

行政院原子能委員會  
放射性物料管理局  
委託研究計畫研究報告

除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存  
安全管制技術  
期末總報告

委託單位： 行政院原子能委員會  
執行單位： 國立清華大學  
計畫主持人： 許榮鈞 教授  
子項主持人： 江祥輝、錢景常、施純寬、葉宗洸、  
梁正宏、王仲容、黃爾文 教授  
計畫編號： 105FCMA009  
報告日期： 中華民國 106 年 12 月 08 日

# 除役核電廠用過核燃料室內乾式 貯存安全管理技術

受委託單位：國立清華大學

研究主持人：許榮鈞

協同主持人：江祥輝、錢景常、施純寬、葉宗洸、梁正宏、  
王仲容、黃爾文

研究期程：中華民國 106 年 1 月至 106 年 12 月

研究經費：新臺幣六百九十萬元

放射性物料管理局 委託研究

中華民國 106 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)

# 目錄

1. 計畫緣起與目的 .....	1
2. 執行成果摘錄 .....	3
3. 附件.....	I
3.1 「用過核燃料乾式貯存設施風險比較」期末報告.....	I
3.2 「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之結構及密封管制技術」期 末報告.....	II
3.3 「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之熱傳管制技術」期末報告.....	III
3.4 「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之輻射屏蔽管制技術」期 末報告.....	IV
3.5 「除役電廠破損用過核燃料處理貯存管制之國際資訊」期末報告.....	V

# 1. 計畫緣起與目的

國立清華大學執行「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存安全管制技術」研究計畫案，研析室內乾式貯存設施(以下簡稱室內乾貯)安全管制技術，作為管制機關審查台電公司提報室內乾貯設施安全管制技術基礎。本研究計畫共計五項子計畫，分別針對「用過核燃料乾式貯存設施風險比較」、「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之結構及密封管制技術」、「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之熱傳管制技術」、「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之輻射屏蔽管制技術」以及「除役電廠破損用過核燃料處理貯存管制之國際資訊」等重點工作進行研究。

其中，子項一「用過核燃料乾式貯存設施風險比較」係以蒐集國際間的乾式貯存設施之相關資料，包含我國、德國與日本室內乾貯設施之設計與管制法規等為基礎，並建立國內自有的乾式貯存之機率論式危險度評估分析技術。

子項計畫二「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之結構及密封管制技術研析」則是透過研析國際間室內乾貯設施及護箱於結構及密封的法規要求、安全分析工具適用性等工作，了解各式結構設計、密封與耐震管制標準、檢測技術與設計規範之差異，進而對管制單位提出適用於室內乾貯的管制重點建議。

子項計畫三「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之熱傳管制技術研析」則是蒐集並比較國際間各式室內乾貯設施之熱傳設計與管制要求之異同，並就安全分析工具於各式乾貯設施之適用性進行評估；所獲經驗與技術將能協助管制單位就安全分析報告中所載之溫度、壓力限值與容許事故時間等重要熱流資訊之正確性進行審查，以確保室內乾式貯存設施之設計與運轉規劃能保證工作人員與國人之安全。

子項計畫四「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之輻射屏蔽管制技術研析」係致力於國際間室內乾貯之輻射屏蔽的法規要求與輻射屏蔽安全分析工具適用

性評估；以求瞭解用過核子燃料於室內乾貯複雜的幾何模型對射源特性、深穿透(Deep Penetration)、輻射滲流(Radiation Streaming)與天空散射(Skyshine)等困難的大規模輻射遷移計算之影響，以期強化未來主管機關於用過核子燃料室內貯存作業審查管制能量。

子項計畫五「除役電廠破損用過核燃料處理貯存管制之國際資訊研析」係以瞭解國際間破損用過核燃料之處理貯存方法、型態以及管制規範資訊為目標，以求為我國除役電廠在面臨破損用過核燃料貯存提出符合國際慣例之管制建議。

## 2. 執行成果摘錄

本研究團隊透過五個子項計畫之分工合作，以及管制單位的大力協助，已順利於計畫執行期間針對國際各營運中的室內乾貯設施，進行了完整的資料蒐集、法規研析、分析方法論適用性評估等工作，而所得獲得重大成果可依子項之工作概述如下：

子項一「用過核燃料乾式貯存設施風險比較之研析」透過廣泛蒐集各國室內乾貯設施之設計資訊與法規研析來充分瞭解室內乾貯先進國家，如德、日、荷等國之差異，進而發現上述各國之管制作業主要皆著眼於(1)貯存護箱須具備充足的被動安全功能(餘熱移除、輻射屏蔽、密封性以及防止臨界)；(2)安全審查時，須確實審查安全機能相關項目；(3)須隨時監測廠內外之輻射劑量率，以確保用過核子燃料室內乾貯設施之安全性。此外，本研究亦依據美國核管會對乾貯作業之風險評估程序，分別針對護箱的處理階段、傳送階段及貯存階段，引進 SAPHIRE 程式對 NUREG-1864 所載之各項事故類型進行評估；而所獲得結果顯示本計畫所建立之 SAPHIRE 分析模式所計算之風險值與 NUREG-1864 風險值相比差異值大多在 5 個百分比之下，顯示本計畫利用 SAPHIRE 所建立之分析模式具有一定的參考價值，未來將繼續精進分析模式，以及培養機率論式危險度評估專業人力，以利未來提供給管制單位進行驗證與參考之依據。

子項二「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之結構及密封管制技術研析」目的係在於研析各國室內乾貯設施與結構密封相關之法規、導則、標準與設施特性，並與我國既有乾貯設施進行比較。經蒐集日本、德國、荷蘭等國乾貯護箱資訊，並與我國既有之 INER-HPS 乾貯護箱進行結構及密封相關的法規、導則、標準進行比較，其結果顯示各式護箱之設計雖有不同，但其洩漏測試標準卻無顯著差異。此外，本研究在針對室內乾貯之結構及密封安全分析工具及方法論適用性進行評估後亦發現，乾貯設施因結構設計與負載狀況複雜，通常使用有限元素分析來進行計算，故建議管制單位應就分析模式中所使用的表列式、用於結構材料

及組件的性質、藉由計算與假設所導出的數據進行審查。最後，本研究也針對各類乾式貯存筒所使用的材料成分、相關物理及機械性質進行探討，證實以台灣目前岸邊的鹽沉積量來評估放置在台灣海岸周邊之沃斯田鐵系不銹鋼乾式貯存筒，並不會因氯鹽沉積而引發嚴重之應力腐蝕龜裂。

子項三「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之熱傳管制技術研析」之計目的係研析各國室內乾貯設施與熱流相關之法規、法規指引、標準與設施特性，並與我國既有乾貯設施進行比較，進而整理出各國對室內外乾貯系統之設計與管制差異與管制限值。在分析方法的研析工作中，本研究透過檢索美、德等國之相關分析資訊後，建議管制單位僅需於未來審查時著眼於申請者所採用之方法是否具有實例並且充份驗證即可，以令熱流分析人員具有較大彈性選擇最適合之先進方法(the state of the art)進行評估。最後，本子項透過檢索各式護箱、廠房及作業程序，完成現有分析工具與方法論應用於室內乾貯設施熱流分析的可用性評估；其結果顯示，各式護箱之設計需求將進一步導致其結構與散熱途徑之不同，但透過系統化的參數評估來即可證實分析方法對各式室內乾貯系統的適用性。而綜合各項成果其結果不僅證實各類乾貯護箱在搭配不同廠房型式下並未有任何熱流技術不可行之狀況外，各項研析或評估所得之心得與發現更已匯整於子項三期末報告中，以供管制單位參考。

子項四「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之輻射屏蔽管制技術」，係透過蒐集及研析國際間室內乾貯之輻射屏蔽相關文獻及法規要求，彙整輻射屏蔽考量，延續擴展過往發展並已應用於露天乾貯輻射屏蔽驗證之技術，探討室內和露天乾貯在輻射屏蔽重點之差異，引進國外最新技術，提升國內用過核子燃料室內乾貯輻射安全分析的能力，並作為未來主管機關於用過核子燃料室內貯存作業審查管制之參考。主要工作項目與重要成果總結如下：(1)廣泛蒐集國際間不同型式之用過核子燃料乾貯護箱及室內乾貯場相關資料，針對其輻射防護設計作綜合探討。(2)引進基於 CADIS 理論之 SCALE/MAVRIC 程式的最新版本，可利用連續

能量之中子作用截面進行蒙地卡羅輻射遷移計算，並以核二廠 MAGNASTOR 護箱為案例，與 MCNP 及 ADVANTG/MCNP 作護箱表面劑量分布之詳細比對驗證，本研究確實精進國內輻射安全分析技術，並培育相關人才。(3)應用前述分析技術於簡化室內乾貯模型，針對屏蔽設計與輻防管制重點進行初步探討。顯示室內或露天的乾貯型式皆相當成熟，未有孰優孰劣的重大差異，經適當設計與審查皆可達到目標。

子項五「除役核電廠破損用過核燃料處理貯存管制之國際資訊研析」已完成以下資訊蒐集:國際用過破損核子燃料管理方法之最新動態、國際破損用過核子燃料之定義以及分類、國際破損用過核子燃料乾式貯存管制法規研究。在處理破損用過核子燃料之方法中，根據匯整之國際資訊，除了烏克蘭採取更換或修理結構組件來進行處理外，大多都載用裝罐的方法來避免放射性物質外釋。關於破損燃料乾式貯存目前國際實際案例並不多，本計畫收集了關於破損燃料處理之 4 個案例來提供我國之後處理破損燃料之參考，且因應我國後續可能進行的除役工作，用過核子燃料貯存安全與管理成為重點工作。為此，本計畫依據蒐集之參考資料為我國除役電廠破損用過核子燃料乾式貯存提出管制建議。管理破損用過核子燃料為國際共通的議題，如何維持管制/管理技術與安全要求合乎國際水準，則需仰賴掌握新知及與國際互動接軌。本計畫之完成提供我國管制機關最新的國際資訊，藉助國際經驗，作為國內後續安全管制之參考依據。



### 3. 附件

#### 3.1 「用過核燃料乾式貯存設施風險比較」期末報告

行政院原子能委員會  
放射性物料管理局  
委託研究計畫研究報告

除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存  
安全管制技術

子計劃一：用過核燃料乾式貯存設施風險比較之  
研析期末報告

委託單位： 行政院原子能委員會  
執行單位： 國立清華大學  
計畫主持人： 許榮鈞 教授  
子項主持人： 王仲容 教授  
研究人員： 楊融華、何愛鈴  
計畫編號： 105FCMA009  
報告日期： 中華民國 106 年 12 月 08 日

# 目錄

1. 中文摘要.....	I-1
2. 英文摘要.....	I-2
3. 計畫緣起與目的 .....	I-4
4. 執行方法以及進行步驟 .....	I-6
5. 完成之工作項目及具體成果 .....	I-9
5.1 國際間營運中室內貯存設施營運現況 .....	I-9
5.1.1 德國營運中室內貯存設施營運現況之相關資料.....	I-9
5.1.2 日本營運中室內貯存設施營運現況之相關資料.....	I-14
5.2 金屬護箱與混凝土護箱應用於乾貯設施之安全度評估研析 .....	I-17
5.2.1 A Pilot Probabilistic Risk Assessment of a Dry Cask Storage System at a Nuclear Power Plant, NUREG-1864, NRC, 2007. ....	I-17
5.2.2 Probabilistic Risk Assessment (PRA) of Bolted Storage Casks, EPRI, 2004. ....	I-31
5.2.3 SAPHIRE 進行之引進與使用現況進行說明 .....	I-54
5.3 德國與日本室內乾貯設施之設計與管制法規彙整與分析 .....	I-58
5.3.1 德國室內乾貯設施之設計 .....	I-59
5.3.2 日本室內乾貯設施之設計 .....	I-63
5.3.3 德國管制法規彙整 .....	I-65
5.3.4 日本管制法規彙整 .....	I-66
5.4 比較分析結論與研提我國因應之管制建議要點 .....	I-68
6. 結論.....	I-74
7. 參考文獻.....	I-76

## 圖目錄

圖 1、研析方法與步驟之流程圖 .....	I -7
圖 2、德國乾式貯存設施分佈圖 [3] .....	I -10
圖 3、日本乾式貯存設施分佈圖 [1] .....	I -15
圖 4、日本福島第一核電廠室內乾式貯存設施圖 [7] .....	I -15
圖 5、日本福島第一核電廠露天乾式貯存設施圖 [8] .....	I -16
圖 6、日本東海第二核電廠室內乾式貯存設施圖 [10] .....	I -16
圖 7、日本濱岡核電廠室內乾式貯存設施圖 [11] .....	I -16
圖 8、日本 RFSC 第一期設施圖 [12] .....	I -17
圖 9、U.S. NRC 的限值 ( $2 \times 10^{-6}$ ) 出處 [14],[15] 。 .....	I -29
圖 10、U.S. NRC 的限值 ( $2 \times 10^{-6}$ ) 與 NUREG-1864 報告的數值之比較 [15] 。 .....	I -30
圖 11、TN32 / 40 設計布局 [16] .....	I -52
圖 12、各階段機率論式危險度評估結果之比例圖 [16] .....	I -53
圖 13、各事故機率論式危險度評估結果之比例圖 [16] .....	I -53
圖 14、機率論式危險度評估之分級 .....	I -55
圖 15、機率論式危險度評估之流程 .....	I -57
圖 16、SAPHIRE 結果與 NUREG-1864 之比較圖 .....	I -57
圖 17、德國與日本室內乾式貯存設施安全機能設計概念示意圖 [5][18] 。 ....	I -58
圖 18、德國與日本室內乾式貯存設施監控位置示意圖 [18] 。 .....	I -59
圖 19、德國貯存廠房(Storage building)設計之兩種技術樣態示意圖 [4][5] 。 .....	I -60
圖 20、德國貯存坑道(Storage tunnel)設計概念示意圖 [2][3] 。 .....	I -61
圖 21、日本 RFSC 室內乾式貯存設施之貯放時程示意圖 [12] 。 .....	I -64
圖 22、NUREG-1864 以及 EPRI 報告的數值與 NRC 的限值 ( $2 \times 10^{-6}$ ) 之比較。 .....	I -72
圖 23、生活中與環境中的風險值參考。 .....	I -72
圖 24、乾式貯存設施與一般游離輻射劑量比較 [25] 。 .....	I -73

## 表目錄

表 1、本子項計畫甘梯圖.....	I -8
表 2、德國集中式與非集中式中期乾式貯存設施護箱現況彙整表[5].....	I -122
表 3、德國 12 座用過核子燃料乾式貯存設施護箱現況彙整表[5].....	I -133
表 4、處理階段之事故列表及章節[13].....	I -21
表 5、傳送階段之事故列表及章節[13].....	I -22
表 6、貯存階段之事故列表及章節[13].....	I -23
表 7、多功能密封鋼筒掉落撞擊失效機率.....	I -25
表 8、各掉落事件下燃料護套失效機率.....	I -25
表 9、傳送護箱自 30.5 公尺處掉落外釋值.....	I -26
表 10、MACCS2 外釋劑量計算結果.....	I -26
表 11、機率論式危險度評估之結果[13].....	I -27
表 12、U.S. NRC 機率論式危險度評估之總結結果[13].....	I -28
表 13、肇始事件清單.....	I -35
表 14、處理階段之事故列表[16].....	I -37
表 15、傳送階段之事故列表[16].....	I -39
表 16、貯存階段之事故列表[16].....	I -40
表 17、人因可靠性分析量化結果.....	I -41
表 18、護箱組件耐熱限制.....	I -41
表 19、各事故之分析結果.....	I -42
表 20、TN32 中燃料與硬體組件放射性活度.....	I -44
表 21、機率論式危險度評估之結果[16].....	I -45
表 22、各事故之分析結果[16].....	I -46
表 23、EPRI 機率論式危險度評估之總結結果[16].....	I -51
表 24、機率論式危險度評估之分級.....	I -54
表 25、各作業步驟可能之初始事件.....	I -56
表 26、德國 12 座用過核子燃料乾式貯存設施現況彙整表[20].....	I -62
表 27、日本 RFSC 室內乾式貯存設施之護箱尺寸彙整表[12].....	I -65
表 28、每人每年所增加的罹癌致死風險(單位：損失量/年).....	I -71
表 29、NUREG 與 EPRI 各肇始事件比較(單位：次數/年).....	I -71

# 1. 中文摘要

本計畫目的在協助主管機關精進用過核子燃料室內乾式貯存的安全管制技術，以作為未來國內核能電廠因除役需求建置相關設施之管制作業及審查依據。台灣電力公司目前正在進行核一廠之除役的相關規畫，為了確保核能安全、維護環境及民眾健康，本計畫將針對我國核電廠乾式貯存系統，進行相關的資料與法規檢索，包含國外的資料蒐集，如：德國和日本。這些資料將進行差異比對，針對其設計緣由與需求進行瞭解，進而提出比較分析結論。並針對除役室內乾貯設施提出相關管制重點和審查事項，以協助國內核能電廠除役計畫得以順利執行，並於預定期程內完成除役工作。

依據本計畫之規劃，已完成國際間營運中室內貯存設施營運現況之相關資料蒐集、德國與日本室內乾貯設施之設計與管制法規蒐集、以及完成金屬護箱與混凝土護箱應用於乾貯設施之安全度評估研析。根據 NUREG-1864 與 EPRI -1009691 報告，比較焊接式護箱與螺栓式護箱兩者之主要風險差異與風險主要來源。而總風險來看，焊接式護箱第一年風險值約為  $1.8 \times 10^{-12}$ 、後續年約為  $3.2 \times 10^{-14}$ ；螺栓式護箱第一年風險值約為  $5.6 \times 10^{-13}$ 、後續年約為  $1.7 \times 10^{-13}$ 。NUREG-1864 與 EPRI -1009691 機率論式危險度評估報告雖然為不同護箱型態，且假設條件也有差別導致風險值略有所差異，但皆較 NRC 訂定的民眾風險限值( $2 \times 10^{-6}$ )低上許多，顯示乾式貯存設施其事故潛在致癌風險機率極低。本計畫並且也初步建立乾式貯存機率論式危險度評估(PRA, Probabilistic Risk Assessment)SAPHIRE 分析模式，未來將繼續精進分析模式，以及培養機率論式危險度評估專業人力，以利未來提供給主管機關進行驗證與參考之依據。

關鍵字：用過核子燃料、乾式貯存、機率論式危險度評估

## 2. 英文摘要

The objective of this project is to assist the competent authority in strengthening the technical review capabilities to examine the safety analysis report of the indoor dry storage system of spent nuclear fuels in nuclear power plant decommissioning. Taiwan Power Company is currently carrying out the decommissioning planning of Chinshan nuclear power plant. Therefore, in order to ensure nuclear safety, environmental protection and public health, this project is performed for the dry storage systems. The relevant information and regulatory search is performed and includes the foreign data collection such as: Germany and Japan. The information is compared and the conclusions of the comparison are presented in this report. The key issues in reviewing the safety analysis report of an indoor dry storage system will be identified and the corresponding measures will be proposed. The results and experience obtained from this project will facilitate the future review process of similar systems in Taiwan.

According to the plan, this report has collected information of indoor storage facilities and the data of design and management for dry storage facilities in Germany and Japan. It also completed probabilistic risk assessment of metal cask and concrete cask in dry storage facilities. According to NUREG-1864 and EPRI -1009691 reports, there are some cancer risk differences between welded cask (Holtec HI-STORM 100) and bolted cask (TN32/40). Generally, in welded cask case, the first year risk is about  $1.8 \times 10^{-12}$  and follow-up year risk is about  $3.2 \times 10^{-14}$ ; in bolted cask case, the first year risk is about  $5.6 \times 10^{-13}$  and follow-up year risk is about  $1.7 \times 10^{-13}$ . Although the risks of casks are different, with different design and different assumptions, they are much lower than the regulatory limits ( $2 \times 10^{-6}$ ) made by NRC. The resulting indicates the risk of dry storage facilities is extremely small and no prompt fatalities are expected.

In addition, we have developed SAPHIRE risk assessment model for dry storage. It will continue to sophisticated SAPHIRE analysis model to facilitate the future provided to the competent authority for verification and reference basis.

Keywords : Spent fuel 、 Dry storage 、 Probabilistic risk assessment



### 3. 計畫緣起與目的

依據國家能源政策規劃，台灣電力公司核一廠一、二號機將面臨運轉 40 年屆齡除役之先期作業規劃階段；其中核一廠一號機組將於民國 107 年底面臨執照到期，因此台電公司已依法令要求，於民國 104 年 12 月底前提提交核一廠除役計畫供管制單位審查。考量我國目前針對用過核子燃料管理是採用「近程採廠內水池貯存、中程以廠內乾式貯存、長程推動最終處置」之策略，因此在電廠著手進行除役規劃的同時，勢必要研擬除役作業所需之乾式貯存設施；除確保反應器燃料池廠房於拆除作業可以如除役計畫書所述般如期展開之外，亦有助於電廠各項必要設備(如餘熱移除系統等)之除役規劃及整體除役成本之評估與管控。

然而，依據行政院於 105 年 9 月 2 日政策指示經濟部應督促台電公司提出室內乾式貯存場計畫之訊息以及台電研擬之除役計畫書中所載之核子燃料之遴送、貯存規劃與所選用之乾貯護箱型式所載資訊，未來國內用過核子燃料乾貯設施預期有 UMS (INER-HPS) 混凝土護箱(裝載 56 束)、HI-STORM 混凝土護箱(裝載 68 束)、NUHOMS 混凝土模組(裝載 61 束)及 HI-STAR 金屬護箱(Metal Cask) (裝載 68 束)等型式。而上述可能出現之金屬或混凝土護箱、混凝土模式之乾貯系統，在搭配世界上已有先例之室內乾貯廠房，如鋼筋混凝土廠房(Concrete Facility Building)[3-7]，抑或其他，例如：Sizewell B 廠房型式鋼骨結構之建物(Steel Framed Building)而構成之室內貯存設施之組合，形成與目前國內既有的核一與核二露天混凝土護箱(Concrete Cask)設計有不同之型式。因此在考量室內乾貯系統於設計考量、運轉條件、審查作業與安全分析方法等，皆可能與國內既有核一、二廠第一期乾貯設施不同；為能確保我國核一、二廠除役時程能如期展開，國內放射性物料管制單位-物管局遂於民國 106 年委託國立清華大學執行「除役核電廠用過核子燃料室內乾式貯存安全管制技術」研究工作，針對未來所需之室內乾式貯存設施(以下簡稱室內乾貯)安全管制技術著手研析，並作為未來審查台電公司室內乾貯相關安全分析報告之基礎。

為能確保所建立之安全管制技術能涵蓋安全分析報告第六章之主要範圍，本整合研究計畫概分為五項子計畫，分別針對「用過核燃料乾式貯存設施風險比較」、「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之結構及密封管制技術」、「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之熱傳管制技術」、「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之輻射屏蔽管制技術」以及「除役電廠破損用過核燃料處理貯存管制之國際資訊」等重點工作進行研究。

本子項一「用過核燃料乾式貯存設施風險比較之研析」計畫將針對我國既有及未來可能新增之核電廠乾式貯存系統，進行設計基礎資料之檢索與差異比對，並針對其設計緣由與需求進行瞭解。此舉，除可確保我國未來可能新增之乾式貯存系統於相關設備設計、製作及作業期間，皆能滿足前述之核能安全、環境保護及民眾健康之外；亦希望藉由各式乾貯設施之機率論式危險度評估結果來向國人證實我國既有與未來可能新增之乾貯系統於裝載、傳送與貯存期間皆具有相等且足夠之安全設計，可將國人於乾貯作業施行後可能面臨的風險降至最低。為達成此一目的，本研究首先將蒐集國際間營運中的室內貯存設施之營運現況，包含德國 1983 年陸續啟用的 Ahaus、Gorleben、ZLN 集中式貯存設施(Central Storage Facilities)或是日本陸奧市用過核子燃料中期貯存設施等室內乾貯設施之設計與管制法規，並將這些資料進行彙整與分析研究。然後根據這些資料來建立國內自有的乾式貯存之機率論式危險度評估分析技術，進行金屬護箱與混凝土護箱應用於乾貯設施之研究，進而提出比較分析結論與研提我國因應之管制建議案。

## 4. 執行方法以及進行步驟

在發展國內自有的乾式貯存設施的機率論式危險度評估分析技術之前，須先瞭解國際間的乾式貯存之設計、管制法規及營運現況等，故本計畫首先將蒐集國際間的乾式貯存設施之相關資料，包含我國、德國與日本室內乾貯設施之設計與管制法規等。接著將這些資料進行彙整與研究，然後根據這些資料、美國核能管制委員會 NUREG-1150 與 NUREG-1864 之內容以及我國相關之乾式貯存設施的資料，同時引進美國核能管制委員會的機率論式危險度評估分析程式 SAPHIRE(Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations)，來建立國內自有的乾式貯存之機率論式危險度評估分析技術。

以美國為例，美國核能管制委員會針對乾式貯存作業，所發展的機率論式危險度評估，分別於處理階段、傳送階段及貯存階段等三個階段，建立相關的機率論式危險度評估程序，其中主要分析對象是針對此三階段中的相關事故評估其發生可能導致民眾群體劑量及潛在致癌事故之機率。

因此，本計畫也參考上述的方式，針對我國核電廠之乾式貯存作業中的處理階段、傳送階段及貯存階段，使用 SAPHIRE 程式，進行機率論式危險度評估分析技術之建立，並針對金屬護箱與混凝土護箱進行相關的評估與分析研究。最後彙整與比較相關的資料及數據，提出比較分析結論與研提我國因應之管制建議案。整體的研析方法與步驟如圖 1 所示。

透過研究流程與工作規劃，本子項研析結果更可作為其它子項；如結構密封特性、熱傳管制等子項計畫之評估參考，以期將分析結果與本計畫之其它子項充分整合，進而發揮最大之研究效益並滿足管制單位對本整合計畫之預期成效。本計畫於合約書內擬定以下四項工作要點，並規劃執行時程如甘梯圖(表 1)所示：

本子計畫之研究方法與工作項目規劃如下：

1. 蒐集國際間營運中室內貯存設施營運現況之相關資料。

2. 金屬護箱與混凝土護箱應用於乾貯設施之安全度評估研析。
3. 我國、德國與日本室內乾貯設施之設計與管制法規彙整與分析。
4. 提出比較分析結論與研提我國因應之管制建議案。

依據此甘梯圖規劃，本計畫需於 11 月 15 日完成期末報告初稿作為內部管考與審查作業之用，並於內部審查作業及期末查訪與管制單位討論後，於 12 月 31 日前呈交委託單位，以符合契約要求。

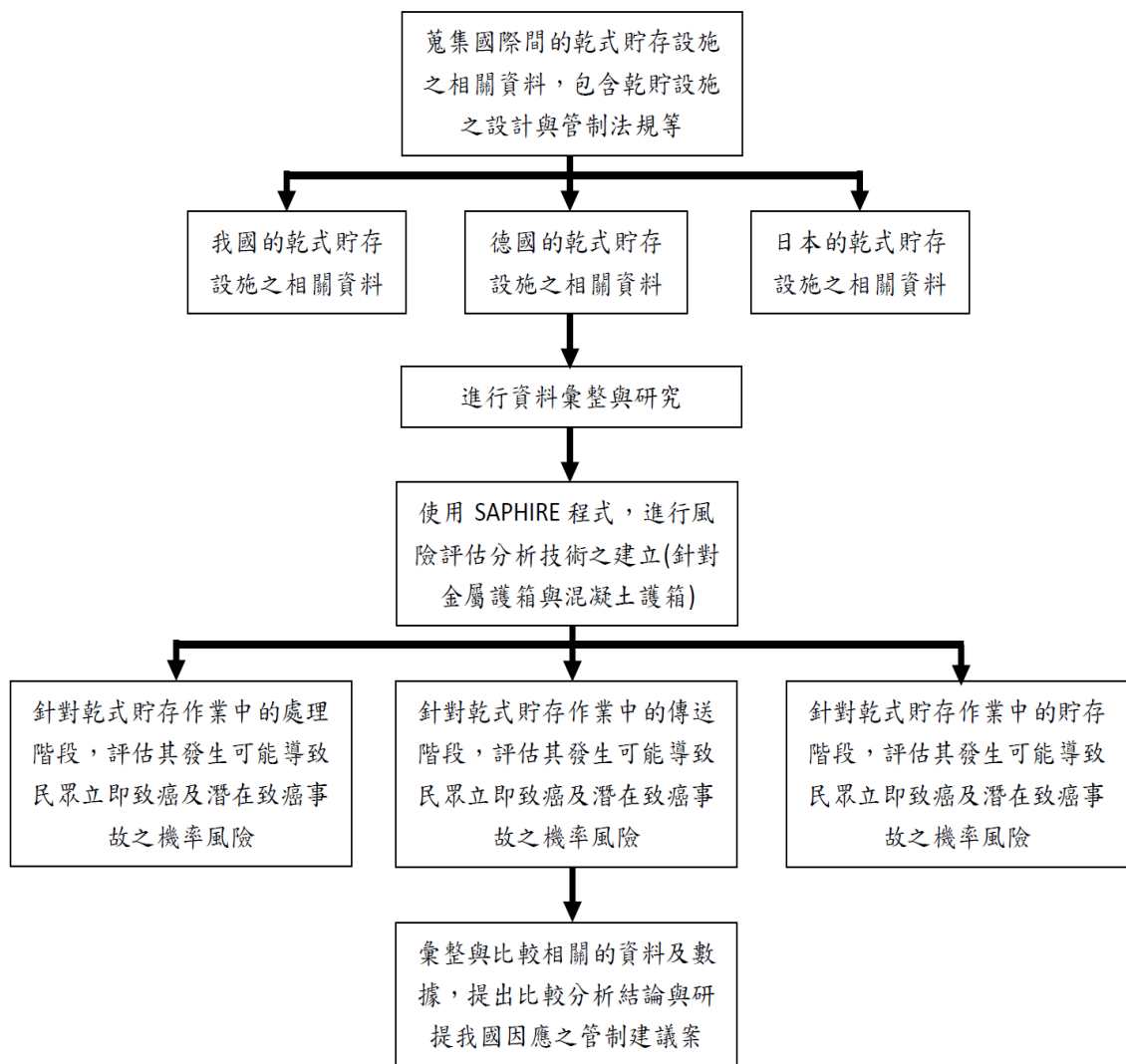


圖 1、研析方法與步驟之流程圖

表 1、本子項計畫甘梯圖

工作項目	年月												備註	
	106 1	106 2	106 3	106 4	106 5	106 6	106 7	106 8	106 9	106 10	106 11	106 12		
蒐集國際間營運中室內貯存設施營運現況之相關資料	■													
金屬護箱與混凝土護箱應用於乾貯設施之安全度評估研析				■										
我國、德國與日本室內乾貯設施之設計與管制法規彙整與分析	■												查核點： 6/10 期中報告	
提出比較分析結論與研提我國因應之管制建議										■				
106 年 12 月初舉辦期末報告審查會，並於 106 年 12 月底完成計畫成果報告											■		查核點： 11/15 期末報告	
工作進度估計百分比 ( 累 積 數 )	8 8	8 16	8 24	8 32	8 40	8 48	9 57	9 66	9 75	8 83	8 91	9 100		
預定查核點	<p>1：蒐集國際間營運中室內貯存設施營運現況之相關資料，進行詳細研讀和分析。</p> <p>2：蒐集及彙整我國、德國與日本室內乾貯設施之設計與管制法規資料。</p> <p>3：建立國內自有的乾式貯存之機率論式危險度評估分析技術，完成金屬護箱與混凝土護箱應用於乾貯設施之安全度評估研析。</p> <p>4：提出我國因應之管制建議案與分析結論。</p> <p>5：提出整理之研究報告，以及配合國內相關法令針對核一廠提出相關建議，建立核電廠用過核子燃料乾式貯存作業之審查技術強化建議。11 月底前提出研究成果期末報告初稿，並舉辦期末報告審查會，12 月底完成計畫成果報告。</p>													

## 5. 完成之工作項目及具體成果

### 5.1 國際間營運中室內貯存設施營運現況

依據原能會統計，截至 105 年 12 月底，國際間已有 23 個國家設置乾式貯存設施，包含美國、加拿大、德國等，目前正在使用中的乾式貯存設施共有 129 座，另有 5 座興建中或待啟用之乾貯設施，顯示用過核子燃料乾式貯存已是國際間普遍採用及成熟的用過燃料貯存技術[1]。國際上常見的用過核子燃料乾式貯存方式有：混凝土護箱 (Concrete Cask)、金屬護箱 (Metal Cask)、混凝土模組 (Concrete Module)、混凝土處置窖 (Concrete Vault) 及地下貯存系統等五種。美國無論採金屬或混凝土貯存護箱，均為露天貯存；歐洲採金屬貯存護箱，以放在室內為主，但亦有露天貯放金屬護箱之案例，如立陶宛露天金屬貯存護箱；日本目前以金屬護箱為主 (未來將增加儲存方式之多樣化，考慮水泥護箱實行之可能性，預計 2020 年實行[2])，除福島第一核電廠由室內貯存改為露天貯存，其他皆為室內。此外，以使用室內貯存設施之國家而言，例如：德國、日本等，目前共有 35 座：24 座使用金屬護箱、5 座使用混凝土窖、4 座使用混凝土護箱，另 2 座則是金屬護箱與混凝土[3]。

#### 5.1.1 德國營運中室內貯存設施營運現況之相關資料

德國共有 16 座乾式貯存設施：3 座集中式中期貯存設施 (Central Interim Storage Facilities，設址在核電廠外，額外尋找廠址興建貯存設施，通常會存放包含數個核電廠、研究式反應爐等之用過核子燃料)，Ahaus、Gorleben 以及 ZLN；及 13 座核電廠廠內用過核子燃料乾式貯存設施 (如圖 2，12 座正在營運中；1 座 Obrigheim 於 2016 年 8 月執照申請通過，準備營運) [4][5]。

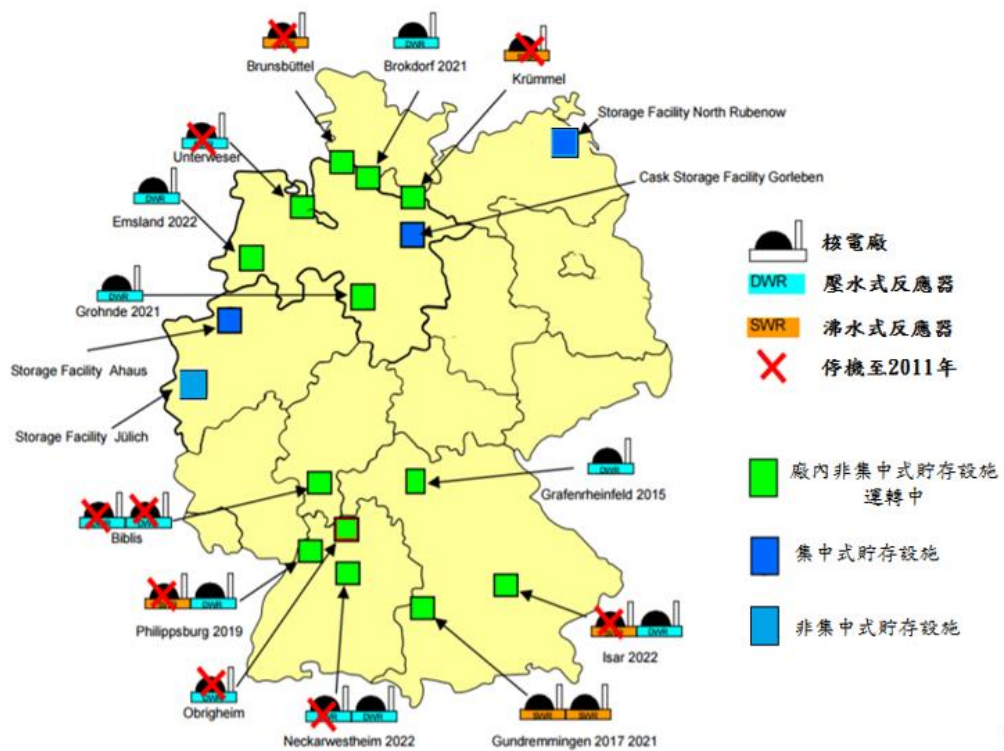


圖 2、德國乾式貯存設施分佈圖 [3]

圖 2、德國乾式貯存設施分佈圖 [3]

Ahaus、Gorleben 及 Rubenow 皆為 GNS 在德國之集中式中期貯存設施 [4][5][6]。Ahaus 啟用於 1992 年 7 月，執照之總存放容量為 3,960 噸重金屬 (Heavy Metal, HM)，廠內已貯存 6 組輕水式反應器 (Light Water-cooled Reactor, LWR) 之 CASTOR V 型護箱 (數量與型號如表 1)、305 組鈾高溫反應器 (Thorium High Temperature Reactor, THTR) 之 CASTOR THTR 護箱，以及 18 組研究型反應器之 CASTOR MTR2 護箱。未來，將會考慮規劃 Ahaus 作為中階核廢料 (ILW) 之中期貯存場；Gorleben 貯存場，啟用於 1995 年 4 月，執照之總存放容量為 3,800 噸重金屬 (HM)，場區分為三部分：(1) 護箱貯存場 (Transportbehälterlager, TBL-G)，存放 LWR 之用過核子燃料，以及在法國及英國再處理過後之固化高階核廢料 (Vitrified High

Level Radioactive Waste, VHLW)。截至 2014 為止，共有 5 組 LWR 用過核子燃料護箱及 108 組從 La Hague 運來之 VHLW 護箱(數量與型號如表 2)；(2)核廢料貯存場(Abfalllager, ALG)，存放已封裝之低階(LLW)及中階核廢料。廠區內設有 6 個貯存室，可貯存 15,000 m<sup>3</sup> 之放射性核廢料；(3) Pilot Conditioning Plant (Pilot-konditionierungsanlage, PKA)，研發最終處置場所需用過核子燃料處理及封裝之技術方法，但由於德國對核能政策轉向，此區將不會依照原設立目的運行；ZLN 位在 Rubenow 啟用於 1999 年底，作為已除役電廠 Greifswald、Rheinsberg 等 WWER (Water-water Energetic Reactor)反應器運轉及除役之核廢料貯存場，執照之總存放容量為 585 噸重金屬(HM)，約有 80 組護箱(護箱數量與型號如表 2)。

另外，13 座核電廠廠內用過核子燃料乾式貯存設施，各採用不同設計概念，其護箱現況彙整如表 3 所示[5]。除了上述 13 座核電廠廠內用過核子燃料乾式貯存設施外，還有一座中期貯存設施在 Jülich，Jülich 只用來存放 Jülich 實驗型高溫反應器 AVR(Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor)之用過核子燃料及核廢料(Radioactive Operational Waste) [6]，啟用於 1993 年 8 月，總存放容量為 158 組 CASTOR THTR/AVR 護箱，目前存放量為 152 組 CASTOR THTR/AVR 護箱。



表 2、德國集中式與非集中式中期乾式貯存設施護箱現況彙整表[5]  
 紅色字體為 SNF(Spent Nuclear Fuel)；藍色字體為 HAW(High Active Waste)。

廠址	護箱數量	護箱型態
Ahaus	305	CASTOR THTR/AVR
	18	CASTOR MTR2
	2	CASTOR V/19
	1	CASTOR V/19SN06
	3	CASTOR V/52
Gorleben	1	CASTOR 11a
	1	TS28V
	3	CASTOR V/19
	1	CASTOR 1c
	74	CASTOR HAW20/28CG
	12	TN85
	21	CASTOR HAW28M
Rubenow (ZLN)	61	CASTOR 440/84
	1	CASTOR 440/84mvK
	3	CASTOR KRB-MOX
	3	CASTOR KNK
	1	CASTOR KNK
	5	CASTOR HAW20/28CG

表 3、德國 12 座用過核子燃料乾式貯存設施護箱現況彙整表[5]

廠址	護箱數量 (截至 12/2012)	護箱型態	預計 2022 年護箱數	預計 2022 年 存放噸(t)
Biblis	51	CASTOR V/19	102	1204
Brokdorf	16	CASTOR V/19	78	776
Brunsbüttel	9	CASTOR V/52	22	169
Grafenrheinfeld	20	CASTOR V/19	62	561
Grohnde	18	CASTOR V/19	79	762
Gundremmingen	41	CASTOR V/52	191	1663
Isar	25	CASTOR V/19 CASTOR V/52	122	1148
Krümmel	19	CASTOR V/52	41	371
Lingen	32	CASTOR V/19	87	884
Neckarwestheim	41	CASTOR V/19	113	1039
Philippsburg	36	CASTOR V/19 CASTOR V/52	101	993
Unterweser	8	CASTOR V/19	38	386
Obrigheim	15	CASTOR 440/84	--	--
Σ	341		1046	9776

