
- (3) 經年變化
- (4) 其他自然災害等
  - a. 自然災害
  - b. 減損用過核燃料貯存設施安全性的事件或現象 (排除人為故意的)
    - (a) 水庫崩潰

本申請案之用過核燃料貯存設施附近沒有河川會受到水

庫崩潰所影響，故無需考慮水庫崩潰之影響。

(b) 有毒氣體

鄰近的石化工業區沒有貯存毒性氣體的固定設施，另外陸上運輸的產業道路與本申請案之用過核燃料貯存設施有足夠的安全距離。除金屬護箱與設備之維修，點檢與巡查，用過核燃料貯存建物並無人員進駐，而萬一外部火災導致有毒氣體流入用過核燃料貯存建物，人員亦可迅速避難。綜合以上無需考慮有毒氣體之影響。

(c) 船舶衝突

本申請案之用過核燃料貯存設施位在台地高出海平面 16m，距離海岸線 500 m 以上，故無需考慮船舶衝突之影響。

(d) 電磁波影響

用過核燃料貯存設施以金屬護箱收納用過核燃料束進行靜態貯存，故基本上不受電磁波或無線電所影響。

(e) 飛來物 (飛機墜落)

周邊無飛來物發生原因之工廠，且飛機墜落於本申請案之用過核燃料貯存設施的機率低於  $10^{-7}$  次/年/設施，故無相關疑慮。

(f) 爆炸

根據石化燃料之種類與總量評估確認，距離最近的石化工業區與電廠內最近的高壓瓦斯貯存設施等，皆與本申請案之用過核燃料貯存設施具有足夠的安全距離，故相關爆炸事件不影響用過核燃料貯存設施的基本安全機能。

(g) 附近工廠火災等

包括飛機墜落所致火災（機率  $10^{-7}$  次/年/設施），依據輻射強度的計算進行設計檢討，確認用過核燃料貯存建物外牆溫度低於混凝土容許溫度以下，故不影響用過核燃料貯存建物基本安全機能。另外，考慮火災影響下用過核燃料貯存建物之內部環境溫度與空氣氣流狀態等，經評估確認不影響金屬護箱的基本安全機能。

#### 4. 評估結果

從「3. 事故選定」評估結果，可預期在用過核燃料貯存設施不會發生可能導致民眾輻射暴露風險的事件或現象，故無設計上應評估最嚴重事故。

#### **第 16 條接收設施 (資料 20)**

第 16 條規定，為確保基本安全機能，須在用過核燃料貯存設施設置接收設施，以供貯存用過核燃料的金屬護箱進行搬送與接收。

## 1. 設計方針

在用過核燃料貯存設施中，為金屬護箱之搬入、存放、檢查以及搬出相關作業，為確保基本安全機能而設置用過核燃料接受設施。設計決定金屬護箱的處理與移送的流程，並針對護箱掉落，單個與多個互相衝突，以及轉倒採取對策。另外決定緩衝體等移送與處理相關的流程，採取掉落防止對策。

## 2. 設施設計

為金屬護箱在搬入後與搬出前的臨時放置，移送與處理以及檢查作業，在接受區設置過核燃料的接收設備，包括天車，搬送台車，壓縮空氣供給設備，臨放架台，立升架台，與檢查架台。

金屬護箱以輸送車搬入用過核燃料貯存建物的接受區，而護箱因場外運輸要求外加有緩衝體，在此狀態下直接用接受區的天車放置在臨放架台或立升架台。臨放架台上的金屬護箱，每次需要抬升立放時，即移送至立升架台作業。

金屬護箱的表面先進行外觀檢查與輻射劑量檢查，接著以搬送台車移送金屬護箱到貯存區域的特定位置後，固定其貯存架台於樓板進行存放。

上述作業流程倒過來即金屬護箱搬出場外作業。

## 第 17 條計測控制系統設備 (資料 21)

第 17 條規定，用過核燃料貯存設施必須設置量測控制系統設施，以能適切地監視與確保基本安全機能中的密封機能與除熱機能；用過核燃料貯存設施基本安全機能因安全設計上假定的事故而可能受損時，第 19 條第 2 號之放射性物質的濃度或劑量已大幅地上昇時，或放射性廢棄物可能從處置設施大量洩漏時，必須安裝設備以確實地檢測與即時地發出警報。設計方針包括：

(1) 為監視金屬護箱封蓋的密封機能，量測金屬護箱封蓋間壓力的同時，且於用過核燃料貯存建物的監控室顯示資料數據並紀錄之。

另外，金屬護箱封蓋間壓力到達基準設定值時發出警報。

(2) 為評估用過核燃料束以及金屬護箱的溫度維持在限制值以下，與監視用過核燃料貯存建物的貯存區域內之環境溫度無異常上昇，針對用過核燃料貯存建物的出入氣口與金屬護箱表面分別進行溫度量測，且於用過核燃料貯存建物的監控室顯示資料數據並紀錄之。另外，金屬護箱表面溫度或用過核燃料貯存建物出入氣口溫度差到達基準設定值時發出警報。金屬護箱表面溫度進一步用於評估，用過核燃料束以及金屬護箱的溫度維持在限制值以下。

(3) 管理區域內的 “區域監控 (aerial monitoring) 設備” 以及周邊監視區域邊界附近的 “監控點 (monitoring spot)”，量測外部放射線相關輻射劑量率以及空間放射線劑量率，察知異常時發出警

報。監測金屬護箱封蓋間壓力以確認無放射性物質釋放，故平時不監視作業處以及邊界附近的放射性物質濃度。

- (4) 廢棄物貯藏室不處理固體廢棄物與液體廢棄物，其保管廢棄設計無放射性廢棄物大量洩漏之可能，不設置洩漏偵測裝置。另外，巡視點檢確認加侖桶等容器之洩漏。

### 3.4 通風設計案例研析

#### 3.4.1 廠房建築通風設計原理

建築自然通風之常見手法，如圖 3.1 所示，大致可分為入風口位置的開口部設計以及出風口的屋頂通風設計或者是裝置通風管、通風塔等。在廠房建築設計階段，設計者可配合基地的自然風力資源，進行建築群落或建築體的配置，並利用入風口位置的開口部設計以及流動空間(或管道)的設計，將自然風導入並貫穿室內，並於出風口處，將室內空氣順利排出，如此，室內空氣的循環將具有良好的效果。

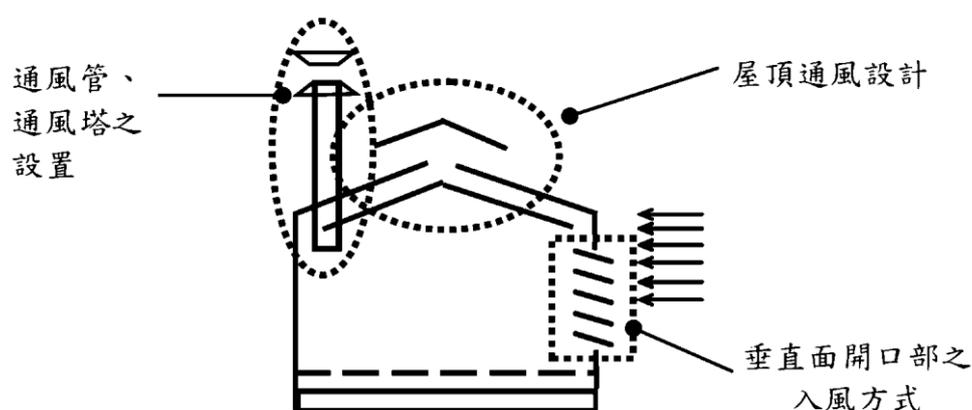


圖 3.1 建築物自然通風設計常見手法之示意圖

除了環境風場的考量外，熱浮力的應用與順應也應是建築廠房自然通風設計的另一則關鍵。室內空氣與室外空氣經由開口部所形成的流動，其機制包含了自由對流 (free convection) 與強制對流 (forced convection)。自由對流的驅動力來自於重力 (gravitational force)，亦

即室內外空氣之溫度差（熱浮力效應 Stack effect or buoyancy effect）；而強制對流的驅動力則來自於空氣壓力與剪應力，亦即外部風壓或風機的吹拂。而自然通風（natural ventilation）一般泛指自然力所造成的換氣行為，因此包含了上述的重力（熱浮力效應）與外部風壓（風力）等驅動源，而這兩則驅動源（室內的熱源與戶外的風）也成為自然通風設計時的掌握要素。

國外曾有研究探討外部風速對自然通風與熱浮力之影響 [3-6]。研究結果顯示，當外部風速大於 2 m/s，風力對於自然通風的影響遠大於熱浮力，可忽略熱浮力之影響。當外部風速介於 0.5-2 m/s，風力之影響仍較熱浮力為大，但不可忽略熱浮力之影響。而外部風速小於 0.5 m/s 時，熱浮力之影響就相當顯著。以台灣平均戶外風速約 1.2~6.0 m/s [3-7] 而言，如室內乾貯之廠房建築設計即應綜合考量風力與熱浮力對自然通風效果之影響。

針對用過核燃料乾式貯存，日本各電廠目前持續推動共同研究，主題包括 (1) 護箱提籃用鋁合金，(2) 高燃度燃料貯存，(3) 混凝土護箱應用，與 (4) 金屬護箱長期結構完整性 [3-8]。日本中央電力研究所 (CRIEPI) 2004 年即開始針對高燃度燃料（包括 MOX 燃料）貯存，金屬護箱或混凝土護箱等貯存容器或設施整體的除熱性能，使用縮尺模型進行熱傳試驗研究 [3-9]。