## 5.1.2 日本營運中室內貯存設施營運現況之相關資料

日本境內共有 3 座乾式貯存設施營運中、1 座集中式中期貯存設施興建中(如圖 3)。

3 座營運中之乾式貯存設施：(1)東京電力公司 (TEPCO) 之福島第一核電廠，廠內原有之乾式貯存設施為室內貯存設施(如圖 4)，已貯存 4 組中型護箱(各可存放 37 根)及 5 組大型護箱(各可存放 52 根)，共計 408 根 BWR 用過核子燃料組件(74 噸鈾)[7]，但由於 311 海嘯侵襲，導致設備受損，2013 年 TEPCO 啟用廠內露天貯存設施(如圖 5)將可存放 20 組乾式貯存護箱(貯存年限 40 年)及 45 組輸送貯存兩用護箱(可存放 69 根，貯存年限 50 年)。根據 2017 年 9 月之資料顯示，福島第一核電廠目前仍打算持續將用過核子燃料從室內廠房運至露天貯存設施[8][9]；(2)日本原子力電力公司 (JAPCO) 之東海第二核電廠室內貯存設施，於 2001 年啟用，總貯存量為 250 噸鈾(約 24 組護箱)，共計 1464 根 BWR 用過核子燃料組件(如圖 6 [10])；(3)中部電力公司(CEPCO)之濱岡核電廠室內貯存設施(如圖 7 [11])，於 2014 年開始設計興建，預計 2018 啟用，總存放量為 400 噸鈾(約 32 組護箱，2,200 根)。

此外，目前日本唯一一座興建中之集中式中期貯存設施，為 TEPCO 及 JAPCO 在青森縣所共同建立之用過核子燃料室內貯存設施 Mutsu Recycle Fuel Storage Center (RFSC，圖 8)，設施最終存放容量為 5,000 噸鈾(約 500 組護箱)，廠區使用年限為 50 年，而護箱使用年限超過 50 年[11]。

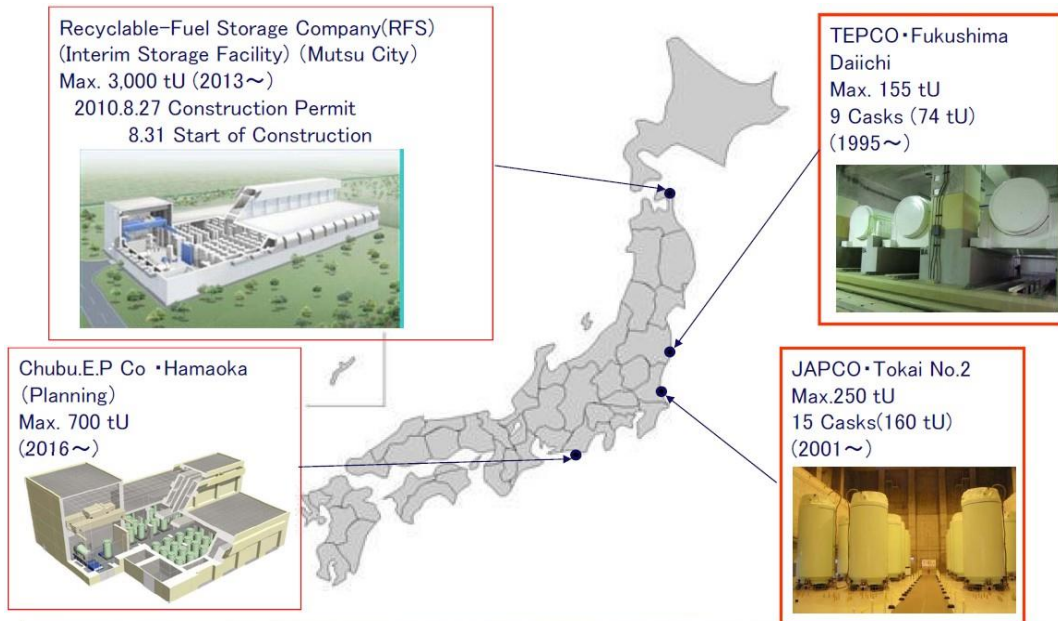


圖 3、日本乾式貯存設施分佈圖 [1]

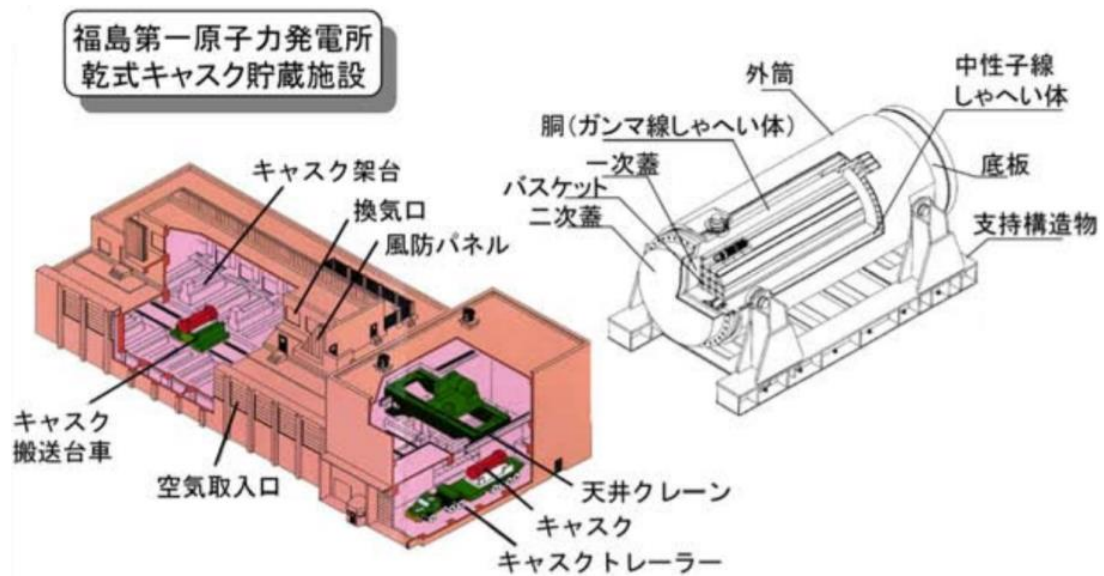


圖 4、日本福島第一核電廠室內乾式貯存設施圖 [7]

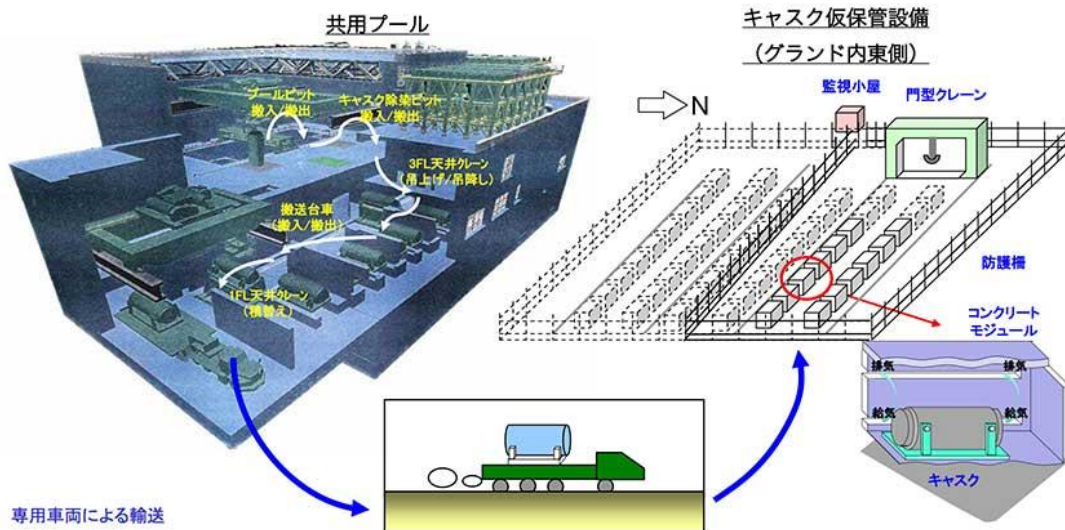


図 5、日本福島第一核電廠露天乾式貯存設施圖[8]

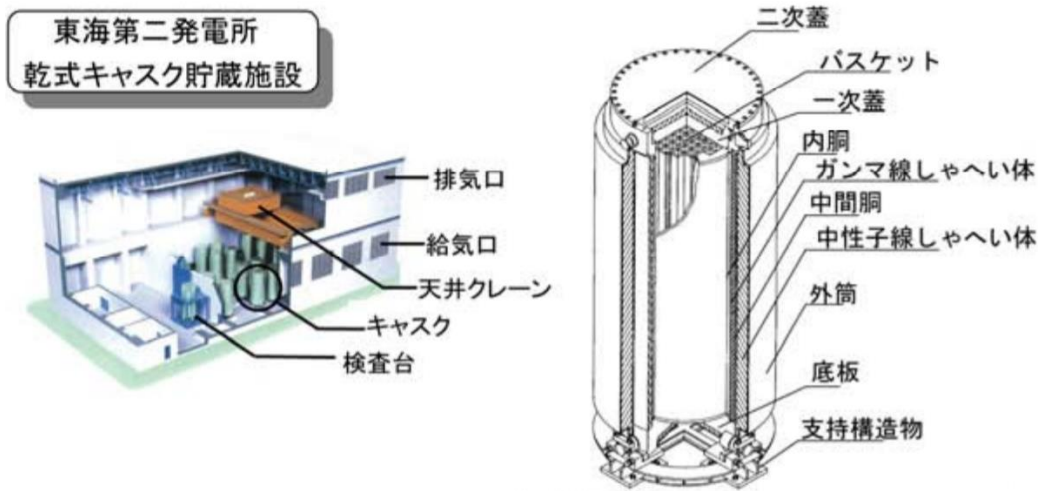


図 6、日本東海第二核電廠室内乾式貯存設施圖[10]

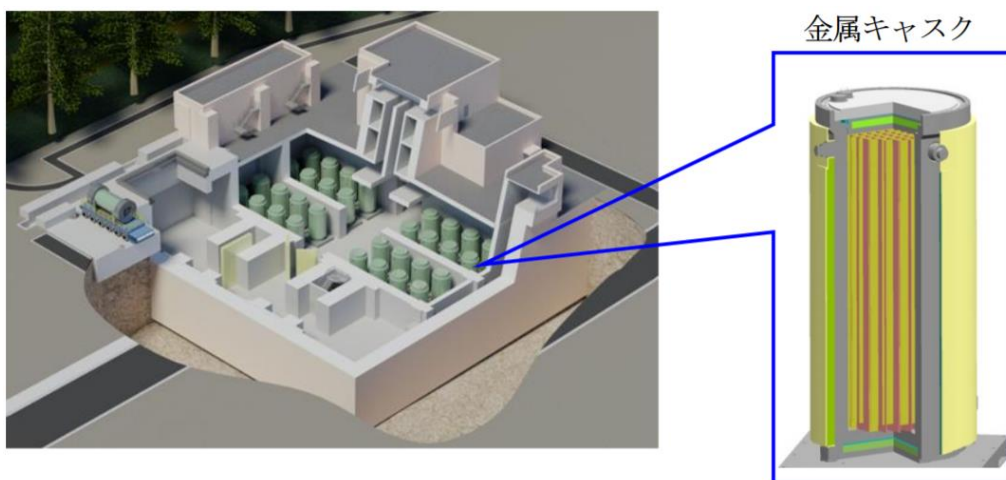


図 7、日本濱岡核電廠室内乾式貯存設施圖[11]

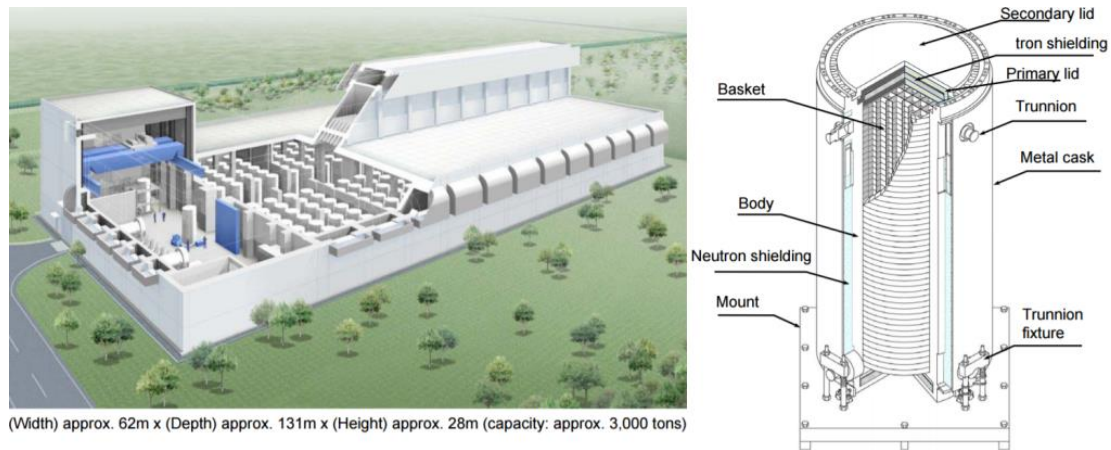


圖 8、日本 RFSC 第一期設施圖[12]

## 5.2 金屬護箱與混凝土護箱應用於乾貯設施之安全度評估研析

以美國為例，美國核能管制委員會針對乾式貯存作業，所發展的機率論式危險度評估，分別於護箱的處理階段、傳送階段及貯存階段等三個階段，建立相關的機率論式危險度評估程序，其中主要分析對象是針對此三階段中的相關事故，評估其發生可能導致民眾群體劑量及潛在致癌事故之機率風險。以下分別針對 U.S. NRC[13]與 EPRI[16]的研究報告，將其較重要的內容，做一簡短的說明，其中 NRC 報告所做的機率論式危險度評估護箱型態為混凝土護箱，EPRI 報告所做的機率論式危險度評估護箱型態為金屬護箱。

### 5.2.1 A Pilot Probabilistic Risk Assessment of a Dry Cask Storage System at a Nuclear Power Plant, NUREG-1864, NRC, 2007.

為響應美國 NRC 的要求，針對核電廠現場的乾式貯存系統之機率論式危險度評估 (PRA, Probabilistic Risk Assessment)，NMSS(Office of Nuclear Material Safety and Safeguards)和 RES(Office of Nuclear Regulatory Research)兩個單位聯合開發了

一套分析方法論，並期望此方法論能作為類似此類 PRA 之相關研究的指引[13]。NUREG-1864 報告主要目的為發展與應用 PRA 分析評估乾式貯存護箱對公眾的風險，並確定風險的主要來源。此 NRC 報告以沸水式反應器的焊接式護箱(welded cask)為研究對象，其護箱主要為 Holtec HI-STORM 100 乾式貯存護箱。

NUREG-1864 報告方法論的分析對象為沸水式反應器核電廠現場的乾式貯存作業混凝土護箱之處理階段、傳送階段及貯存階段。此方法論首先需要先建立肇始事件(Initiating Events)清單，列出所有具有潛在導致輻射外釋可能的事件，評估清單中的事件是否會對公眾造成危害，並不會對電廠、傳送護箱、貯存護箱或多功能密封鋼筒(MPC, Multipurpose Canister)造成危害的事件刪除。而肇始事件可以審查其相類似的 PRA 分析報告，從中找出有所遺漏的肇始事件，並將其加入肇始事件清單中。下表 4~6 為 NUREG-1864 報告中所列出的肇始事件與以及各肇始事件所對應之章節，分為機械與熱事故(Mechanical and Thermal Events)。其中肇始事件主要可區分為洪水、海嘯、火山活動、強降雨、貯存護箱、傳送護箱、運輸工具、燃料組件、地震、強風、隕石、雷擊、飛機撞擊等。接著進行多功能密封鋼筒輻射外釋機率的風險分析，同時還需要考慮放射性物質之外釋、通過圍阻體外釋到環境、外釋後果以及對人員與環境的影響。透過故障樹與事件樹分析，最後會得到一組風險值，用以表示對人員與環境的影響程度。

此方法論的主要的步驟如下：

1. 評估可能會影響護箱及其附屬設備的相關事故之頻率。
2. 評估及確認多功能密封鋼筒和燃料對於相關事故所引起的機械和熱負荷反應。

3. 在放射性物質釋放至環境中的條件下，評估個人潛在癌症死亡的機率風險。
4. 最後，結合上述的結果，進行評估公眾面臨潛在癌症死亡的年度機率風險。

而針對多功能密封鋼筒遭受各種外力衝擊的影響，美國核能管制委員會列出一份失效機率的清單，如下表 7。如果傳送護箱在階段 11-17 之間掉落，在此期間，傳送護箱位於地板上方 0.3 至 0.6 米處(約 1 至 2 英尺)，則多功能密封鋼筒的故障機率小於  $10^{-6}$ 。在階段 18，傳送護箱的高度低於 24.4 公尺(80 英尺)，如果此時掉落，則多功能密封鋼筒的失效機率為 0.0002。另一方面，如果在 30.5 公尺(100 英尺)高度掉落，則多功能密封鋼筒的失效機率約為 0.019。而無論掉落高度多高，都需要確保燃料護套的完整性，因此有必要了解燃料護套在各個狀態下的最大應變以及是否因為應變導致燃料護套失效，其結果如下表 8。而表 9、10 則是報告中對於傳送護箱掉落之後核種外釋相關的分析計算。

美國核能管制委員會機率論式危險度評估的結果，如表 11 所示。而表中所列之風險度值為年度個人潛在癌症死亡風險，因為所有異地釋放的劑量均低於個人死亡劑量(如表 11 所示)。而其中有些項目是零風險，是因為其事故不會發生或不會產生放射性物質之釋放的緣故。而其它項目的機率論式危險度評估之結果也很小，是因為其前述的各步驟之結果加乘所致。另外，表 11 也列出了第一年機率論式危險度評估的結果，個人潛在癌症死亡的機率為  $1.8 \times 10^{-12}$ 。在後續年的機率論式危險度評估結果為每年  $3.2 \times 10^{-14}$ 。

乾式貯存作業之處理階段、傳送階段及貯存階段的機率論式危險



度評估結果也列於表 11 中，其中頻率資料來自於電廠的資料蒐集，例如掉落機率數據來自於電廠統計之結果，蒐集 1968 年至 2002 年間，總吊掛數量為 54,000 根，掉落 3 根，其初始事件頻率為  $5.6 \times 10^{-5}$ 。在處理階段，其結果為表中項目的 1~25，以傳送護箱與多功能密封鋼筒的掉落較為顯著，但其數值非常小；在傳送階段，其結果為表中項目的 26~33，其數值為零，是因為若在傳送期間，發生貯存箱的掉落，美國核能管制委員會認為其不會造成多功能密封鋼筒或燃料護套失效；在貯存階段，其結果為表中項目的 34，風險的主要貢獻來自於飛機撞擊到護箱，但其數值非常小。

而此報告對於核種還特別提出，進行分析計算時需要將惰性氣體與放射性核種區分出來，因為惰性氣體不會被圍阻體隔離系統所過濾，而放射性核種經過過濾只會有原本約為 1/10 的量外釋到環境。

最後，表 12 整理並列出了美國核能管制委員會的機率論式危險度評估之總結結果及美國核能管制委員會的限值( $2 \times 10^{-6}$ )。此限值來自於美國核能管制委員會的 2 份文件：

1. Risk-Informed Decisionmaking for Nuclear Material and Waste Application” Revision 1, Office of Nuclear Regulatory Research, Office of Nuclear Material Safety and Safeguard, February 2008.[14]
2. Building a Risk Framework for Spent Fuel Dry Storage System, DSFM REG CON, Donald Chung, Ph. D, November 18-19, 2015. [15]

在美國核能管制委員會文件中說明針對民眾的風險限值為  $2 \times 10^{-6}$ (如圖 9 所示)。圖 10 為 NUREG-1864 的所評估的風險數值與民

眾風險限值  $2 \times 10^{-6}$  進行比較(如所示)，由比較結果，可以知道乾式貯存作業混凝土護箱之處理階段、傳送階段及貯存階段分別的風險值，都遠低於美國核能管制委員會法規的要求( $2 \times 10^{-6}$ )。

表 4、處理階段之事故列表及章節 [13]

機械事故	狀態	頻率	多功能密封鋼筒故障	燃料故障
<b>傳送護箱掉落於</b>				
進入護箱凹洞		3.3.2	4.1.2.1	4.4
護箱傾倒		3.3.2	4.1.2.2	4.4
貯存桶外		3.3.2	4.1.2.3	4.4
混凝土樓板		3.3.2	4.1.2.4	4.4
燃料裝填樓層		3.3.2	4.1.2.5	4.4
多功能密封鋼筒掉落於貯存容器外		3.3.2	4.1.2.6	4.4
<b>熱事故</b>				
軌道車柴油引起之火災	X		4.2.1.2	

\*X 代表此肇始事件不影響此階段或不造成多功能密封鋼筒損壞。

表 5、傳送階段之事故列表及章節[13]

機械事故	狀態	頻率	多功能密封 鋼筒故障	燃料故障
<b>貯存護箱掉落於</b>				
混擬土上	X		4.1.3.1	4.4
瀝青上	X		4.1.3.1	4.4
礫石上	X		4.1.3.1	4.4
<b>貯存護箱傾倒</b>				
當護箱被移動時	X	4.1.3.1	4.1.3.2	4.4
護箱被車輛撞擊	X	4.1.3.1	4.1.3.2	4.4
<b>熱事故</b>				
軌道車柴油引起之火災	X		4.2.1.2	
護箱運輸車柴油引起之火災	X		4.2.1.2	

\*X 代表此肇始事件不影響此階段或不造成多功能密封鋼筒損壞。

表 6、貯存階段之事故列表及章節[13]

機械事故	狀態	頻率	多功能密封鋼筒故障	燃料故障
洪水造成之水流	X	3.2.1		
海嘯	X	3.2.2		
地震事件		3.3.3	4.1.3.2	
火山活動	X	3.2.3		
強風	X	3.3.4	4.1.3.2	
強降雨造成土壤侵蝕	X	3.2.4		
<b>重物撞擊</b>				
飛機		3.3.7	4.1.3.3	
風力驅動之物體	X		4.1.3.3	
洪水沖來之重物	X	3.2.1		
車輛	X		4.1.3.3	
隕石		3.3.5	3.3.5	
<b>爆炸引起之衝擊</b>				
管道	X		4.1.3.4	
附近之卡車及軌道車	X		4.1.3.4	
變壓器	X	3.2.5		
附近之駁船	X	3.2.5		
儲油槽	X	3.2.5		
軍導彈	X	3.2.5		
其他設施	X	3.2.5		
<b>熱事故</b>				
<b>排氣阻塞</b>				
洪水通過排氣口但低於多功能密封鋼筒高度	X	3.2.1		
洪水通過排氣口且接觸多功能密封鋼筒	X	3.2.1		

洪水通過排氣口且淹沒多功能密封鋼筒	X	3.2.1		
下雪	X		4.2.1.2	
冰	X		4.2.1.2	
冰雹	X		4.2.1.2	
強降雨	X		4.2.1.2	
風帶來之污垢和碎片	X		4.2.1.2	
暴雨造成土石流	X		4.2.1.2	
火山活動造成的山體滑動	X		4.2.1.2	
火山灰	X		4.2.1.2	
生物入侵或聚集	X		4.2.1.2	
閃電	X	3.3.6	4.2.1.2	
<b>火災引起之升壓或溫差</b>				
飛機燃油火災	X	3.3.7	4.2.1.2	
駁船火災	X		4.2.1.2	
特地場地之材料火災	X		4.2.1.2	
燃氣火災	X		4.2.1.2	
森林火災	X		4.2.1.2	

\*X 代表此肇始事件不影響此階段或不造成多功能密封鋼筒損壞。

表 7、多功能密封鋼筒掉落撞擊失效機率

事件	撞擊物	掉落高度(feet)	多功能密封鋼筒失效機率
傳送護箱掉落	混凝土地板	5	< 0.000001
		40	0.000360
		70	0.002600
		100	0.019600
	貯存護箱	5	0.000002
		40	0.000014
80		0.000203	
多功能密封鋼筒從傳送護箱移動至貯存包裝作業時掉落	貯存包裝基座	19	0.282000
貯存護箱掉落	水泥	1	< 0.000001
	瀝青	1	< 0.000001
	碎石	1	< 0.000001
貯存護箱翻覆	混凝土墊	N/A	< 0.000001

表 8、各掉落事件下燃料護套失效機率

事件	撞擊物	掉落高度	最大應變(in/in)	高燃耗燃料棒應變極限(in/in)	燃料護套失效機率
傳送護箱掉落	混凝土地板	1	0.0043	0.01	0
		5	0.0062	0.01	0
		20	0.0072	0.01	0
		40	0.011	0.01	1
		55	0.025	0.01	1
		70	0.037	0.01	1
	貯存護箱包層	100	0.052	0.01	1
		5	(1)	N/A	0
		40	(1)	N/A	1
	80	(1)	N/A	1	
多功能密封鋼筒掉入貯存護箱包層	貯存包裝基座	19	0.09	0.01	1
貯存護箱翻覆	混凝土墊	N/A	0.0055	0.01	0

(1)此掉落未經過計算燃料護套應變該多少，因此以同一高度的傳送護箱掉到混凝土地板上來計算護套失效機率。

表 9、傳送護箱自 30.5 公尺處掉落外釋值

外釋物質	外釋分率	過濾器外釋分率
惰性氣體	0.12	0.12
放射性核種	$7 \times 10^{-6}$ 至 $1.2 \times 10^{-3}$	$7 \times 10^{-7}$ 至 $1.2 \times 10^{-4}$
CRUD	$1.5 \times 10^{-3}$	$1.5 \times 10^{-4}$

表 10、MACCS2 外釋劑量計算結果

惰性氣體	外釋分率		掉落高度 (m)	個人死亡風險 (16km)	個人致癌風險 (16km)	個人最大劑量 (16km) Sv
	放射性核種	CRUD				
0.12	$1.2 \times 10^{-3}$	$1.5 \times 10^{-3}$	50	0	$3.6 \times 10^{-4}$	1.85
0.12	$1.2 \times 10^{-3}$	$1.5 \times 10^{-3}$	120	0	$2.1 \times 10^{-4}$	0.14
0.12	$1.2 \times 10^{-4}$	$1.5 \times 10^{-4}$	50	0	$5.2 \times 10^{-5}$	0.22
0.12	$7 \times 10^{-6}$	$1.5 \times 10^{-3}$	50	0	$4.3 \times 10^{-6}$	0.026
0.12	$7 \times 10^{-6}$	$1.5 \times 10^{-3}$	120	0	$2.6 \times 10^{-6}$	0.0036
0.12	$7 \times 10^{-7}$	$1.5 \times 10^{-4}$	50	0	$4.3 \times 10^{-7}$	0.0028

表 11、機率論式危險度評估之結果[13]

初始事件	初始事件 頻率	燃料棒和 多功能密 封鋼筒釋 出機率	放射 性核 種釋 出	圍阻體 釋出機 率	後果	風險
1:燃料束掉落	$2.2 \times 10^{-3}$	$6.4 \times 10^{-2}$	NG	1	$1.5 \times 10^{-12}$	$1.9 \times 10^{-16}$
2	不適用					0
3: 傳送護箱掉落	$5.6 \times 10^{-5}$	1	NG	1	$1.0 \times 10^{-10}$	$5.6 \times 10^{-15}$
4: 傳送護箱掉落	$5.6 \times 10^{-5}$	$1.0 \times 10^{-6}$	A11	$1.5 \times 10^{-4}$	$3.6 \times 10^{-4}$	$3.0 \times 10^{-18}$
5: 傳送護箱掉落	$5.6 \times 10^{-5}$	$1.0 \times 10^{-6}$	A11	$1.5 \times 10^{-4}$	$3.6 \times 10^{-4}$	$3.0 \times 10^{-18}$
6: 傳送護箱掉落	$5.6 \times 10^{-5}$	$1.0 \times 10^{-6}$	A11	$1.5 \times 10^{-4}$	$3.6 \times 10^{-4}$	$3.0 \times 10^{-18}$
7: 傳送護箱掉落	$5.6 \times 10^{-5}$	$1.0 \times 10^{-6}$	A11	$1.5 \times 10^{-4}$	$3.6 \times 10^{-4}$	$3.0 \times 10^{-18}$
8: 傳送護箱掉落	$5.6 \times 10^{-5}$	$1.0 \times 10^{-6}$	A11	$1.5 \times 10^{-4}$	$3.6 \times 10^{-4}$	$3.0 \times 10^{-18}$
9-10	不適用					0
11-17: 傳送護箱 掉落	$5.6 \times 10^{-5}$	$1.0 \times 10^{-6}$	A11	$1.5 \times 10^{-4}$	$3.6 \times 10^{-4}$	$3.0 \times 10^{-18}$
18: 降低傳送護箱 通過設備 100 呎掉 落	$5.6 \times 10^{-5}$	0.020	NG	1	$1.0 \times 10^{-10}$	$1.0 \times 10^{-16}$
			OT	$1.5 \times 10^{-4}$	$3.6 \times 10^{-4}$	$6.0 \times 10^{-14}$
19	不適用					0
20: 多功能密封鋼 筒掉落(19 呎掉 落)	$5.6 \times 10^{-5}$	0.28	NG	1	$1.0 \times 10^{-10}$	$1.6 \times 10^{-15}$
			OT	$1.5 \times 10^{-4}$	$3.6 \times 10^{-4}$	$8.5 \times 10^{-13}$
21: 多功能密封鋼 筒掉落(19 呎掉 落)	$5.6 \times 10^{-5}$	0.28	NG	1	$1.0 \times 10^{-10}$	$1.6 \times 10^{-15}$
			OT	$1.5 \times 10^{-4}$	$3.6 \times 10^{-4}$	$8.5 \times 10^{-13}$
22-24	不適用					0
25	不適用					0
26-33: 貯存護箱 掉落	-	0		X		0
34: 地震事件傾倒 被飛機擊中 被隕石擊中 飛機燃料火災	$7.0 \times 10^{-7}$	$1.0 \times 10^{-6}$	A11	X	$3.6 \times 10^{-4}$	$2.5 \times 10^{-16}$
	$6.3 \times 10^{-9}$	0.014	A11	X	$3.6 \times 10^{-4}$	$3.2 \times 10^{-14}$
	$3.5 \times 10^{-14}$	1	A11	X	$3.6 \times 10^{-4}$	$1.3 \times 10^{-17}$
	$3.7 \times 10^{-9}$	0		X	N/A	0
第一年風險總計						$1.8 \times 10^{-12}$



貯存後續年						
34: 地震事件傾倒	$7.0 \times 10^{-7}$	$1.0 \times 10^{-6}$	All	X	$3.6 \times 10^{-4}$	$2.5 \times 10^{-16}$
被飛機擊中	$6.3 \times 10^{-9}$	0.014	All	X	$3.6 \times 10^{-4}$	<b><math>3.2 \times 10^{-14}</math></b>
被隕石擊中	$3.5 \times 10^{-14}$	1	All	X	$3.6 \times 10^{-4}$	$1.3 \times 10^{-17}$
飛機燃料火災	$3.7 \times 10^{-9}$	0		X	N/A	0

Notes: “NG” = 惰性氣體

“OT” = 惰性氣體以外的放射性核種

“All” = 惰性氣體和所有其他類型的放射性核種釋放

“X” = 圍阻體釋出機率在貯存階段不適用

表 12、U.S. NRC 機率論式危險度評估之總結結果[13]


	護箱的處理 階段	護箱的傳送 階段	護箱的貯存 階段	風險總計*
第一年: 潛在致癌事 故之機率風 險	$1.77 \times 10^{-12}$	0	$3.22 \times 10^{-14}$	$1.8 \times 10^{-12}$
貯存後之後 續年: 潛在致癌事 故之機率風 險	N/A	N/A	$3.2 \times 10^{-14}$	$3.2 \times 10^{-14}$

\*遠低於 U.S. NRC 的限值( $2 \times 10^{-6}$ )

Another criterion indicating that no action should be taken is negligible risk to individuals. Chapter 5 discusses accident risk guidelines defining such levels of risk. These values represent very low risk, relative to U.S. average fatality risks. The decision algorithm in Chapter 4 for new regulatory requirements uses these risk guidelines to indicate when new requirements are unlikely to be justified. That is, if the staff proposes a new requirement to lower accident risk, but its effect on risk would be negligible, the agency might choose not to pursue the proposal. The staff provided guidelines for both workers and the general public. In some areas regulated by NMSS/FSME, worker accident risk is a primary concern. The base values for these guidelines, for negligible accident risk, proposed for evaluation, are as follows:

- (1) Public individual risk of acute fatality (QHG 1) is negligible if less than or equal to  $5 \times 10^{-7}$  fatality/yr.
- (2) Public individual risk of latent cancer fatality (LCF) (QHG 2) is negligible if less than or equal to  $2 \times 10^{-6}$  fatality/yr or 4 mrem/yr.
- (3) Public individual risk of serious injury (QHG 3) is negligible if less than or equal to  $1 \times 10^{-6}$  fatality/yr.
- (4) Worker individual risk of acute fatality (QHG 4) is negligible if less than or equal to  $1 \times 10^{-6}$  fatality/yr.
- (5) Worker individual risk of LCF (QHG 5) is negligible if less than or equal to  $1 \times 10^{-5}$  fatality/yr or 25 mrem/yr.

1-7




**U.S. NRC**  
United States Nuclear Regulatory Commission  
*Protecting People and the Environment*

## Current NMSS Risk Criteria

Quantitative Health Guidelines (QHG) for NMSS Regulated Facilities

Population at Risk	Risk Metric	Increased Latent Cancer Risk/cask	Risk Limit (BEIR-V)	Regulation
<b>Worker</b>	Annual dose	*1E-05	0.25 mSv (25 mrem)	NMSS (QHG)
<b>Public</b>	Annual dose	*2E-06	0.04 mSv (4 mrem)	NMSS (QHG)

"Risk-Informed Decisionmaking for Nuclear Material and Waste Application"  
Revision 1, Office of Nuclear Regulatory Research, Office of Nuclear Material  
Safety and Safeguard, February 2008.



Division of Management  
**NMSS**  
Slide # 9

圖 9、U.S. NRC 的限值( $2 \times 10^{-6}$ ) 出處[14],[15]。

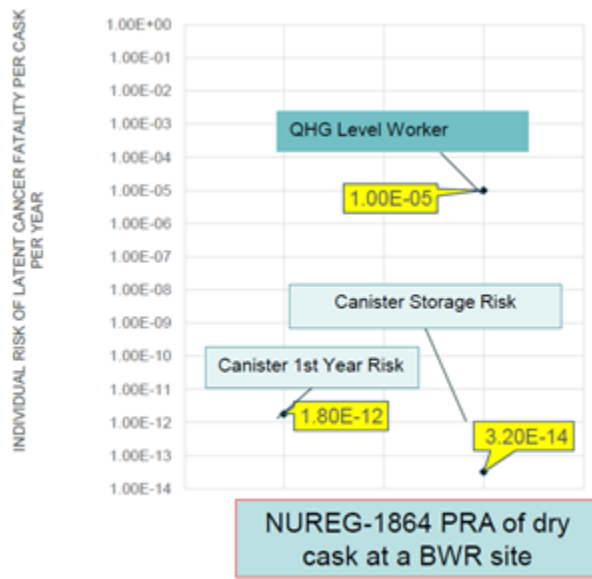


圖 10、U.S. NRC 的限值( $2 \times 10^{-6}$ )與 NUREG-1864 報告的數值之比較[15]。

## 5.2.2 Probabilistic Risk Assessment (PRA) of Bolted Storage Casks, EPRI, 2004.

美國電力研究所(EPRI, Electric Power Research Institute)基於美國核能管制委員會已經完成了沸水式反應器的焊接式護箱(Welded Cask)之機率論式危險度評估與研究，因此 EPRI 選擇壓水式反應器的螺栓式護箱(Bolted Cask)，來進行相關的機率論式危險度評估與研究 [16]。在此研究中，EPRI 所研究之電廠範本為美國東北部大多數電廠，研究的護箱為金屬護箱 TN32(如圖 11 所示)。EPRI 報告是對於螺栓式護箱在生命週期過程中，對公眾生命安全進行放射性相關的機率論式危險度評估與研究，護箱在生命週期可分為處理階段(Cask Loading)、傳輸階段(Cask Transfer)與貯存階段(Cask Storage)三個階段。而此機率論式危險度評估與用過核子燃料的乾式貯存相關，並可用於改善與其相關的風險與燃料的裝載、廠內運輸與貯存等資源分配。

乾式貯存作業燃料護箱的機率論式危險度評估從用過核子燃料護箱系統開始，該系統需包含用過核子燃料棒、衰變熱移除、避免輻射外釋等。而燃料護箱生命週期中有許多複雜的過程，為了方便用於 PRA 分析，因此將其簡化為三大階段：

1. 處理階段(Cask Loading)：本階段的事故序列從燃料裝載開始，而用過核子燃料棒裝載之前的護箱掉落並不包含在本分析之中，用過核子燃料棒裝載之後的所有事故都會列入機率論式危險度評估之中，其過程包含用過核子燃料棒裝載、浸入用過燃料池、從用過燃料池取出、將燃料護箱移至準備區、燃料護箱密封、抽真空並填入惰性氣體加壓等，直到傳輸階段之前為止皆為處理階段。

2. 傳輸階段(Cask Transfer)：一旦處理階段結束，密封並用墮性氣體加壓之後，燃料護箱將被裝載上車並被運送至廠內貯存區域。因此，此階段包含將護箱從準備區移動到車輛上、車輛的裝載以及運輸到廠內貯存設施。
3. 貯存階段(Cask Storage)：最後階段將用過核子燃料棒進行嚴密監控，直到將其移至最終處置場為止，而此階段的分析只包含廠內的貯存與監測，並未包含異地運輸與最終處置的機率論式危險度評估。

而用過核子燃料貯存系統包含以下幾個部分：乾式貯存護箱 (EPRI 以 TN32 / 40 基本設計護箱為範本)、用過核子燃料棒、用過燃料池、起重機、運輸車輛、貯存設施。

在此研究中，EPRI 針對各階段，進行機率論式危險度評估，計算可能導致護箱破損的事故之頻率及釋放出放射性物質之風險。

EPRI 進行 PRA 分析時，共進行了以下 8 個主要步驟：

1. 肇始事件分析(Initiating Event Analysis)

評估可能對護箱產生危害並可能導致放射性物質釋放事故。可以透過審查 EPRI、NRC、國家實驗室以及 FSARs 中以前對於貯存護箱所做的 PRA 分析，找出所有可能的肇始事件，並列出肇始事件清單，EPRI 所列清單如下表 13 可供參考，並進行故障樹分析，將不合理或不會造成威脅的肇始事件刪除，並將各個肇始事件進行分析之後分組，分組依據可以根據燃料護箱生命週期、物理參數、衰變熱影響、機械故障或是受到其他肇始事件影響等多項因素進行分組，而最後會列出一個最終肇始事件清單，可參考清單如下表 14-16。

## 2. 數據分析(Data Analysis)

收集和分析有關肇始事件、人為操作和組件故障的數據。此數據分析中，包含各種模型與計算工具，用以計算出各個事件發生的頻率。

## 3. 人因可靠性分析(Human Reliability Analysis)

針對與護箱之處理和監控(Handling and Monitoring)相關的人員動作(Human Activities)，評估其動作失敗之可能性。表 17 為 EPRI 報告中人因可靠性分析量化結果。

## 4. 結構分析(Structural Analysis)

在設計基準事故與超出設計基準事故之條件下，評估發生護箱失效之可能性，包含護箱掉落與過壓等事故，其大多在 FSAR 與 10 CFR 50 中有詳細分析。

## 5. 熱流分析(Thermal Hydraulic Analysis)

在一假定的超出設計基準事故之條件下，評估發生護箱失效之可能性，包含高衰變熱、火災與降低熱傳等事故，表 18 為 TN32/40 護箱組件之耐熱限制。

## 6. 事故序列分析(Accident Sequence Analysis)

提供邏輯結構來開發和量化導致放射性物質釋放的事務序列，主要為故障樹與事件樹分析，其結果如表 19。

## 7. 後果分析(Consequence Analysis)

由上述時序來進行釋放出放射性物質之評估，如表 20。

## 8. 結果探討(Results Interpretation)

在此步驟中，對相關的分析結果進行審查，以找出發生危害的關鍵因素。

EPRI 的分析結果如表 23 針對民眾，其潛在癌症死亡(First Year Risk of Latent Cancer Fatality)的第一年風險為  $5.6 \times 10^{-13}$  (只針對單一護箱)，而在後續幾年的風險為每年  $1.7 \times 10^{-13}$ ，此二者的數值皆非常低。另外，表 21 也顯示最大的風險位於護箱的傳送階段，佔總風險的 59%(如圖 12 所示)；處理階段為 11%，主要是廠房的通風系統與作業時間較短所造成；貯存階段則為 30%。

在各種事故中，風險最大的事故為高溫火災 (High Temperature Fire)，為  $3.2 \times 10^{-13}$ (如表 22 所示)；風險第二大的事故為負重超過結構限制所引起的事故(Heavy Loads Exceed Structural Limit)，為  $8.5 \times 10^{-14}$ (如表 22 所示)；風險第三大的事故為高溫與強力所引起的事故 (High Temperature and Forces) 如爆炸、強風等，為  $8.3 \times 10^{-14}$ (如表 22 所示)，其所佔的比例則如圖 13 所示。

表 13、肇始事件清單

內部肇始事件	
1	掉入用過燃料池
2	移至準備區時掉落
3	密封前翻覆
4	移動到設備艙口時掉落
5	通過圍阻體移動到傳輸區時掉落
6	從準備區移動到圍阻體邊界時掉落
7	從索具上掉落
8	執行裝載動作時掉落
9	操作起重機時因沒有正確的信號而掉落
10	從故障吊桿、電纜或滑輪故障中掉落
11	因為過載而從起重機掉落
12	從固定設備附近的裝載中掉落
13	其他原因掉落（控制系統故障，跳過維護檢查）
14	貯存建築結構故障
15	燃料裝填建築結構失效
16	掉到貯存建築水泥上
17	掉在瀝青、礫石、土壤上
18	移動時翻覆
19	因為運輸工具的影響而造成移動時翻覆
20	貯存建築長期腐蝕
21	燃料護箱長期腐蝕
22	放置額外護箱時翻覆
23	裝載錯誤 – 將錯誤組件放置護箱中
24	裝載錯誤 – 錯誤的吸收劑
25	裝載錯誤 – 高燃耗或短期貯存



26	運送事件
27	屏蔽完整性損失
28	運輸車輛火災
29	燃料池設備故障
30	火災導致加壓和餘熱
31	廠內運輸意外造成火災和翻覆
外部肇始事件	
1	由於強風導致翻覆
2	由於高水位導致翻覆
3	由於海嘯導致翻覆
4	由於土壤沉降/侵蝕導致翻覆
5	地震事件
6	火山活動
7	地面車輛對貯存庫的影響
8	重物撞擊
9	強風/洪水帶來的物體(撞擊)
10	隕石
11	冰雹
12	飛行車輛撞擊
13	輕型飛機
14	重型飛機
15	爆炸
16	火災/爆炸 (貯存護箱)
17	火災/爆炸 (傳輸)
18	火災/爆炸 (附近的駁船或船舶)
19	火災/爆炸 (附近的卡車或有軌車)
20	火災/爆炸 (軍用導彈)
21	火災/爆炸 (其他設施)

22	排氣堵塞 - 喪失冷卻
23	風攜帶污垢和碎屑
24	強降雨
25	在通風口上積雪、污垢或冰
26	土石流/大雨
27	火山灰沉積
28	生物侵入通風口
29	超過貯存建築下方排水孔的洪水
30	覆蓋貯存建築的洪水
31	部分覆蓋貯存建築的洪水
32	環境溫度過高會導致加壓
33	閃電
34	火災（外部）導致加壓和餘熱
35	天然氣
36	森林火災

表 14、處理階段之事故列表 [16]

編號	護箱處理肇始事件說明
1	掉落 - 裝載
	起重機設備故障或人為錯誤導致掉落
	掉入用過燃料池（起重機故障）
	移到準備區時掉落（起重機故障）
2	側落 - 裝載
	由於鋼索不良或索具故障導致的負載受損（落下角度）
	批准路徑外處理裝載
	轉軸故障

3	最大高度掉落 - 裝載
	於兩個護箱高之高度掉落
4	密封前的傾倒
	機器臂或轉軸故障
	放置在固定設備上（外部認可路徑）
5	燃料裝填建築結構失效
	燃料裝填建築結構失效 - 隨機
	燃料裝填建築結構失效 - 地震引發
6	密封失效
	未正確密封
	密封材料退化（未檢測到製造缺陷）
7	燃料裝載錯誤
	裝載高燃耗燃料
	短時間內裝載用過核子燃料
8	熱傳降低
	未正確加壓
	使用不合適的氣體
	氣體壓力測量表故障
9	腐蝕失效
	真空系統故障
	讀取真空度誤差
	真空計失效
	抽真空與加壓過程失效
	未檢測到製造缺陷
10	裝載錯誤
	破損燃料放在護箱中
	放入護箱中時燃料破損

表 15、傳送階段之事故列表[16]

編號	護箱傳送肇始事件說明
11	掉落 - 傳送
	起重機設備故障或人為錯誤導致護箱掉落
	掉落運輸車（起重機故障）
12	側落 - 傳送
	由於鋼索不良或索具故障導致的負載受損（落下角度）
	批准路徑外處理裝載
	轉軸故障
13	最大高度掉落 - 傳送
	於兩個護箱高之高度掉落
14	運輸車事故
	乾貯運輸設備故障護箱掉落
	乾貯運輸設備故障護箱傾倒
	由於運輸車駕駛錯誤，傾倒在路肩
15	高溫火災
	火災發生在燃料裝填建築內
	火災發生在運輸車輛內
16	高溫和強力
	運輸車碰撞和火災導致護箱升溫
	運輸車火災和附近的爆炸導致護箱升溫
	運輸車火災和附近的爆炸會導致護箱升溫（來自固定管線設施或瞬態源）

表 16、貯存階段之事故列表[16]

編號	護箱貯存肇始事件說明
17	腐蝕
	護箱長期內部腐蝕造成洩漏路徑
	材料退化造成護箱完整性故障
18	內部過壓
	用過核子燃料裝載錯誤產生之高溫負荷
	操作員無法檢測到護箱異常狀況
	護箱監控系統故障
	監控系統未檢測到高溫或高壓
19	導彈造成護箱結構完整性受損
	強風、洪水、隕石等造成的導彈
20	高溫和強力
	固定設施（管道，儲罐或變壓器）
	短暫來源（駁船，船舶，卡車，火車或軍用導彈）
	天然氣積聚在架臺附近而造成爆炸
21	由於重負荷導致的護箱結構完整性受損
	由於強風，洪水，下雪，海嘯，地震等自然災害造成的負荷過載
	架臺基礎腐蝕導致護箱翻倒
22	熱輸出增加，造成護箱結構完整性下降
	水洩漏到護箱中會增加熱能輸出
	護箱附近的淹水增加了熱能輸出
23	由於高溫和大型導彈造成的護箱完整性受損

	輕型飛機墜毀到乾貯的架臺上並起火
	重型飛機墜毀到乾貯的架臺上並起火

表 17、人因可靠性分析量化結果

事件描述	人為錯誤機率
未檢測與修復護箱明顯問題	$5.0 \times 10^{-03}$
無法制止且長達 1 小時以上之火災	$3.0 \times 10^{-03}$
在墊上錯誤裝載重物	$2.6 \times 10^{-06}$
操作員忽視吊具結構缺陷	$9.3 \times 10^{-03}$
未檢測出製造缺陷	$3.6 \times 10^{-03}$
檢查過程檢測機械失效	$2.3 \times 10^{-02}$
透過程序找到起重機問題 D58.0.10	$2.9 \times 10^{-02}$
用過核子燃料裝載錯誤導致過多熱負載	$2.4 \times 10^{-08}$
提供錯誤的中子吸收劑	$2.2 \times 10^{-04}$
無法用惰性氣體加壓與排空氣	$4.0 \times 10^{-03}$
錯誤讀取真空度	$1.7 \times 10^{-03}$
操作員損壞或密封內部過壓	$5.9 \times 10^{-03}$
操作員損壞或密封外部過壓	$6.5 \times 10^{-03}$
操作員無法檢測出高中子輻射通過護箱表面	$3.1 \times 10^{-04}$
測試期間檢測高輻射信號失效	$1.0 \times 10^{-03}$

表 18、護箱組件耐熱限制

TN32/TN40 護箱材料	耐熱限制(F)
碳鋼	2700-2750
雙 O 型圈金屬密封件	536(TN32 FSAR)
硼化聚酯樹脂中子屏蔽	300(TN32 FSAR)

6061 和 6063 鋁合金	1080-1205
304 型不銹鋼	2550-2650
Boral 中子吸收劑	800 Long Term; 950 Short Term
用過核子燃料護套	622 Long Term; 1058 Short Term

表 19、各事故之分析結果

編號	描述	事件 機率	切割 機率	後果 風險	總癌症 風險
<b>護箱處理階段</b>					
1a	於處理階段護箱掉落 (群組 1) 群組 1 肇始事件後護箱失效 事件 1 燃料護套失效 通風成功	5.3 x 10 <sup>-6</sup> 1.0 1.0 1.0	5.3 x 10 <sup>-6</sup>	1.1 x 10 <sup>-8</sup>	5.8 x 10 <sup>-14</sup>
1b	於處理階段護箱掉落 (群組 1) 群組 1 肇始事件後護箱失效 事件 1 燃料護套失效 通風失效	5.3 x 10 <sup>-6</sup> 1.0 1.0 1.8 x 10 <sup>-5</sup>	9.54 x 10 <sup>-11</sup>	2.2 x 10 <sup>-6</sup>	2.1 x 10 <sup>-16</sup>
2a	於處理階段護箱側落 (群組 2) 事件 2 燃料護套失效 群組 2 肇始事件後護箱失效 通風成功	3.3 x 10 <sup>-8</sup> 1.0 1.00 1.0	3.3 x 10 <sup>-8</sup>	1.1 x 10 <sup>-8</sup>	3.6 x 10 <sup>-16</sup>
2b	於處理階段護箱側落 (群組 2) 事件 2 燃料護套失效 群組 2 肇始事件後護箱失效 通風失效	3.3 x 10 <sup>-8</sup> 1.0 1.0 1.8 x 10 <sup>-5</sup>	5.9 x 10 <sup>-13</sup>	2.2 x 10 <sup>-6</sup>	1.3 x 10 <sup>-18</sup>
3	於處理階段護箱最大高度掉落 (群組 3) 群組 3 肇始事件後護箱失效 事件 3 燃料護套失效	1.0 x 10 <sup>-10</sup> 1.0 1.0	1.0 x 10 <sup>-10</sup>	0.0 可忽略	
5	燃料裝填建築結構失效 (群組 5) 群組 3 肇始事件後護箱失效 燃料護套完整性失效 (# 5)	2.3 x 10 <sup>-8</sup> 3.2 x 10 <sup>-2</sup> 1.0	7.4 x 10 <sup>-10</sup>	7.9 x 10 <sup>-4</sup>	5.8 x 10 <sup>-13</sup>
7	護箱燃料裝填錯誤(群組 7) 燃料護套完整性失效(# 7)	9.0 x 10 <sup>-8</sup> 1.0	9.0 x 10 <sup>-8</sup>	0.0 可忽略	
9	腐蝕造成護箱失效 (群組 9)	2.5 x 10 <sup>-9</sup>	2.5 x 10 <sup>-9</sup>	0.0	

護箱傳送階段					
11	於傳送階段護箱掉落 (群組 11) 群組 11 肇始事件後護箱失效 於傳送階段燃料護套完整性失效 (#11)	5.3 x 10 <sup>-06</sup> 3.8 x 10 <sup>-06</sup> 1.0	2.0 x 10 <sup>-11</sup>	5.4 x 10 <sup>-06</sup>	1.1 x 10 <sup>-16</sup>
12	於傳送階段護箱側落 (群組 12) 群組 12 燃料護套失效 群組 12 肇始事件後護箱失效	3.3 x 10 <sup>-08</sup> 1.0 3.2 x 10 <sup>-02</sup>	1.0 x 10 <sup>-09</sup>	5.4 x 10 <sup>-06</sup>	5.6 x 10 <sup>-15</sup>
13	傳送階段時護箱於最大高度掉落而失效 群組 13 肇始事件後護箱失效 於傳送階段燃料護套完整性失效	1.0 x 10 <sup>-10</sup> 1.3 x 10 <sup>-04</sup> 1.0	1.3 x 10 <sup>-14</sup>	5.4 x 10 <sup>-06</sup>	7.2 x 10 <sup>-20</sup>
14	運輸車事故(群組 14) 群組 14 肇始事件後護箱失效 群組 14 燃料護套失效	8.3 x 10 <sup>-08</sup> 2.6 x 10 <sup>-07</sup> 1.0	2.2 x 10 <sup>-14</sup>	5.4 x 10 <sup>-06</sup>	1.2 x 10 <sup>-19</sup>
15	高溫火災於護箱傳送階段(群組 15) 群組 15 肇始事件後護箱失效 群組 15 燃料護套失效	1.0 x 10 <sup>-09</sup> 1.0 1.0	1.0 x 10 <sup>-09</sup>	3.2 x 10 <sup>-04</sup>	3.2 x 10 <sup>-13</sup>
16	傳送階段時因高溫和強力造成護箱失效 群組 15 肇始事件後護箱失效 群組 15 燃料護套失效	4.2 x 10 <sup>-09</sup> 2.6 x 10 <sup>-07</sup> 1.0	1.1 x 10 <sup>-15</sup>	5.4 x 10 <sup>-06</sup>	5.9 x 10 <sup>-21</sup>
17	腐蝕造成護箱密封失效(17 & 9) 群組 17 燃料護套失效	2.5 x 10 <sup>-09</sup> 1.0	2.5 x 10 <sup>-09</sup>	0.0 可忽略	
護箱貯存階段					
18	高內壓事件 (群組 18) 群組 18 肇始事件後護箱失效 群組 18 燃料護套失效	9.0 x 10 <sup>-07</sup> 1.0 1.0	9.0 x 10 <sup>-07</sup>	0.0 可忽略	
19	護箱受到導彈影響 (群組 19) 群組 19 肇始事件後失去護箱 群組 19 燃料護套失效	7.3 x 10 <sup>-09</sup> 4.5 x 10 <sup>-03</sup> 1.0	3.3 x 10 <sup>-11</sup>	5.4 x 10 <sup>-06</sup>	1.8 x 10 <sup>-16</sup>
20	高溫和強力造成護箱失效 (群組 20) 群組 20 肇始事件後護箱失效 群組 20 燃料護套失效	9.0 x 10 <sup>-07</sup> 1.7 x 10 <sup>-02</sup> 1.0	1.5 x 10 <sup>-08</sup>	5.4 x 10 <sup>-06</sup>	8.3 x 10 <sup>-14</sup>
21	重負荷超過護箱結構限制 (群組 21) 群組 21 肇始事件後失去護箱 群組 21 燃料護套失效	9.3 x 10 <sup>-07</sup> 1.7 x 10 <sup>-02</sup> 1.0	1.6 x 10 <sup>-08</sup>	5.4 x 10 <sup>-06</sup>	8.5 x 10 <sup>-14</sup>
23a	高溫和導彈造成的護箱影響(群組 23a)	2.5 x 10 <sup>-11</sup>	1.6 x 10 <sup>-08</sup>	5.4 x 10 <sup>-06</sup>	2.3 x 10 <sup>-18</sup>



	群組 23a 肇始事件失去燃料護套完整性 由於群組 23 傾倒失去護箱	1.0 1.7 x 10 <sup>-02</sup>			
23b	高溫和導彈造成的護箱影響(群組 23b) 由於侵入事件群組 23 失去護箱 群組 23b 燃料護套失效	2.5 x 10 <sup>-11</sup> 3.7 x 10 <sup>-02</sup> 1.0	9.2 x 10 <sup>-13</sup>	2.3 x 10 <sup>-04</sup>	2.1 x 10 <sup>-16</sup>
23c	高溫和導彈造成的護箱影響(群組 23c) 由於群組 23c 侵入和火災而失去護箱 群組 23c 燃料護套失效	2.5 x 10 <sup>-11</sup> 7.3 x 10 <sup>-04</sup> 1.0	1.83 x 10 <sup>-14</sup>	1.2 x 10 <sup>-02</sup>	2.2 x 10 <sup>-16</sup>

表 20、TN32 中燃料與硬體組件放射性活度

核種	活度	核種	活度
H-3	1.01 x 10 <sup>4</sup>	Cs-137/Ba-137m	1.74 x 10 <sup>6</sup>
Fe-55	9.03 x 10 <sup>3</sup>	Ce-144/Pr-144	3.01 x 10 <sup>4</sup>
Co-60	6.49 x 10 <sup>4</sup>	Pm-147	2.79 x 10 <sup>5</sup>
Co-60[crud]	6.25	Sm-151	7.24 x 10 <sup>3</sup>
Ni-63	7.77 x 10 <sup>3</sup>	Eu-154	1.36 x 10 <sup>5</sup>
Kr-85	1.07 x 10 <sup>5</sup>	Eu-155	6.07 x 10 <sup>4</sup>
Sr-90/Y-90	1.13 x 10 <sup>6</sup>	Pu-238	8.62 x 10 <sup>4</sup>
Ru-106	7.76 x 10 <sup>4</sup>	Pu-239	6.14 x 10 <sup>3</sup>
Rh-106	7.77 x 10 <sup>4</sup>	Pu-240	1.00 x 10 <sup>4</sup>
Sb-125	5.22 x 10 <sup>4</sup>	Pu-241	1.77 x 10 <sup>6</sup>
Te-125m	1.28 x 10 <sup>4</sup>	Am-241	2.55 x 10 <sup>4</sup>
Cs-134	3.76 x 10 <sup>5</sup>	Cm-244	9.16 x 10 <sup>4</sup>

表 21、機率論式危險度評估之結果[16]

階段	第一年風險 (單一護箱/一年)	後續年之風險 (單一護箱/一年)
護箱處理	$6.3 \times 10^{-14}$	N/A
護箱傳送	$3.3 \times 10^{-13}$	N/A
護箱貯存	$1.7 \times 10^{-13}$	$1.7 \times 10^{-13}$
總計	$5.6 \times 10^{-13}$	$1.7 \times 10^{-13}$

表 22、各事故之分析結果[16]

編號	輸入	描述	事件機率	切割機率	後果風險	總癌症 風險	注意
<b>護箱處理階段</b>							
1a	IE1	於處理階段護箱 掉落 (群組 1)	$5.3 \times 10^{-06}$	$5.3 \times 10^{-06}$	$1.1 \times 10^{-08}$	$5.8E \times 10^{-14}$	1
	CI1	群組 1 肇始事件 後護箱失效	1.0				
	FI1	事件 1 燃料護套 失效	1.0				
	VFS	通風成功	1.00				
1b	IE1	於處理階段護箱 掉落 (群組 1)	$5.3 \times 10^{-06}$	$9.54 \times 10^{-10}$	$2.2 \times 10^{-06}$	$2.1 \times 10^{-16}$	
	CI1	群組 1 肇始事件 後護箱失效	1.0				
	FI1	事件 1 燃料護套 失效	1.0				
	VF	通風失效	$1.8 \times 10^{-05}$				
2a	IE2	於處理階段護箱 側落 (群組 2)	$3.38 \times 10^{-0}$	$3.3 \times 10^{-08}$	$1.1 \times 10^{-08}$	$3.6 \times 10^{-16}$	2
	FI2	事件 2 燃料護套 失效	1.0				
	T02	群組 2 肇始事件 後護箱失效	1.0				
	VF	通風成功	1.0				
2b	IE2	於處理階段護箱 側落 (群組 2)	$3.3 \times 10^{-08}$	$5.9 \times 10^{-13}$	$2.2 \times 10^{-06}$	$1.3 \times 10^{-18}$	

	FI2	事件 2 燃料護套失效	1.0				
	T02	群組 2 肇始事件後護箱失效	1.0				
	VF	通風失效	$1.8 \times 10^{-05}$				
3	IE3	於處理階段護箱最大高度掉落 (群組 3)	$1.0 \times 10^{-10}$	$1.0 \times 10^{-10}$	0.0		1
	CI3	群組 3 肇始事件後護箱失效	1.0		可忽略		
	FI3	事件 3 燃料護套失效	1.0				
5	IE5	燃料裝填建築結構失效 (群組 5)	$2.3 \times 10^{-08}$	$7.4 \times 10^{-10}$	$7.9 \times 10^{-04}$	$5.8 \times 10^{-13}$	2
	CI5	群組 3 肇始事件後護箱失效	$3.2 \times 10^{-02}$				
	FI5	燃料護套完整性失效 (# 5)	1.0				
7	IE7	護箱燃料裝填錯誤 (群組 7)	$9.0 \times 10^{-08}$	$9.0 \times 10^{-08}$	0.0		1
	FI7	燃料護套完整性失效 (# 7)	1.0		可忽略		
9	IE9	腐蝕造成護箱失效 (群組 9)	$2.5 \times 10^{-09}$	$2.5 \times 10^{-09}$	0.0		1
	FI9	燃料護套完整性失效 (# 9)	1.0		可忽略		
<b>護箱傳送階段</b>							
11	IE11	於傳送階段護箱	$5.3 \times 10^{-06}$	$2.0 \times 10^{-11}$	$5.4 \times 10^{-06}$	$1.1 \times 10^{-16}$	3

	T	掉落 (群組 11)					
	CI11	群組 11 肇始事件	$3.8 \times 10^{-6}$				
	T	後護箱失效					
	FI1	於傳送階段燃料	1.0				
	1T	護套完整性失效 (#11)					
12	IE12	於傳送階段護箱	$3.3 \times 10^{-8}$	$1.0 \times 10^{-9}$	$5.4 \times 10^{-6}$	$5.6 \times 10^{-15}$	3
	T	側落 (群組 12)					
	FI1	群組 12 燃料護套	1.0				
	2T	失效					
	T012	群組 12 肇始事件	$3.2 \times 10^{-02}$				
	T	後護箱失效					
13	IE13	傳送階段時護箱	1.0	$1.3 \times 10^{-14}$	$5.4 \times 10^{-6}$	$7.2 \times 10^{-20}$	3
	T	於最大高度掉落而失效					
	CI13	群組 13 肇始事件	$1.3 \times 10^{-04}$				
	T	後護箱失效					
	FI1	於傳送階段燃料	1.0				
	3T	護套完整性失效					
14	IE14	運輸車事故(群	$8.3 \times 10^{-08}$	$2.2 \times 10^{-14}$	$5.4 \times 10^{-6}$	$1.2 \times 10^{-19}$	3
	T	組 14)					
	CI14	群組 14 肇始事件	$2.6 \times 10^{-07}$				
	T	後護箱失效					
	FI1	群組 14 燃料護套	1.0				
	4T	失效					
15	IE15	高溫火災於護箱	$1.0 \times 10^{-09}$	$1.0 \times 10^{-09}$	$3.2 \times 10^{-04}$	$3.2 \times 10^{-13}$	4
	T	傳送階段(群組 15)					
	CI15	群組 15 肇始事件	1.0				

	T	後護箱失效					
	FI15	群組 15 燃料護套	1.0				
	T	失效					
16	IE16	傳送階段時因高	$4.2 \times 10^{-09}$	$1.1 \times 10^{-15}$	$5.4 \times 10^{-06}$	$5.9 \times 10^{-21}$	3
	T	溫和強力造成護箱失效					
	CI16	群組 15 肇始事件	$2.6 \times 10^{-07}$				
	T	後護箱失效					
	FI16	群組 15 燃料護套	1.0				
	T	失效					
17	IE17	腐蝕造成護箱密	$2.5 \times 10^{-09}$	$2.5 \times 10^{-09}$	0.0		1
	S	封失效(17 &9)					
	FI17	群組 17 燃料護套	1.0		可忽略		
	S	失效					
<b>護箱貯存階段</b>							
18	IE18	高內壓事件 (群	$9.0 \times 10^{-07}$	$9.0 \times 10^{-07}$	0.0		1
	S	組 18)					
	CI18	群組 18 肇始事件	1.0		可忽略		
	S	後護箱失效					
	FI18	群組 18 燃料護套	1.0				
	S	失效					
19	IE19	護箱受到導彈影	$7.3 \times 10^{-09}$	$3.3 \times 10^{-11}$	$5.4 \times 10^{-06}$	$1.8 \times 10^{-16}$	3
	S	響 (群組 19)					
	CI19	群組 19 肇始事件	$4.5 \times 10^{-03}$				
	S	後失去護箱					
	FI19	群組 19 燃料護套	1.0				
	S	失效					
20	IE20	高溫和強力造成	$9.0 \times 10^{-07}$	$1.5 \times 10^{-08}$	$5.4 \times 10^{-06}$	$8.3 \times 10^{-14}$	3

	S	護箱失效 (群組 20)					
	CI20	群組 20 肇始事件	$1.7 \times 10^{-02}$				
	S	後護箱失效					
	FI20	群組 20 燃料護套	1.0				
	S	失效					
21	IE21	重負荷超過護箱	$9.3 \times 10^{-07}$	$1.6 \times 10^{-08}$	$5.4 \times 10^{-06}$	$8.5 \times 10^{-14}$	3
	S	結構限制 (群組 21)					
	CI21	群組 21 肇始事件	$1.7 \times 10^{-02}$				
	S	後失去護箱					
	FI21	群組 21 燃料護套	1.0				
	S	失效					
23a	IE23	由於高溫 and 大型	$2.5 \times 10^{-11}$	$1.6 \times 10^{-08}$	$5.4 \times 10^{-06}$	$2.3 \times 10^{-18}$	3
	S	導彈造成的護箱					
		影響 (群組 23a)					
	FI23	群組 23a 肇始事	1.0				
	S	件失去燃料護套					
		完整性					
	T023	由於群組 23 傾	$1.7 \times 10^{-02}$				
	Sa	倒失去護箱					
23b	IE23	由於高溫 and 大型	$2.5 \times 10^{-11}$	$9.2 \times 10^{-13}$	$2.3 \times 10^{-04}$	$2.1 \times 10^{-16}$	4
	S	導彈造成的護箱					
		影響 (群組 23b)					
	CIP2	由於侵入事件群	$3.7 \times 10^{-02}$				
	3Sb	組 23 失去護箱					
	FI23	群組 23b 燃料護	1.0				
	Sc	套失效					
23c		由於高溫 and 大型	$2.5 \times 10^{-11}$	$1.83 \times 10^{-14}$	$1.2 \times 10^{-02}$	$2.2 \times 10^{-16}$	

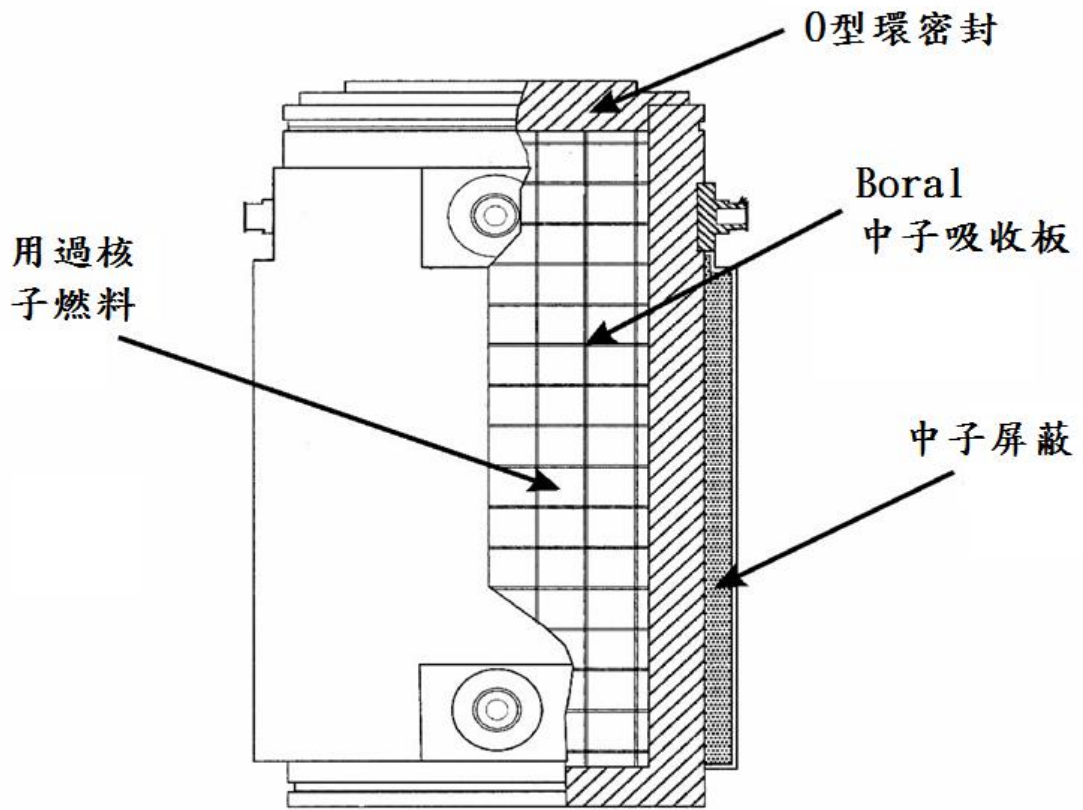
	導彈造成的護箱 影響(群組 23c)					
	由於群組 23c 侵 入和火災而失去 護箱	$7.3 \times 10^{-4}$				
	群組 23c 燃料護 套失效	1.00				

表 23、EPR1 機率論式危險度評估之總結結果[16]

	護箱的處理 階段	護箱的傳送 階段	護箱的貯存 階段	風險總計*
第一年: 潛在致癌事 故之機率風 險	$6.3 \times 10^{-14}$	$3.3 \times 10^{-13}$	$1.7 \times 10^{-13}$	$5.6 \times 10^{-13}$
貯存後之後 續年: 潛在致癌事 故之機率風 險	N/A	N/A	$1.7 \times 10^{-13}$	$1.7 \times 10^{-13}$

\*遠低於 U.S. NRC 的限值( $2 \times 10^{-6}$ )





TN-32/40

圖 11、TN32 / 40 設計布局[16]

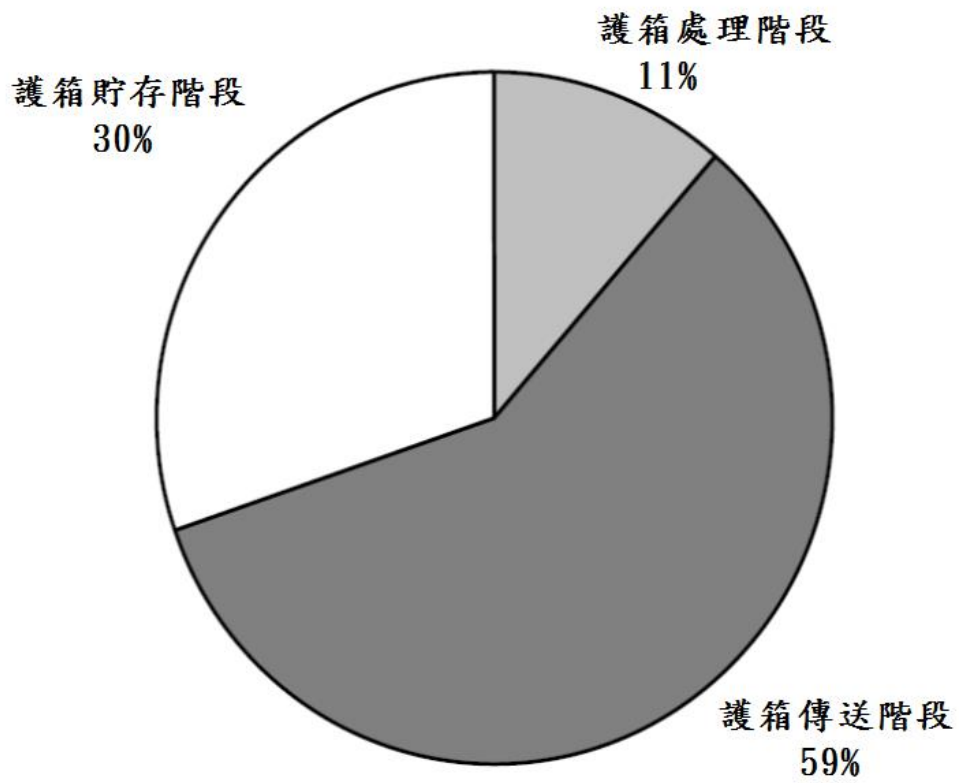


圖 12、各階段機率論式危險度評估結果之比例圖[16]

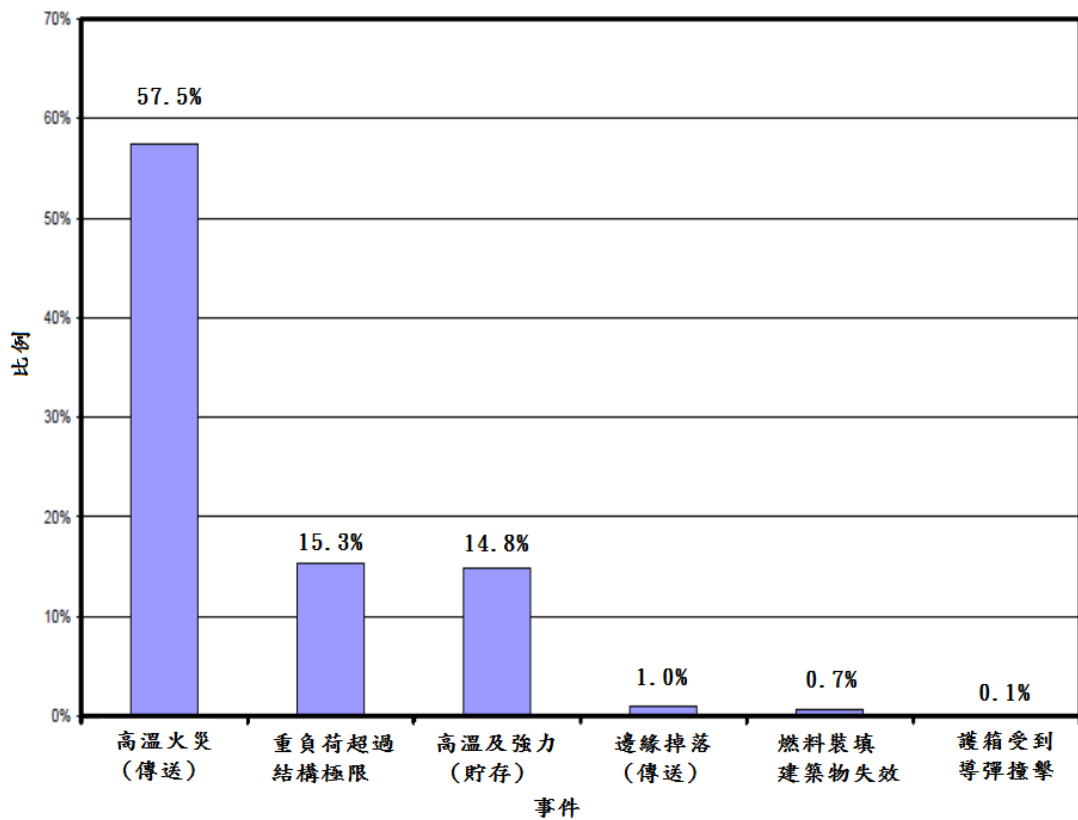


圖 13、各事故機率論式危險度評估結果之比例圖[16]

### 5.2.3 SAPHIRE 進行之引進與使用現況進行說明

Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations (SAPHIRE) 為美國核能管制委員會所研發之個人電腦機率論式危險度評估應用程式，可進行設備或系統之機率論式危險度評估，進一步更可以建立模型分析電廠對於初始事件的應對能力、量化爐心熔毀風險、鑑定重要區域、圍阻體失效與輻射外釋風險等功能。而 SAPHIRE 對於風險有分為三個等級，詳細分級如圖 14 與表 24 所示。

表 24、機率論式危險度評估之分級

分級	機率論式危險度評估項目
Level-1	研討導致爐心熔損之事故序列並評估其發生率。除了廠內事件外，地震、颱風、火災及水災等外在環境所造成的事件也在評估範圍內。
Level-2	延伸上述分析，研討圍阻體在爐心熔損事故下能否保持完整，以及評估放射性物質外洩之可能性及其數量，也稱圍阻體與射源項分析。
Level-3	延伸上述分析，研討放射性物質如何由大氣擴散、飄落、及相關緊急應變措施後，其對生命財產所造成的損失。

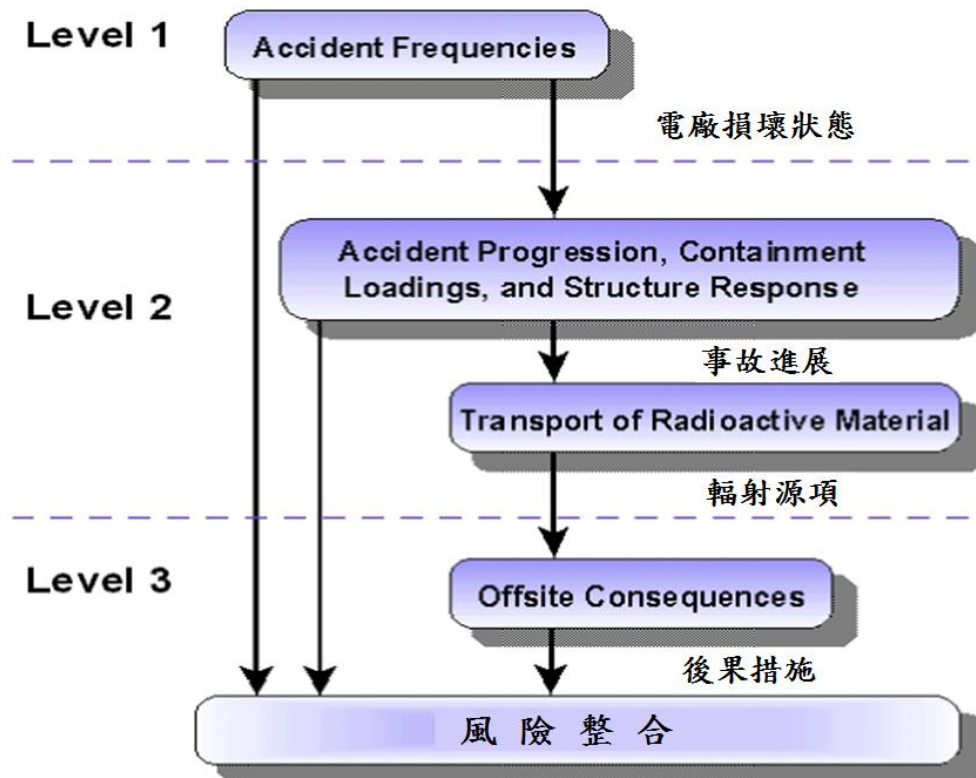


圖 14、機率論式危險度評估之分級

本計畫依據美國核能管制委員會 NUREG-1864 著重於 Level-2 之射源項群組 (Source Term Groups) 諸如輻射材料之處理、運輸、貯存與 Level-3 之風險整合 (Risk Integration) 評估可能導致民眾潛在致癌事故之機率風險研究。本單位已於三月份提交程式使用權給美國核能管制委員會，通過申請之後下載並安裝 SAPHIRE 程式，歷經六至七個月進程式功能研析與測試，並初步根據 NUREG-1864 假定 34 個作業步驟過程可能發生之初始事件，其對應事件詳見如表 25。本計畫先行使用 SAPHIRE 模擬 NUREG-1864 報告之參數，步驟 26~33 因貯存護箱掉落後其高度所引起之外力不足以造成放射性物質外釋，風險值為 0，故不放入做比較；而步驟 34 重大事故乃指飛機撞擊、隕石撞擊、地震翻倒、飛機墜毀後燃料燃燒等事故，因其發生機率較前 21 個步驟差了兩個數量級，因此暫不進行詳細探討。