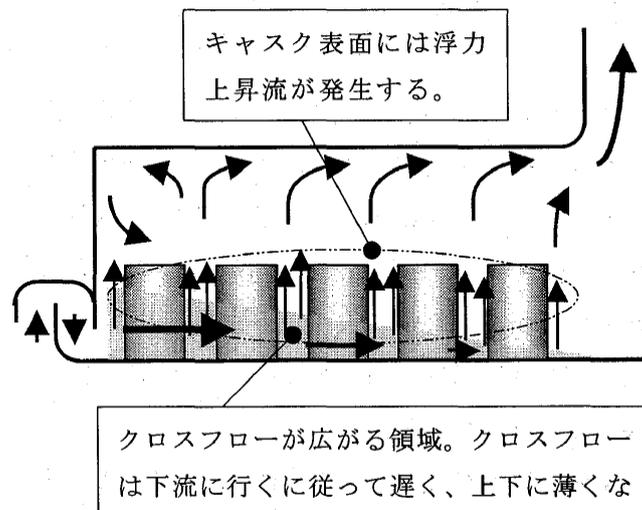


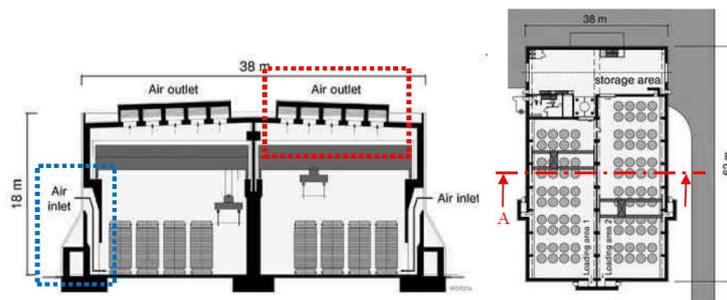
圖 3-2 室內乾貯護箱流場特性之示意圖 [3-9]

另外亦使用簡化模型，進行實驗檢討混凝土護箱與不銹鋼密封桶間流道的空氣自然氣冷效果縮尺模型試驗。結果建議針對高燃度用過核燃料，可進一步增加空氣流量，例如在出氣口加“通風管”或入氣口加密篩網 [3-10]。

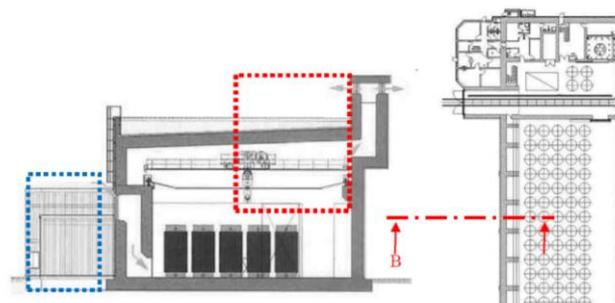
如圖所示，室內乾貯護箱利用周圍的空氣自然對流進行除熱，而護箱周圍空氣之溫度與流量會隨熱浮力與壓力損失間的平衡而改變。針對上述空氣自然對流的不安定性，日本 CRIEPI 曾進行一系列的金屬護箱縮尺模型試驗，除取得驗證分析模型所需實驗數據，也根據流體力學相似法則評估乾貯設施除熱性能 [3-11]。結果顯示，護箱表面附近的空氣自然對流境界層與其所導致的乾貯廠房內部之流場特性不同，建議兩者應分別進行評估。

### 3.4.2 室內乾貯通風設計案例研析

如 IAEA (2001) 專書 [3-12] 所述，核燃料貯存設施進行耐震設計或再評估時，應特別考量其有別於核能電廠之特性，包括 (1) 重型結構 (heavy structures) 之屏蔽考量，(2) 構件配置特別考慮未來維修與替換策略，(3) 長期設備操作性與結構完整性，保持被動但安全貯存或密封(例如貯存容器、貯液槽)之重要性，與 (4) 作為屏蔽設施之一部分的通風系統 (ventilation systems) 之重要性。



(1) WII 型態 (左：AA 剖面圖；右：平面圖)



(2) STEAG 型態(左：BB 剖面圖；右：平面圖)

圖 3-3 德國核電廠室內乾貯設施設計案例 [3-13]

如圖 3-3 所示的德國核電廠室內乾貯設施案例，廠房的入風區 (圖中藍色虛線區域) 與出風區 (圖中紅色虛線區域) 因屏蔽需求設置有迷道 (maze) 結構，其對貯存護箱與廠房整體之除熱性能有所影響、故應在安全分析報告中評估與確認。另外，自然通風動力源 (作為熱浮力通風之熱源：貯存用過核燃料的乾貯護箱，與戶外風環境等) 亦為評估的關鍵課題。

國內委託研究曾蒐集與比較各國用過核燃料乾貯廠房類型與通風口設計 [3-14]，特別指出英國 Sizewell B 電廠內乾貯設施的鋼構廠房並未如其他鋼筋混凝土 (RC) 廠房採取迷道 (maze inlet/entrance) 設計。根據 IAEA 安全報告第 47 號 [3-15] 解釋，相較於鋼或鉛等輻射屏蔽材料，混凝土 (concrete) 在現場較容易取得且造價便宜，但在密度一致性與品質控制上則較差，故建議用作醫院放射性治療室等輻射屏蔽材料時應要求其密度為  $2350 \text{ kg/cm}^3$  (含以上)；另外，輻射屏蔽設計上，當迷道的路徑夠長或轉彎處夠多，可不另外設置屏蔽門。

根據日本 RFS 集中貯存設施的申請審查資料 [3-1]，如圖 3-4 所示，為降低輻射影響目的所採取的廠房設計包括 (1) 在機器搬入口設置屏蔽門，(2)&(3) 在人員進出入口設置屏蔽門與/或迷道，(4) 電線貫穿所致隙縫以鉛絲網填充，(5) 到排氣口的沿途設置屏蔽迴路，(6) 入氣口設置迷道 (結構)。出入氣口(區)的迷道結構雖為輻射防護



### 3.5 小結

本研究團隊曾接受委託研究，福島事件後日本用過核子燃料貯存設施新安全設計審查基準，與日本青森陸奧廠外用過核子燃料集中貯存設施（即 RFS 設施）進行設計審查案例。RFS 設施在 2014 年 1 月向日本原子力規制委員會（NRA）提出新規制適法性確認審查，歷經 6 年半的審查於去年（2020 年）9 月通過。本章延續過去研究，根據上述日本 RFS 設施審查技術文件，特別是乾貯設施與護箱系統的安全設計與評估要項，進行重點研析。

為提供國內加強管安全制作業之參考，由前述各節日本 RFS 安全再提升審驗資料抽出相關定量規定或設計控制條件再整理如下：

- (1) 提籃在防止臨界上不可發生顯著變形，且考慮設計貯存期間（50 年）再加上搬運相關作業也具有足夠的時間餘裕之 60 年間，設計必須維持結構完整性。
- (2) 在臨界評估中，設計對次臨界有顯著影響的因素如下考慮，中子有效放大倍率為 0.95 以下。
- (3) 設計考慮貯存期間（50 年）再加上搬運等相關作業也具有足夠的時間餘裕之 60 年間，金屬護箱表面及距離金屬護箱表面 1m 的位置之輻射劑量分別控制在 2 mSv/h 與 100 mSv/h 以下。
- (4) 針對金屬護箱表面發出的輻射，用過核燃料貯存建物設計有足夠

厚度的混凝土牆，屏蔽百葉，以及貯存區入口處的迷宮結構與屏蔽門，使民眾每年接受到的有效輻射劑量為 50 mSv 或以下。

- (5) 若控制區臨時未設置金屬護箱而以其他如混凝土壁等進行屏蔽，用過核燃料貯存建物接收區域的劑量率應小於 10 mSv/h，而控制區外側的劑量率小於 2.6 mSv/h。
- (6) 新追加之金屬護箱於設計貯存期間（50 年）再加上搬運等相關作業也具有足夠的時間餘裕之 60 年間，維持用過核燃料束之封存空間的惰性氣體與負壓。
- (7) 從長期維持金屬護箱密封機能之觀點，使用金屬墊片與設定洩漏率，以使用過核燃料束封存空間能 60 年維持負壓。
- (8) 從維護用過核燃料束健全性之觀點，金屬護箱存放的用過核燃料束之燃料被覆管於設計時應限制溫度，以使燃料被覆管的累積乾縮應變不超過 1%。
- (9) 用過核燃料貯存建物的各區域以及區劃，以 3 小時耐火的混凝土壁，以及 1 小時防火的防火門與防火遮蔽（根據「建築基準法」的特定防火設備）分開。
- (10) 包括飛機墜落所致火災（機率  $10^{-7}$  次/年/設施），依據輻射強度的計算進行設計檢討，應確認用過核燃料貯存建物外牆溫度低於混凝土容許溫度以下，不影響用過核燃料貯存建物基本安全機能。

本章另外針對室內乾貯設施之通風設計，包括建築通風設計原理與國際室內乾貯案例，進行研究與分析。乾貯建物因屏蔽需求而設置迷道 (maze) 結構，其對貯存護箱與廠房整體之除熱性能亦有影響，故須經分析評估與確認。自然通風動力源 (作為熱浮力通風之熱源：貯存用過核燃料的乾貯護箱，與戶外風環境等) 為評估的關鍵課題。

有關 RFS 設施對新的法規要求所執行之安全再提升內容，以及國際室內乾貯設施通風設計案例與研究關鍵課題，即可提供國內台電公司規劃設計與興建第二期室內乾貯設施之參考。伴隨著新規制適法性確認審查，NRA 最近也針對日本用過核燃料貯存設施新修訂了相關的安全設計與管制辦法。本報告後續即整理與比較台日乾貯設施相關安全設計與相關規定。