程式根據初始事件頻率、核子燃料束多功能貯存罐輻射外釋機率、外釋物質、圍阻體輻射物質外釋機率、輻射物質外釋後果等設定進行結果之分析，最後分析

結果就是風險值，其流程如圖 15 所示。SAPHIRE 程式所計算之風險值與 NUREG-1864 風險值列於圖 16，可以看出本計畫所建立之分析模式與 NUREG-1864 中風險值相比差異值大多在 5 個百分比之下，顯示本計畫利用 SAPHIRE 所建立之分析模式具有一定的參考價值，未來將繼續精進分析模式，以及培養機率論式危險度評估專業人力，以利未來提供給管制單位進行驗證與參考之依據。

表 25、各作業步驟可能之初始事件

作業步驟	初始事件
1	用過核子燃料束掉落
2	N/A
3~8	傳送護箱掉落
9~10	N/A
11~17	傳送護箱掉落
18	傳送護箱至燃料樓層掉落
19	N/A
20~21	多功能貯存罐掉落
22~25	N/A
26~33	貯存護箱掉落
34	重大事故

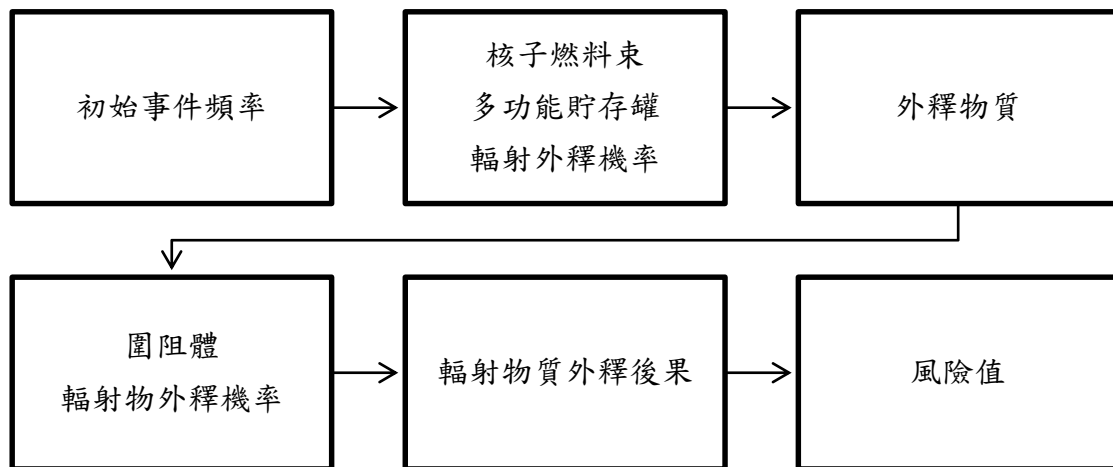


圖 15、機率論式危險度評估之流程

Step \ Model	SAPHIRE	NUREG-1864	差異百分比
Step 1	2.22E-16	1.9E-16	1.68E-01
Step 3	5.55E-15	5.6E-15	8.75E-03
Step 4	3.02E-18	3.0E-18	6.67E-03
Step 5~17	3.02E-18	3.0E-18	6.67E-03
Step 18_1	1.1E-16	1.1E-16	0
Step 18_2	6.05E-14	6.0E-14	8.33E-03
Step 20_1	1.55E-15	1.6E-15	3.12E-02
Step 20_2	8.47E-13	8.5E-13	3.53E-03
Step 21_1	1.55E-15	1.6E-15	3.13E-02
Step 21_2	8.47E-13	8.5E-13	3.53E-03

圖 16、SAPHIRE 結果與 NUREG-1864 之比較圖

### 5.3 德國與日本室內乾貯設施之設計與管制法規彙整與分析

德國與日本在室內乾式貯存設施之設計概念上有許多共通之處，如圖 17 及圖 18 所示[5][17][18]：(1)餘熱移除：引入外部空氣，在建物內做自然對流，來冷卻/移除用過核子燃料之衰變熱。須監測建物內部空氣溫度及護箱表面溫度，以確保冷卻機制之完整性；(2)輻射屏蔽：利用護箱、建築物等屏蔽空間輻射劑量。須監測空間輻射劑量率，以確保屏蔽機制之完整性；(3)密封性：利用護箱雙層密封上蓋之結構設計，有效防止放射性物質外釋。須監測雙層密封上蓋間之壓力(雙層密封上蓋間用氬氣以正壓充填；護箱內部用氬氣以負壓充填)，以確保密封性之完整；(4)防止臨界：在護箱內之隔架放入中子吸收物質、計算不同燃料束配置下之 k-eff 值、維持護箱內部乾燥等，以防止用過核子燃料臨界現象發生；(5)災害防治：對於天然(地震、海嘯等)或人為(火災、飛機墜落等)災害發生時，應有因應之對策；(6)核子保安(竊盜、動物誤闖等)。

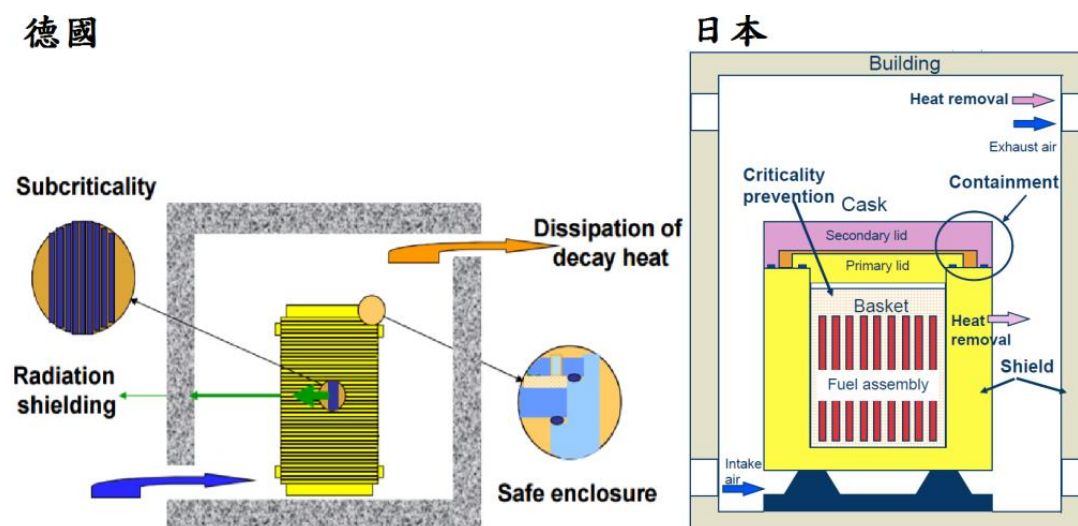


圖 17、德國與日本室內乾式貯存設施安全機能設計概念示意圖 [5][18]。

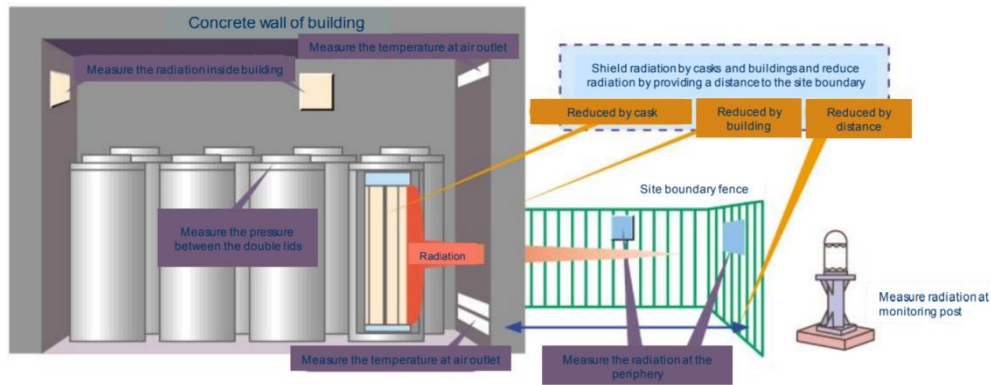


圖 18、德國與日本室內乾式貯存設施監控位置示意圖[18]。

### 5.3.1 德國室內乾貯設施之設計

德國用過核子燃料室內乾式貯存設施之基本設計概念分為兩種 [4]：(1) 貯存廠房 (Storage Building) 設計；(2) 貯存坑道 (Storage Tunnel) 設計。

貯存廠房 (Storage Building) 設計，有兩種技術型態，如圖 19 所示：(1) WTI-concept，由 WTI GmbH 所設計。建物設計類似 Gorleben、Ahaus 等貯存設施，其特點為，混凝土結構(場鑄/預製混凝土，Situ Concrete / Pre-cast Concrete)、牆壁厚約 0.7 或 0.85 公尺、屋頂厚約 0.55 公尺、採自然對流、由一牆分隔之兩廳式建築。德國境內有 5 座廠內乾式貯存設施，以此為設計概念建造 (Biblis, Philippsburg, Grafenrheinfeld, Isar and Gundremmingen)；(2) STEAG-concept，由 STEAG GmbH 所設計。建物設計之特點為，厚實的混凝土結構(場鑄混凝土)、牆壁厚約 1.2 公尺、屋頂厚約 1.3 公尺、採自然對流、一廳式建築。德國境內有 6 座廠內乾式貯存設施，以此為設計概念建造 (Brokdorf, Krümmel, Brunsbüttel, Grohnde, Lingen and Unterweser)。



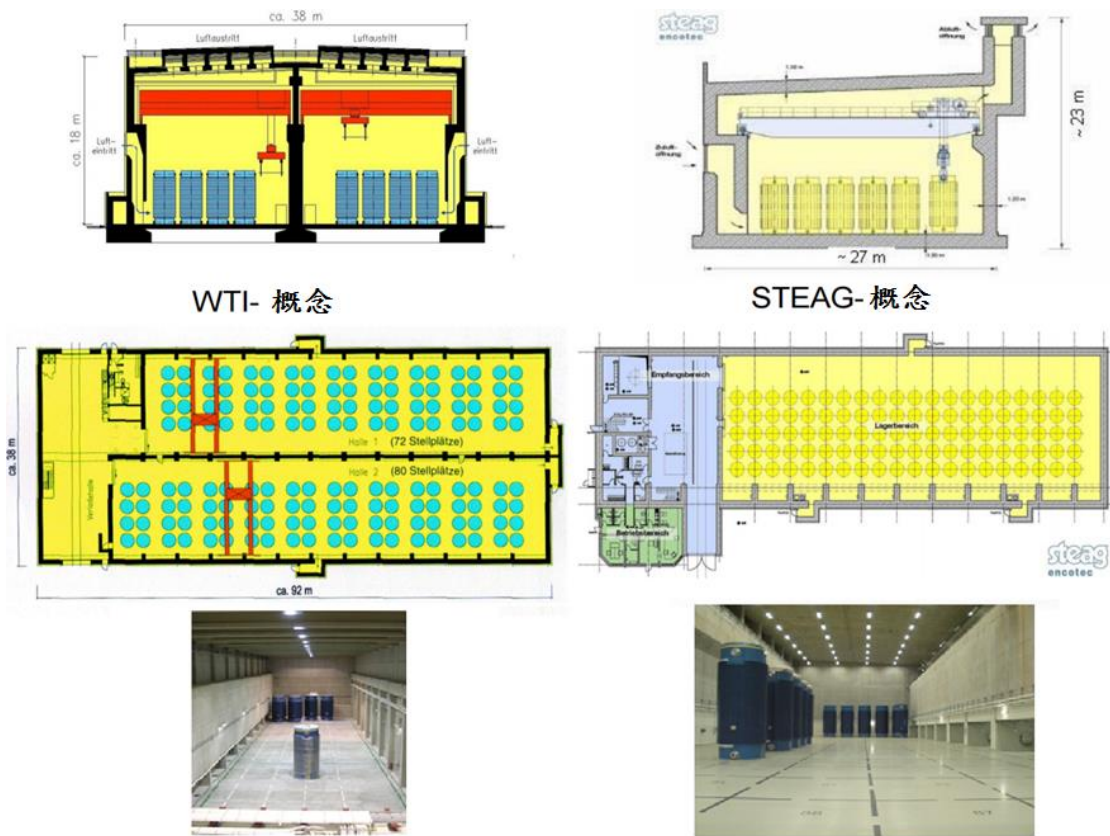


圖 19、德國貯存廠房(Storage building)設計之兩種技術樣態示意圖[4][5]。

貯存坑道(Storage Tunnel)設計概念(如圖 20 所示)，建物設計之特點為：兩條由混凝土所建造之地下坑道、有岩石可作為輻射屏蔽、須有餘熱移除管道(排氣管道)。德國境內僅有 1 座廠內乾式貯存設施，以此為設計概念建造(Neckarwestheim)。

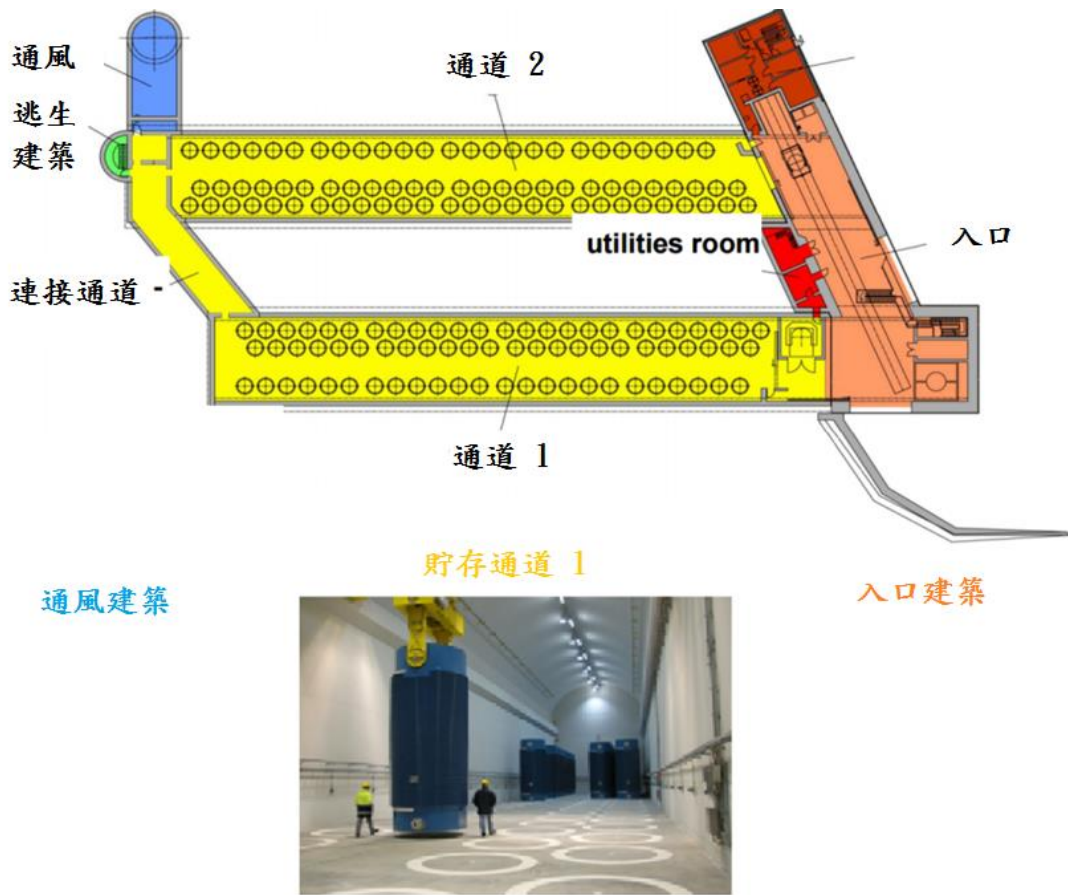


圖 20、德國貯存坑道(Storage tunnel)設計概念示意圖[2][3]。

依據原子能法，規定自 2005 年 7 月 1 日起，禁止用過核子燃料進行再處理，目前在德國境內之用過核子燃料均暫貯在各電廠內部。表 26 為德國 12 座用過核子燃料室內乾式貯存設施之設計尺寸，及德國聯邦核廢料管理安全局 (Bundesamt Für Kerntechnische Entsorgungssicherheit) 所公布之截至 2016 年 12 月前之現況彙整表 [3][5][19]。

表 26、德國 12 座用過核子燃料乾式貯存設施現況彙整表[19]

廠名	執照申請日期	重金屬重量(t)	活度(Bq)	熱輸出(MW)	護箱數目	貯存年限	廠房型式:尺寸L*W*H, 壁厚/屋頂厚度(m)	護箱型式	貯存之護箱數目	
									12/2016	預期總貯存量
Biblis	09/22/03	1,400	8.5 $\times 10^{19}$	5.3	135	40	WTI 92*38*18 0.8/0.55	CASTOR V/19	52	102
Brokorf	11/28/03	1,000	5.5 $\times 10^{19}$	3.75	100	40	STEAG 97*27*23 1.20/1.30	TN24E CASTOR V/19	29	75
Brunsbüttel	11/28/03	450	6.0 $\times 10^{19}$	2	80	40	STEAG 88*27*23 1.20/1.30	CASTOR V/52	9	19
Grafenrheinfeld	01/12/03	800	5.0 $\times 10^{19}$	3.5	88	40	WTI 62*38*18 0.85/0.55	CASTOR V/19	21	53
Grohnde	12/20/02	1,000	5.5 $\times 10^{19}$	3.75	100	40	STEAG 97*27*23 1.20/1.30	TN24E CASTOR V/19	27	74
Gundremmingen	12/19/03	1850	2.4 $\times 10^{20}$	6.0	192	40	WTI 104*38*18 0.85/0.55	CASTOR V/52	42	181
Isar	09/22/03	1,500	1.5 $\times 10^{20}$	6.0	152	40	WTI 92*38*18 0.85/0.55	TN24E CASTOR V/52	35	118
Krümmel	12/19/03	775	0.96 $\times 10^{20}$	3.0	80	40	STEAG 83*27*23 1.20/1.30	CASTOR V/52	21	41
Lingen (Emsland)	11/06/02	1,250	6.9 $\times 10^{19}$	4.7	125	40	STEAG 110*30*20 1.20/1.30	CASTOR V/19	38	87
Neckarwestheim	09/22/03	1,600	8.3 $\times 10^{19}$	3.5	151	40	坑道 112/12.8 & 82*17.3	CASTOR 440/84 MVK CASTOR	53	113

								V/19		
Philippsburg	12/19/03	1,600	1.5 $\times 10^{20}$	6.0	152	40	WTI 92*37*18 0.70/0.55	TN24E CASTOR V/19 CASTOR V/52	40	102
Unterweser	09/22/03	800	4.4 $\times 10^{19}$	3.0	80	40	STEAG 80*27*23 1.20/1.30	TN24E CASTOR V/19	27	38
Obrigheim	08/22/05	100	4.2 $\times 10^{18}$	0.3	--	40	WTI 36.6*19.7*19 0.85/0.55	CASTOR 440/84	15	--
護箱總計					1,435				341	1046

### 5.3.2 日本室內乾貯設施之設計

日本境內共有 3 座乾式貯存設施營運中(福島第一、東海第二及濱岡核電廠)、1 座集中式中期貯存設施興建中(Mutsu Recycle Fuel Storage Center, RFSC)。根據所彙整之資料，目前僅有福島第一核電廠廠內之乾式貯存設施為露天，其餘皆為室內乾式貯存設施。

東海第二核電廠廠內室內乾式貯存設施，為鋼筋混凝土建築(長 54 公尺\*寬 26 公尺\*高 21 公尺，圖 6)，內採自然冷卻。總貯存量為 250 噸鈾，約 24 組直立式金屬護箱(共計 1,464 根)，每個護箱可以存放 61 根 BWR 用過核子燃料組件。護箱高約 5.7 公尺、外徑約 2.4 公尺、重量約 118 噸重[9][20]。

濱岡核電廠廠內室內乾式貯存設施，為半地下式鋼筋混凝土建築(長 54 公尺\*寬 51 公尺\*地上高 13 公尺\_地下深 12 公尺，圖 7)，內採自然冷卻。預計總存放量為 400 噸鈾，約 32 組直立式金屬護箱(共計 2,200 根)，每個護箱可以存放 69 根用過核子燃料組件。護箱高約 5.4

公尺、外徑約 2.5 公尺、重量約 120 噸重[11]。

Mutsu Recycle Fuel Storage Center 室內乾式貯存設施，設施最終預計存放量為 5,000 噸鈾，約 500 組直立式金屬護箱(表 27)。廠區內規畫將有兩棟建物(圖 21)，第一期建物已在 2013 年 8 月完工，為鋼筋混凝土建築(長 131 公尺\*寬 62 公尺\*高 28 公尺，圖 8)，內採自然冷卻。其初期貯存量為 3,000 噸鈾(圖 21)，其中 2,600 噸來自 BWR 用過核子燃料；400 噸來自 PWR 用過核子燃料，[12]。預計每年將有 200~300 噸鈾進入此廠區貯放。

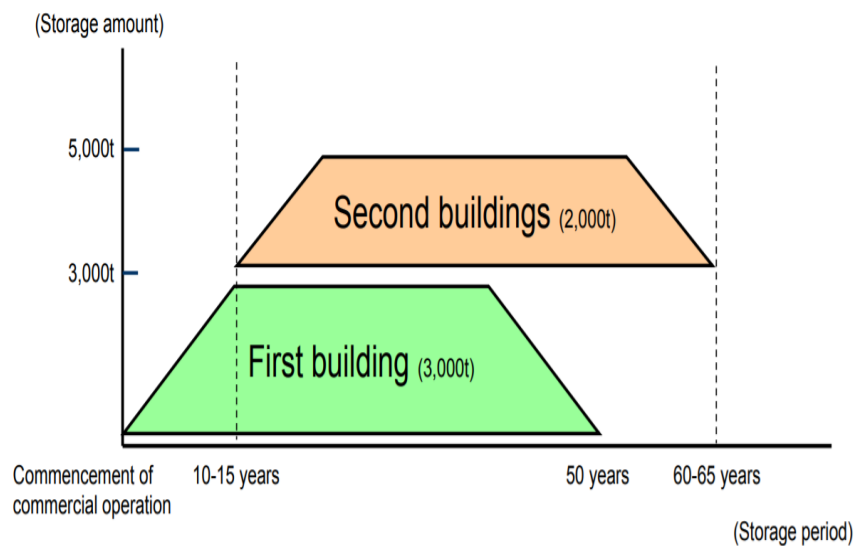


圖 21、日本 RFSC 室內乾式貯存設施之貯放時程示意圖[12]。

表 27、日本 RFSC 室內乾式貯存設施之護箱尺寸彙整表[12]

項目		沸水式反應器(大型)		沸水式反應器 (中型)	壓水式反應器
		型態 1	型態 2		
尺寸	長度	5.4m	5.4m	5.5m	5.1m
	外徑	2.5m	2.5m	2.4m	2.6m
總量		119t	119t	116t	118t
燃料數量		69	69	52	26
主材料		低合金鋼、碳鋼(主體、蓋子) 加硼不銹鋼(框架) 加硼鋁鋼(框架) 樹脂(中子屏蔽材料) 丙二醇溶液(中子屏蔽)			
內充氣體		氮氣			
限制結構		雙蓋系統(主要及次要蓋子)			

### 5.3.3 德國管制法規彙整

德國用來控管用過核子燃料貯存作業相關之法規包含：原子能法(Atomic Energy Act)、輻射防護條例(Radiation Protection Ordinance)以及安全導則(Safety Guidelines for Dry Cask Storage of Spent Fuel and Heat-generating Waste)。

其中，較重要的法規有[3][5]：2005年7月1日後禁止再處理，各核電廠應興建廠內中期貯存設施(Interim Storage Facilities)進行用過核子燃料貯存，直到最終處置(原子能法 Art 9)；用過核子燃

料乾式貯存應使用金屬護箱(用過核子燃料與發熱廢棄物乾式護箱貯存導則, Safety Guidelines for Dry Cask Storage of Spent Fuel and Heat-generating Waste, 第一章 1.1 節); 貯存護箱須具備充足的被動安全功能, 以滿足放射性物質的圍阻、穩定的餘熱移除、維持燃料次臨界狀態與避免不必要的劑量曝露(用過核子燃料與發熱廢棄物乾式護箱貯存導則, 第二章 2.2 節); 乾式貯存設施在正常營運下, 廠界圍籬處(Facility's Perimeter Fence)對一般公眾所造成的劑量限值須小於 1mSv/yr (用過核子燃料與發熱廢棄物乾式護箱貯存導則, 第二章 6.3 節); 乾式貯存設施建物在正常運轉與設計基準事故下之安全分析要求, 其內容包含廠房結構材料與相關設備之使用性、耐用性、穩定性、抗壓性、抗熱損力、防災能力等(用過核子燃料與發熱廢棄物乾式護箱貯存導則, 第二章 7 節)。

### 5.3.4 日本管制法規彙整

日本用來控管用過核子燃料貯存作業相關之法規, 皆以核子物料、核子燃料與原子爐管制相關法案第 43.4 條(核原料物質、核子燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第四十三条の四)為依歸所訂定的, 重要之法規有: 用過核子燃料貯存事業相關規則(使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則)、用過核子燃料貯存設施之位置、構造及設備基準之相關規則(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)、核能電廠廠內之用過核子燃料乾式護箱貯存導則(原子力発電所内の使用済燃料の乾式キャスク貯蔵について)、用過核子燃料乾式貯存護箱中期貯存建物之基礎構造設計相關技術規章(乾式キャスクを用いる使用済燃料中間貯蔵建屋の基礎構造の設計に関する技術規程)、用過核子燃料乾式金屬貯存護箱中期貯存設施之

安全審查指南(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)等。

其中，用過核子燃料貯存事業相關規則，規定事故發生下，貯存設施對操作人員劑量限值須小於 5mSv/yr、對周邊環境所釋出之劑量限值須小於 0.5mSv/yr，若大於此限值，須於十日內向核管會(原子力規制委員会)提交報告[21]；用過核子燃料貯存設施之位置、構造及設備基準之相關規則，規定應使用金屬護箱作為用過核子燃料之乾式貯存、須確保基本之貯存安全機能(餘熱移除、輻射屏蔽、密封性、防止臨界、災害防護與應變以及核子保安)等[22]；核能電廠廠內之用過核子燃料乾式護箱貯存導則，規定安全審查時，須確實審查安全機能相關項目(餘熱移除、輻射屏蔽、密封性、防止臨界以及結構強度)、護箱表面輻射劑量率(線量率)須小於 2mSv/hr、距離護箱 1 公尺範圍輻射劑量率須小於 0.1mSv/hr[23]。此外，根據東海第二核電廠釋出之資料中寫到，日本法令規定，在正常運轉下，由輕水式核電廠對周邊環境(有人所居住之地)所釋出之劑量限值須小於 1mSv/yr，而東海第二核電廠實際在地量測值約為 0.001mSv/yr [20]。

綜合以上所彙整之資料，德國及日本皆以金屬護箱搭配建築物(室內乾貯方式)，作為主要乾式貯存之設計概念，主要是考量金屬護箱在再處理運送、再取出操作及重覆使用上的便利性。此外，建築物除具有較佳的景觀效果外，亦具有輻射屏蔽功能。



## 5.4 比較分析結論與研提我國因應之管制建議要點

根據 NUREG-1864 與 EPRI -1009691 報告，NUREG 報告中分析的焊接式護箱與 EPRI 報告中分析的螺栓式護箱對於每個人每年所增加的罹癌致死風險統計如表 28 所示，並且整理與列出 NUREG-1864 與 EPRI 報告兩個分析方法中混擬土護箱與金屬護箱的各肇始事件頻率(單位：次數/年)，如表 29。表 28 中可以看出 NUREG 主要風險值來自於護箱處理階段；而 EPRI 的風險值主要來自於護箱傳送階段，其主要差異來自於 NUREG 在護箱處理階段 20、21 皆有考慮多功能密封鋼筒自 19 英尺高度掉落，其風險值為  $8.5 \times 10^{-13}$ ，且有 20 與 21 此 2 項總和高達  $1.7 \times 10^{-12}$ ，相比之下 EPRI 的護箱箱掉落風險值僅有  $5.8 \times 10^{-14}$ 。而在護箱傳送階段 NUREG 認為此階段所造成的所有事故都不會造成輻射外釋，因此後果值皆為 0，計算出此階段的風險值為 0；而 EPRI 在傳送階段的風險值主要來自於高溫火災，其風險值為  $3.2 \times 10^{-13}$ 。最後在護箱貯存階段 NUREG 主要的風險值來自於飛機撞擊；而 EPRI 則是來自於高溫強力與重負荷超過限值導致，護箱貯存階段在兩個報告中的最大風險值皆來自於造成強力撞擊與負重超標的事故，其風險值 NUREG 為  $3.2 \times 10^{-14}$ (飛機撞擊)而 EPRI 則是  $8.3 \times 10^{-14}$ (高溫和強力)與  $8.5 \times 10^{-14}$ (重負荷超過護箱結構限制)。

NUREG 報告中顯示在第一年的機率論式危險度評估中護箱處理階段風險比例高達 98%，而 EPRI 則是在護箱傳送階段比例有 59%。在後續年中，因為不會涉及到處理與傳送階段，因此風險值只來自於貯存階段，因此後續年的風險值就同護箱貯存階段。而對於不同的護箱與作業程序，有不同的重點注意階段，像是 NUREG 的 Holtec HI-STORM 100 在其處理階段 20 與 21 的多功能密封鋼筒掉落，風險值較其他階段的風險值都要大；而 EPRI 的 TN32 則是在護箱傳送階

段與貯存階段遭遇高溫高熱時會有較大的風險值。因此在不同護箱的不同作業程序下，執行高風險值的步驟時需要多加注意或增加保護措施。不論 NUREG 或是 EPRI 分析報告，皆顯示護箱發生事故的風險值都非常低，皆為  $3.1 \times 10^{-10}$  以下，遠小於 NRC 訂定的民眾致癌風險值  $2 \times 10^{-6}$ ，圖 22 為整理 NUREG 以及 EPRI 報告評估風險值並與美國核能管制委員會所制定的法規限值做比較，兩種護箱透過機率論式危險度評估皆證實其致癌風險極低。圖 23 顯示一般民眾對於風險值大小的感受，當風險值小於  $1 \times 10^{-6}$  (百萬分之一) 時，民眾對於此風險為毫不在意；當風險值介於  $10^{-6} \sim 10^{-5}$  (百萬分之一至十萬分之一) 時，民眾對於此風險為可接受，例如一般商業行為；當風險值介於  $10^{-5} \sim 10^{-4}$  (十萬分之一至萬分之一) 時，民眾對於此風險為偶感危險，例如製造業；當風險值大於  $10^{-4}$  (萬分之一) 時，民眾對於此風險為略不能接受，例如建築礦業。而在環境中風險值來看，生活週遭充滿變因，尤其是近年來食安問題、空氣汙染、環保意識抬頭等，中部科學園區管理局委托中國醫藥大學健康風險管理系助理教授許惠棕調查七星農場與后里地區健康風險評估[24]，可以看出空氣汙染所造成風險值介於  $10^{-8} \sim 10^{-7}$ ，而乾式貯存設施的風險值為  $10^{-12}$  (兆分之一) 以下，顯示乾式貯存設施風險非常低。圖 24 為顯示乾式貯存設施與一般游離輻射劑量比較[25]，其中放射性廢棄物貯存及設施安全管理規則訂為 0.25 毫西弗，低於一般民眾年劑量的限值 1 毫西弗(不含天然背景輻射與醫療劑量)，而台灣人每年接受天然背景輻射劑量約為 1.6 毫西弗，因此可以知道乾式貯存設施風險非常低。

在用過核子燃料乾式貯存機率論式危險度評估管制建議部分，本計畫研提幾點管制要點如下：

1. 參考 NUREG-1864 與 EPRI -1009691 兩份文件，機率論式危險度評估報告中包含肇始事件分析、數據分析、人因可靠度分析、結

構分析、熱流分析、事故序列分析、系統分析、以及結果探討，且數據要能公開並且蒐集。且兩份文件乾貯機率論式危險度評估皆分為三階段：處理階段、傳輸階段、以及貯存階段分析。

2. 美國核能管制委員會依據 Risk-Informed Decisionmaking for Nuclear Material and Waste Application[14]文件，訂出工作人員因乾式貯存護箱造成的致癌風險值分析結果需低於  $1 \times 10^{-5}$ ，民眾因乾式貯存護箱造成的致癌風險值分析結果需低於  $2 \times 10^{-6}$ 。
3. 建議監管過程需要更加的客觀、可預知性與具有一致性，且要盡可能減少非必要之管制上的負擔，意即將管制聚焦於安全領域的視察。以客觀的績效指標為標準，並以可預知且一致的態度回應違規，反映違規對於安全的顯著性與危險性。
4. 在滿足深度防禦的需求下，機率論式危險度評估分析應該盡可能地減少不必要的保守性，讓分析儘可能的接近真實情況，同時分析的數據除機密保安資料外應可公開取得。

表 28、每人每年所增加的罹癌致死風險(單位：損失量/年)

	NUREG	EPRI
第一年護箱處理	1.8E-12	6.3E-14
第一年護箱傳送	0	3.3E-13
第一年護箱貯存	3.2E-14	1.7E-13
第一年總和	1.8E-12	5.6E-13
後續年護箱貯存	3.2E-14	1.7E-13
後續年	3.2E-14	1.7E-13

表 29、NUREG 與 EPRI 各肇始事件比較(單位：次數/年)

肇始事件	NUREG Holtec HI-STORM 100	EPRI TN32
燃料束掉落	$2.2 \times 10^{-3}$	N/A
處理階段護箱掉落	$5.6 \times 10^{-5}$	$5.3 \times 10^{-6}$
處理階段護箱側落	N/A	$3.3 \times 10^{-8}$
處理階段護箱最大高度掉落	$5.6 \times 10^{-5}$	$1.0 \times 10^{-10}$
燃料裝填建築結構失效	N/A	$2.3 \times 10^{-8}$
護箱燃料裝填錯誤	N/A	$9.0 \times 10^{-8}$
腐蝕造成護箱失效	0	$2.5 \times 10^{-9}$
傳送階段護箱掉落	$5.6 \times 10^{-5}$	$5.3 \times 10^{-6}$
傳送階段護箱側落	N/A	$3.3 \times 10^{-8}$
傳送階段護箱最大高度掉落	$5.6 \times 10^{-5}$	$1.0 \times 10^{-10}$
運輸車事故	$<1 \times 10^{-6}$	$8.3 \times 10^{-8}$
火災	0	$1.0 \times 10^{-9}$
高溫 and 強力造成護箱失效	(1)	$4.2 \times 10^{-9}$
腐蝕造成護箱密封失效	(1)	$2.5 \times 10^{-9}$
高內壓事件	(1)	$9.0 \times 10^{-7}$
護箱受到導彈影響	(1)	$7.3 \times 10^{-9}$
重負荷超過護箱結構限制	$5.6 \times 10^{-5}$	$9.3 \times 10^{-7}$
高溫 and 導彈造成的護箱影響	(1)	$2.5 \times 10^{-11}$
飛機撞擊	$6.3 \times 10^{-9}$	$1.7 \times 10^{-11}$ 至 $2.6 \times 10^{-15}$
地震	$7.0 \times 10^{-7}$	$7.9 \times 10^{-04}$ 至 $2.83 \times 10^{-06}$
隕石	$3.5 \times 10^{-14}$	$7.3 \times 10^{-09}$
第一年風險總計	$1.8 \times 10^{-12}$	$5.6 \times 10^{-13}$
後續年風險總計	$3.2 \times 10^{-12}$	$1.7 \times 10^{-13}$

(1) 有作敘述以及分析過程，其分析結果為物理參數限值，並沒有計算失效機率

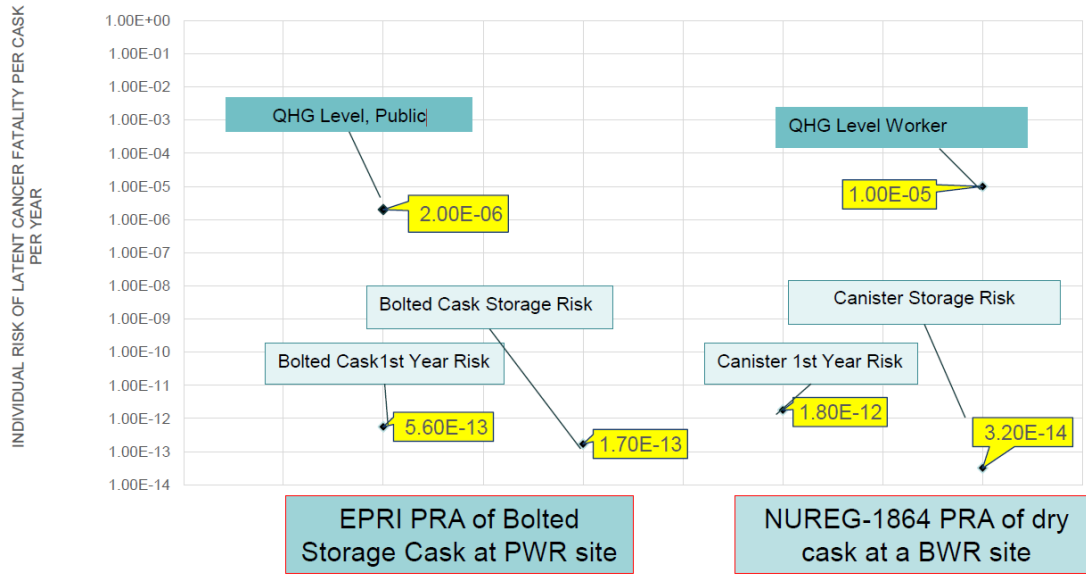


圖 22、NUREG-1864 以及 EPRI 報告的數值與 NRC 的限值( $2 \times 10^{-6}$ )之比較。

## 生活中的風險值

風險值	民眾感受(層級)	職業說明
$<10^{-6}$	毫不在意	
$10^{-6} - 10^{-5}$	可接受	一般商業
$10^{-5} - 10^{-4}$	偶感危險	製造業
$>10^{-4}$	略不能接受	建築礦業

## 環境風險值參考

地區	致癌風險值
七星地區	$2.62 \times 10^{-7}$
后里地區	$\sim 2 \times 10^{-8}$
七星+后里	$2.74 \times 10^{-7}$

參考來源: [http://shuchuan7.blogspot.tw/2010/07/blog-post\\_06.html](http://shuchuan7.blogspot.tw/2010/07/blog-post_06.html)

圖 23、生活中與環境中的風險值參考。

# 乾貯設施輻射劑量低於法規限值

乾式貯存設施與一般游離輻射劑量比較圖



圖 24、乾式貯存設施與一般游離輻射劑量比較[25]。

## 6. 結論

綜合以上所彙整之資料，德國16座乾式貯存設施，皆採用金屬貯存護箱，且皆貯放於室內；日本4座乾式貯存設施，目前以金屬護箱為主，未來將增加儲存方式之多樣化，考慮水泥護箱實行之可能性(預計2020實行)，其中，除福島第一核電廠由室內貯存改為露天貯存，其他皆採用室內貯存設施。

乾式貯存機率論式危險度評估方面，美國核能管制委員會針對混凝土護箱乾貯作業分別於護箱的處理階段、傳送階段及貯存階段，建立相關的機率論式危險度評估程序，其中主要分析對象是針對此三階段中的相關事故，評估其發生可能導致民眾群體劑量及潛在致癌事故之機率風險。EPRI 基於美國核能管制委員會已經完成了沸水式反應器的焊接式混凝土護箱之機率論式危險度評估與研究，因此 EPRI 選擇壓水式反應器的螺栓式金屬護箱，來進行相關的機率論式危險度評估與研究。美國核能管制委員會的 NUREG-1864 報告之總結結果顯示，第一年個人潛在癌症死亡的機率為  $1.8 \times 10^{-12}$ ，在貯存後之後續年的機率論式危險度評估結果為每年  $3.2 \times 10^{-14}$ ，皆小於美國核能管制委員會的限值( $2 \times 10^{-6}$ )。由 NUREG-1864 報告所評估之結果，在乾式貯存作業之處理階段，其結果以傳送護箱與多功能密封鋼筒的掉落較為顯著，而其數值非常小；在乾式貯存作業之傳送階段，其結果數值為零，原因是若在傳送期間，發生護箱的掉落，美國核能管制委員會認為其不會造成多功能密封鋼筒或燃料護套失效；在乾式貯存作業之貯存階段，其風險的結果主要貢獻來自於飛機撞擊到護箱，且其數值也是非常小。