## 第四章 國內室內乾貯設施申照安全審查重點建議

### 4.1 台日乾貯設施安全審查法規比較

日本通商產業省 2000年公布「使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則」(簡稱用過核燃料貯存事業規則)[4-1]，並於 2020年最新修訂，內容包括設計施工，貯存計畫乃至除役計畫等。日本原子力規制委員會 (NRA) 於西元2013年頒訂「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」及其解說 [4-2,3]，並於2021年修訂。NRA另外於西元 2020 年修訂「使用済燃料貯蔵施設における保安規定の審査基準」[4-4] 與「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」(簡稱保安品管規則)[4-5]。

國內行政院原子能委員會於民國108年(西元2019年)頒訂台灣「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」(以下簡稱乾貯審查導則)[4-6]。台灣乾貯審查導則主要參考美國核管會 (NRC) 2000年公布之NUREG-1567。台灣乾貯審查導則全部17條規定中有關安全設計的要求，如表4-1，大致對應日本「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」及解說的21條規定。台灣乾貯審查導則其他規定內容，類似日本用過核燃料貯存事業規則，亦可參考日本乾貯的保安審查與品管相關規定。

表 4.1 台日用過核燃料安全審查規定對照

台灣	日本
台灣「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」(2019年初版)	日本「用過核燃料貯存設施之位置、構造及設備的基準相關規則」及解說(2018年修訂版)
一、綜合概述	第二條 定義
二、場址之特性描述	第八條 用過核燃料貯存設施之地盤
三、設施之設計基準	
(一)貯存護箱設計	第十三條 具安全機能設施 第十五條 金屬護箱
(二)構造安全設計	第十三條 具安全機能設施
(三)輔助系統及設備之設計	第十六條 用過核燃料接受設施
(四)公用系統及設備之設計	第十二條 人員不法入侵等 第二十條 予備電源 第二十一條 通信連絡設備等
(五)設施各結構、系統及組件之分類	
(六)輻射安全設計	第十八條 廢棄物設施 第十九條 放射線管理設施
(七)作業安全設計	(同(六)輻射安全設計)
(八)異常狀況、意外事故及自然災害之預防及應變設計	第九條 地震損傷防止 第十條 海嘯損傷防止 第十一條 外部衝擊損傷防止
(九)設施之建造	
(十)設計基準之檢核分析及評估佐證文件	
四、設施之行政管理、作業管理及人員訓練計畫	
五、設施運轉計畫	
六、臨界安全評估	第三條 用過核燃料之臨界防止
七、結構評估	(同三、設施之設計基準)
八、熱傳評估	第六條 除熱
九、輻射屏蔽評估	第四條 遮蔽等
十、密封安全評估	第五條 密封機能
十一、異常狀況、意外事故及自然災害事件之安全評估	第九條 地震損傷防止 第十條 海嘯損傷防止 第十一條 外部衝擊損傷防止
十二、輻射防護作業與環境輻射監測計畫	第十四條 設計評估最大事故時的輻射防護 第十七條 監測控制系統設施 第十八條 廢棄物設施 第十九條 放射線管理設施
十三、消防防護計畫	第七條 火災損傷防止
十四、保安計畫與核子保防計畫	
十五、品質保證計畫	
十六、除役初步規劃	
十七(規範適用性)	第一條 適用範圍

以下針對本計畫研究主題之(室內)乾貯設施通風設計與護箱除熱性能，進一步分析與比較台日乾貯設施安全審查重點。

表 4.2 台日乾貯設施安全審查重點比較 - 適用範圍

<p>台灣「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」(2019年初版)</p>	<p>日本「用過核燃料貯存設施之位置、構造及設備的基準相關規則」及解說(2018年修訂版)</p>
<p>十七 (規範適用性)</p>	<p>第一條 適用範圍</p>
<p>本審查導則係對貯存護箱審查為原則性規範，須視經營者所採用之貯存護箱型式，除優先適用我國法規外，再參照貯存護箱原設計國家安全審查適用之相關法規、工業標準及技術規範進行審查。</p>	<p>條文本文 本規則適用於法定用過核燃料貯存設施(限以金屬護箱貯存用過核燃料者) 解說</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 適用之用過核燃料貯存設施的設計，材料選擇，製作及檢查，原則上以日本國內法規規定之規格與基準為準。但當採用國外規格與標準或採用的不為通用者時，必須說明這些規格與標準的適用理由，與依照日本國內法規的規格與標準所作之比對與適用性。</li> <li>2. 上述“基於規格與標準”是指目標之構造物、系統與設備的設計、材料選擇、製造與檢查應遵循的規格與標準，必須釐清。</li> </ol>
<p>相異點 日本用過核燃料乾式貯存限用金屬護箱，台灣則無相關限制。</p>	
<p>相同點 滿足審查規定的技術與設計內容不限於本國或一般通用者；如果技術水準可以達到規定的安全要求，可經審查判斷其符合申照要求。</p>	

表 4.4 台日乾貯設施安全審查重點比較 - 貯存護箱設計

<p>台灣「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」(2019年初版)</p>	<p>日本「用過核燃料貯存設施之位置、構造及設備的基準相關規則」及解說(2018年修訂版)</p>
<p>三、設施之設計基準 (一) 貯存護箱設計</p>	<p>第二條 定義 第2項 第十五條 金屬護箱</p>
<p>1. 用過核子燃料特性包括燃料長度、寬度、重量、型號與鈾重量、燃料初始濃縮度、燃耗、冷卻時間、衰變熱、燃料完整性、有效堆疊密度、護套材料與厚度、燃料丸直徑、燃料棒之陣列型式及數目、水棒及非燃料組件等，並應建置燃料特性資料庫。</p> <p>2. 受損用過核子燃料之貯存設計，參照美國核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission,以下簡稱NRC)出版之內部審查導則第一項(Interim Staff Guidance-1,ISG-1)：用過核子燃料貯存及運送受損燃料狀況分類之規定，進行分類列表，並說明燃料受損情形。受損或無法正常吊運之燃料，須裝載於金屬內罐，金屬內罐設計能有效包封燃料顆粒或碎片，滿足排水、真空乾燥、氬氣回填操作需求，並符合再取出需求。</p> <p>3. 高燃耗燃料(燃料束平均燃耗大於45 GWD/MTU)之貯存設計，已充分考量因氧化層或氫化銦導致燃料護套管壁機械強度降低，並評估其對燃料護套完整性的影響，確保貯存期間燃料結構完整性。</p> <p>4. 貯存護箱在正常運作、異常狀況、意外事故及自然災害事件下之設計基準合理保守，已充分考量設施之場址條件、結構體及作</p>	<p>第二條 定義 第2項 條文本文</p> <p>一 「金屬護箱」是為確保健全性、用於運輸與貯存用過核燃料的金屬製乾式護箱，該護箱內填充惰性氣體以封存用過核燃料。</p> <p>二 「安全功能」是指為確保用過核燃料貯存設施安全所必需的功能。</p> <p>三 「基本安全功能」是以下安全功能的總稱。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 臨界預防功能（防止用過核燃料到達臨界的功能）</li> <li>2. 屏蔽功能（封閉在金屬護箱中之用過核燃料或受核燃料污染的物質（以下簡稱“核燃料等”）的輻射，以免對公眾或工作人員造成輻射傷害）。</li> <li>3. 密封功能（將用過核料等封閉在金屬護箱中，以免對公眾或工作人員造成輻射傷害的功能）</li> <li>4. 除熱功能（將封閉在金屬護箱內的用過核燃料等的衰變熱去除，以保持用過燃料與構成金屬護箱組件之完整性的功能。）</li> </ol> <p>解說</p> <p>1. “確保健全性的用過核燃料”是指滿足下列各項者。</p> <p>(1) 為判斷用過核燃料護套在整個設計貯存期（金屬護箱設計時假定在用過燃料貯存設施中貯存的最</p>

<p>業特性，並能維持結構、熱傳、屏蔽、次臨界及密封功能，且符合相關法規、工業標準及技術規範之要求。</p> <p>5. 貯存護箱已考量耐熱性、耐久性、抗腐蝕劣化及耐磨損等，並採必要的設計或措施。</p> <p>6. 貯存護箱設計應採經原廠國家核能安全主管機關核准者，並檢附原廠家向該國核能安全主管機關提出申請、審查及核准文件影本，並表列說明因應國內場址特性之各項設計變更。</p> <p>7. 貯存護箱涉及重要安全操作 (critical to safe operation) 之結構、系統與組件設計變更者，或貯存超過原核准用過核子燃料條件者，應檢附原設計廠家向該國核能安全主管機關提出申請、審查及核准文件影本。</p>	<p>長期限) 保持完好，已獲得所需的科學技術知識。</p> <p>(2) 從整個設計貯存期內保持燃料護套的完好性之角度來看，在反應爐已終止使用之核燃料，應在電廠內燃料池中進行必要的冷卻。</p> <p>(3) 進行金屬護箱貯存時，須根據核反應爐運轉期間數據與必要的燃料組件裝運與檢查等紀錄，確認用過核燃料之健全性。</p> <p>第十五條 金屬護箱 條文本文</p> <p>1. 用過核燃料貯存設施必須配置金屬護箱。</p> <p>2. 金屬護箱必須考慮其組成的構材與用過核燃料之長年變化 (老化) 以確保用過核燃料之健全性。</p> <p>解說</p> <p>1. 本文第2項要求是考慮為維持基本安全功能重要的金屬容器之組成構材，針對設計貯存期間的溫度與輻射等，及貯存環境下的腐蝕、潛變、應力腐蝕破裂等長期變化，設計時應選擇具有足夠可靠性的材料，維持所需的強度與性能，以確保必要的安全功能。</p>
<p>相異點</p> <p>日本用過核燃料乾式貯存限用金屬護箱，而台灣無相關之限制。</p>	
<p>相同點</p> <p>台灣導則要求建置用過核燃料特性資料庫，並說明燃料完整性、冷卻時間、燃料初始濃縮度、燃耗、衰變熱…等，而日本要求確認貯存的用過核燃料滿足“健全性” 3 條件才進行護箱貯存；台日同樣要求護箱基本安全功能，及護箱與貯存的用過核燃料之長期完整性。</p>	