而 EPRI 的分析結果指出，針對民眾其潛在癌症死亡的第一年風險為  $5.6 \times 10^{-13}$ (只針對單一護箱)，而在貯存後之後續年的風險為每年

$1.7 \times 10^{-13}$ ，此二者的數值皆非常低，且皆小於美國核能管制委員會的限值( $2 \times 10^{-6}$ )。另外，EPRI 也指出乾式貯存作業最大的風險位於金屬護箱的傳送階段，佔總風險的 59%；處理階段為 11%，主要是廠房的通風系統與作業時間較短所造成；貯存階段則為 30%。而在各種事故中，EPRI 也指出風險最大的事故為高溫火災 (High Temperature Fire)，為  $3.2 \times 10^{-13}$ ；風險第二大的事故為負重超過結構限制所引起的事故 (Heavy Loads Exceed Structural Limit)，為  $8.5 \times 10^{-14}$ ；風險第三大的事故為高溫與強力所引起的事故 (High Temperature and Forces) (如爆炸、強風等)，為  $8.3 \times 10^{-14}$ 。

以上根據美國核能管制委員會及 EPRI 之機率論式危險度評估研究報告指出，乾式貯存作業最大之風險值皆不超過  $1 \times 10^{-11}$  等級，皆較 NRC 訂定的民眾風險限值( $2 \times 10^{-6}$ )低上許多，顯示乾式貯存設施其事故潛在致癌風險機率極低，其數據可提供給管制單位參考。本計畫同時也建立機率論式危險度評估分析能力，引進美國核能管制委員會 Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations (SAPHIRE) 個人電腦風險分析應用程式，可進行設備或系統之機率論式危險度評估，並依據美國核能管制委員會 NUREG-1864 報告，著重於 Level-2 之射源項群組 (Source Term Groups) 諸如輻射材料之處理、運輸、貯存與 Level-3 之風險整合 (Risk Integration) 評估可能導致民眾潛在致癌事故之機率風險研究。本計畫所建立之 SAPHIRE 分析模式所計算之風險值與 NUREG-1864 風險值相比差異值大多在 5 個百分比之下，顯示本計畫利用 SAPHIRE 所建立之分析模式具有一定的參考價值，未來將繼續精進分析模式，以及培養機率論式危險度評估專業人力，以利未來提供給管制單位進行驗證與參考之依據。



## 7. 参考文献

1. IAEA, “<https://infcis.iaea.org/NFCIS/Facilities>”
2. 電気事業連合会, “使用済燃料貯蔵対策への対応状況について”, Oct 2017
3. 物管局, “德國與日本乾貯法規與現況研析”, Jun 2016
4. Bruno Thomauske, “REALIZATION OF THE GERMAN CONCEPT FOR INTERIM STORAGE OF SPENT NUCLEAR FUEL – CURRENT SITUATION AND PROSPECTS”, WM’03 Conference, February 23-27, 2003
5. Christoph Gastl, Federal Office of Radiation Protection, “ Situation of Interim Storage of Spent Nuclear Fuel and Highly Active Waste in Germany – 14249”, WM2014 Conference, March 2 – 6, 2014
6. [www.gns.de](http://www.gns.de)
7. 青森県原子力立地対策課, “使用済燃料中間貯蔵施設に係る安全性チェック・検討会結果”, Jun 2008
8. 東京電力株式会社, “福島第一原子力発電所共用プール建屋から 乾式キャスク仮保管設備への既設の乾式貯蔵キャスク 1 基の構内輸送について”, Apr 2013
9. 日本原子力発電株式会社, “平成 25 年度 東海発電所・東海第二発電所の年間主要事業計画について”, Apr 2013
10. 東京電力株式会社, “乾式キャスクへの回収ウラン燃料の装填について”, Sep 2017
11. 中部電力株式会社, “浜岡原子力発電所 使用済燃料乾式貯蔵施設の建設計画の変更について”, Jul 2014

12. Recycle-Fuel Storage Company, “Metal Cask Storage Schedule of Recyclable Fuel Storage Center in Mutsu”, Nov 2010
13. A Pilot Probabilistic Risk Assessment of a Dry Cask Storage System at a Nuclear Power Plant, Nureg-1864, NRC, 2007.
14. Risk-Informed Decisionmaking for Nuclear Material and Waste Application” Revision 1, Office of Nuclear Regulatory Research, Office of Nuclear Material Safety and Safeguard, February 2008.
15. Building a Risk Framework for Spent Fuel Dry Storage System, DSFM REG CON, Donald Chung, Ph. D, November 18-19, 2015.
16. Probabilistic Risk Assessment (PRA) of Bolted Storage Casks, EPRI, 2004.
17. 日本原子力発電株式会社, “使用済燃料中間貯蔵施設に係る安全性チェック・検討会”, 2005
18. 日本原子力発電株式会社, “東海発電所・東海第二発電所”, Dec 2012
19. Bundesamt für kerntechnische Entsorgungssicherheit, “[http://www.bfe.bund.de/EN/home/home\\_node.html](http://www.bfe.bund.de/EN/home/home_node.html)”
20. Recyclable-Fuel Storage Company (RFS), “Design and Construction Work Experience of Interim Storage Facility for Spent Fuels”, Jun 2015
21. 原子力規制委員会, “使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則”, Aug 2015
22. 原子力規制委員会, “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”, Dec 2013
23. 原子力規制委員会, “原子力発電所内の使用済燃料の乾式キャスク貯蔵

について”, Dec 2009

24. [http://shuchuan7.blogspot.tw/2010/07/blog-post\\_06.html](http://shuchuan7.blogspot.tw/2010/07/blog-post_06.html)
25. 行政院原子能委員會, <https://infcis.iaea.org/NFCIS/Facilities>

### 3.2 「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之結構及密封管

制技術」期末報告

行政院原子能委員會  
放射性物料管理局  
委託研究計畫研究報告

除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存  
安全管制技術

子計畫二:除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存  
之結構及密封管制技術研析

期末報告

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

# 目錄

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

## 圖目錄

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

## 表目錄

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



# 1. 中文摘要

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

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

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

## 2. 英文摘要

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

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

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

### 3.計畫緣起

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

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

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

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

## 4.計畫目的

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

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

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

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

## 5.執行方法以及進行步驟

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

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

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

本子計畫之研究方法與工作項目規劃如下：

工作項目與內容說明：

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



本子項目前之工作進度如下所示：

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

## 6. 完成之工作項目及具體成果

### 6.1. 蒐集國際間室內乾貯之結構及密封的法規要求

#### 6.1.1 室內乾貯廠房之結構相關技術

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

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

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

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

基本的安全要求是結構和功能設計必須排除以下內容：

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

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

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



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

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

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

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

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

表 1 室內乾貯廠房設施種類

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

\*運轉中乾貯設施數量係統計至 2017 月 6 月，未來將持續更新。

表 2 世界主要國家室內乾貯之廠房資訊

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

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

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

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

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

表 3 廠房之結構安全法規比較

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

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



#### 6.1.1.1 德國

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

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

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

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

##### a. STEAG concept

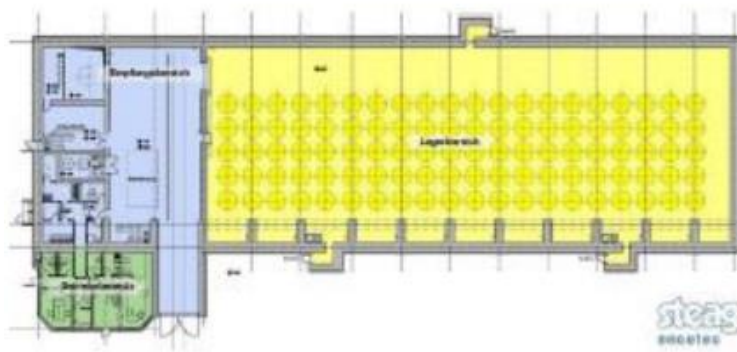
- 由 STEAG encotec GmbH 公司設計
- 特點：厚混凝土結構，壁厚約 1.2 米，屋頂厚度約 1.3 米，屬一層建築。

b. WTI concept

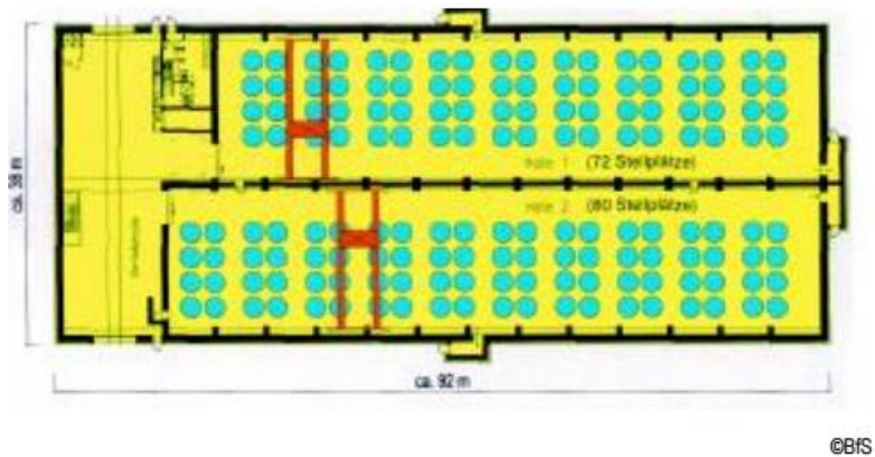
- 由 Wissenschaftlich-Technische Ingenieurberatung GmbH 公司設計的一個貯藏廳型式，類似於 Gorleben、Ahaus 和 Lubmin / Greifswald 的貯存設施。
- 特點是壁厚分別為 0.7 米或約 0.85 米，屋頂厚度約為 0.55 米，中間由牆壁隔開的兩廳式設計。

c. Storage Tunnel

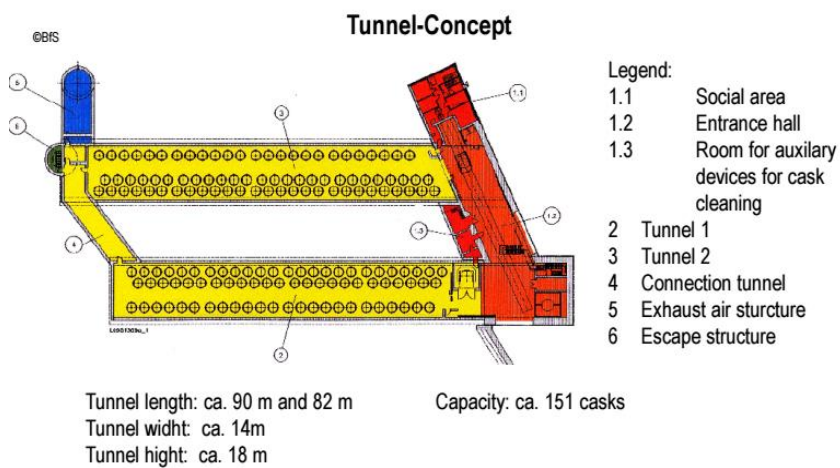
- 在內卡爾海姆(Neckarwestheim)，計劃在兩條裝有混凝土的隧道現場存放。
- 地面下的存放，優點為環境中不會發生輻射暴露增加。
- 對於暫時貯存的低放射性廢料廠址是先以平坦區域且空間狹窄做為選擇，以放 12 至 28 個桶為原則，原因是因為僅需要 1~2 個月的施工週期即可。



(a) SETAG



(b) WTI



(c) Storage Tunnel

圖 2. 德國室內乾貯廠房

### 6.1.1.2 日本

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

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

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

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

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

1. 用過核子燃料貯存設施應能夠充分承受地震能量。

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

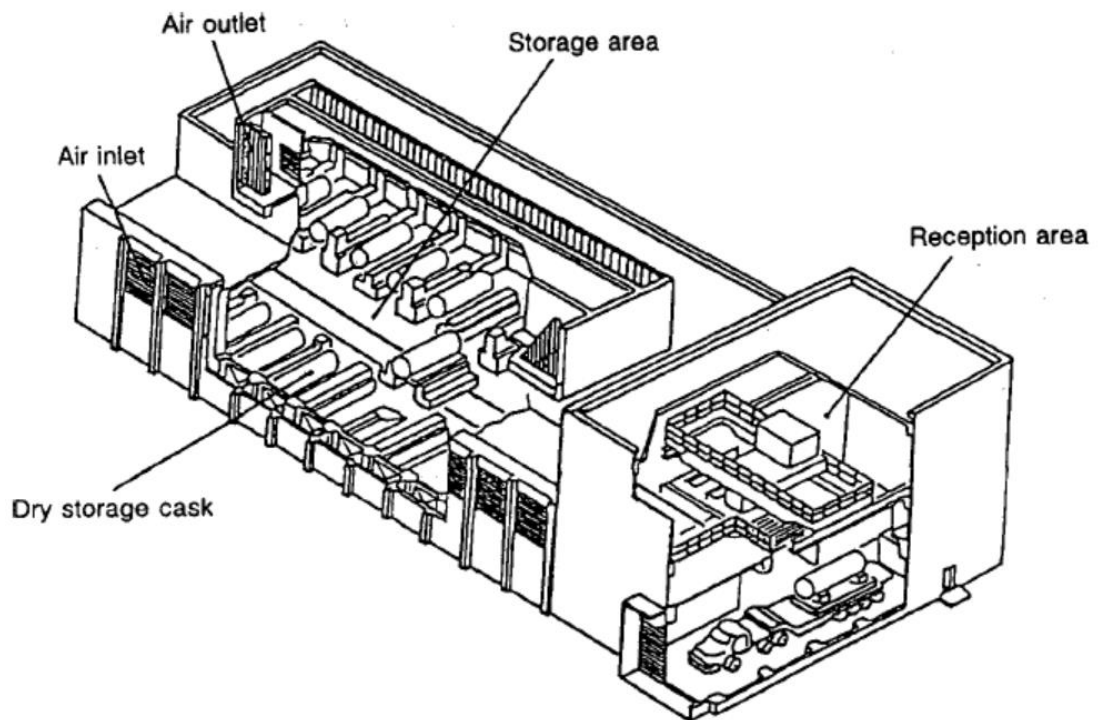


圖 3. 廠房結構示意圖

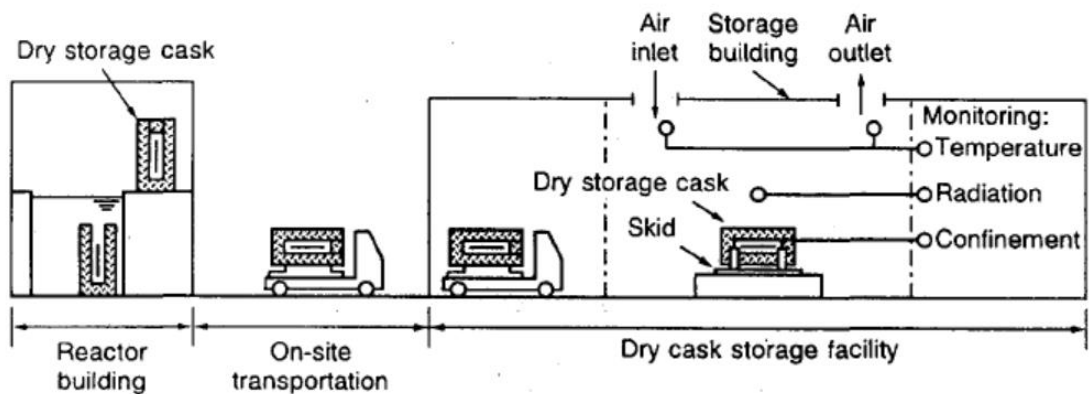
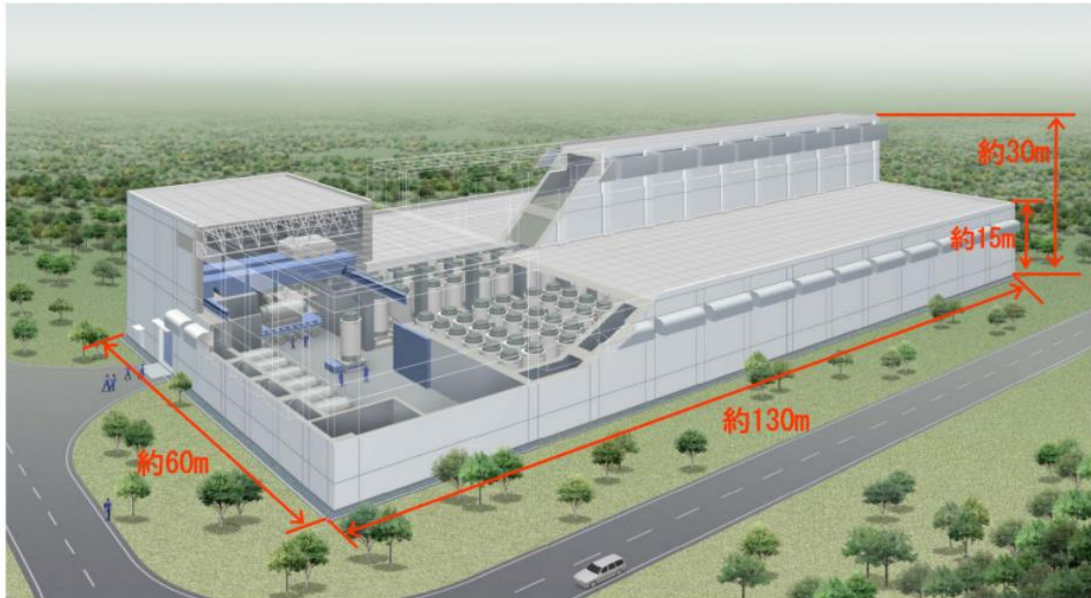


圖 4. 用過核子燃料運輸至貯存流程

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

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



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

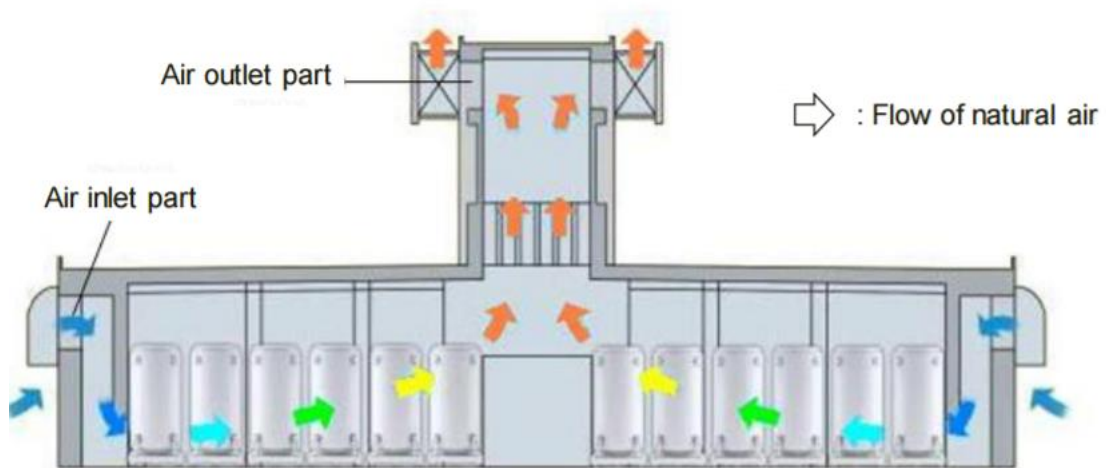
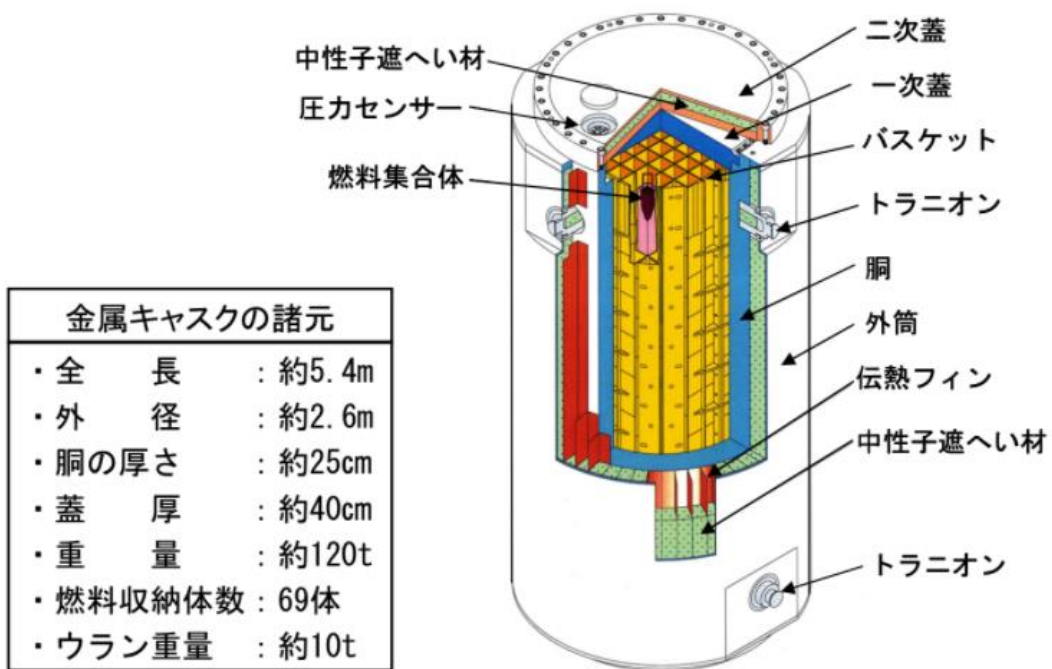


圖 5. RFS 廠房示意圖



金属キャスクの諸元		
・全長	:	約5.4m
・外径	:	約2.6m
・胴の厚さ	:	約25cm
・蓋厚	:	約40cm
・重量	:	約120t
・燃料収納体数	:	69体
・ウラン重量	:	約10t

金属キャスク イメージ図

圖 6.Metal Cask 的規格



### 6.1.1.3 荷蘭:

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

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

#### (1) 隔離

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

#### (2) 管制

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

#### (3) 監測

- (a) 貯存井應能監測其污染、溫度與輻射屏蔽情形。

針對以上的需求，HABOG 採取以下的具體安全措施：

(1) 隔離：

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

(2) 管制：

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

(3) 監測：

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

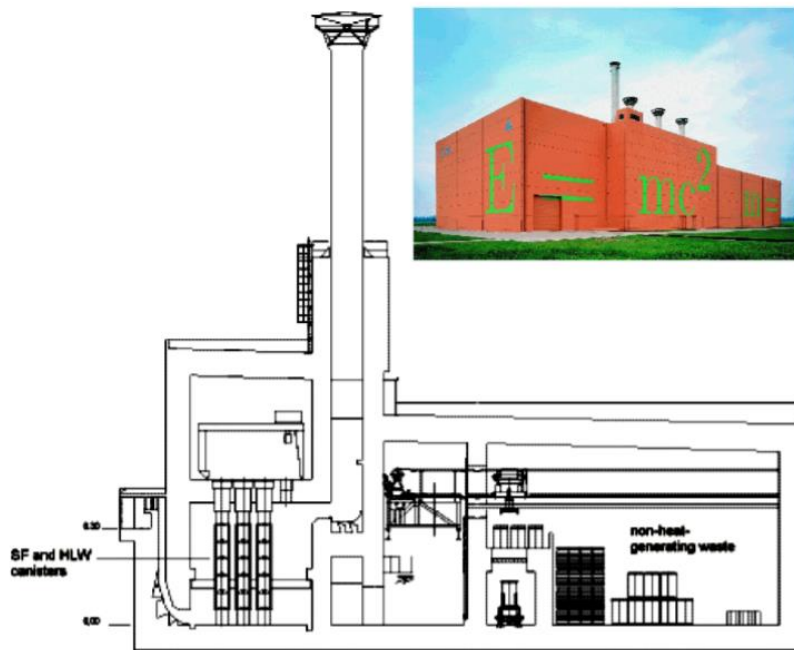


圖 7. HABOG 廠房結構示意圖

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

其廠房遵守的法規如下述[21]:

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

第 50-SG-D6 號系列的修改。

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

為了安全設計目的，應使用 SL-2 地震等級 1，其中 SL-2 是極限地面運動的等級，在使用期限內，極限地面運動的可能性極低。最低等級是 0.1g 的峰值地面加速度（參見安全指南 50-SG-S1（修訂版 1）第 504 段）。在某些情況下，像是事故後檢查、國家許可要求和經濟考慮，在設計中可能會考慮第二次地震級別 2,3（稱為 SL-1）。這個水平對應於不太嚴重，更可能的地震負荷條件，SL-2 具有不同的安全含義。發生地震時，結構、系統和組件（以下稱為“項目”）在安全性方面可以分為兩類或更多類別。這種分類的目的是為了保護公眾和環境免受放射性物質的排放。

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

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

#### 6.1.1.4 英國

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

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

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

## 6.1.2 室內乾貯廠房之結構相關法規及分析工具

### 6.1.2.1 德國所採用的廠房結構相關法規

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

### 6.1.3 室內鋼筋混凝土廠房與其他型式廠房之差異

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

若考量核子燃料乾貯設施之特有需求前提下，將英國 SIZEWALL B 之鋼構

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

表 4 鋼構廠房與鋼筋混凝土廠房比較之優缺點

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

## 6.2 乾貯設備之結構及密封的法規要求與相關技術

### 6.2.1 各式乾式貯存設備之差異比較

用過核子燃料之乾式貯存設備須具備輻射屏蔽與散熱功能，主要設計型式可  
區分為護箱式與混凝土模組式兩大類。目前國際上用過核子燃料乾式貯存設備，  
大致有 BNG (British Nuclear Group) fuel solution、GNS (General Nuclear System)  
Inc.、Holtec international、NAC international、REA、Transnuclear Inc.、Westinghouse、  
NFT、Hitachi 與 Mitsubishi 等廠家，所生產的數十種不同型式產品皆各有不同的  
設計考量與功能，常見之各種乾式貯存設備經整理列於表 5 中[31]，並依貯存

模式與貯存技術分類，例如混凝土模組與護箱式等，加以介紹與探討。

表 5 國際上常用之用過核子燃料中期乾式貯存設備

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

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

註 2. 可搭配不同型號之密封鋼筒，而有不同之燃料裝載量



### 一、混凝土模組式：

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

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

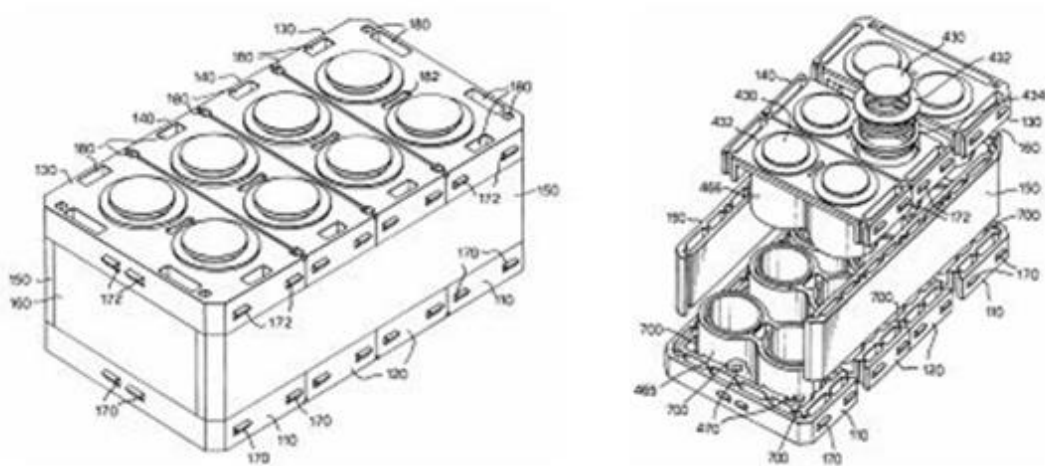


圖 8.混凝土模組乾式貯存設備

### 二、護箱式乾式貯存設備

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

#### a. 金屬護箱

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

#### b. 混凝土護箱

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

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

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

## 6.2.2 HI-STORM 系列

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

### 6.2.2.1 外包裝

#### a. 結構簡介

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

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

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

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

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

混凝土結構的功能為提供中子及加馬射線之屏蔽，為確保混凝土在設計溫度

下的穩定性，其組成需依據 NUREG-1535 之規範。

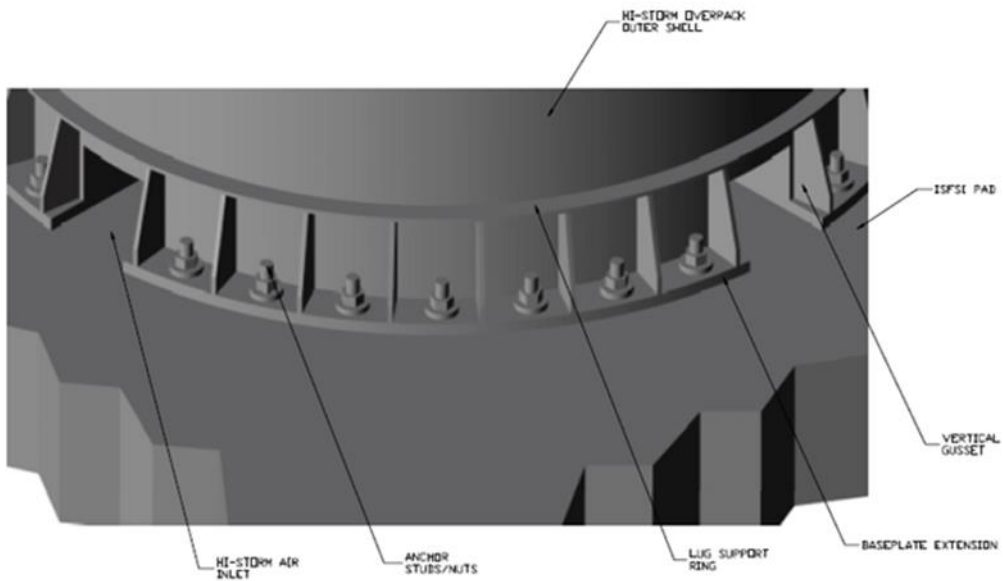


圖 9. HI-STORM 100A & HI-STORM 100SA 下方錨點設計

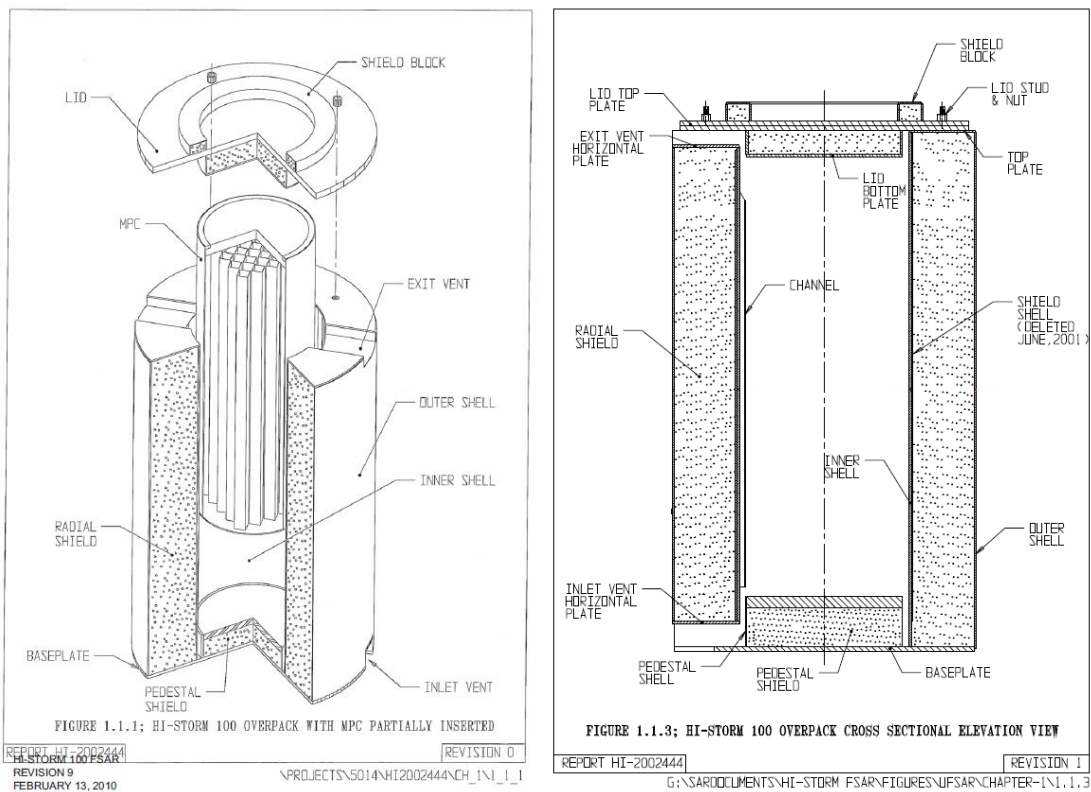
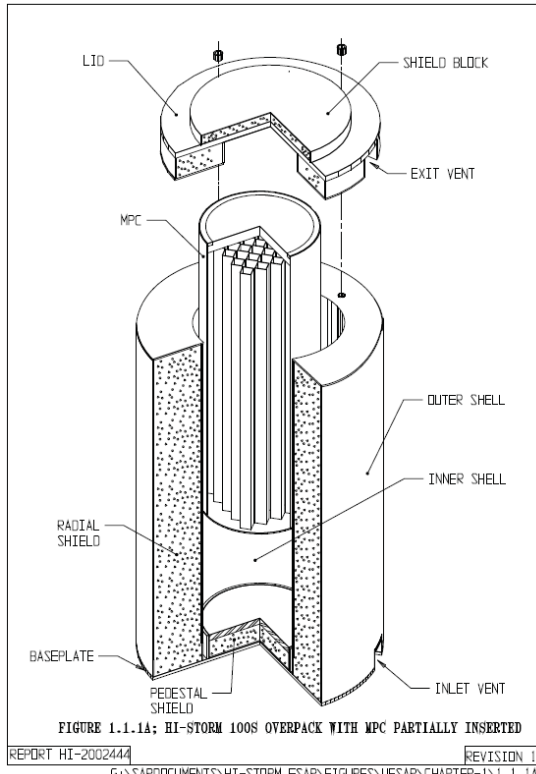
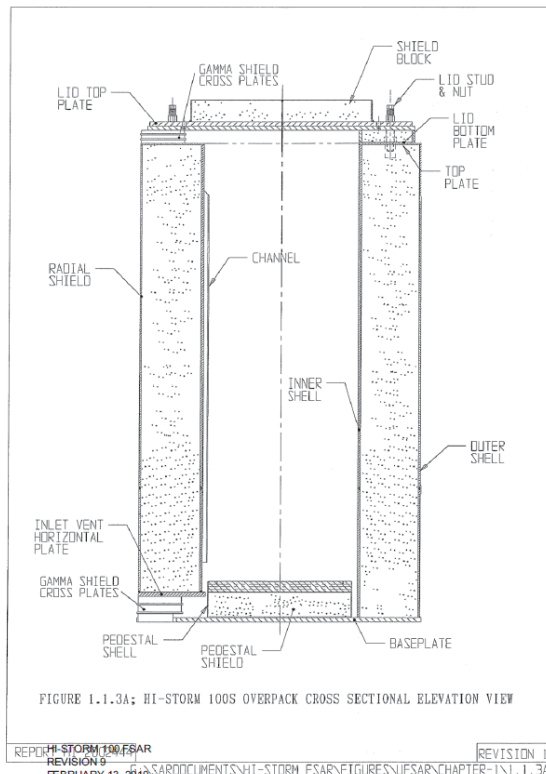


圖 10. HI-STORM 100



REPORT HI-2002444 REVISION 1  
 G:\SAR\DOCUMENTS\HI-STORM FSAR\FIGURES\UFSAR\CHAPTER-1\1.1.1A



REPORT HI-STORM 100S FSAR REVISION 9  
 FEBRUARY 13, 2010 G:\SAR\DOCUMENTS\HI-STORM FSAR\FIGURES\UFSAR\CHAPTER-1\1.1.3A

圖 11. HI-STORM 100S

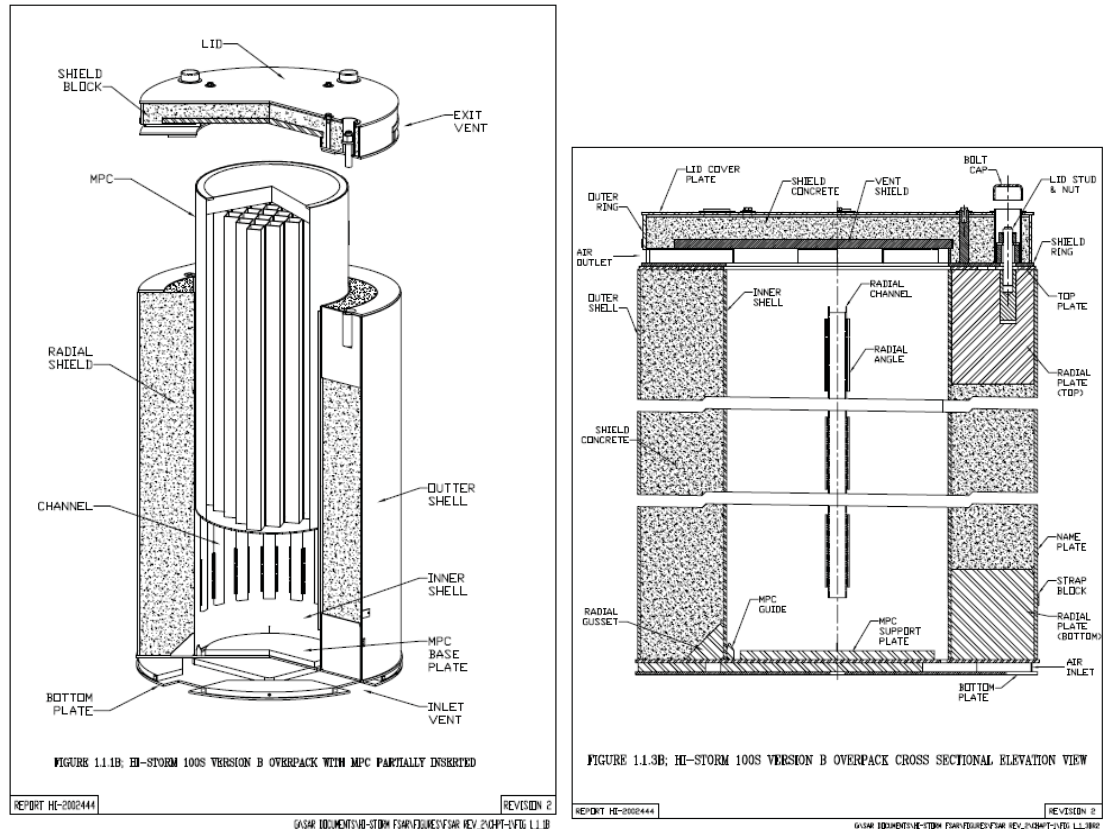


圖 12. HI-STORM 100S Version B

b. 設計規範

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

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

#### 6.2.2.2 MPC 密封鋼筒

##### a. 結構簡介

MPC 為圓柱形銲接鋼筒，每一種 MPC 的外徑皆相同(約 68-3/8 inches)，高度最高約為 190-1/2 inches，差異僅在於不同型的鋼筒存放燃料束類型(BWR 或 PWR)及數量不同。MPC 組件分為燃料提籃(Fuel Basket)、底盤(Baseplate)、鋼筒外殼(Canister Shell)、上蓋(Lid)和密封環(Closure Ring)。燃料束提籃銲接於鋼筒內側，吊掛耳位於 MPC 鋼筒內表面，吊耳亦為上蓋銲接前的軸向定位裝置，因此內部的吊耳只能在未裝填燃料束前使用，裝填後則無法再使用。MPC 上方為多重的密封系統，其中上蓋可能為一層或雙層的圓盤，邊界銲接(Edge-welded)於鋼筒外殼層，若是使用雙層的上蓋，係以最上層的上蓋為密封壓力邊界來做密封分析，下層的上蓋作為輻射屏蔽，再以非結構及維持壓力的銲接連接至上層上蓋。上蓋設有通氣及排水孔，用以移除內部水氣及空氣並回填氬氣用，並於密封環安裝後銲接密封，密封環係以邊界銲接的方式氬銲接於鋼筒外殼及上蓋。MPC 所有密封邊界的材料皆為經管制單位同意之 Type 316、Type 316LN、Type 304、Type 304LN 四類不銹鋼所組成。