表 4-5 台日乾貯設施安全審查重點比較- 熱傳評估

<p>台灣「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」(2019年初版)</p>	<p>日本「用過核燃料貯存設施之位置、構造及設備的基準相關規則」及解說(2018年修訂版)</p>
<p>八 熱傳評估</p>	<p>第六條 除熱 第十一條 外部衝擊損傷防止 第十七條 計測控制系統設施</p>
<p>(一)衰變熱移除系統 應詳述衰變熱移除系統與移除衰變熱的機制。</p> <p>(二)材料溫度限值與熱傳性質</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 燃料棒護套最高溫度於正常貯存及短期裝填操作狀況下，均不得超過400°C。</li> <li>2. 在系統發生異常或事故之狀況下，燃料棒護套最高溫度不得超過570°C。</li> <li>3. 衰變熱移除途徑上之相關元件材料與其熱傳性質之相關資料應詳細，且該資料源自可接受之參考文獻或已經過驗證。</li> </ol> <p>(三)熱傳負載及周遭環境狀況</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 用過核子燃料之衰變熱，應為實際考量燃耗和冷卻時間等條件下之計算結果。</li> <li>2. 日照量之相關資料應源自可接受之參考文獻，並符合實際場址之條件。</li> <li>3. 周圍溫度應為歷年來每年最高日平均溫度之平均值。</li> </ol> <p>(四)分析方式、模型及計算</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 熱傳分析程式及模式應能適用於該貯存系統。</li> <li>2. 正常運作、異常狀況、意外事故及自然災害事件下，密封系統內部壓力計算所使用之假設應合理且保守。</li> <li>3. 分析模型應執行網格靈敏度測試，並反應網格設計所致之分析誤差，以確認使用之網格設計合理保守。</li> </ol>	<p>條文本文 用過核燃料貯存設施必須能夠在不使用電力的情況下適當地去除用過核燃料等的衰變熱。</p> <p>解說 上述規定所謂的“適當地移除衰變熱”可如以下設計</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>一、從防止護套潛變破損與護套機械性能劣化的角度來看，設計應使用過核燃料的溫度保持在限值以下。</li> <li>二、從維持基本安全功能的角度來看，設計必須能夠將金屬護箱的溫度維持在限值以下。</li> <li>三、貯存建物（即在用過核燃料貯存設施內存放金屬護箱等的建築）應設計成不影響金屬護箱的排熱功能。此外，貯存建物的給/排氣口應設計成不會被積雪等堵塞。</li> <li>四、在金屬護箱中貯存用過燃料時，應採取必要措施，配置條件或範圍不應偏離除熱評估中考慮的用過核燃料之燃耗情況。</li> </ol> <p>第十一條 外部衝擊損傷防止 解說 第2點 上述規定的“不損及基本安全功能”可如以下設計</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>一、構成用過核燃料貯存設施的金屬護</li> </ol>

<p>4. 燃料裝填與傳送、正常運作、異常狀況、意外事故及自然災害事件下，熱傳分析所使用之案例規劃及其假設與邊界條件應合理且保守。</p> <p>(五)熱傳評估結果</p> <p>1. 燃料裝填與傳送、正常運作、異常狀況、意外事故及自然災害事件下，各主要安全功能之結構、系統與組件之溫度評估結果，於加計分析不準度後須符合該材料之溫度限值。</p> <p>2. 貯存護箱在正常運作、異常狀況、意外事故及自然災害事件下，假設燃料棒破損程度分別為百分之一、百分之十及百分之一百，並假設百分之三十分裂氣體及百分之一百燃料棒回充氬氣自破損燃料棒中釋出時，密封系統內部壓力分析結果皆應小於設計時訂定之壓力限值。</p> <p>(六)熱傳分析程式應進行驗證，以確保熱傳分析模式的可靠度。</p> <p>(七)熱傳評估計算書需留存備查，並經第三方公正機關(構)平行驗證，評估結果與設計基準及法規限值，需經經營者自行檢核，並確認其保守性。計算書及平行驗證報告經要求者應提報備查。</p>	<p>箱，可根據需要與其他構造物、系統與設備相結合，以維持用過核燃料貯存設施的基本安全功能。</p> <p>二、設有貯存建物時，即使貯存建物因外部衝擊而損壞，仍應滿足以下各項要求。</p> <p>(1) 金屬護箱基本安全功能不受影響</p> <p>(2) 受損的貯存建築之屏蔽功能與除熱功能（金屬護箱除熱功能不受影響的前提下）應在適當的時間內以適當的方式恢復。</p> <p>(3) 上述 (2) 的恢復期間不可使周圍公眾受到輻射傷害影響。</p> <p>第十七條 本文 用過核燃料貯存設施應設置測量控制系統設施，以適當地監測與確認基本安全功能之密閉功能與排熱功能。</p> <p>解說</p> <p>1. 規定的「適當地監測」可如下設計。</p> <p>(1) 可以監測蓋子是否封閉</p> <p>(2) 可以監測貯存建物內空氣溫度是否異常上昇</p> <p>(3) 可以測量取得所需的資料，評估用過核燃料與金屬護箱之溫度是否維持在限值以下。</p>
<p>相異點</p> <p>針對除熱機能，日本規定設計貯存建物與給排氣口，與監測室內空氣溫度等，台灣則無相關規定。</p>	
<p>相同點</p> <p>設計評估與監測用過核燃料與護套等在溫度限值以下、以確保除熱機能。</p>	

表 4.6 台日乾貯設施安全審查重點比較 - 輻射屏蔽評估

<p>台灣「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」(2019年初版)</p>	<p>日本「用過核燃料貯存設施之位置、構造及設備的基準相關規則」及解說(2018年修訂版)</p>
<p>九 輻射屏蔽評估</p>	<p>第四條 遮蔽等 第十四條 設計最大評估事故時的輻射防護</p>
<p>九 輻射屏蔽評估 (一)輻射屏蔽設計基準符合法規要求且合理保守，並能提供適當之輻射防護。 (二)輻射源種類與性質，包括燃料束型態、燃耗度、冷卻時間、加馬與中子射源、軸向燃耗與射源剖面等資料詳細正確，評估條件合理保守，且能涵蓋全部貯存的用過核子燃料。 (三)貯存護箱及運送作業屏蔽之計算模型(幾何、材料、射源與偵檢器設定等)詳實並合理保守，分析程式經確認及必要之驗證。 (四)貯存護箱表面劑量率、空氣進出口表面劑量率、及廠界劑量率評估，符合設計基準或法規劑量限值要求。 (五)吊卸裝填、密封及檢測作業、運搬、接收及貯存各階段作業的主要工作曝露情節及途徑，經評估分析並採行必要的合理抑低措施，工作人員的職業曝露劑量，除特別曝露外，須符合下列年劑量限值： 每連續五年週期之有效劑量不得超過100mSv，且任何單一年內之有效劑量不得超過50mSv。 眼球水晶體之等價劑量於一年內不得超過150mSv；皮膚或四肢之等價劑量於一年內不得超過500mSv。 (六)乾式貯存設施運轉期間，依據關鍵核種所造成的直接與間接輻射貢獻，以及關鍵群體所在地點、生活或活動特性，評估分析以確認公眾個人劑量符合法規限值： 乾式貯存設施對廠(場)界外一般人所造成之個人年有效劑量，不得超過「放</p>	<p>第四條 遮蔽等 條文本文 用過核燃料貯存設施須遮蔽與採取其他適當措施，以充分地降低用過核燃料貯存設施與周邊的直接輻射與天照輻射之劑量。 用過核燃料貯存設施須遮蔽與採取其他適當措施，以減少控制區與人員進入的其他區域之輻射劑量。  解說 規定的「遮蔽與採取其他適當措施，以充分地降低輻射劑量」可如下設計 設計貯存場址附近不應超過法律規定的輻射劑量限制，且在ALARA (As Low As Reasonably Achievable) 理念下合理地減少輻射照射。 場址附近平常從用過核燃料貯存設施的直接輻射與天照輻射之民眾的有效劑量 50mSv/年。 將用過核燃料貯存在金屬護箱中時，應根據屏蔽功能評估中考慮的用過核燃料燃耗情況、不偏離其配置條件或範圍，採取必要的措施。 規定的「降低輻射劑量」如下述。 控制區內工作人員接受的劑量不得超過工作人員輻射劑量限值。 控制區外場所出入人員接受的劑量不得超過民眾可接受劑量限值。 關於(1)與(2)，基於 ALARA的原則考慮到放射性事業工作人員的作業性等，設計應採取必要的輻射防護措施，如屏蔽、機器配置、遠端操作、放射性物質洩漏防止、換氣等。</p>

射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」規定之0.25mSv。

乾式貯存設施位於核能電廠場址內者，廠內所有設施對廠(場)界外一般人所造成之個人年有效劑量，不得超過「核能電廠環境輻射劑量設計規範」規定之0.5mSv。

(七)意外事故之輻射曝露情節與途徑之劑量限值，應參照美國聯邦法規第10篇第72部第106(b)條文規定(10CFR72.106(b))，對廠(場)界外一般人所造成之有效劑量不得超過50mSv。

(八)異常狀況之輻射曝露情節與途徑之劑量限值，應參照10CFR72.104(a)，對廠(場)界外一般人所造成之年有效劑量不得超過0.25mSv。

(九)輻射屏蔽評估計算書需留存備查，並經第三方公正機關(構)平行驗證，評估結果與設計基準及法規限值，需經經營者自行檢核，並確認其保守性。計算書及平行驗證報告經要求者應提報備查。

第十四條 設計評估最大事故時的輻射防護 條文本文

用過核燃料貯存設施在發生最大設計事故（安全設計中假設事故，用於評估公眾暴露的最大劑量）時，不得對場界人員造成輻射傷害。

解說

1. 依據以下順序進行評估

(1) 事故的選定

根據用過核燃料貯存設施之設計

(a) 設施內運輸過程中誤操作導致金屬護箱碰撞/墜落

(b) 從技術角度考慮金屬護箱元件的長期變化（如老化與劣化），以及技術上已經徹底審查可能損害用過核燃料貯存設施基本安全功能的事故，例如自然災害。選擇預期會發生的事故，並從公共輻射暴露的角度來選擇被認為是重要的事故。

2. 針對輻射與放射性物質之釋出量分別選定事故，計算採用技術上有效的分析模型與參數，充分地考慮以下事項，合理地設定具有安全餘裕之條件。

(a) 燃料護套中放射性物質的洩漏量

(b) 金屬護箱密封功能與屏蔽功能之健全性

(c) 預想放射性物質洩漏之金屬護箱的數目

(d) 放射性物質在大氣中的擴散條件

(e) 評估期間

計算輻射與放射性物質釋出量中，設定評估期間時應適切地考慮，事故發生後異常檢出的時間，或為緩和影響採取對策所需的作業時間。

3. 輻射劑量的評估

(1) 在選定的設計評估最大事故中，透過計算輻射與放射性物質的劑量，確認即使在這種情況下的劑量也不會對公眾造成顯著的輻射風險。

(2) 設計評估最大事故發生時公眾暴露劑量為每次事故 5 mSv或更少。

#### 相異點

兩者考慮的評估對象與位置不同，所以輻射劑量限值有若干差異。日本是針對核電廠或集中貯存設施的廠界附近之一般民眾，而每個設計考慮事故中個人暴露的輻射最大劑量以 5 mSv 為限。

台灣參照美國聯邦法規10CFR72.106(b)，要求乾貯設施設置控制區，且與反應爐相關的廢棄物之處理或貯存設施，至少保持 100 m 以上之距離；乾貯設施控制區場界外或附近的人員，有效輻射劑量不得超過 50 mSv。

#### 相同點

ALARA (As Low As Reasonably Achievable) 理念下減少輻射照射，要求場址附近平常人員有效輻射劑量以 50mSv/年為限。

如表4-6所示，台日針對設計考慮事故的評估對象與位置並不相同。台灣與美國針對的是乾貯設施 100 m 外以的控制區場界或附近的人員，而日本則針對核電廠或集中貯存設施的廠界附近之一般民眾。日本設計評估最大事故發生時公眾暴露劑量為每次事故 5 mSv 或更少。台灣所參照的美國聯邦法規10CFR72.106 (b)，規定乾貯設施控制區場界外或附近的人員，有效輻射劑量不得超過 50 mSv。美國將用過核燃料以混凝土護箱進行露天貯存，而日本則採用金屬護箱進行室內貯存。混凝土護箱與金屬護箱兩者設計皆具備足夠的輻射屏蔽能力，而貯存建物設計雖不要求具備輻射防護能力、但其仍可提供若干的輻射防護。

表 4.7 台日乾貯設施安全審查重點比較 - 消防防護計畫

<p>台灣「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」(2019 年初版)</p>	<p>日本「用過核燃料貯存設施之位置、構造及設備的基準相關規則」及解說(2018 年修訂版)</p>
<p>十三、消防防護計畫</p>	<p>第七條 火災損傷防止</p>
<p>(一)乾式貯存設施於火災發生時，仍能維持適當的熱傳效應，不會造成用過核子燃料溫度超越熱傳分析限值。</p> <p>(二)乾式貯存設施係附屬於核子反應器設施內時，得引用核子反應器設施之相關計畫；但需依設施特性，對引用之方法及原則有詳細說明。</p> <p>(三)火災災害評估，需提供足夠詳實之熱傳、結構等具涵蓋性之邊界條件，燃料護套及貯存護箱溫度應低於材料容許限值。</p> <p>(四)防火設計及措施、火警偵測及消防能力、相關單位之消防及救護支援、防火及消防有關設備之維護及管理、防火與消防有關人員訓練，應符合相關消防法規之要求。</p>	<p>條文本文</p> <p>用過核燃料貯存設施必須適當地組合與採取下列措施，使基本安全功能不受火災、爆炸之影響。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 防止火災與爆炸之發生</li> <li>2. 早期偵測火災與爆炸發生並滅火</li> <li>3. 減輕火災與爆炸之影響</li> </ol> <p>解說</p> <p>依規定如下適當地組合與採取措施</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 在可行的情況下用過核燃料貯存設施應設計為使用不易燃或不燃材料</li> <li>2. 在用過核燃料貯存設施中使用易燃物質時，設計必須採取措施防止火災與爆炸，消除火源，防止異常升溫，防止易燃物質洩漏，與防止洩漏。</li> <li>3. 用過核燃料貯存設施為防止火災與爆炸的蔓延，及減少火災與爆炸的影響，必須在設計時採取措施配備火災與爆炸之偵測設備、報警設備、滅火設備等。</li> </ol>
<p>相異點</p> <p>日本用過核燃料貯存設施在設計階段即考慮採取不燃材料與不易燃材料，以預防與減少火災與爆炸之影響，而台灣則要求評估檢討護箱熱傳影響。</p>	
<p>相同點</p> <p>要求設計採取措施配備火災與爆炸之偵測設備、報警設備、滅火設備等。</p>	

## 4.2 英國核電廠與乾貯監管實務研析

Sizewell B 是英國第一個 PWR 核電廠，其設計始於1980年代，1988年開工建造，並於1995年啟用 [4-7]。電廠意外分析顯示，內部火災與外部地震可能是影響最顯著的。因此，電廠內的建物分成三類，即第一類與核能安全直接有關的（反應爐安全停機的最大地表加速度  $PGA = 0.25g$ ）必須設計確保在地震事件後仍維持功能，第二類與核能安全間接相關的必須設計確保在地震事件中不影響第一類建物，而第三類與核能安全無關的則不要求耐震設計。另外，火災防護的第一原則為預防火災發生，其次才是控制與降低火災影響，因此設計要求 3 個小時（以上）的防火時效，且配置煙霧，火焰與熱等感測器。

因應 2011 年 3 月 11 日東日本大地震與隨後發生的福島第一核電站事件，歐盟委員會 (European Commission) 與歐洲核安全監管機構小組 (European Nuclear Safety Regulators' Group)，為歐盟所有 143 座核電站訂定了壓力測試之聯合規範 [4-8, 9]。Sizewell B核電廠已完成歐盟壓力測試並提交報告給英國主管機關 ONR。英國因為地震危害度低所以一直到1980年代以後國家規範才要求新建的核電廠必須進行耐震設計，而那之前建置的核電廠則在10年再評估時進行耐震評估與補強工程。英國核電廠的設計基準地震 (Design Basis Earthquake, DBS) 之年超越機率為 $10^{-4}$ ，而各個場址的最大地表加速

度 PGA 介於 0.13g 與 0.25g 之間。

Sizewell B 核電廠是建造於 1980 年代以後的標準核電廠 (Standard Nuclear Power Plant SNUPPS) 故已有耐震設計，且距離電廠最近的斷層在 1,000 英哩外。Sizewell B 核電廠的歐盟壓力測試的主要項目包括：(1) 地震，(2) 外部洪水，(3) 極端氣候 (extreme weather)，(4) 失去電源與最終散熱器 (即海水) (Loss of Power and Loss of Ultimate Heat Sink)，與 (5) 嚴重事故管理 (Severe Accident Management)。

針對 (1) 地震，Sizewell B 核電廠壓力測試報告之主要結論如下

- 基於歷史地震與當地地質所進行的廣泛研究，研判設計基準地震可對應於偶發事件。
- 定期安全審查根據現代標準與數據，檢討與確認設計基準地震仍為有效。
- 藉由認證過程保護核電廠免受地震影響，確保在罕見地震事件後電廠內核反應爐安全停機並可提供後程冷卻 (post-trip cooling)。
- 已適當處理以確保核電廠仍符合核照條件。
- 對高達設計基準兩倍的事件不產生懸崖邊緣效應 (cliff-edge effects); 懸崖邊緣效應即在危害度的微小變化導致影響的巨大變化。

至於 (3) 極端氣候，考慮洪水以外的氣象事件相關的外部災害，包括

- 極端風速 (Extreme Wind)

極端風速的設計基準限值為 60.2 m/s，對應的每年發生機率為  $10^{-4}$ 。

- 極端環境溫度 (包括海水和空氣溫度)

大氣瞬時高溫與低溫之設計基準限值分別為  $36^{\circ}\text{C}$  與  $-17^{\circ}\text{C}$ ，對應的每年發生機率為  $10^{-4}$ 。等效的 12 小時平均高溫與低溫之設計基準限值分別為  $29.5^{\circ}\text{C}$  與  $-13^{\circ}\text{C}$ 。