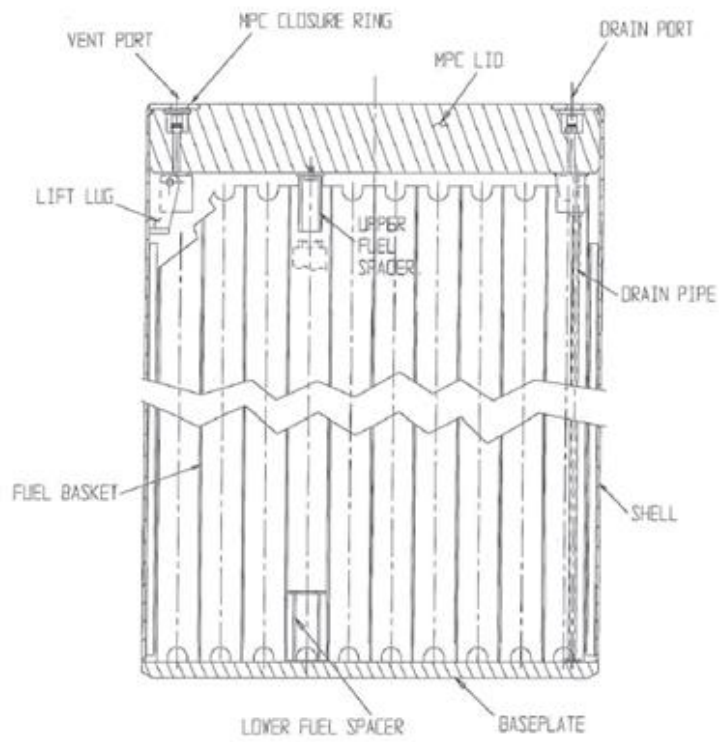


圖 13. MPC 橫截面

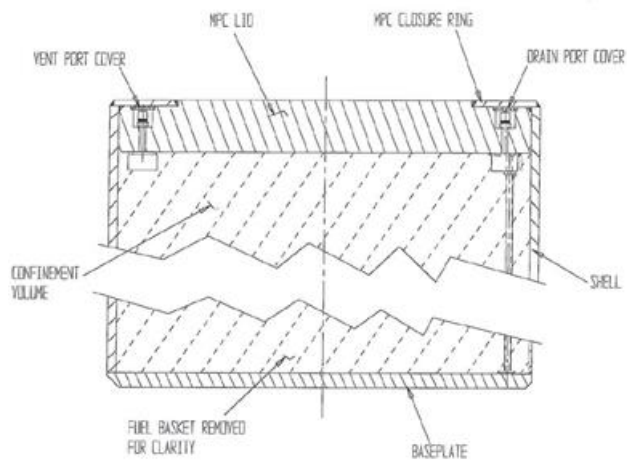


圖 14. MPC 上蓋密封邊界

b. 設計規範

1. 設計執照使用年限依據 10CFR72.42(a) & 10CFR72.236(g)進行規範。
2. MPC 結構組件包含內部燃料提籃 (Internal Fuel Basket) 及包封容器 (Enclosure Vessel)，每種 MPC 會依據放置的燃料類型不同而有不同的提籃設計，提籃設計根據 ASME Code, Section III, Subsection NG，再加上 NRC 提供的替代方案。包封容器的設計及建造根據 ASME Code, Section III, Subsection NB，再加上 NRC 提供的替代方案。
3. MPC 具有對放射性物質密封的效果，其密封特性的設計也考慮了在正常、異常及假設的意外事故情況下亦能維持。正常情況下 MPC 的設計壓力為 100psig、異常狀況下為 110psig，意外事故分為內部及外部，設計壓力分別為 200psig、60psig(依據 ANSI/ANS 57.9)。
4. MPC 為避免用過核子燃料束的劣化，是於 MPC 內部填充惰性氣體氬氣，並且能維持燃料護套溫度低於設計基準溫度。
5. HI-STORM 100 密封邊界 (Confinement Boundary) 是由所有完全銲接的 MPC 組件構成，每種 MPC 的限制都相同，而密封邊界包括 MPC 外殼、底盤、MPC 上蓋 (包含通風和排水蓋)、MPC 密封環以及銲接線，構成貯存用過核子燃料束的密封銲接容器。
6. MPC 無須使用任何閥件、襯圈、機械密封組件來密封，密封邊界設計及製造皆根據 ASME Code, Section III, Subsection NB。銲接的方式為多重銲接法，各個組件的銲接都須經過液滲測試 (Liquid Penetrant Inspection) 及容積測試 (Volumetric Examination)。液滲測試為必要測試，容積測試則為非必要。外殼、外殼與底板銲接的氬氣洩漏測試需於填裝燃料前進行，上蓋之通風及排水孔蓋的銲接亦須經過氬氣洩漏測試以確保銲接的完整性，其中上蓋及外殼的銲接依據 NRC Interim Staff Guidance -18 (ISG-18) 標準，並於燃料裝填後亦需經壓力測試以確保結構銲接的完整性，氬氣洩漏測試依據 ANSI N14.5-1997。

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

表 6 MPC 最小回填氣壓的理論限值

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

c. 密封法規及檢測

1. 銲工和銲接程序依據 ASME Code Section IX 規範及 ASME Section III Subsections (e.g., NB, NG, or NF)。
2. 銲接的目視檢測依據 ASME Code, Section V, Article 9 並符合 ASME Code, Section III, Subsection NF, Article NF-5360 的標準，特別是燃料束提籃的銲接需符合 ASME Code Section III, Subsection NG, Article NG-5360 標準。此外，銲接的非破壞性檢測人員資格須依據 SNT-TC-1A。
3. 銲接修復需依據 ASME Code, Section III, Article NB-4450, NG-4450, or NF-4450。
4. MPC 上蓋及外殼的銲接需經過多層的液滲測試，包括根部至最終銲接層

和每 3/8inch 銲接厚度，若需容積測試則需使用超音波檢測法。最大無法被偵測的缺陷必須小於臨界的缺陷大小，其中臨界的缺陷大小需根據 ASME Section XI methods 來定義，且臨界的缺陷大小不能超越 NB-3000 限值。銲接的檢測需由合格的檢測人員執行並符合 ASME Section III, NB-5350 (液滲測試)和 NB-5332(超音波檢測)規範。

5. 密封邊界的壓力測試需依據 ASME Code Section III, Subsection NB, Article NB-6000 的規範。淨水壓力測試(Hydrostatic Testing)需用 125%的設計壓力進行測試，氣動測試(Pneumatic Testing)需使用 120%設計壓力進行測試。壓力測試完成後，MPC 上蓋和外殼的銲接表面需再經過液滲測試，根據 ASME Code, Section III, Subsection NB, Article NB-5350 的規範。
6. MPC 的銲接若有需要修復，需依據 ASME Code, Section III, Article NB-4450 規定的程序進行。
7. 洩漏測試需依據 ANSIN14.5 的規範程序執行，並於未裝填燃料下進行測試。MPC 上蓋通風及排水孔的氦氣洩漏測試需使用氦質譜測漏儀(Helium Mass Spectrometer Leak Detector, MSLD)。若洩漏率超出標準，需依據 ASME Code Section III, Subsection NB, Article NB-4450 的規範進行修復，並重新測試直到洩漏率符合標準。

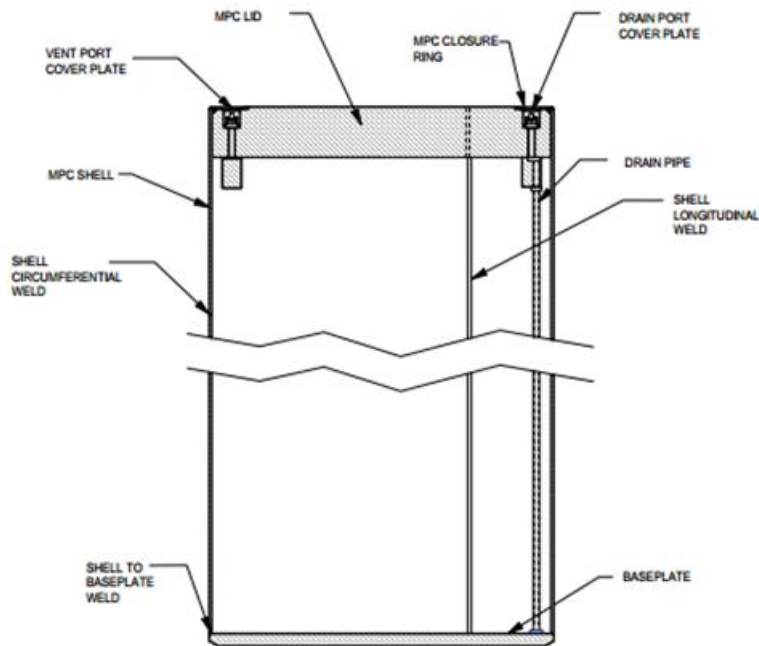


圖 15.密封邊界示意圖

### 6.2.2.3 HI-TRAC 傳送護箱

#### a. 結構簡介

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

#### b. 設計規範

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

NRC 提供之部分替代方案。

3. 吊掛耳軸和相關附件設計依據 NUREG0612 和 ANSI N14.6 規範。
4. 傳送護箱設計適用於所有正常、異常及意外事故，於任何情況下需確保 MPC 免於變形，並可讓 MPC 重新裝填。
5. 傳送護箱不提供任何密封功能，密封功能僅由 MPC 提供。
6. 耳軸有限制最高設計吊掛負載，HI-TRAC 100 和 HI-TRAC 100D 為 200,000 磅，HI-TRAC 125 和 HI-TRAC 125D 為 250,000 磅。
7. 安全設計係以 NUREG-0612 之深度防禦(Defense-in-depth)為準則。
8. 傳送護箱的水護套層需於完成銲接後通過靜水壓力測試(Hydrostatically Tested)，測試壓力儀器的上限值需為測試壓力值的兩倍，測試壓力值為  $71 \sim 75 \text{psig} + 3.0 \text{psig}$ ，持續時間為 10 分鐘，依據書面及批准的程序。
9. 銲接處需經液滲測試(PT)及磁性粒子(MT)測試，依據 ASME Code, Section V, Articles 6 and 7 之規範，各別需符合 ASME Code, Section III, Subsection NF, Articles NF-5350 和 NF-5340 之標準。

#### 6.2.2.4 HI-STORM 設計規範與 INER-HPS 之比較

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

- d. 核一廠使用的密封鋼筒銲接缺陷修護需符合 ASME Code Section III, NB-4450 規範，與 HI-STORM 之密封鋼筒採用相同修復標準。
- e. 核一廠使用的密封鋼筒所有可見的銲接結合部分需做目視檢查，依據 ASME Code Section V, Article 9、ASME Code Section III, NB-4424 與 NB-4427 為接受標準。與 HI-STORM 相同的是 ASME Code Section V, Article 9，但使用的是 ASME Code, Section III, Subsection NF, Article NF-5360 的標準。
- f. 核一廠使用的密封鋼筒於裝載燃料及屏蔽上蓋封銲後，排氣孔及通氣孔孔蓋封銲前執行 35 psig 的氣壓測漏(Leak Testing)，接受標準為維持 10 min 的壓力不降，目的在檢測屏蔽上蓋的封銲是否洩漏，其中密封鋼筒正常內壓設計壓力為 15 psig。HI-STORM 密封鋼筒於上蓋封銲完成後若進行淨水壓力測試 (Hydrostatic Testing)時需用 125%的設計壓力進行測試，氣動測試(Pneumatic Testing)需使用 120%設計壓力進行測試，正常情況下 HI-STORM 密封鋼筒的設計壓力為 100psig。
- g. 核一廠使用的傳送護箱吊掛、運送組件吊耳軸及相連接壁體的吊運是依據 NUREG-0612 及 ANSIN14.6，與 HI-STORM 傳送護箱 HI-TRAC 採同一設計標準。

### 6.2.3 HI-STAR 系列

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

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

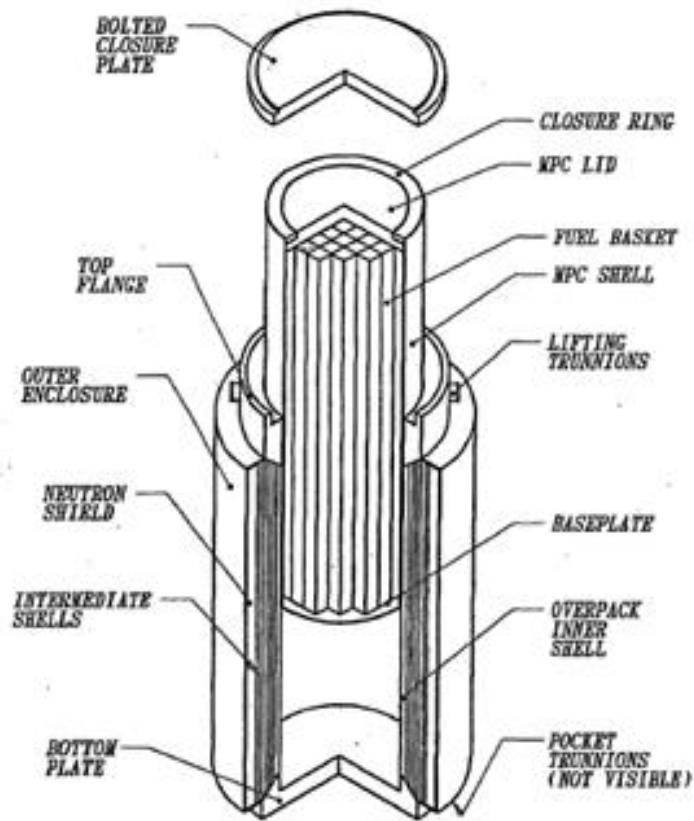


圖 16.HI-STAR 結構

### 6.2.3.1 外包裝

#### a. 結構簡介

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

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

如圖 17 所示，外包裝的外表面內殼支撐於中間的加馬射線屏蔽外殼，作為



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

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

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

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

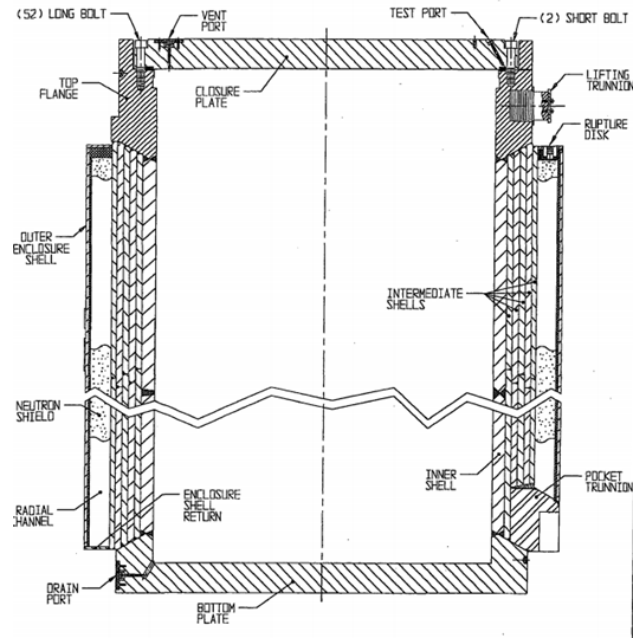


圖 17.外包裝剖面圖

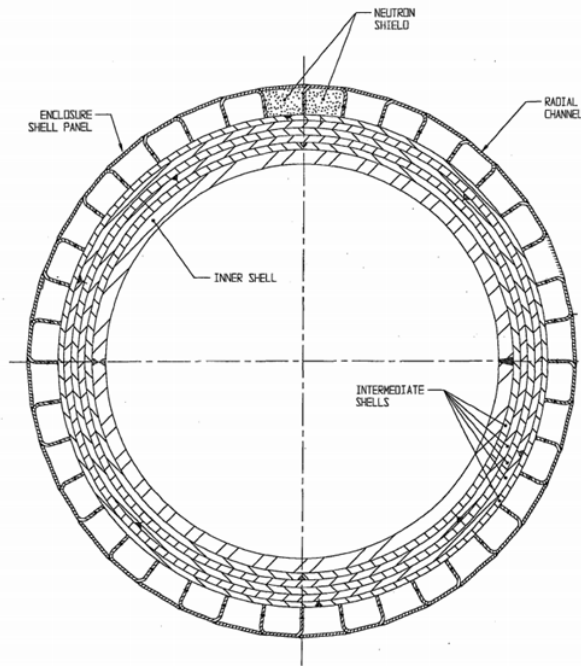


圖 18.外包裝上視圖

b. 設計規範

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

2. HI-STAR 外包裝上盤、密封上盤、內殼層及底盤設計製造依據 ASME Code, Section III, Subsection NB，不適用的部分採用 NRC 建議的替代方案，外包裝鋼結構設計及製造依據 ASME Code, Section III, Subsection NF。
3. 外包裝設計考量正常、異常及設計基準事故裝載之情形。
4. 外包裝非為放射性物質之密封邊界，是由 MPC 提供，外包裝僅提供對 MPC 密封邊界的物理保護及生物屏蔽。
5. 外包裝之上盤設有兩個懸吊耳軸，是為高強度合金，設計依據 ANSIN14.6 之標準並符合 NUREG-0612 之規範。
6. 裝載 MPC 的操作程序需符合 10CFR50。

#### 6.2.3.2 密封鋼筒 MPC

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

#### 6.2.3.3 傳送護箱 HI-TRAC

##### a. 設計規範

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

### 6.2.4 NUHOMS 系列

NUHOMS 系統包含密封鋼筒(Dry Shielded Canister, DSC)、水平貯存模組

(Horizontal Storage Module, HSM)及傳送護箱 (Transfer Cask, TC)，設計提供用過核子燃料的貯存年限為 40 年。

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

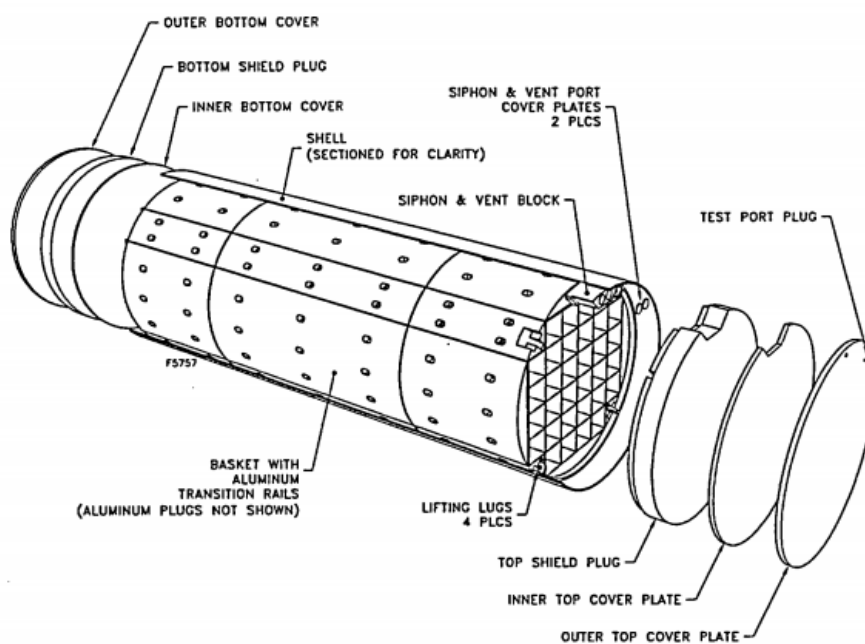


圖 19. NUHOMS 密封鋼筒示意圖

## 6.2.5 CASTOR

### 6.2.5.1 系統設計規範

德國使用的用過核子燃料乾式貯存設施依據 ESK 導則(Guidelines for Dry Interim Storage of Irradiated Fuel Assemblies and Heat-Generating Radioactive Waste in Casks)。採用 GNS 公司設計製造的 CASTOR 系列金屬護箱，護箱類型如表 7，上蓋分為兩層皆由螺栓鎖固，密封方式為使用雙層 C 型墊圈(Double Jacket Metal Seals)置於上蓋與腔體間，如圖 20 所示。外層材料為銀或鋁，內層為不銹鋼，上蓋密封完成後依據規範的氦氣洩漏率( $Q_{He/St}$ )標準需小於  $10^{-8} \text{ Pa}\cdot\text{m}^3/\text{s}$ ，並遵循 IAEA 的運送規範 TS-R-1，在一般及異常狀況下能確保鋼筒密封之完整性並能達到洩漏率之規範[24]。

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

根據 ESK 貯存設施安全管制之導則，須依據原子能法(AtG)規定貯存設施需

於裝載貯存筒啟用後每十年實施一次安全評估，並定期提出安全審查報告，其目標包含以下:[27]。

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

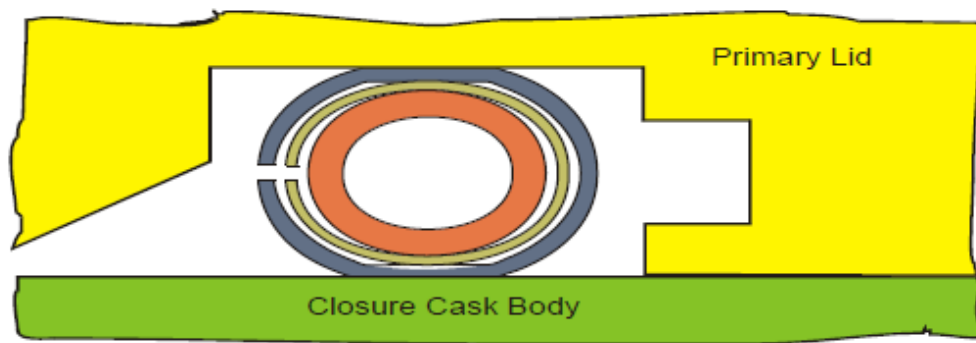


圖 20.C 型金屬墊圈

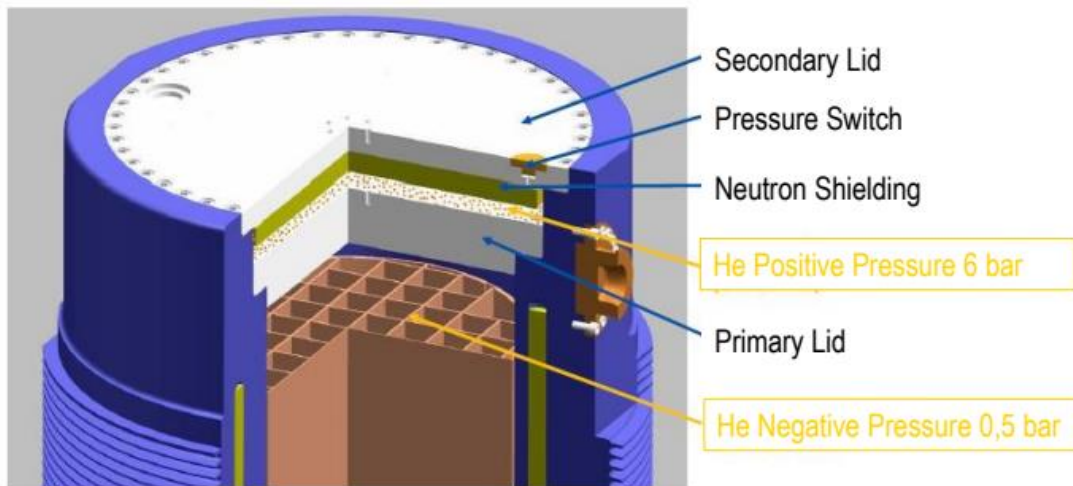


圖 21. CASTOR 上蓋系統氦氣壓力示意圖

表 7 德國護箱規格整理表

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

### 6.2.6 室內與露天乾貯之結構及密封的差異比較

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

採用室內乾式貯存設施的國家有英國、日本及德國，其中英國採用 Holtec 公司的 HI-STORM 系列乾貯筒，廠房採用的鋼構建築僅有防止氣候方面災害的功用，並無任何核能安全相關的防護功能，鋼筒結構及密封標準參考原用於露天乾

貯的 HI-STORM 系列審查標準[12]。德國室內乾貯設施使用的 CASTOR 系列設計及製造採用德國 ESK 導則，密封洩漏率標準參照 IAEA 規範 TS-R-1，密封方式採用螺栓鎖固，日本之大型護箱密封方式亦採螺栓鎖固，與我國 INER-HPS 使用的銲接方式不同，但其洩漏標準限值與 ANSI N14.5 設定的洩漏率標準無明顯差異，其設計標準皆不致使鋼筒之氬氣洩漏氣危及鋼筒之密封安全[24][28][29]。

表 8 各類型護箱密封法規之比較

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



## 6.3 研析室內乾貯之結構及密封安全分析工具及方法論

### 適用性評估

#### 6.3.1 結構安全分析工具及方法論適用性評估

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

NUREG-1536[32]提到需要驗證申請者是否有提供關於電腦模式的資訊並審查結構分析的結果。針對結構分析方法主要包含有限元素分析法(Finite-element Analysis)、封閉計算(Closed-Form Calculations)、其他特定護箱組件的結構分析(Structural Analysis for Specific Cask Components)。

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

封閉計算可以應用於簡單的結構負載情形或已有對應公式可以採用的情形下，也可以作為有限元素法分析出來的結果進行確認比對；為了符合 ASME Code, Section III 的使用，採用封閉計算時使用線性材料特性。針對其他特定護箱組件的結構分析，須包含的組件如燃料提籃、密封邊界的螺栓、掛耳等。

NUREG-1536 提到結構分析方法及程序用來評估 Confinement Structures, Systems, and Components(SSCs)的結構完整性時，相關的程序應該包含討論計算方法、封閉式計算、以及原型或比例模型測試。在 ASME B&PV Code 中，基於延性材料的最大剪切應力理論而定的應力強度限值，例如：護箱內部應力狀態可由帶有頂蓋的圓筒應力公式來計算，而 NRC 認同封閉式公式中分析應力與應變的 Young's Roark's 公式。護箱掉落測試可以採用原型或比例模型進行測試。針對混凝土的結構分析部分主要是針對強度設計(Strength Design)，NRC 接受 ACI 349[33]對於混凝土結構的強度設計。強度設計是常被用於美國混凝土設計，也是 Independent Spent Fuel Storage Installations (ISFSI)或 Monitored Retrievable Storage (MRS)對混凝土結構唯一接受的設計方法。例如 ACI 318[34]及 ACI 349 規範所採用的強度設計，ACI 359[35]程序構成可容許強度設計的方法。

在 NUREG-1567[36]中，詳細討論結構分析方法及程序，用以評估 SSC 的結構完整性。相關的程序應該包含討論計算方法、封閉式計算、以及原型或比例模型測試。此外，採用何種計算模式的指引應由申請者提供，而後經由審查程序。表 9 列出目前 INER-HPS、HI-STORM 以及 HI-STAR 所採用的分析程式與版本，依據表 9 相關內容，進一步對各型乾式貯存系統進行研析。

表 9 各類護箱所使用之分析程式比較

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

### 6.3.1.1 HI-STORM

#### a.MPC (Multi-Purpose Canister)

MPC[37]中的主要兩個元素：包封容器(Enclosure Vessel)、燃料提籃(Fuel Basket)係採分開模擬，包封容器的模型著重在其應變及應力在不同負重下的量化，而燃料提籃的模型則是著重在其應變及非機械式傾覆下的位移，其模型如圖 22 所示。

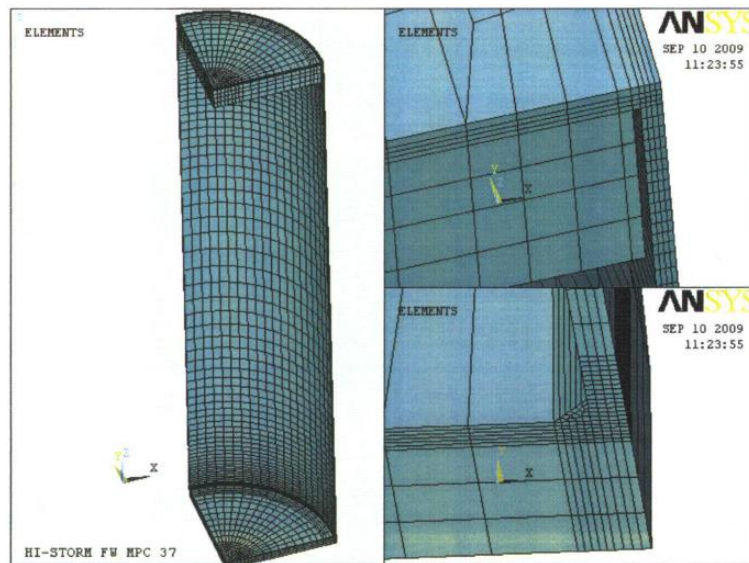


圖 22.MPC 包封容器之 ANSYS 模擬模型

#### b. 外包裝

針對不同的事件會使用不同的有限元素法運算程式碼，各組件的模擬則使用 SOLID45、SHELL63 和 SOLSH 190 元件，這些程式碼及元件的運用在先前的乾貯筒執照應用上皆有經驗，其模擬之模型如圖 23。LS-DYNA 軟體用於混凝土上蓋的模擬，SOLID65 元件則使用 MAT PSEUDOTENSOR (或 MAT\_016) 原件來取代。而包封容器的鋼鐵組件，以非線性的應力應變關係呈現，其使用的定律為：

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

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

#### c. HI-TRAC VW 傳送護箱(Transfer Cask)

傳送護箱的應力分析著重在意外發生的狀況下水護套層的性能、最大的提升應力下，傳送護箱頂部邊緣的螺紋錨定位置性能，以及護箱本身重量加上 MPC 重量時底蓋的性能。

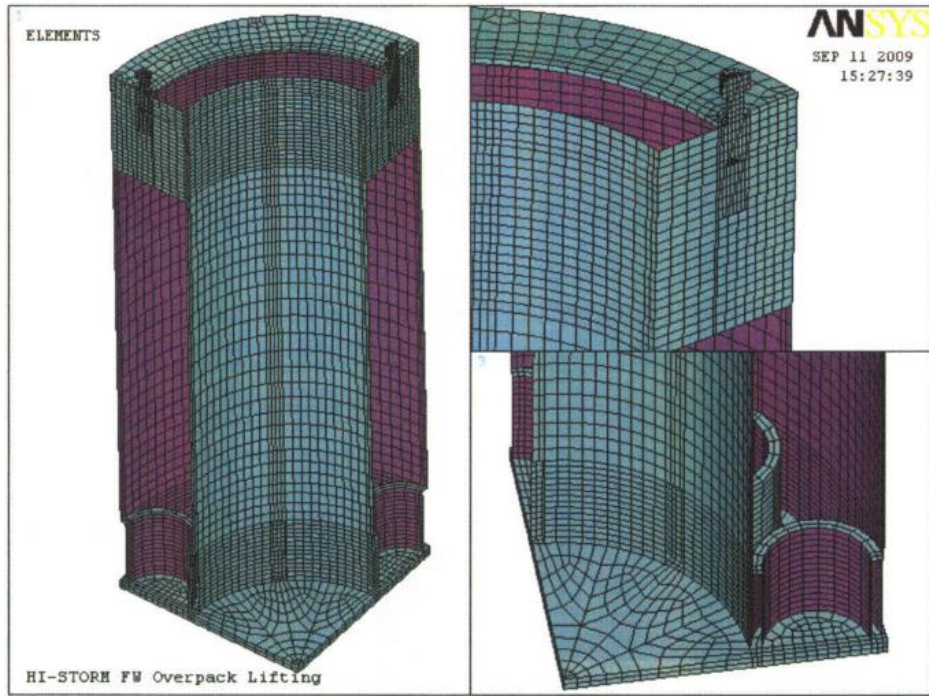


圖 23.外 HI-STORM FW 外包裝之 ANSYS 模擬模型

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

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

### 6.3.1.2HI-STAR

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

#### a. MPC

採用有限元素法於正常、異常及意外的負載狀況下應用，以 ANSYS 程式執行模擬，遵照備忘錄編號 71-9261(Docket Number 71-9261)。MPC 包含燃料提籃、提籃支撐結構和外殼，並不包括非結構組件，其平面模型如圖 24 所示。該分析使用了五種 ANSYS 元素：BEAM3、PLANE82、CONTAC12、CONTAC26 和 COMBIN14，在平板的提籃支撐部分使用 BEAM3，立體的提籃支撐則使用 PLANE82，提籃與提籃支撐之間間隔則使用 CONTAC12，MPC 外殼與外包裝之間的接觸則使用 CONTAC26 來模擬[38]。

#### b. 外包裝

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

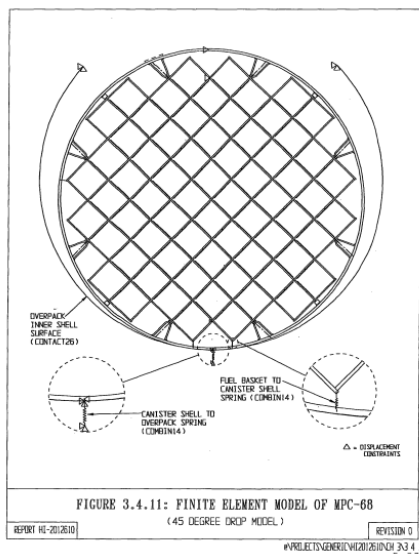
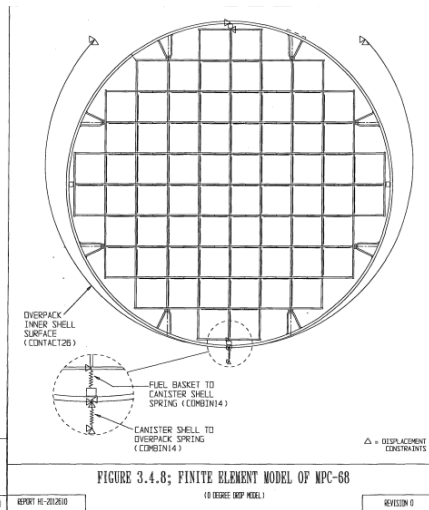
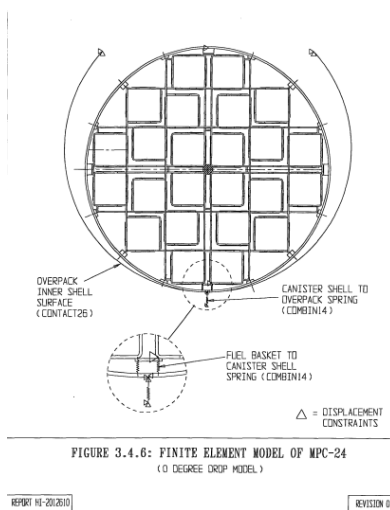
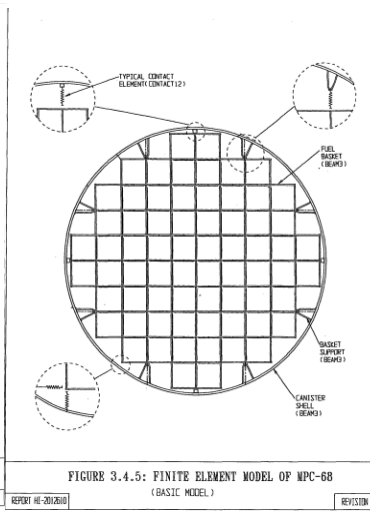
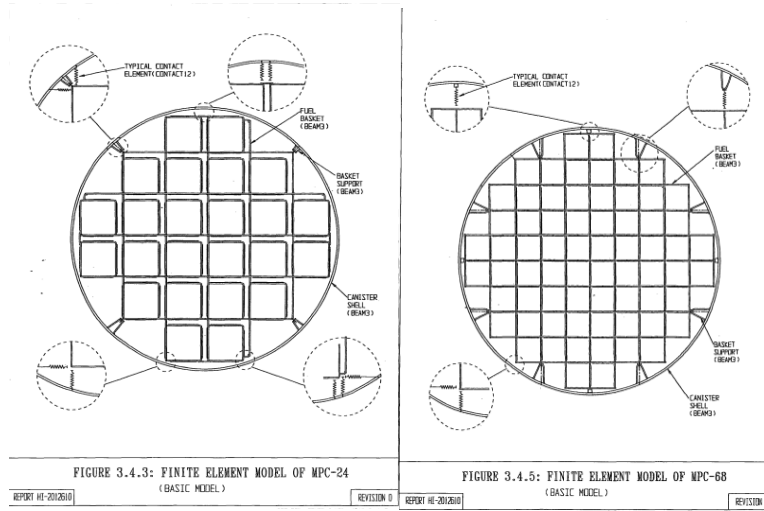


圖 24.HI-STAR MPC 之模擬模型



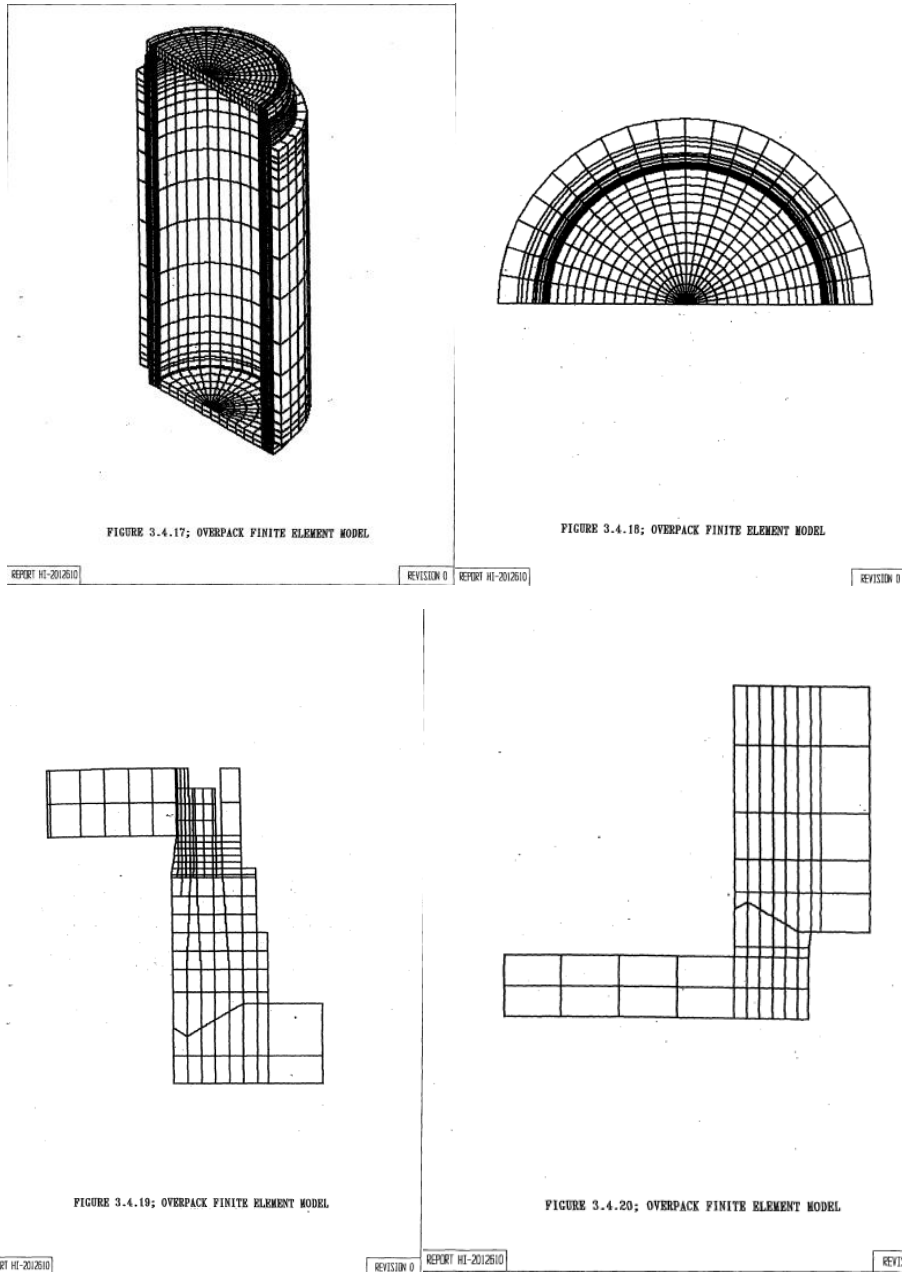


圖 25.HI-STAR 外包裝之模擬模型

### 6.3.1.3 NUHOMS 系列

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

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

#### 6.3.1.4 CASTOR 系列

德國密封鋼筒的密封方式採用 C 型金屬墊圈密封並使用螺栓固定上蓋，上蓋的密封於飛行器撞擊或建築物倒塌下之機械行為分析是採用 ABAQUS 6.3 有限元素程式進行模擬分析[39]，並符合 BAM GGR-008 導則(Numerical Safety Analyses for the Approval of Transport and Storage Casks for Radioactive Materials)。

另外，德國政府機構 BAM 亦針對用過核子燃料之運輸筒做掉落及火災測試，採用的電腦模擬程式為 ABAQUS、LS-DYNA、ANSYS 有限元素模型進行實際測試前分析[40]。

### 6.3.2 密封安全分析工具及方法論適用性評估-

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

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

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

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

## 6.4 室內與露天乾貯之應力腐蝕龜裂的差異

### 6.4.1 各類乾式貯存筒材料之比較

各類乾式貯存筒材料之比較，如表 11 所示，包含露天乾貯與室內乾貯可能採用的護箱類型及使用材料。表 12 顯示各種材料的機械及物理特性[41-44]，表 13 顯示金屬材料的組成成分[45-46]。

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

德國的鑄鐵筒 CASTOR-V，其筒身為一體成形的球墨鑄鐵材質，球墨鑄鐵係將白口鑄鐵經過球化和孕育處理後得到的高性能鑄鐵，析出的石墨呈球狀故稱為球墨鑄鐵，其塑性和韌性相對於普通鑄鐵可以大幅度提高。CASTOR 護箱內層外用鎳被覆，外層漆有環氧樹脂塗層。為了具有更好的移熱效果，外層裝設有 60mm 厚的散熱片，主蓋與第二層的上蓋以不銹鋼製成，與筒身之間以合成橡膠 (Elastomer) 確保其密封性，並以螺絲固定。筒內固定燃料束的燃料提籃，則以硼含量較高的不銹鋼製成[47]。

表 11 各類型護箱及其主要材料

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

表 12 各類材料之機械及物理特性

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

表 13 各種金屬材料之組成成分表

	C	Si	Mn	P	S	Mg	Cr	Mo	Ni
FCD400	3.6- 3.8	2.6- 2.8	Max. 0.3	Max. 0.05	Max. 0.02	0.04	-	-	-
SUS304	Max. 0.08	Max. 1.00	Max. 2.00	Max. 0.045	Max. 0.03	-	18.0- 20.0		8.00-10.50
SUS304L	Max. 0.03	Max. 1.00	Max. 2.00	Max. 0.045	Max. 0.03	-	18.0- 20.0		9.00-13.00
SUS316L	Max.0 .08	Max.1 .00	Max.2 .00	Max.0. 045	Max. 0.030	-	16.00~ 18.00	2.00~3 .00	10.00~14.00

## 6.4.2 各類金屬常見的腐蝕行為

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

### 6.4.2.1 球墨鑄鐵

#### I. 平板狀試片(Plate Specimen)的腐蝕：

相關文獻顯示，將球墨鑄鐵與不銹鋼的平板試片放置在模擬極端海邊的環境下進行腐蝕速率試驗，發現經過 1200 小時的實驗，球墨鑄鐵的均勻腐蝕速率約為  $1.1 \times 10^{-4}$  mpy(mill per year，腐蝕速率單位)，不銹鋼為  $6.8 \times 10^{-7}$  mpy，相差超過 6000 倍，可知球墨鑄鐵與不銹鋼在同一測試環境下的腐蝕速率有明顯差異[48]。

#### II. 球墨鑄鐵管件 (Ductile Iron Pipe)：

除了作為乾式貯存筒的材料之外，球墨鑄鐵最多的應用是作為管件，文獻顯

示鑄鐵管件的腐蝕機制，包含以下幾種：

1. 均勻腐蝕：可預測的腐蝕狀況，較容易防範。
2. 孔蝕：在高氯、氮、硫的環境，較容易產生。一旦孔蝕發生，便會形成起始點，造成更深層的腐蝕狀況產生。
3. 間隙腐蝕：發生在間隙、停滯溶液表面的局部電化學腐蝕情形。
4. 加凡尼腐蝕(Galvanic corrosion)：兩活性不同之金屬，相連之後形成電位差異，造成一端金屬腐蝕情形加劇的狀況。
5. 石墨腐蝕：如同加凡尼腐蝕的機制，對鐵而言，石墨是為陰極，因此活性較大的鐵有腐蝕的情況發生，多數發生在水中、含硫的鹽霧環境中[49-50]。

#### 6.4.2.2 不銹鋼

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

日本電力中央研究所進行不銹鋼的材料腐蝕，其測試結果如下：

##### 1. 應力腐蝕龜裂的發生機制

-經由反覆的鹽沉積實驗結果得到，在不銹鋼表面必須發生鹽分沉積，且氯離子濃度達到  $0.2\text{g}/\text{m}^2$  以上的濃度，應力腐蝕龜裂才會發生。

## 2. 裂縫成長速率的測量

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

## 3. 應力腐蝕龜裂的測試

-取下不銹鋼筒的部分圓環(半徑：1832 毫米、厚度：16 毫米)製作成試片，並置於  $4 \text{ g/m}^2$  氯沉積、溫度  $80^\circ\text{C}$ 、相對溼度 35%的環境下進行 5000 小時實驗後，才有發現應力腐蝕龜裂的產生，但在 Low Plasticity Burnishing (LPB) 部分並沒有發現龜裂產生[51]。

根據日本東京工業大學及中央電力研究所的文獻指出，當氯離子沉積量超過  $10\text{g/m}^2$ 、相對溼度 35%及溫度  $80^\circ\text{C}$  以上，並且預加應力 500MPa 的加速測試實驗情況下，需要最少 300 小時以上，304L 不銹鋼試片才会有應力腐蝕龜裂產生的可能性[52]。

美國核管會(NRC)的文獻中[53]，進行 304、304L、316L 銲接及未銲接材料的應力腐蝕龜裂實驗，文獻提到使用模擬乾貯筒張應力之 U-bend 試片(外加應變為 0.25)，以鹽霧方式進行環境的模擬，於  $43^\circ\text{C}$  下經過四星期的實驗測試下，可以在 304、304L 發現孔蝕的存在。而 316 及 316L 試片上，發現腐蝕情形較不嚴重，但仍在銲接的熱影響區發現部分孔蝕，經過四星期的測試下，幾乎沒有發現裂紋的產生。進行至第十六周的實驗中，只有 304、304L 的試片，發現寬度約為 3 至 5 $\mu\text{m}$  的裂紋，316 及 316L 並沒有觀察到。另外文獻中，也進行了較嚴苛的鹽噴灑環境模擬的實驗，發現在  $25^\circ\text{C}$  下，以模擬海水進行噴灑的環境中(海水濃度為 3.5%)，放置兩個月的時間，所有的試片皆未觀察到應力腐蝕龜裂的情形。

另外可能發生的腐蝕機制為加凡尼腐蝕，但各種不銹鋼材料間因無有效之電化學電位差，故不會發生電位腐蝕。沃斯田鐵系列不銹鋼與鋁之間雖有電化學電位，但不銹鋼為相對陰極，故受鋁保護不致產生電位腐蝕。另外，密封鋼筒內為



惰性氣體(氬氣)環境，可有效防止上述情況產生。鋼筒密封邊界材料為 304L 不銹鋼，屏蔽上蓋 (Shield Lid) 材料則為 304 不銹鋼。前者在銲接時，晶界具有抗衝擊能力，故密封鋼筒在使用壽命期限內不會產生沿晶應力腐蝕，後者雖在銲接期間產生些微敏化(Sensitization)，但不影響其在密封鋼筒壽限內之功能[30]。

#### 6.4.2.3 非鐵金屬[30]

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

#### 6.4.2.4 碳鋼

INER-HPS 系統中提籃的承載圓盤為碳鋼(SA-533)材質，表面覆以無電鍍鎳用以保護其在水中不會銹蝕，因鎳鍍層與池水不反應故不會產生氣體。碳鋼、鋁及沃斯田鐵間雖有些許電化學電位，但加上鍍鎳保護後，在水中不產生電化學腐蝕。傳送護箱主要由 ASTM A-588 碳鋼所製成，表面以環氧樹脂(Epoxy)包覆以防止銹蝕並形成光滑表面，混凝土護箱鋼內襯為 ASTM A36 碳鋼製成，亦以環氧樹脂覆蓋以防止銹蝕。

### 6.4.3 實際鹽沉積量及相關研究分析

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

#### 6.4.3.1 日本電廠實際氯鹽沉積量

首先，根據日本電力中央研究所(CRIEPI)平成十九年(2007)的報告[54]，以金屬護箱貯存設施為對象，偵測室內外的鹽分濃度，了解氯鹽沉積的量及成分組成。

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

##### 1. 貯存廠房內外鹽分的測定

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

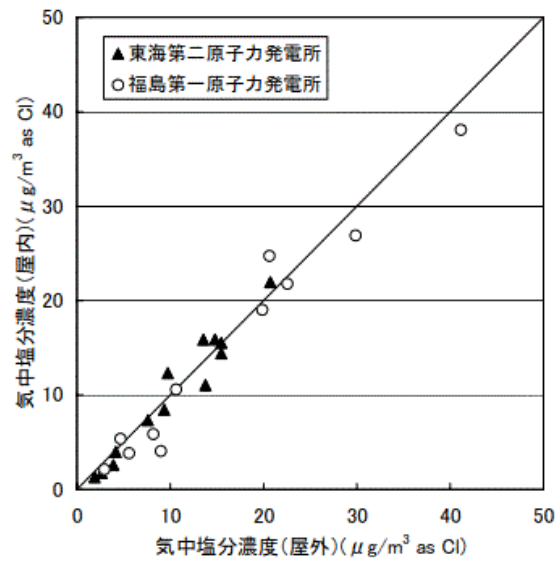


圖 26.建築物室內外的空氣中鹽分濃度比較

## 2. 金屬筒表面鹽分的沉積量

金屬筒表面的鹽分密度測定，福島第一核電廠(距離海邊約 80m)，金屬筒表面的沉積量約  $0.05\sim 0.26\text{ g/m}^3$  (沉積約三個月的時間)。東海第二發電廠(距離海邊 450 公尺)，沉積量為  $0.002\sim 0.006\text{ g/m}^3$  (沉積三年四個月)。針對表面鹽分的定量、定性分析結果顯示主要元素為 Ca、Cl、K、Mg、Na、Pb、S、Si、Zn，主要的物質為 NaCl、CaSO<sub>4</sub>。因此在考慮腐蝕情形時，地區鹽類的種類也必須列入考慮，主要是不同種類的鹵鹽潮解程度會隨溫度與濕度而有所差異，對於金屬材料的影響會有所不同。表 14 則呈現了東海第二發電廠金屬乾貯筒表面鹽沉積的量，表 15 則為福島第一發電廠之結果[54]。

表 14 東海第二發電廠金屬乾貯筒表面鹽沉積量

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

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

注1：採取液 100cc

表 15 福島第一発電廠金屬乾貯筒表面鹽沉積量

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

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

注1：採取液 100cc

注2：途中メンテナンス実施の可能性有り

#### 6.4.3.2 台灣沿海氣鹽沉積量

針對台灣電廠沿海有限的數據進行分析，表 16 台灣核三電廠沿海之鹽沉積量之數據資料[55]。由於北部電廠周邊相關鹽沉積的資料量不足，表 17 為電廠建置地區周邊沿海沉積量，數據來自港灣環境資訊網[56]及圖 27 台灣沿海區域氣鹽沉積速率做為參考[57]。

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

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

以內，相對溼度介於 20-50%，然而根據日本東京工業大學及中央電力研究所的文獻指出，在氯離子沉積量超過 10 g/m<sup>2</sup>、相對溼度 35%及溫度 80 °C 以上，並且預加應力 500 MPa 的加速測試實驗情況下，需要最少 300 小時以上，304L 不銹鋼試片才會有應力腐蝕龜裂的產生[52]。雖然鹽沉積的單位不一致，但可以經過換算以及考量雨水沖刷的情況下，實際鹽沉積量仍舊小於文獻中足以誘發應力腐蝕龜裂之鹽沉積量。可以說明，放置在台灣海岸周邊並以沃斯田鐵系不銹鋼為乾式貯存筒之主要材料，並不會因氯鹽沉積而引發嚴重之應力腐蝕龜裂。

表 16 台灣港灣鹽沉積量(mg/m<sup>2</sup>/day)的比較

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

表 17 電廠建置地區周邊沿海沉積量

a.基隆港

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

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

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

b. 台北港

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

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

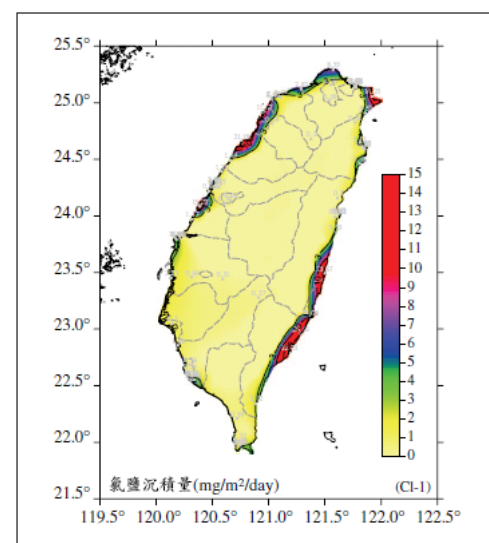
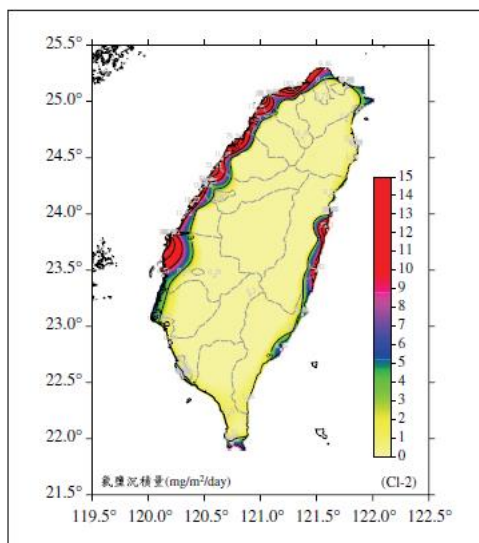
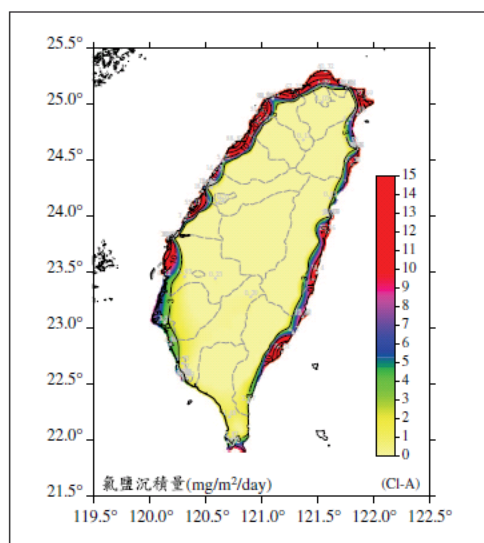


圖 27. 台灣沿海區域氯鹽沉積速率  
(左：2007/5-2008/8；中：2007/5-2007/9；右：2007/9-2008/1)

## 7. 室內乾貯之結構及密封評估管制重點

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

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

## 8. 結論

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

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

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

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



## 9. 参考文献

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

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

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

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

23. NUJHOMSO HD System Safety Analysis Report Rev. 0. 4/04
24. Sven Schubert, et al., Behaviour of metallic seals in CASTOR-cask under normal and accident conditions of transport: qualification requirements, Proceeding of the 15th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM, Miami, Florida, USA, October 21-26(2007)
25. Mr. George Jobson, Dr. Harry Spilker, and Mr. Dieter Methling, CASTOR® X/32 S-A NEW DUAL-PURPOSE CASK FOR THE STORAGE AND TRANSPORT OF SPENT NUCLEAR FUEL, WM'00 Conference, Tucson, AZ, February 27-March 2, 2000.
26. 台電公司，「放射性廢棄物集中式貯存技術考察，」出國報告，104年6月14日。
27. ESK guidelines for the performance of periodic safety reviews and on technical ageing management for storage facilities for spent fuel and heat-generating radioactive waste
28. 行政院原子能委員會放射性物料管理局-日本用過核子燃料乾式貯存安全技術發展研析研究計畫成果報告
29. 金属キャスク中間貯蔵施設に係る技術要件（経産省）20061010
30. 核一 SAR-第六-二章\_結構評估 TPC\_9711
31. 周雄偉、黃金城、康龍全，「各式用過核子燃料乾式貯存護箱介紹與未來發展趨勢，」台電核能月刊，December 2009.
32. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Standard Review Plan for Dry Cask Storage Systems," NUREG-1536, U.S., January 1997.
33. ACI 349, "Code Requirements for Nuclear Safety Related Concrete Structures," and ACI 349R, "Commentary".

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

49. <https://www.nap.edu/read/12593/chapter/4#27>
50. <https://www.corrosionpedia.com/definition/606/graphitic-corrosion>
51. Ryoji Asano. "Study for Introducing Concrete Cask System to Japan," Symposium of Japan Society of Civil Engineers on Advanced Technology for Interim Storage Facility of Nuclear Spent (2016)
52. Mayuzumi, M., J. Tani, and T. Arai. "Chloride induced stress corrosion cracking of candidate canister materials for dry storage of spent fuel." Nuclear Engineering and Design 238.5 (2008): 1227-1232.
53. Caseres, L., and Todd S. Mintz. Atmospheric Stress Corrosion Cracking Susceptibility of Welded and Unwelded 304, 304L, and 316L Austenitic Stainless Steels Commonly Used for Dry Cask Storage Containers Exposed to Marine Environments. Southwest Research Institute, 2010.
54. コンクリートキャスク貯蔵実用化のためのコンクリートキャスク貯蔵実用化のための既存の金属キャスク貯蔵設備での気中塩分計測。研究報告：N06022，電力中央研究所。
55. 羅建明、陳桂清、柯正龍, “大氣腐蝕因子調查及腐蝕環境分類之研究,” 臺北市交通部運輸研究所, March, 2012.
56. 港灣環境資訊網 <http://isohe.ihmt.gov.tw/Station/ACWEB/acweb.aspx>
57. 羅俊雄、劉益雄, "台灣地區金屬材料大氣腐蝕現況," 工業材料雜誌, 305, p.p. 107, 2012.
58. BMUB, Safety Standards of the Nuclear Safety Standards Commission  
<http://www.bmub.bund.de/en/topics/nuclear-safety-radiological-protection/nuclear-safety/legal-provisions-technical-rules/safety-standards-of-hta/>

### 3.3 「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之熱傳管制技術」期末報告

行政院原子能委員會  
放射性物料管理局  
委託研究計畫研究報告

除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存  
安全管制技術

子計劃三:除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存  
之熱傳管制技術研析  
期末報告

委託單位：行政院原子能委員會  
執行單位：國立清華大學  
計畫主持人：許榮鈞 教授  
子項主持人：施純寬、錢景常 教授  
研究人員：曾永信  
計畫編號：105FCMA009  
報告日期：中華民國 106 年 12 月 8 日

# 目錄

1. 中文摘要.....	III-1
2. 英文摘要.....	III-2
3. 計畫緣起與目的 .....	III-3
4. 執行方法以及進行步驟 .....	III-5
4.1 熱流研析執行方法.....	III-5
4.2 研析時程與查核點規劃.....	III-9
5. 完成之工作項目及具體成果 .....	III-12
5.1 國際間乾貯設施之護箱、廠房與作業資訊研析.....	III-12
5.1.1 各式乾貯護箱熱流設計資訊.....	III-13
5.1.2 各式室內乾貯設施廠房熱流設計資訊.....	III-21
5.1.3 各式室內乾貯設施熱流相關之作業程序資訊彙整.....	III-30
5.2 蒐集國際間室內乾貯之熱傳法規要求.....	III-36
5.2.1 各國熱流相關法規、指引與溫度限制之彙整.....	III-39
5.3 研析室內乾貯之熱傳安全分析工具及方法論適用性評估.....	III-41
5.3.1 分析軟體適用性評估.....	III-41
5.3.2 程式功能、數值模式與邊界條件適用性評估.....	III-45
5.3.3 室內乾貯熱流分析模式建立.....	III-48
6. 室內乾貯熱流分析技術研析 .....	III-53
6.1 室內乾貯護箱熱傳分析技術研析.....	III-53
6.2 室內乾貯廠房熱傳分析技術研析.....	III-57
6.2.1 廠房通風機制之影響評估.....	III-57
6.2.2 廠房厚度與材質之影響.....	III-64
6.3 室內與露天乾貯之熱傳的差異研析.....	III-66
7. 建議室內乾貯之熱傳評估的管制重點 .....	III-69
8. 結論.....	III-71
9. 參考文獻.....	III-72



## 圖目錄

圖 1、室內乾貯熱流研析方法與步驟流程圖.....	III-8
圖 2、台電公司申照完成的 INER-HPS 系統 [10].....	III-17
圖 3、德國 CASTOR 系統概略設計尺寸資訊[3].....	III-17
圖 4、HOLTEC 公司的 HI-STROM 100 護箱[24].....	III-18
圖 5、Areva 公司的 NUHOMS 混凝土模組式[25].....	III-18
圖 6、Holtec 公司的 HI-STAR100 金屬護箱與多層上外包裝示意圖[25].....	III-19
圖 7、日本 Mutsu Recycle Fuel Storage Center 乾式貯存系統[8]。.....	III-19
圖 8、英國 SIZE WELL B 電廠之鋼構結構室內乾貯廠房(a)廠房頂部結構、(b) 廠房資訊預估、(c)廠房可能進出氣口位置圖.....	III-26
圖 9、各國鋼筋混凝土結構之室內乾貯廠房(a)德國 STEAG[23]、(b)德國 WTI[23]、(c)日本 RFS[8]、(d)荷蘭 HABOG[32].....	III-27
圖 10、荷蘭 HABOG[32]設施貯存(a)發熱廢棄物、(b)非發熱廢棄物之區域及 (c)整體場區配置圖.....	III-28
圖 11、德國巴登-符騰堡州坑道式室內乾貯廠房[23](a)側視圖、(b)上視圖.....	III-29
圖 12、INER-HPS 傳送護箱[10].....	III-34
圖 13、HI-TRAC 傳送護箱.....	III-35
圖 14、屏蔽-熱流共同分析模型.....	III-50
圖 15、室內乾貯設施搭配混凝土護箱模式之分析模型.....	III-51
圖 16、室內乾貯設施搭配金屬護箱模式之分析模型.....	III-51
圖 17、室內乾貯設施分析模型之網格分佈.....	III-52
圖 18、混凝土護箱於室內廠房中之流場分佈.....	III-55
圖 19、金屬護箱於室內廠房中之流場分佈.....	III-55
圖 20、(a)混凝土護箱、(b)金屬護箱於室內廠房中之鄰近流場分佈.....	III-56
圖 21、假想鋼構設施在發生全阻塞事故下之內部流場與溫度示意圖.....	III-59
圖 22、假想混凝土設施在發生全阻塞事故下之內部流場與溫度示意圖.....	III-59
圖 23、假想室內乾貯設施搭配不同強制通風系統之示意圖.....	III-62
圖 24、假想室內乾貯設施搭配 A 型強制通風系統之流場分佈.....	III-62
圖 25、假想室內乾貯設施搭配 B 型強制通風系統之流場分佈.....	III-63
圖 26、假想室內乾貯設施搭配 C 型強制通風系統之流場分佈.....	III-63
圖 27、不同廠房材料與厚度對廠房內部加熱效果之影響；(a)2mm 鋼板； (b)1.7m 混凝土.....	III-64

## 表目錄

表 1、本子項計畫甘梯圖.....	III-11
表 2、各式可能應用於電廠除役乾貯系統之密封容器與屏蔽設計資訊比對	III-20
表 3、各式既有室內乾貯廠房與熱流相關之設計資訊比對.....	III-25
表 4、各式可能應用於電廠除役之乾貯系統之作業程序比對.....	III-34
表 5、各國乾式貯存之相關法規、安全分析限值等資料彙整.....	III-40
表 6、CFD 分析軟體功能、分析模式需求評估表.....	III-47
表 7、屏蔽-熱流共同分析模式 .....	III-48
表 8、煙囪出口高度對廠房換氣率之影響煙囪出口高度(m).....	III-60
表 9、煙囪出口高度對廠房換氣率之影響煙囪出口高度(m).....	III-61
表 10、採用鋼構廠房時對假想廠房換氣率之影響.....	III-65
表 11、室內外乾貯設施於不同護箱之搭配下熱流相關資訊比對彙整表....	III-68

# 1. 中文摘要

為能協助管制單位因應我國廠家未來因除役需求而提出的室內乾貯設施申照作業，本子項研究針對室內乾貯設施之熱流安全評估進行研究，透過蒐集德、日、荷、英、美各國乾貯設施與熱流相關之法規、法規指引、標準與設施特性進行研析，以期瞭解上述可能之室內乾貯與我國既有乾貯設施之設計與管制差異。本子項經研究後發現目前各國法規與我國既有乾貯設施之管制與審查除了有燃料護套溫度限值、日照輻射標準、設施結構限值等之差異外，針對室內乾貯作業更需額外考量通風能力、廠房溫度、作業差異與量測機制因素。而在分析方法論與工具適用性部分，考量現有分析技術係採用計算流體力學為主，本計畫透過核視目前對 CFD 分析技術規範最為完整的 ISG-21 與 NUREG-2152 進行研析，並確認目前已有乾貯設施分析實例之 CFD 軟體足以滿足室內乾貯熱流分析所需。透過以上研究成果之彙整，本計畫更透過技術面的研析結果提出多項建議以供管制單位參考。

關鍵字：除役、室內乾貯系統、熱流安全分析、管制技術、計算流體力學

## 2. 英文摘要

The objective of this sub-project is to assist the regulatory body in strengthening the technical review capabilities to examine the thermal safety analysis of the indoor dry storage system of spent nuclear fuels in nuclear power plant decommissioning. Through the collected thermal related analysis report, guidance, standard, and design specification from the Germany, Japan, Netherlands and United States, differences between the indoor and existed outdoor dry storage system, such as the regulatory limit for the cladding temperature, solar irradiation intensity, component of facility were identified and discussed. The additional design requirements, such as the ventilation capability, operating difference, surveillance technology are also been addressed in this report. Finally, all found key issues related to indoor dry storage system, facility, thermal simulation are also identified for future regulatory action.

Keywords : Decommissioning, indoor dry storage, thermal safety analysis, CFD

### 3. 計畫緣起與目的

依據國家能源政策規劃，台灣電力公司核一廠一、二號機將面臨運轉 40 年屆齡除役之先期作業規劃階段；其中核一廠一號機組將於民國 107 年底面臨執照到期，因此台電公司已依法令要求，於民國 104 年 12 月底前提提交核一廠除役計畫供管制單位審查。考量我國目前用針對過核子燃料管理是採用「近程採廠內水池貯存、中程以廠內乾式貯存、長程推動最終處置」之策略，因此在電廠著手進行除役規劃的同時，勢必要研擬除役作業所需之乾式貯存設施；除確保反應器及燃料池廠房於拆除作業可以如除役計畫書所述般如期展開之外，亦有助於電廠各項必要設備(如餘熱移除系統等)之除役規劃及整體除役成本之評估與管控。

然而，依據行政院於 105 年 9 月 2 日政策指示經濟部應督促台電公司提出室內乾式貯存計畫之訊息，以及台電研擬之除役計畫書中所載之核子燃料之遴選、貯存規劃[1]與所選用之乾貯護箱型式[2]所載資訊，未來國內用過核子燃料乾貯設施預期有 UMS (INER-HPS) 混凝土護箱(裝載 56 束)、HI-STORM 混凝土護箱(裝載 68 束)、NUHOMS 混凝土模組(裝載 61 束)及 HI-STAR 金屬護箱(Metal Cask)(裝載 68 束)等型式。而上述可能出現之金屬或混凝土護箱、混凝土模式之乾貯系統，在搭配世界上已有先例之室內乾貯廠房，如鋼筋混凝土廠房[3-8]抑或如 Sizewell B [9]等廠房型式而構成之的室內貯存設施之組合，形成與目前國內既有的核一與核二露天混凝土護箱式(Concrete Cask)設計[10、11]有所不同之乾貯設施。因此在考量室內乾貯系統於設計考量、運轉條件、審查作業與安全分析方法等，皆可能與國內既有核一、二廠第一期乾貯設施不同；為能確保我國核一、二廠除役時程能如期展開，國內放射性物料管制單位-物管局遂於民國 106 年委託國立清華大學執行「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存安全管制技術」[12]研究工作，針對未來所需之室內乾式貯存設施(以下簡稱室內乾貯)安全管制技術著手研析，並作為未來審查台電公司室內乾貯相關安全分析報告之基礎。

為能確保所建立之安全管制技術能涵蓋安全分析報告第六章之主要範圍，本整合研究計畫概分為五項子計畫，分別針對「用過核燃料乾式貯存設施風險比較」、「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之結構及密封管制技術」、「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之熱傳管制技術」、「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之輻射屏蔽管制技術」以及「除役電廠破損用過核燃料處理貯存管制之國際資訊」等重點工作進行研究。

本子項三「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之熱傳管制技術」除了針對涉及安全分析報告第六章第三節「熱流安全評估」相關之分析方法論適用性、分析與審查要點進行研析與評估外，其所提供的資訊更是燃料護套完整性、結構評估、風險評估與設施運轉限值(如壓力限值條件、容許事故時間)等安全評估要項之參考依據。

為能確保室內乾式貯存設施之設計與運轉規劃，確能保證工作人員與國人之安全，未來我國廠家所引入並提出建議製造申請的室內乾貯系統，必需依循我國用過核子燃料乾式貯存審查要點所載各項要點進行檢視與專家審查通過後方可核發其執照，而本研究之目的即是透過廣泛的國際間資料蒐集與運轉中室內乾貯設施設計經驗研析，協助管制單位針對未來所需之管制要點進行發展與精進。

為能達到上述之計畫目的，本研究將透過一系列之資料研析、室內乾貯類型規納、分析方法論適用性評估與案例研究等工作，本研究將逐步針對熱流安全分析及其相關資訊進行檢視，除建立起未來所需之管制建議之外，亦將於期末時完成室內、外乾貯系統於熱流及其相關議題之差異評估，以利瞭解兩類乾貯設施之異同點與設計標的。

## 4. 執行方法以及進行步驟

依據原計畫書之時程規劃，本子項計畫「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之熱傳管制技術」需於期中查核時提交國際間設施相關安全分析報告、技術資料、法規指引等文獻蒐集與研析成果、並將現有的法規安全分析資料與匯整以及室內乾貯熱傳安全分析工具及方法論適用性評估等進行研析與比較，進而達成協助管制要點建立之計畫目標。此外，為能符合開工會議時委託單位所提出要求，本研究亦將適度導入以往露天乾貯的研究經驗[13-18]，來探討室內及露天乾貯熱流分析的共通性與相異性。

### 4.1 熱流研析執行方法

經初步研擬，本子項計畫將藉由如圖 1 所示之研究流程來完成本研究工作，其主要工作流程可概列為：

- (1)設計資訊、法規、工具及方法論進行國際間既有設施之資訊蒐集；
- (2)熱流分析軟體應用實例與熱流分析軟體(如 FLUENT、STAR/CD、CFX)適用性評估；
- (3)綜合考量廠房通風設計、場址特性及護箱型式後擬定安全分析基準設計基準事故規劃；
- (4)方法論實測及案例分析；
- (5)熱流差異性探討及資訊回饋等項目。

而採取此一程序進行研究的原因是因為目前既有乾貯系統在進行熱流分析時，主要依循美國 NRC 之 10 CFR 71[19]與 10 CFR 72[20]所載之各項運送與貯存作業要求，並以 ISG-11 Rev.3[21]或對燃料護套於長期存不得大於 400°C 而短期作業不得超過 570°C 之溫度限值要求為基礎，再整合各領域就材料與結構限值而成的 NUREG-1536[22]法規指引來進行設計。但隨著乾貯設施類型出現如 Sizewell B[9]或是德國 CASTOR 搭配 WTI 或 STEAG[23]的組合，其系統設計與

審查所需的法規指引預期將出現一定程度的調整，以求能在不同設施設計或場址特性之需求下，仍能確保受貯燃料的完整性。因此，預期燃料護套本身所需滿足的護套完整性之目的並不會因為所採用之護箱型式不同而改變，但仍必須就室內乾貯設施於安全設計與審查期間所引用的法規、法規指引及使用之材料進行資料蒐集與彙整，以求作為熱流分析方法論適用性與審查作業之依據。

在完成相關資料之蒐集後，本子項將進一步透過基礎熱流理論，檢視室內乾貯系統之熱流機制。乾貯系統內部所貯存的用過核子燃料，將會因為持續的衰變而使其燃料丸釋出熱量，並藉由燃料丸表面的輻射熱傳及氦氣熱傳導將熱量傳送至護套內層，再由護套外表面經過熱傳導、輻射或是設計時考量在內的熱對流，將熱量傳送至金屬密封鋼筒外表面，最後散逸至大氣中。因此無論是室內與露天乾貯其於金屬密封鋼筒以內的內部熱傳機制可視為僅受系統設計幾何影響，而與採用室內或露天乾貯無直接關聯；僅有自密封鋼筒表面至大氣環境之外部熱傳，才會受露天貯存或不同通風規劃(強制、自然或空調)等設計考量之影響而使熱流特性所有不同。

因此，本團隊擬藉由以往參與露天乾貯系統熱流研析從中所獲之經驗與技術為基礎，探討目前已具充分應用經驗並受管制單位認可的相關技術，應用於室內乾貯系統暨廠房熱流安全分析之適用性。這是因為對外部熱傳機制而言，室內乾貯系統將可能因為其廠房尺寸之故，而需對目前已採用的紊流模式、輻射熱傳機制及日照評估模式進行適用性檢核。故以期能透過既有之管制與分析經驗進行熱流研究，進而將既有方法論加以延伸；除了加速審查能量的建立之外，最後更希望所建立之管制技術能與既有露天乾貯之部分整合為一體，令管制單位於未來所建立之法規指引具有對各式乾貯設施一體適用的特性。

為求進一步證實此精進後之方法論確實適用於室內乾貯設施之熱流評估，本子項計畫在完成上述的熱流方法論研析後透過所蒐集之室內乾貯設施文獻，評選合適之熱流分析程式(如 ANSYS FLUENT)，以建立一假想之室內乾貯系統分析模型。除進行室內乾貯設施暨廠房熱流分析以證實分析方法論適用性外，更希望



能先行透過此模擬工作，獲得初步室內乾貯熱流特性，以協助提供管制技術建立時所需之資訊。例如，設計基準事故探討、熱流特性與環境參數靈敏度影響評估等。最後，本研究將著手就既有乾貯設施與室內乾貯設施之熱流特性，透過針對廠房、護箱及其他子項所需之資訊；例如，風險評估中可能之洩漏率、或是裝載破損燃料時之熱流特性進行細部研析，以釐清各項重要議題對熱流特性之影響。

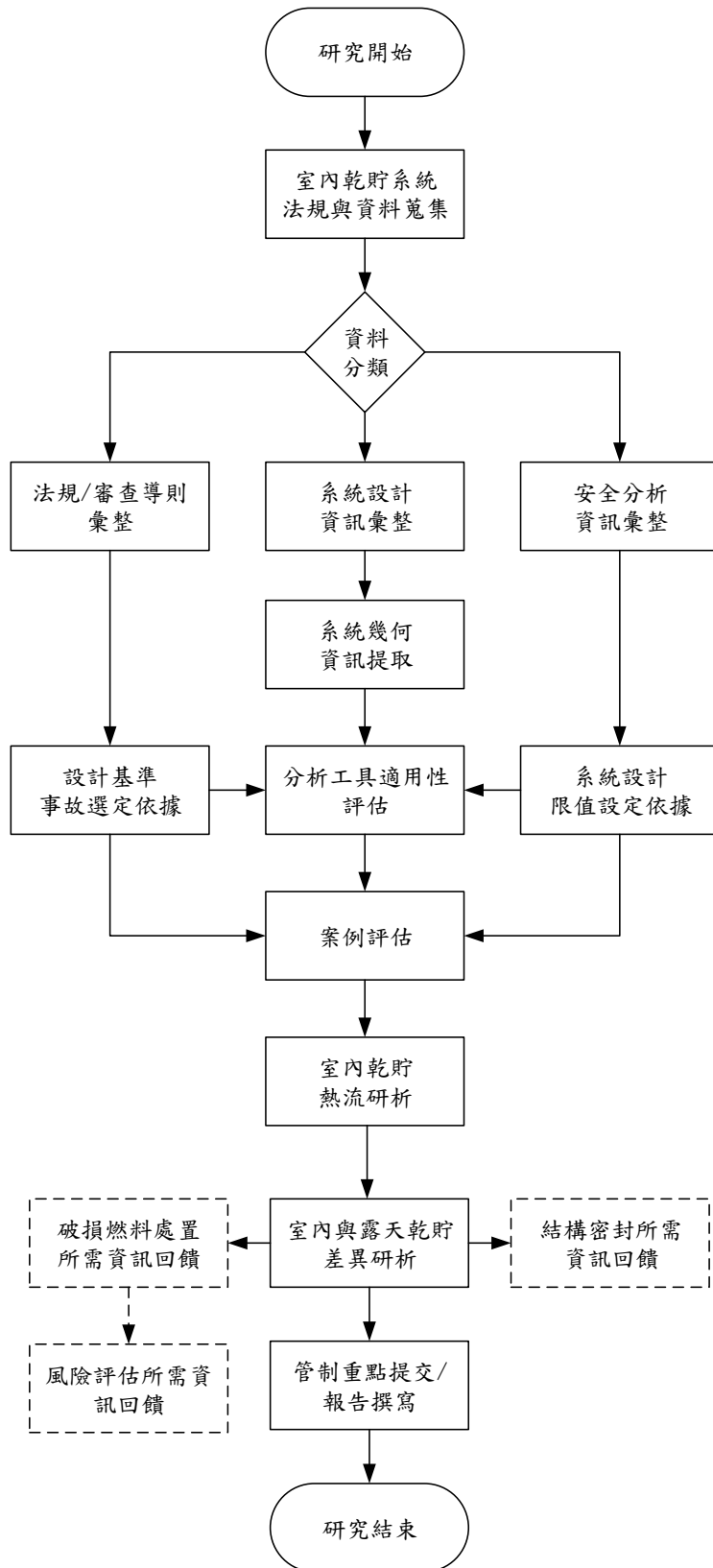


圖 1、室內乾貯熱流研析方法與步驟流程圖

## 4.2 研析時程與查核點規劃

透過前節的研究流程與工作規劃，本子項預計於年度工作完成後提出與管制要點相關之意見回饋，甚至透過自行建立的分析技術之分析發現作為其它子項；如結構密封特性、風險評估等子項計畫之研析線索；以期將熱流分析結果與本計畫之其它子項充分整合進而發揮最大之研究效益。

為能達成以此目標，本計畫於原計畫合約書內擬定以下六項工作要點，並規劃執行時程如表 1 所示：

1. 蒐集國際間室內乾貯之熱流設計之法規要求、法規指引及安全分析報告，彙整國際各式熱流分析軟體之應用實例，以作為軟體選用、分析模式精進。
2. 針對室內乾貯之廠房熱流安全分析工具及方法論適用性進行評估。
3. 參考文獻資料建立一乾貯系統熱流分析模型，以合適之程式(如 FLUENT)進行室內乾貯設施暨廠房熱流分析，以證實分析工具之適用性。
4. 對室內乾貯作熱流分析並與露天乾貯進行差異研析。
5. 針對本計畫其他子項提供其分析所需資訊。
6. 針對室內乾貯設施，研提熱傳評估管制重點，藉以精進我國用過核子燃料貯存安全。