高、低海水溫度的設計基準限值分別為  $26^{\circ}\text{C}$  與  $0^{\circ}\text{C}$ ，而超過這些最大值和最小值的每年發生機率分別為  $9 \times 10^{-3}$  與  $3 \times 10^{-2}$ 。

降雪的設計基準限值為 0.543 m 的深度，對應的每年發生頻率為  $10^{-4}$ 。這對應於  $0.8 \text{ kN/m}^2$  的荷載。

- 閃電

雷擊的限值設計基礎為 290 kA 的電流與  $340 \text{ kA}/\mu\text{s}$  之電流上升速率，對應的每年發生頻率為  $10^{-4}$ 。上述評估被認為是保守的。保守評估在每年發生機率  $10^{-6}$  之電流峰值與電流上升速率分別為 500 kA 與  $550 \text{ kA}/\mu\text{s}$ 。

- 乾旱

經分析相關風險已被排除。

Sizewell B 核電廠最近一次 10 年再評估 (2015-2025) [4-10] 考慮了電廠內進行的其他活動，包括乾式貯存設施專案與福島事件後電廠的壓力測試 [4-9]。Sizewell B 核電廠的室內乾貯設施於 2011 年獲核准建置，2016 年貯存建物完工，在 2017 年正式啟用、放入首批 7 個裝有用過核燃料的乾貯護箱。在核電廠十年再評估的機械工程審查時，

即根據 BS ISO 6336: 2006 “計算正齒輪和斜齒輪的負載能力”文件評估起重機之變速箱，以翻新貯存建物的起重機、支援用過核燃料貯存(專案)。核電廠十年再評估的結果也指出潛在的風險與落差，特別是沿海與降雨所致電廠內的洪水。另一個是關於整個電廠的腐蝕監測計畫之安排與發展，其目前雖不涉及安全功能，包括外部危害，土木工程，電氣工程，化學，與結構完整性在內的許多評估報告都提出了這個問題。

Sizewell B 核電廠室內乾貯使用多功能密封桶 (MPC) 與 Hi-Storm 100 鋼-混凝土外包裝 [4-11, 12]; MPC 是由雙層 316L 不銹鋼所構成，如此外層不銹鋼可以犧牲、防止應力腐蝕劣化影響密封鋼桶的完整性，如此的乾貯系統設計使用時間為 100 年。MPC 放入用過核燃料再填充氬等惰性氣體再銲接封口，之後外覆 Hi-storm 100 鋼-混凝土外包裝，而密封鋼桶與護箱兩者間的通道則提供被動式冷卻煙囪效應。儘管如此，大氣引致的局部腐蝕與應力腐蝕劣化，仍被認為可能影響 MPC 長期結構完整性。根據前述的 10 年再評估 (2015-2025) [4-10]，Sizewell B 核電廠已規畫並開始進行環境監測，包括外部監測 (External Monitoring)，內部監測 (Internal Monitoring) 與腐蝕模擬 (Corrosion Simulator) [4-11]。外部監測主要是設置氣象站，根據濕燭法與金屬試片的大氣曝露試驗，評估電廠場址環境的腐蝕特性。腐蝕

模擬則是將一個實尺寸含基座的 MPC 不銹鋼密封桶-混凝土護箱系統，利用通電加熱不銹鋼桶模擬用過核燃料的衰變熱，藉以研究熱傳分析模型，密封鋼桶表面的溫度分佈，氣鹽沉積量，與空氣氣流，護箱出入氣口溫度，以及各式的感測器。

### 4.3 德國核電廠與乾貯監管實務研析

德國政府於 2000 年 6 月 14 日啟動“聯邦政府與公用事業公司之間的協議 ("Agreement between the Federal Government and the Utility Companies")”，並於 2001 年 6 月 11 日正式簽署。2002 年“商業用途的規範終止法 ("Act for the Regulated Termination of the Commercial Use of Nuclear Power" (Gesetz zur geordneten Beendigung der Kernenergienutzung zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität - Atomgesetz)) 確定了德國逐步淘汰核電。伴隨著能源政策的改變，德國用過核燃料在 2005 年後禁止送往國外再製、改採中期貯存策略，並期於 2030 年開始進行深地層處置 (deep geological repository) [4-13, 14]。

德國廠內與廠外集中用過核燃料中期貯存設施的許可依據是 § 6 原子能法。若滿足核照要求，依法授予貯存許可。為了建造貯存設施，需要另外根據各聯邦州建築法規的規劃與建築法申請許可。提交申請的護箱自裝載日起算最長可貯存 40 年。貯存有用過核燃料之護箱放置在廠內新蓋的貯存建物。護箱通藉由被動式空氣對流冷卻，無需任何主動技術系統即可將護箱熱量帶走。護箱容器必須防止洩漏與抵抗事故，另外其設計應確保在正常運作下與意外事故時所要求的輻射屏蔽與臨界安全。護箱的厚壁可確保防禦如地震、爆炸和飛機墜毀

等外部衝擊。

德國用過核燃料中期貯存設施基本上有三種設計選擇：

- 貯存建物 (Storage building);
- 貯存隧道 (Storage tunnel);
- 暫存設施 (Temporary storage facilities).

第一個選項中有WTI 和 STEAG 兩個不同的概念可用。在 WTI 概念中，貯存建物由兩部分組成，建物中間被一堵牆隔開；壁厚約為 70 至 85 公分，屋頂厚度約為 55 公分。在 STEAG 概念中，貯存建物沒有分隔牆；牆厚約120公分，屋頂厚約130公分。每個乾貯設施可存放 80 到 192 個貯存護箱。Neckarwestheim 的貯存隧道是一個 WTI 概念的設計特例，其將護箱貯存在兩襯噴漿的隧道中，實為適應廠址特殊情況所開發的地下解決方案。

作為中期貯存設施完成前的過渡方案，且為了避免任何處置不足，德國核電廠根據《原子能法》(AtG) 第 6 條申請設置臨時貯存設施（所謂的 Interimslager）。這些臨時設施最多可提供 28 個護箱貯存，且每個護箱外覆一個移動式的混凝土模組。臨時貯存設施中的護箱同樣透過被動式空氣對流進行冷卻。護箱與外覆的混凝土模組相結合，確保設施符合輻射防護條例 (StrlSchV) 規定的容許劑量限制。

德國中期貯存設施核照的先決條件包括

1. 申請者或貯存管理監督負責人沒有信賴性被懷疑的已知事實，且負責管理監督的人員須具備所要求的資質；
2. 已根據最先進的科學技術採取必要的措施，預防因貯存核燃料所致的損害；
3. 已提供必要的經濟擔保，以承擔賠償損害的法律責任；
4. 已針對破壞性行為或其他第三方的干擾行為提供必要的保護

要驗證前述第2點的“依照最先進的技術預防損害”，是最廣泛與複雜的，故應特別考慮、檢視與驗證以下問題：

- 放射性物料的安全封閉 (Safe enclosure of the radioactive inventory);
- 足夠的屏蔽 (Sufficient shielding);
- 次臨界 (Subcriticality);
- 充分移除衰變熱 (Sufficient dissipation of decay heat).

在 2001 年 9 月 11 日以前，只考慮油量少的小型軍用噴氣式飛機的墜毀事件; 2001 年 9 月 11 日以後，進一步檢討大型客被機劫持的襲擊事件。

德國乾式貯存所用的金屬護箱系統有兩種 [4-14]。其一為 CASTOR® 護箱是以韌性鑄鐵 (ductile cast iron, DCI) 作為箱體的基

本材料，設計兼具貯存與運輸兩用功能。另一 CONSTOR® 護箱的設計開發概念是經濟有效，故使用傳統技術與通用材料來製作。CONSTOR® 護箱之“三明治結構”，也就是外殼與內殼由鋼製成，兩個殼間的空間填充了用於伽馬和中子屏蔽的重型混凝土。在混凝土內部配置鋼筋以提高強度與散熱效能。護箱底部採用與箱體相同的“三明治結構”設計。在護箱上部，外殼銲接到一個鍛鋼製成的環上。封蓋系統被設計成一個多屏障。如此，CONSTOR® 護箱的概念與設計可滿足國際IAEA標準可用於運輸與中間貯存。

上述護箱發開製作的廠商 GNB 指出，裝載性能 (loading performance) 是用過核燃料管理的關鍵問題，而護箱在裝載後所必須滿足的驗收標準包括：

- 裝載的燃料符合許可規格；
- 將護箱空腔乾燥至指定的水分限值；
- 測試主要封蓋與次要封蓋達到規定的密封性
- 確定外圈的輻射劑量率；
- 確定護箱表面的污染；
- 確定(護箱)表面溫度

建立標準裝載程序的方法已落實於護箱裝載條件，包括：

- 乾式遠距裝載；

- 螺栓接合與銲接接合封蓋系統的濕式裝載/乾式運輸與貯存；
- 通過鎖定閘門 (locking gate) 裝載燃料；
- 濕式裝載/濕式運輸。

基於直接處置的參考概念，德國設想用過核燃料應封裝在密封的厚壁容器中並放置於深層地質結構中。為展示整備技術，在 Gorleben 集中貯存廠規劃並建造了一個先導的整備工廠 (PKA)。根據德國聯邦政府與公用事業單位間的協議，該設施核照作業已完成但使用僅限於修復有缺陷的護箱，並限制最大容量 (35 tHM/a) 與處理其他放射性材料。目前因為多項民間團體訴訟，該設施仍無法使用。

#### 4.4 國際用過核燃料貯存技術發展

高燃耗用過核燃料之熱能與中子劑量率較隨其燃耗增加，因此需要在燃料池中貯存更長的時間。當反應爐使用結束時，核電廠內的冷卻、空調、水淨化、軟化水供應、輻射控制、電源和備用電源等所有系統都必須繼續運行 5 到 10 年，直到用過核燃料可以從池中取出進行乾式貯存，而維持上述各系統之成本相當大。

隨著2000年初能源政策改變，德國用過核燃料改在核電廠內進行中期貯存。德國 Obrigheim 核電廠於 1998 年申請增加濕式貯存容量，而增加的容量即可提供反應爐運轉結束前的用過核燃料進行貯存

[4-13]。濕式貯存技術的最新成果已應用於瑞士戈斯根核電廠 (Goesgen Nuclear Power Station in Switzerland) 之新建燃料池 [4-15]。新的被動式冷卻池設施的運營成本遠低於整個超大型系統的核電廠，其主要成本來自保全，這點實際上與乾式貯存設施沒有區別。濕式貯存設施 (即燃料池) 提供非常高的貯存密度，因此燃料池濕式貯存比乾式護箱貯存需較少的空間，當必須在核電廠原場址建造貯存設施時這點可能特別重要，而場內貯存也可以避開取得新場址許可之困難。

曾有德國研究針對設計、核照以及施工的成本與時間，對用過核燃料的濕式貯存與乾式貯存進行了分析與比較；這兩種技術基本上都能滿足安全管制要求，但濕式貯存因為需要主動散熱的裝置與運營費用，所以成本更高 [4-17]。林根 (Emsland, Lingen) 核電廠於 1998 年申請建造德國第一個廠內中期乾式貯存設施，其設計完工後於 2002 年開始營運；建造考量地震、爆炸與飛機撞擊等重大意外，以及商業客機的故意攻擊。考慮到經濟、生態與安全方面的因素，核電廠內中期乾式貯存設施被認為是最好的解決方案，特別是可滿足德國的政治要求、盡量減少甚至是避免用過核燃料運輸需求的發生。

從業界的觀點 [4-15]，用過核燃料乾式貯存系統主要特點包括

- 多重圍堵屏蔽 (a multiple containment barrier);
- 被動式冷卻，貯存環境之惰性氣體與溫度，可防止用燃料棒護套劣化；
- 次臨界滿足要求與所有適用法規（包括惡劣天氣條件和地震）；
- 安全處理操作；
- 設施的未來退役通過設計優化；
- 建設和運營成本效益。

金屬護箱系統的優點包括

- 最少的輔助設備
- 可移轉到最終處置場，集中貯存場，再處理廠，或其他用貯存設施 (ISFSI)
- 系統精實 (Compact systems)
- 容易再編 (rearrangement).
- 容易操作

混凝土護箱密封桶系統的優點包括

- 當初始數量足以分擔前端設備時具經濟性
- 在成本與屏蔽具顯著的優勢
- 相對較輕的密封桶比較容易本地生產

上述兩種護箱之可運輸性也是其被大眾接受的一個因素，因此具有非永久性的特徵且因運輸許可須符合國際公認的規則、標準與方法。

用過核燃料貯存技術之選擇會受國家法規。隨著近期法令與監管條件之改變，避免用過核燃料廠外運輸與加速核電廠內貯存設施之建置，在德國已變成優先選項 [4-13,15]。這意味著在核電廠內的中期貯存已為德國民眾所接受，另外考慮到未來電廠除役後已無處可供護箱就近再打開，因此選擇兼具貯存與運輸功能的兩用護箱。

目前一些美國使用的護箱貯存系統如果要移出核電廠到其他場址，通常需要大量額外的工作。例如，美國用於裝載證明次臨界狀態的水中溶硼的額度 (boron credit) 加上之後的緩和劑排除，即可能增加護箱系統之後申請運輸許可的困難度。這也是為什麼大多數的核電廠會選擇採購 NUHOMS® 等乾貯系統之可移動版本 [4-15]。

針對 Sizewell B 核電廠內乾式貯存，EDF 能源公司提議使用美國 Holtec 公司開發的商用乾貯系統，包括多用途密封桶 (Multi-Purpose Canister, MPC) 與一系列的運輸與貯存之外包裝。後續針對 MPC-24 外包裝 (情境 1)，與參考案例 (KBS-3V 類型) 處置護箱作為替代選項提供詳細評估 (情境 2)，以對 Sizewell B 用過核燃料運輸與處置提出相關建議 [4-12]。評估的一個重點在考慮貯存期間用過核燃料的改變。結果顯示，貯存結束時若經判定 MPC-24 不適合

繼續運輸與處置，則可能需要從 MPC-24 密封桶中取出燃料以包裝到小型處置護箱中。由於水與熱鋁合金覆層之間可能發生不良反應，這種轉移會變得複雜。除非轉移是沒有水覆蓋的情況下、即在乾燥的設施內進行，否則可能還需要另外乾燥燃料。另一方面，MPC-24 密封桶與 HI-STAR 運輸外包裝對於英國常規操作的陸路運輸來說太大且太重；公路局異常負載小組代表運輸大臣表達對巨大重型負載 (large and heavy loads) 之看法，將是採用上述系統的重要前提。

如美國核管會 (NRC) 的審照技術文件 [4-18] 所述，電廠內用過核燃料貯存設施 (ISFSI) 的核照流程與營運概念隨著時間的推移而有所進展。隨護箱貯存技術之發展，電廠內在反應爐場址的用過核燃料貯存設施已從過去的燃料池，擴大納入貯存墊 (storage pad) 上的護箱系統。乾貯護箱將允許用過核燃料從燃料池中持續釋出，也因此反應爐停止運轉期間燃料棒可以全部從爐心退出、確保電廠設施操作之靈活性。NRC 審照特別注意事前評估與修改核電廠與支持設施，也就是電廠設施，訓練設施與電廠系統，以支持與 ISFSI 的興建、預測試與運營相關之活動，而電廠系統包含通風系統，真空乾燥系統與回填氣體系統。

#### 4.5 台灣室內乾貯設計與審查建議

國內三座核電廠自 107 年 12 月起運轉執照陸續屆期。為推動除役作業，台電公司已著手規劃建置第二期用過核燃料室內乾式貯存設施（以下簡稱乾貯設施）。為提供台灣室內乾貯設施安全審查之參考，與精進用過核燃料貯存設施安全管制技術，本計畫研究針對國際室內乾貯設施之通風設計與除熱評估技術，以及日本 RFS 集中貯存設施安全再提升審驗報告，進行資訊蒐集與研析。

針對國際室內乾貯設計審查與安全管制作業，主要研究結果與建議如下：

1. 參照日本 RFS 集中貯存設施安全再提升審驗案例，審查要求提交的內容包括了設施設計與人力評估的 2 本報告。建議國內未來提出的設施安全分析報告，內容應逐條對照法規要求，並具體說明相關設施的安全設計，防範措施與/或作業程序，以及評估結果。另外業者應同時提送作業人員之組織，經驗能力，資格證明與品保計畫報告等，以供完整審驗。
2. 日本考慮設計貯存期間（50 年）再加上搬運相關作業也具有足夠的時間餘裕之 60 年間，要求提籃在防止臨界上不可發生顯著變形、設計必須維持結構完整性，而金屬護箱可使用金屬墊片與設定洩漏率，維持用過核燃料束之封存空間的惰性氣體與負壓，並控制金

屬護箱表面及距離金屬護箱表面 1 m 位置之輻射劑量分別在 2 mSv/h 與 100 mSv/h 以下。

3. 借鏡德國室內乾貯發展經驗，新增燃料池容量與建置暫存乾貯設施，有助於電廠設施操作的靈活性。暫存設施的護箱外覆一個移動式混凝土模組。另外日本福島事故後，電廠內亦曾建造與使用暫存乾貯設施。針對電廠除役階段，建議國內可就暫存乾貯設施的可能作法與相關審查管制作業進行檢討。
4. 護箱之可運輸性被認為是其被大眾接受的一個因素，因其具有非永久性的特徵且運輸許可須符合國際公認的規則、標準與方法。兩用護箱受青睞的原因在於，業者考量貯存護箱後續申請運輸許可的困難度。以 Sizewell B 核電廠乾貯護箱的例子來看，即使採購兩用護箱但未來能否如預期用於廠外運輸至最終處置場，仍視貯存的核燃料之狀態與廠外運輸相關規定而定。
5. IAEA 安全貯存法規與歐洲電廠壓力測試，均要求核能設施安全再評估應考慮惡劣氣候環境的影響。Sizewell B 核電廠因此在 10 年安全再評估後，規劃與進行環境監測，包括實尺護箱的腐蝕模擬試驗。上述 Sizewell B 核電廠內的安全管制作業與環境監測計畫，值得國內主管機關與台電公司借鏡。
6. 從室外露天貯存改為室內護箱貯存，將新增建築通風與防火措施

之新的設計課題，須妥善設計與評估。通風系統對建築防火的影響有兩個面向，一方面風勢可能助長火勢，但另一方面通風設施可以為火災初期的排煙所用、有利人員逃生。參照日本，建議國內未來用過核燃料貯存建物的各區域以及區劃，可以3小時耐火的混凝土壁，以及1小時防火的防火門與防火遮蔽分開。另外針對意外事故如飛機墜落所致火災（機率 $10^{-7}$ 次/年/設施），應依據輻射強度計算進行檢討，確認用過核燃料貯存建物外牆溫度低於材料容許溫度以下，不影響用過核燃料貯存建物基本安全機能。

7. 用過核燃料貯存設施之耐震設計或安全評估時，應注意作為屏蔽設施一部分的通風系統之重要性。乾貯廠房建築的通風性能可能影響護箱除熱與設施整體安全。如乾貯廠房中因屏蔽需求而設置的迷道 (maze) 結構，與自然通風動力源（作為熱浮力通風之熱源，貯存用過核燃料的乾貯護箱，與戶外風環境等）為評估的關鍵課題，建議後續研究根據本土環境特性深入探討。

## 参考文献

- [2-1] ONR (2021). Permissioning inspection - Technical assessment guides  
<[https://www.onr.org.uk/operational/tech\\_asst\\_guides/index.htm](https://www.onr.org.uk/operational/tech_asst_guides/index.htm)>
- [2-2] ONR (2020). ONR Nuclear Safety Technical Assessment Guide:  
Ventilation.  
<[https://www.onr.org.uk/operational/tech\\_asst\\_guides/ns-tast-gd-022.pdf](https://www.onr.org.uk/operational/tech_asst_guides/ns-tast-gd-022.pdf)>
- [2-3] ONR (2016). Office for Nuclear Regulation, Licence Condition Handbook.  
<[www.onr.org.uk/documents/licence-condition-handbook.pdf](http://www.onr.org.uk/documents/licence-condition-handbook.pdf)>
- [2-4] The management of higher activity radioactive waste on nuclear licensed sites.  
Joint guidance from the Office for Nuclear Regulation, the Environment Agency,  
the Scottish Environment Protection Agency and Natural Resources Wales to  
nuclear licensees, Revision 2. February 2015
- [2-5] British Standards Institution, British Standard, BS EN 15650:2010 Ventilation for  
buildings - Fire dampers. <[www.bsigroup.com/en-GB/standards/](http://www.bsigroup.com/en-GB/standards/)>
- [2-6] British Standards Institution, British Standard, BS 9999:2017 Fire safety in the  
design, management and use of buildings. Code of practice. <  
[www.bsigroup.com/en-GB/standards/](http://www.bsigroup.com/en-GB/standards/)>
- [2-7] RECOMMENDATION of the Nuclear Waste Management Commission (ESK)  
Guidelines for dry cask storage of spent fuel and heat-generating waste, Revised  
version of 10.06.2013  
<<http://www.entsorgungskommission.de/sites/default/files/englisch/downloads/eskempfehlungen301lberevfassung10062013en.pdf>>
- [2-8] IAEA (2020). Storage of Spent Nuclear Fuel, Specific Safety Guide No. SSG-15  
(Rev. 1). <[https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P1882\\_web.pdf](https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P1882_web.pdf)>
- [2-9] IAEA (2021). Protection against Internal Hazards in the Design of Nuclear Power  
Plants  
<[https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/PUB1947\\_web.pdf](https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/PUB1947_web.pdf)>
- [3-1] リサイクル燃料貯蔵（株）リサイクル燃料備蓄センターの新規制基準適合性に関する資料提出」13 August, 2020  
資料一覽 <<https://www2.nsr.go.jp/data/000323746.pdf>>  
資料 1-8 <<https://www2.nsr.go.jp/data/000323745.pdf>>

- 資料 9-13 < <https://www2.nsr.go.jp/data/000323744.pdf> >
- 資料 14-25 < <https://www2.nsr.go.jp/data/000323747.pdf> >
- [3-2] 日本用過燃料貯存事業之審査、検査相關條文/施行細則  
< <https://www.nsr.go.jp/activity/regulation/nuclearfuel/chozou/chozounaiki.html> >
- [3-3] Japan's NRA Says RFS's Recyclable-Fuel Storage Center Is Compatible with Regulatory Standards, JAIF News, 4 September, 2020  
<<https://www.jaif.or.jp/en/japans-nra-says-rfss-recyclable-fuel-storage-center-is-compatible-with-regulatory-standards/>>
- [3-4] 日本原子力規制委員會 (2020). 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における使用済燃料の貯蔵の事業の変更許可申請書に関する審査書（核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の5第1項第2号（技術的能力に係るもの）及び第3号関連）
- [3-5] 張惠雲與賴啟銘 (2018). 「日本用過核子燃料集中貯存施設設計審査案例研析」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）
- [3-6] Mistriotis et al. (1997). "Computational Fluid Dynamics (CFD) as a tool for the analysis of ventilation and indoor microclimate in agricultural buildings," Netherlands Journal of Agricultural Science 45(1)
- [3-7] 蔡明修 (2019). 風速實場量測最佳化建築物自然通風效率即時資訊平台開發研究，內政部建築研究所委託研究報告。
- [3-8] 日本電氣事業連合会 (2020). 使用済燃料貯蔵対策への対応状況について  
<[https://www.meti.go.jp/shingikai/energy\\_environment/shiyozumi\\_nenryo/pdf/005\\_06\\_00.pdf](https://www.meti.go.jp/shingikai/energy_environment/shiyozumi_nenryo/pdf/005_06_00.pdf)>
- [3-9] T. Koga (2004a). Thermal-hydraulic estimation of the spent fuel storage cask and enhancement of its heat removal characteristics, CRIEPI Report No. U03042 (in Japanese, attached with an English abstract)
- [3-10] T. Koga (2004b). Estimation of heat removal characteristics of the concrete cask -heat removal experiment using a simplified sector model-, CRIEPI Report No. N04002 (in Japanese, attached with an English abstract)

- [3-11] H. Takeda (2006). Proposal of the heat removal test method by scaled model for metal cask storage facilities, CRIEPI Report No. N06032 (in Japanese, attached with an English abstract)
- [3-12] IAEA (2001). Seismic Design Consideration of Nuclear Fuel Cycle Facilities, IAEA-TECDOC-1250, Vienna, Austria (ISSN 1011-4289)
- [3-13] 「核能電廠用過核燃料室內乾式貯存安全審查及管制研討會」資料，原能會物管局，106年4月19至20日
- [3-14] 許榮鈞等人 (2017). 除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存安全管制技術，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（編號:105FCMA009）
- [3-15] IAEA (2006). Radiation Protection in the Design of Radiotherapy Facilities, Safety Report Series. No. 47.
- [4-1] 日本通商産業省 (2020). 使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則  
< <https://elaws.e-gov.go.jp/document?lawid=412M50000400112> >
- [4-2] 日本原子力規制委員会(2021). 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  
< <https://elaws.e-gov.go.jp/document?lawid=425M60080000024> >
- [4-3] 日本原子力規制委員会(2021). 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 < <https://www.nsr.go.jp/data/000027743.pdf> >
- [4-4] 日本原子力規制委員会(2020). 使用済燃料貯蔵施設における保安規定の審査基準 <<https://www.nsr.go.jp/data/000321805.pdf>>
- [4-5] 日本原子力規制委員会 (2020). に関する規則の解釈の制定について  
<<https://www.nsr.go.jp/data/000304076.pdf>>
- [4-6] 行政院原子能委員 (2019). 用過核子燃料乾式貯存施設安全分析報告審査導則
- [4-7] Nuclear Regulatory Commission (NRC) (2000). Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities (NUREG-1567), Washington, D.C.
- [4-7] Geir Meyer and Egil Stokke (1997). Description of Sizewell B Nuclear Power

Plant, OECD Halden Reactor Project Report NKS/RAK-2(97)TR-C4 (ISBN 87-7893-016-2

- [4-8] Edf Energy (2012). EU Stress Test- Sizewell B, Rev. 001.
- [4-9] European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG) Stress Test Peer Review Board. Post-Fukushima Accident United Kingdom Peer Review Country Report-Stress Tests Performed on European Nuclear Power Plants.
- [4-10] Office for Nuclear Regulation (ONR). (2015). Assessment of Sizewell B Periodic Safety Review, ONR-CNRP-PAR-14-020 Revision 0
- [4-11] Cliff Harris and Clive Harrison. (2020). Corrosion Monitoring of Dry Fuel Storage Containers in Nuclear Facilities, Jacobs.
- [4-12] Packaging of Sizewell B Spent Fuel (Pre-Conceptual stage) Summary of Assessment Report Issue date of Assessment Report: 23 December 2011
- [4-13] P.Ch. von Dobschütz, B. Fischer (2003). The German policy and strategy on the storage of spent fuel, Proceedings of International Conference on Storage of Spent Fuel from Power Reactors, Vienna, Austria (Paper No. IAEA-CN-102/64)
- [4-14] A. Vossnacke, V. Hoffmann, R. Nöring, W. Sowa (2003). Management of spent fuel from power and research reactors using CASTOR® and CONSTOR® casks and licensing experience in Germany, Proceedings of International Conference on Storage of Spent Fuel from Power Reactors, Vienna, Austria (Paper No. IAEA-CN-102/20)
- [4-15] V. Roland, M. Chiguer, Y. Guéron. (2003). Dry storage technologies: Keys to choosing among metal casks, concrete shielded steel canister modules and vaults, Proceedings of International Conference on Storage of Spent Fuel from Power Reactors, Vienna, Austria (Paper No. IAEA-CN-102/14)
- [4-16] B. Arndt, R. Klaus, K. Wasinger (2003). Advanced spent fuel storage pools, Proceedings of International Conference on Storage of Spent Fuel from Power Reactors, Vienna, Austria (Paper No. IAEA-CN-102/17)
- [4-17] H. Fluegge. (2003). On-site intermediate storage facilities in Germany, Proceedings of International Conference on Storage of Spent Fuel from Power

Reactors, Vienna, Austria (Paper No. IAEA-CN-102/73)

[4-18] NRC General License Considerations for Spent Fuel Storage in an Independent Spent Fuel Storage Installation at a Reactor Site

<<https://www.nrc.gov/waste/spent-fuel-storage/sf-storage-licensing/license-considerations.html>>