為便於委託單位進行進度審查，本報告於第五、六章中逐節描述各項工作之成果：

- 5.1 節：蒐集並研讀國際間室內乾貯設施之安全分析報告、技術資料、法規指引、技術報告及文獻等；
- 5.2 節：現有的法規安全分析資料調查與彙整；
- 5.3 節：室內乾貯之熱傳安全分析工具及方法論適用性評估；
- 6.1 節：室內乾貯護箱熱傳分析技術研析；
- 6.2 節：室內乾貯廠房熱傳分析技術研析

6.3 節：室內外乾貯護施熱流特性比對彙整；

7 章 建議室內乾貯之熱傳評估管制重點



## 5. 完成之工作項目及具體成果

為便於委託單位進行本子項計畫之進度管考與驗收，本期末報告所完成之工作項目及具體成果將依原計畫書所載之工作項目逐一進行彙整；各項工作項目之完成狀況與具體成果，將於以下各節逐一進行說明。

### 5.1 國際間乾貯設施之護箱、廠房與作業資訊研析

有鑑於本研究係透過管制之角度對未來可能出現的乾貯系統進行廣泛研析，而不似廠家招標般，需對各護箱與裝載需求進行細部評估。因此，在考量各家公司所設計乾貯護箱及廠房設施其熱流特性，主要係因為護箱類型(如混凝土護箱、混凝土模組或金屬護箱)或廠房類型(如鋼構、鋼筋混凝土結構)而有所差異為前提。由所蒐集之各類系統或具有潛在應用於除役作業之設施[2-10]中，歸納出具代表性之乾貯設施參數以進行評估與討論，以涵蓋同型護箱間因裝載需求或工程考量而存在之設計差異。

經檢索後發現，截至 2016 年 12 月為止世界各國共計 134 座乾貯設施，其中 129 座係屬營運中而 5 座則處於待啟用狀態。在歐洲方面，德國自最初 1993 年啟用實驗室用乾貯設施 Julich 及 1995 年啟用之 Greifswald 中期商用貯存設施等 16 個乾貯設施皆採用 CASTOR 系統之金屬護箱進行乾貯作業；而捷克的三座、比利時的一座、瑞士的兩座乾貯設施以及保加利亞的 Kozloduy 設施也皆是採用金屬護箱進行裝載；俄羅斯、匈牙利則是採用混凝土窖式之貯存設施，而西班牙、立陶宛則是混凝土與金屬護箱混用之狀況。

不同於歐洲各國以金屬護箱為主，美國目前的 76 個乾貯場址中除 DRESDEN、Hatch 部分採用金屬護箱與混凝土護箱混用，Idaho、Fort St. Vrain 電廠採用混凝土貯存窖，North ANNA、Maine Yankee、Peach Bottom、Surry、Prairie Island 等電廠採用金屬護箱外，其餘皆採用混凝土護箱，且以露天乾貯為主。而同為美洲的加拿大及墨西哥等國家，則同樣以混凝土模組或是混凝土護箱為主要乾貯設施。

而在臨近我國的亞洲國家則可大略區分為以混凝土護箱/模式中國、印度、韓國、亞美尼亞及混合使用金屬護箱及混凝土護箱的日本兩大區塊。

上述各國所選用的設施類型與系統型號可更進一步的歸納成若干種商用化且具有普及性之類型；而這些類型更因為基本之熱流、屏蔽、結構與安全考量而有著更多的相似性。為能有系統地進行各項設計資訊比較，以下各將分別就護箱、廠房設施及作業程序資訊進行深入討論。

### 5.1.1 各式乾貯護箱熱流設計資訊

經資料檢索後，本研究由已蒐集之各式護箱中挑選具代表性之核研所 INER-HPS(NAC-UMS)[10]、Holtec 公司之 HI-STORM[24]與 HI-STAR[25]、Areva 之 NUHOMS[26]及日本 RFS 設施所採用的 Hitachi 或三菱公司之護箱與德國 GNS 之 CASTOR 等六種已有申照實例並可能成為我國未來除役乾貯護箱類型之設計作為代表，進一步的針對其熱流設計與差異進行探討；其中 INER-HPS(圖 2)係為我國核一廠目前已申照完成之乾貯系統，具有 56 束/14kW 之裝載能力。該系統與圖 4 所示之 HI-STORM 及圖 5 所示的 NUHOMS 系統皆利用混凝土作為屏蔽材料；惟 NUHOMS 系統因採用水平擺置之方式，故稱之為混凝土模組式設計。此三種系統除設計負載與裝載容量，除了因規格需求而有所不同外；其主要熱流設計資訊，如直徑、護箱長(高)度、主要散熱途徑與材料及加工製作方式(如表 2 所示)皆因加工技術與材料選用而有其極其相似之處。例如因護箱之密封鋼筒(canister)因無需考量屏蔽效果，故其直徑主要取決於裝載量與提籃設計需求；這使得這三種密封鋼筒的直徑與壁厚約略為 1.7m 及 0.5 吋(1.27cm)左右。相同的，考慮護箱頂部在進行密封作業時所需的屏蔽能力後，上述護箱在裝載 BWR 用過核子燃料時，將因為所裝載的燃料束長度、必要的護箱密封與結構強度與約 10cm 左右之屏蔽上蓋厚度，而令其高度約為 4.8-4.9m。

更值得注意的是，此類乾貯系統因採用熱傳導能力較差( $\sim 2\text{W/m-K}$ )的混凝土作為屏蔽材料，故無法逕由混凝土表面進行散熱；需於密封鋼筒與貯存護箱

(storage cask)之間，保留足夠的間隙來讓空氣流經密封鋼筒表面以建立自然對流，避免水泥之傳導熱阻造成系統元件溫度大幅上升。也因為此一設計，該類以混凝土為屏蔽材料之乾貯系統，其所保留的對流間隙(以下稱空氣流道)將成為主要熱傳途徑，並使得空氣流道阻塞議題成為此類系統之設計基準事故(Design Basis Accident, DBA)。

此外，得利於屏蔽護箱與密封鋼筒之分離的設計概念，此類之系統往往朝向薄殼鋼筒之方式進行設計；廠家在符合美國機械工程師學會鍋爐與壓力槽規則(ASME B&PV Code, Section III, Subsection NB) [27]之前提下，合理地選用比金屬護箱更薄的容器厚度來達成密封邊界的設計需求。也因為其所需強度可透過既有板材滾軋成型，此類系統往往採用 304L 或 316L 系列之沃斯田鐵系不銹鋼材透過銲接方式將其筒身、底板與上蓋進行組裝；其裝載後的密封作業，亦往往受限於密封鋼筒與上蓋的厚度差異，而多以層層銲接之方式進行密封，並導入如 ANSI N14.5[28]等 PT 或其它非破壞檢測技術以確保銲道品質符合要求。

不同於上述的混凝土護箱之設計理念，金屬護箱在設計之初即決定以金屬容器搭配中子吸收材料來滿足屏蔽需求；故其設計時就採用較厚的金屬容器以提供足夠的加馬及中子屏蔽能力。也由於所採用之材料[29]往往係為所具有的高熱傳導能力(16~42 W/m-K)之鐵系金屬，使得該種護箱在較厚的容器厚度(~0.4m)下，仍可以透過護箱之熱傳導及表面熱對流來進行熱移除。

然而，也因為採用了較厚護箱的設計，若在考量無縫加工技術之要求時，該類護箱將僅能以鑄造或鍛造技術來施作，故亦需選擇具有合適性質之材料來搭配此一製程。例如日本 RFS 設施所採用之金屬護箱(圖 7)與德國 CASTOR 護箱(圖 3)皆是採用此類方式(如表 2)搭鑄鐵材料進行設計。惟如圖 6 所示 Holtec 公司設計的 HI-STAR 系統，因並未考慮採用無縫加工技術；其內部仍採用與 HI-STORM 系統同為 MPC 之多功能密封鋼筒(Multi-Purpose Canister)進行裝載，再放置到稱為外包裝(OVERPACK)之金屬容器中，並於上方覆以利用螺栓鎖固之金屬密封上盤(closure plate)來達成整體系統屏蔽設計。也因為 HI-STAR 之特殊設計，其雖



採用金屬護箱作為屏蔽體之設計，但仍可由薄板材料以銲接方式進行製造與組合；故其材料亦與日本 RFS 設施所採用之護箱及德國 CASTOR 系統有所不同，反而與前述混凝土護箱採用相同的 304L/316L 系列不銹鋼[29]及核一乾貯[10]混凝土護箱之內襯(Liner)具有較相近之熱傳性質。值得注意的是，該護箱所使用的多層結構的堆疊方式，熱傳分析時需依將各層板件間的接觸熱阻選用依循 ISG-21 法規指引之要求，將其納入熱流分析模式之中。

密封鋼筒內部回充之氣體因需同時滿足低化學活性及高熱傳導率之特性，以達到保護燃料護套之要求，現今各式不同密封鋼筒之回充氣體皆以惰性氣體(如，氬氣)進行施作；惟其回充壓力因各式作業與設計需求而有所不同。例如，INER-HPS 系統採用盤式提籃結構而無需利用高壓氬氣來增加移熱能力，僅於密封鋼筒內回充常壓氬氣來滿足防止護套劣化。反之，在熱負載較大或是極為依賴內部對流的乾貯系統；例如，MAGANSTOR、HI-STORM、HI-STAR 等則是回充高壓氬氣來增進其移熱能力。更值得注意的是，德國、日本之系統中，因為需考慮氣體洩漏之監測，故於燃料貯存空間採負壓回充(德：0.5/日 0.81Bar)，並於兩層上蓋間氣密室(air-tight chamber)回填高壓(德：6.0/日 4.0 Bar)氬氣，以作為其監測其各層密封界是否洩漏的機制。上述各式內部壓力之設計除需考慮其作搭配的作業程序外，更需將實際回充作業可能造成的過高或低壓力對安全分析之影響納入考慮；例如，壓力過低可能造成移熱效果不符安全分析基準，過高壓力可能造成事故期間密封鋼筒內壓力超設基準之問題。

綜合上述整合與歸納，未來可能因核一除役而需引入之各式乾貯系統，無論其設計廠家為何，其系統大致可歸納出以下幾點：

- (1) 採用混凝土屏蔽體設計之護箱，其密封鋼筒厚度約為 1.25cm 左右、高度主要受限於燃料束長度而落於 4.8m 左右、護箱直徑約為 1.7m，而外部混凝土屏蔽則依輻射劑量允諾值而有不同，但約略落於 0.8-1.1m 左右；此數據範圍可供管制單位參考，並作為熱流分析方法論可行性評估之用。
- (2) 採用金屬護箱之設計，其護箱厚度約為 0.4m 左右、高度則因考量頂部向

天輻射之屏蔽能力，而使整體高度約略為 5.4-5.78m 左右；此一數據可供選定合適之參數條件以供熱流評估之用。

- (3) 混凝土護箱(模組)與金屬護箱之主要熱傳途徑分別為混凝土護箱內部的空氣流道與金屬護箱表面之自然對流；預期兩者的熱傳機制將因為主要移熱表面是否能直視廠房而進一步影響廠房內的溫度分佈；未來管制單位或可於審查作業時檢視其分析假設，而本計畫亦將於報告第 6.2 節中進一步評估其對熱傳機制之影響。
- (4) 密封鋼筒皆以回充氬氣作為強化移熱與減少燃料護套劣化之措施；惟考量不同作業條件與設計考量，而採常壓、負壓或高壓回充。考量各式回充作業往往可能造成壓力過高或過低並影響安全分析涵蓋性，故無論是否為室內乾貯系統，管制單位仍需針對各式系統的氬氣回充壓力進行檢視，以確保熱流、事故、密封與結構受實際壓力及相關作業程序皆可被涵蓋。
- (5) 德、日乾貯系統採用二次蓋內氣密室進行監測，並利用此一機制杜絕貯存區於監測異常之事故發生前出現任何分裂產物(氣體)洩漏之可能；為確保此機制之有效性，管制單位應於審查時對其高壓空間設計進行檢視依據，以確認在一二次蓋內空間之壓力均衡後，仍維持負壓。舉例來說，若此類系統之主要上蓋發生密封不實問題，雖於監測後立即施行修復作業，但若能確保氣密室之壓力與貯存室之壓力均衡後仍為負壓，即可確保在開啟二次蓋時，仍無需考慮分裂氣體外釋之情境，將有助於減少人員作業風險與評估之困難度。
- (6) Holtec 之 MPC(含 Hi-STOMR 與 Hi-STAR 系列)可依廠家設計需求而裝載於混凝土、金屬護箱或是地下貯存設施型式，與其他單一用途的護箱有不同的工程設計思維。

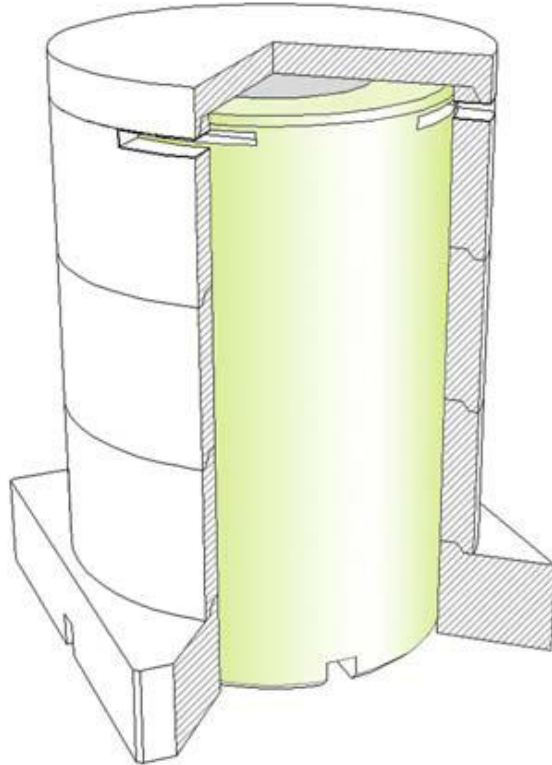


圖 2、台電公司申照完成的 INER-HPS 系統 [10]

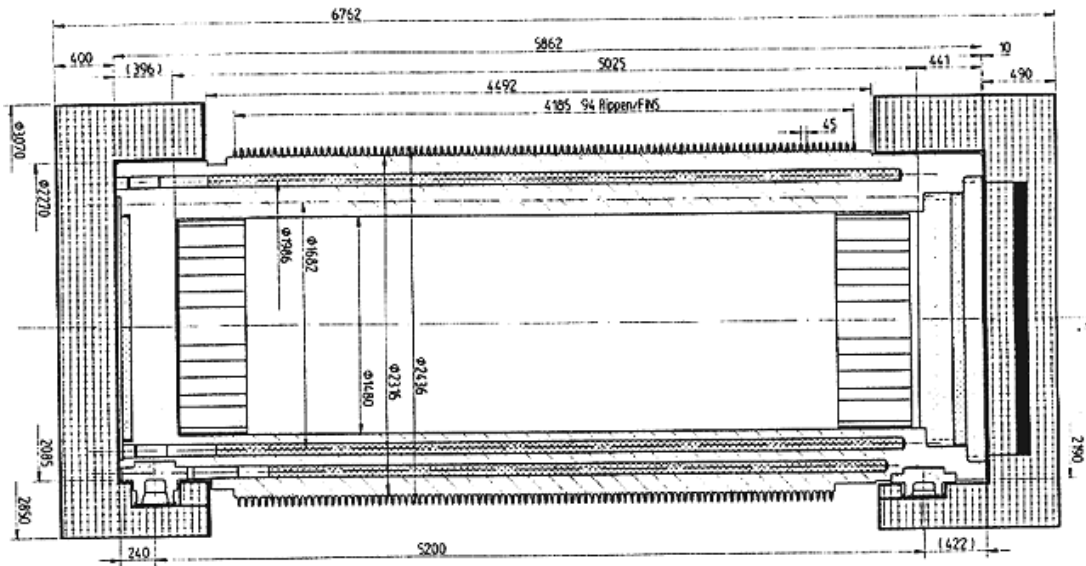


圖 3、德國 CASTOR 系統概略設計尺寸資訊[3]

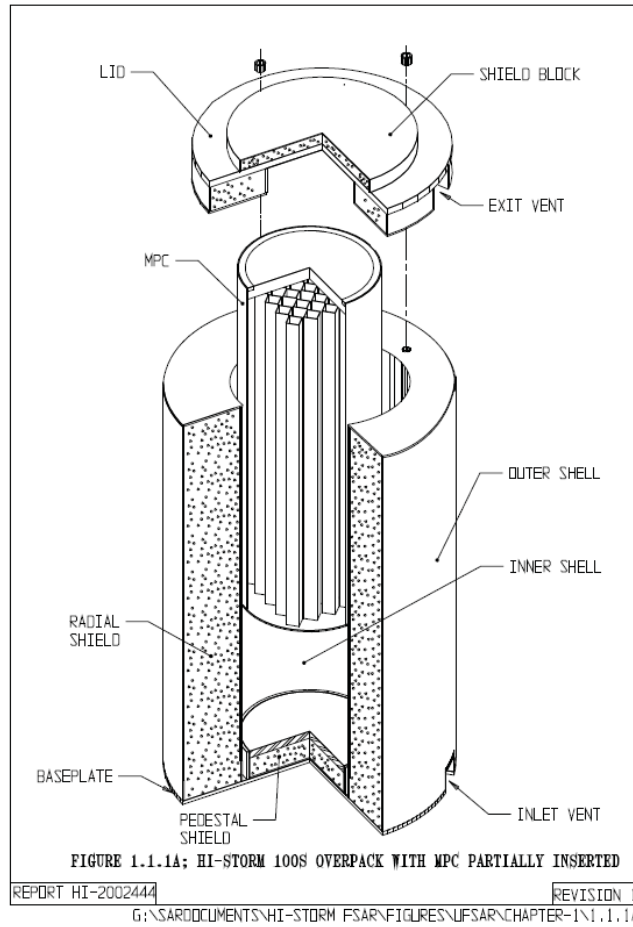


圖 4、Holtec 公司的 HI-STROM 100 護箱[24]

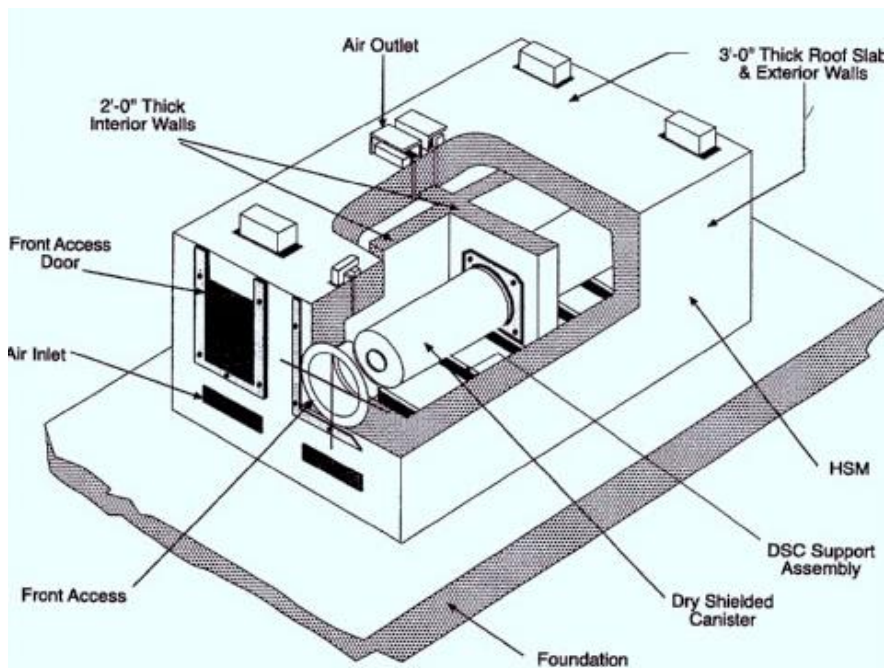


圖 5、Areva 公司的 NUHOMS 混凝土模組式[25]

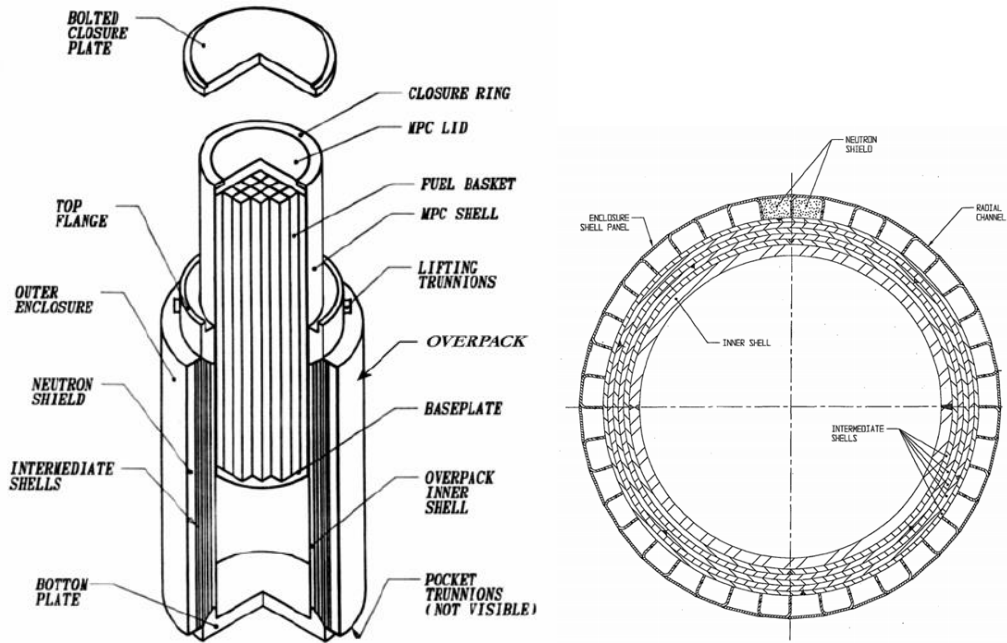


圖 6、Holtec 公司的 HI-STAR100 金屬護箱與多層上外包裝示意圖[25]

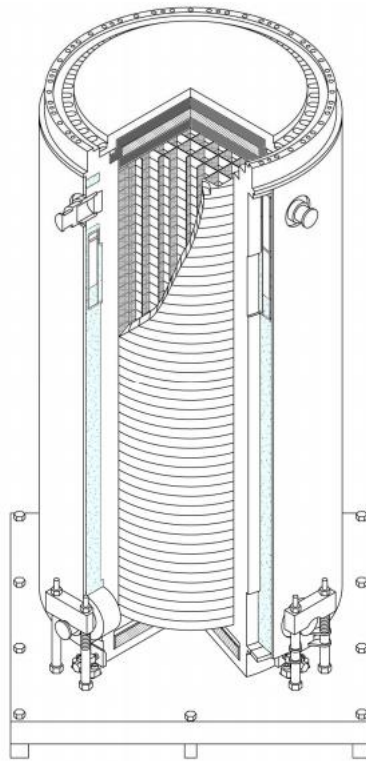


圖 7、日本 Mutsu Recycle Fuel Storage Center 乾式貯存系統[8]。

表 2、各式可能應用於電廠除役乾貯系統之密封容器與屏蔽設計資訊比對

	INER-HPS	HI-STORM	NUHOMS	HI-STAR	日本大型護箱	CASTOR
類型	混凝土護箱		混凝土模組	金屬護箱		
裝載容量(束)	56	68	61	68	69	52
設計負載(kW)	14	28.74	22	28.2	19	34
密封容器外徑(m)	1.703	1.736	1.708	1.736	~2.6	2.77
密封容器高度(m)	4.835	4.838	4.979	4.838	5.4	5.78
護箱總高(m)	5.6	6.08	5.64	5.159		
密封容器厚度(m)	~0.0127(0.5")				~0.4	~0.478
屏蔽厚度(m)	~1.0			0.358		
密封鋼筒材料	304/316 不銹鋼				球墨鑄鐵/鍛鋼[29]	
主要散熱路徑	空氣流道			護箱表面		
作業所需護箱	貯存護箱/運送護箱				無	
密封鋼筒功能	包(密)封				貯存/運送	
護箱製造方式	銲接				鑄造/鍛造	
上蓋密封方式	銲接				螺栓鎖固	
燃料貯存區氣體	常壓氦氣	高壓氦氣			0.81bar 氦氣	0.5 bar 氦氣
二次蓋內氣體	N/A				6.0 bar 氦氣	4.0 bar 氦氣

## 5.1.2 各式室內乾貯設施廠房熱流設計資訊

經蒐集國內外目前各式設施資訊[3-25]；目前世界各國之室內乾貯廠房主要可以區分為：1、鋼構廠房(Steel Structure Building)；2、鋼筋混凝土廠房(Reinforced concrete Building)；3、地質設施(如坑道式)等三種。鑑於本計畫子項一、二之主要任務係針對各國室內乾貯之類型及廠房結構更深入研析，本子項僅就各廠房與熱傳相關資訊進行檢核。

其中，鋼構廠房目前僅有英國 Sizewell B 電廠乾貯設施採用，並搭配 HI-STORM 混凝土護箱與 MPC-24 密封鋼筒來構成其室內乾貯設施，以存放其境內之壓水式反應器用過核子燃料。該設施之設計壽命為 60 年，並擬於 2020 至 2080 年期間最終處置設施[30]完成前扮演英國用過核子燃料中期貯存貯存設施之角色。經檢索後該設施容量約為 150 個護箱，其頂部與側邊係為鋼構廠房之設計，並以電鍍或烤漆鋼板包覆；經檢索各式廠房圖面資料後發現其內側並未額外施以隔熱材料包覆；故其廠房厚度合理推估約為 2mm 以下。預期在此設計下，日照輻射熱對鋼構廠房內部空氣之加熱作用將更為有效且直接。然而，由於該設施方於 2017 年 3 月施行第一個護箱的裝載後，仍未見其公佈更為詳細之廠房與護箱資訊；故本報告僅能透過比例尺之推估方式，估算其廠房高度約為 14m、整體設施高(含屋頂結構)約 22m(如表 3 所示)；且其進氣口與出氣口位置則如圖 8 所示，約略位於廠房之底部與頂部。另外，雖無任何資訊顯示，但在合理考量核子設施通氣口預期應設有隔離網，以滿足核子保防與防止外物入侵之目的；但由於其廠房設計時即未考慮其屏蔽能力，故其進氣口推測亦未設置迷道式進口以減低對外界之輻射劑量。

最後綜合目前已蒐集之 Sizewell B 鋼構廠房之設計，可發現此類設施未針對乾貯設施之移熱或防護進行額外之強化設計；其廠房功能主要是減少貯存對護箱表面之日照、增進核子保防與實體防護能力、些微增進對天候變化之抵禦能力、減少外來物質阻塞進氣口機率並減少社會大眾嫌惡感等效果。

不同於鋼構廠房設計，目前被德、日、荷廣泛應用的廠房類型則是鋼筋混凝土結構之室內廠房(圖 9)；如，STEAG、WTI、RFS、HABOG 等設施皆屬此類廠房。此類設施之廠房高度約在 12m-14m 之間；其中 STEAG 係為單廳式設計、而 WTI 與日本之廠房則為多廳式設計。多廳式設計除用以增大設施之貯存空間外，亦可透過隔間的設計來減低不必要的人員劑量，而以熱流基礎知識評估，可知多廳設計亦有助於維持內部流場的一致性，以避免過於混亂的流動或在廠區局部出現滯流點而影響該區護箱之移熱能力。值得一提的是 HABOG 設施則是採用如圖 10 分別貯存之設計方式；其貯存區是以貯存井之方式來存放高熱源廢棄物，並利用密封管式設計與廢棄物罐/密封鋼筒分別對具熱源之廢棄物(High Power Waste, HPW)及用過核子燃料達成雙層包件(PACKAGE)之設計，避免利用自然對流移熱的同時造成罐體與空氣直接接觸；而此處雙層包件與介質之熱阻亦需納入分析模式中予以保守考慮。對於非發熱廢棄物，HABOG 則是利用強制對流系統來進行抽風對流使其空氣流動路徑由低污染區流向高污染區，再於出口處加裝濾材來減低污染外釋之機率。

鋼筋混凝土廠房因考慮廠房換氣率之故，往往設施有遠高於天花板的排氣孔或排氣煙囪，以達到設計所需的換氣能力；因此其設施總高可能因為設計需求由 WTI 的 18m 大幅變化至 HABOG 的 40m。此外，本研究所蒐集的資料[31]更顯示德國的乾貯設施(WTI/STEAG)具有約每小時 20 次的換氣率；亦即將其廠房出氣口的排氣流量需符合每 180 秒排出一個廠房空間體積( $m^3$ )之要求。雖然 HABOG 設施未提到其自然對流的設計流量，但經所蒐集到的參考資料顯示，其系統僅需透過自然對流即可達到安全移熱之目的，機械式通風系統僅用於控制發熱廢棄物貯存區熱邊界溫度(如混凝土)低於限值；甚至在進氣口阻塞達 95% 的事故狀況下，仍能確保發熱廢棄物溫度低於溫度限值。其相關報告指出，在不合常理的進氣口全阻塞事故下，HABOG 設施仍可確保設施數月內，不致使內部貯存之用過核子燃料發生元件超溫之狀況。由此推斷，此類混凝土設施之自然通風、



換氣能力除了是室內乾貯設施的關鍵因子外，其設計條件將與室內環境溫度、事故時的系統初始溫度息息相關，故需納入未來研析工作中。

基於此點，在進一步將所有鋼筋混凝土結構之廠房設計資訊整理如表 3 所示，並進行比對後可以發現，所有鋼筋混凝土廠房貯存區壁面，皆列置成排且具有迷道設計之進氣口，以作為空氣進入設施之進通道。而為能減低溼氣影響、人員入侵及天然災害(如土石流或海嘯)之風險並減少場界輻射劑量，其進氣口位置皆設於離地數米且高於護箱頂部(~7m)之處。

在此設計下各國對於現行廠址設計有其不同的溫度要求，例如：荷蘭 HABOG 對進出口溫度之分別為 27°C 與 56°C；且在此條件下，而該設施實際作業時鋼筋混凝土結構最高則是常保持於 78°C 左右，並未超過 95°C 限值；而德國則是在 29°C 之環境溫度條件下，將貯存區溫度控制在 35°C。

此外，鋼筋混凝土廠房具有較鋼構廠房更強結構強度抵禦飛射物的攻擊，因此若將其廠房對飛射物抵抗力之設計需求納入時，其厚度將會比未考慮時更厚；例如 WTI 設施所僅有 0.7m 壁厚，但 STEAG 設施之廠房厚度則有 1.2m，甚至荷蘭的 HABOG 廠房厚度更達 1.7m。此外，相較於前述之鋼構廠房，鋼筋混凝土廠房預期將因為材料厚度與熱傳導性質的不同，使日照輻射對廠房內的溫度與熱傳造成不同程度之影響，值得本研究持續深入討論。

不同於人造廠房之設計理念，位於德國巴登-符騰堡州的內卡爾海姆(Neckarwestheim)，則是奠基於兩條襯有混凝土結構之坑道(cavern)所構成的貯存設施。其位於地質結構中的廠房除了可以避免輻射劑量因放射性廢棄物而增加之外，亦無其它鋼筋混凝土結構需考慮日照輻射影響之問題；惟此一坑道式進氣口與排風口位置(圖 11)將因為貯存區流場與護箱擺置之方式而形成類似管束(Tube Array)之流場，進一步造成護箱表面對流係數減低及空氣溫度沿流動路徑而逐漸上升之問題。因此可能造成護箱裝載能力受限於擺置與流場分佈之狀況。此一現象顯示，在採用此類室內乾貯廠房進行護箱存放時，其熱流分析不可逕行以護箱裝載能力進行申照，而需綜合考慮廠房通風與熱流途徑之影響。

綜合上述整合與歸納，未來可能因我國電廠除役需求而引入之各式室內乾貯廠房；其系統設計資訊大致可歸納出以下數點，並值得更進一步研析後納為管制或安全審查時之參考：

- (1) 針對廠房之日照熱傳影響與廠房材料之影響，可透過合適之熱傳導模式進行檢核；惟各國法規之差異將於 5.2 節各國法規、法規指引與標準之討論中再行定義，並於 5.3 節中進行評估；
- (2) 目前各設施所蒐集之事故評估資訊係以荷蘭 HABOG 設施最為完整，其熱流分析除正常狀況下之元件溫度外，更針對設施部分阻塞與全阻塞時之狀況進行評估，此一資訊亦可供管制單位參考；
- (3) 所有設施廠房皆以自然對流為設計目標，而機械通風設施主要用以過濾、隔絕熱源、維持特定區域邊界溫度或局部區域適居性等目的，此發現或可作為我國管制單位審查未來室內廠房設計之依據；
- (4) 相較於鋼筋混凝土結構或是坑道式設計，鋼構廠房並無顯著之設計來強化乾貯設施之移熱或防護功能；其廠房功能主要是減少貯存時對護箱表面之直接日照、略為增進核子保防與實體防護能力、些微增進對天候之抵禦能力、減少外來物質阻塞進氣口之機率與社會大眾之嫌惡感等功能；
- (5) 依據所蒐集之資料顯示，換氣率或將成為室內乾貯廠房之重要設計指標，惟廠房空間在設施建構完後將因為設備之裝置與護箱之貯存量而變化；故管制單位未來若於檢視安全分析報告期間發現有相關設計參數時，應檢視其廠房空間定義與換氣率計算基準是否一致。
- (6) 採用不同室內乾貯廠房進行護箱存放時，其熱流分析不可逕行以護箱裝載能力進行申照，而需綜合考慮廠房通風與熱流途徑之影響，並瞭解其設計對於流體溫度之影響；此項議題將於第六章進一步研析並證實。
- (7) 由於不同類型之廠房所具有的質量與熱容量(Heat Capacity)不同，且預期將受到不同程度的日照影響；故針對上述參數於廠房進氣口全阻塞或大幅阻塞事故之影響將於第六章進一步加以研析。

表 3、各式既有室內乾貯廠房與熱流相關之設計資訊比對

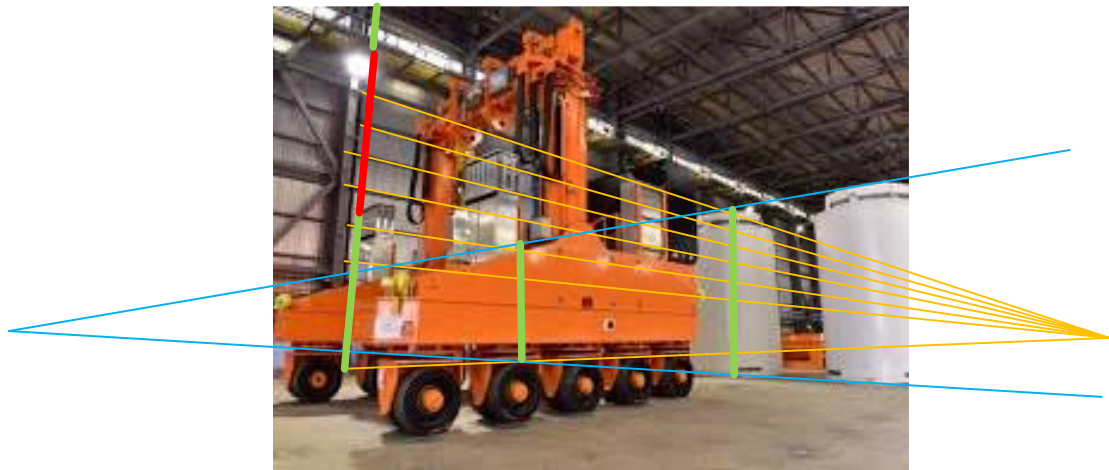
	SIZE WELL B	德國 STEAG	德國 WTI	日本 RFS	荷蘭 HABOG [32]	德國 Neckarwestheim
類型	鋼構廠房	RC	RC	RC	RC	坑道式
廠房容量	150	~100	~152	500	-	~200
頂部厚度	<0.002	1.3	0.55	1.0	1.7	N/A
側牆厚度	<0.002	1.2	0.7	1.5	1.7	N/A
設施高度	~22	23	18	28	40	51
廠房高度	~14	14	15	15	12	18.8
通風口設計	-	迷道式				GATE
進氣口位置	底部	牆上離地數米				坑道口
換氣機制	自然對流					
換氣率(次)	N/A	20/h[31]	-	-	-	-
日照輻射	-	800W/m <sup>2</sup>	-	-	-	N/A
出口過濾設備	無*					
進口過濾設備	隔離網					-
進口溫度(°C)	N/A	29	-	27	29	
出口溫度(°C)	N/A	-	-	56	-	
廠房溫度(°C)	N/A	35	-	-	-	

\*其中 HABOG 僅針對發熱廢棄物(V-HPW 及用過核子燃料而言)

(a)



(b)



(c)

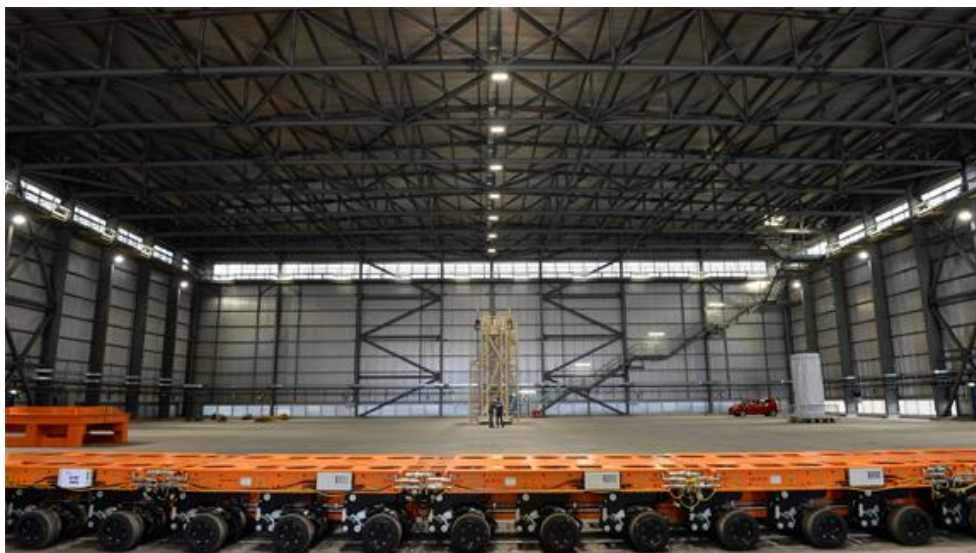
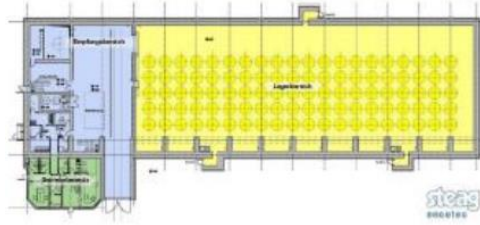
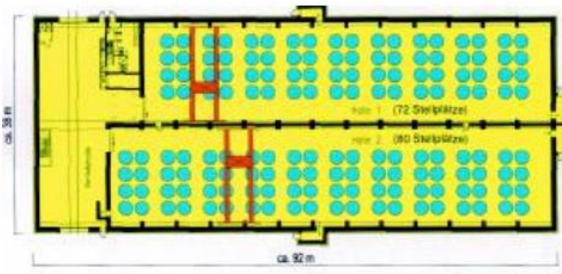


圖 8、英國 SIZE WELL B 電廠之鋼構結構室內乾貯廠房(a)廠房頂部結構、(b)廠房資訊預估、(c)廠房可能進出氣口位置圖

(a)



(b)



(c)



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

(d)

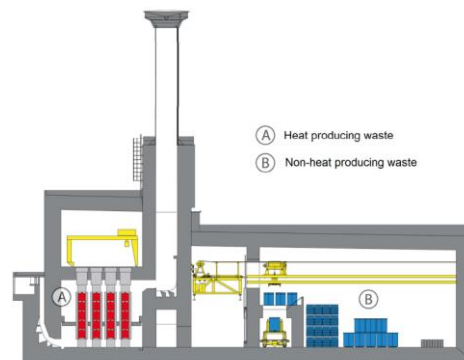


圖 9、各國鋼筋混凝土結構之室內乾貯廠房(a)德國 STEAG[23]、(b)德國 WTI[23]、(c)日本 RFS[8]、(d)荷蘭 HABOG[32]

(a)



(b)



(c)

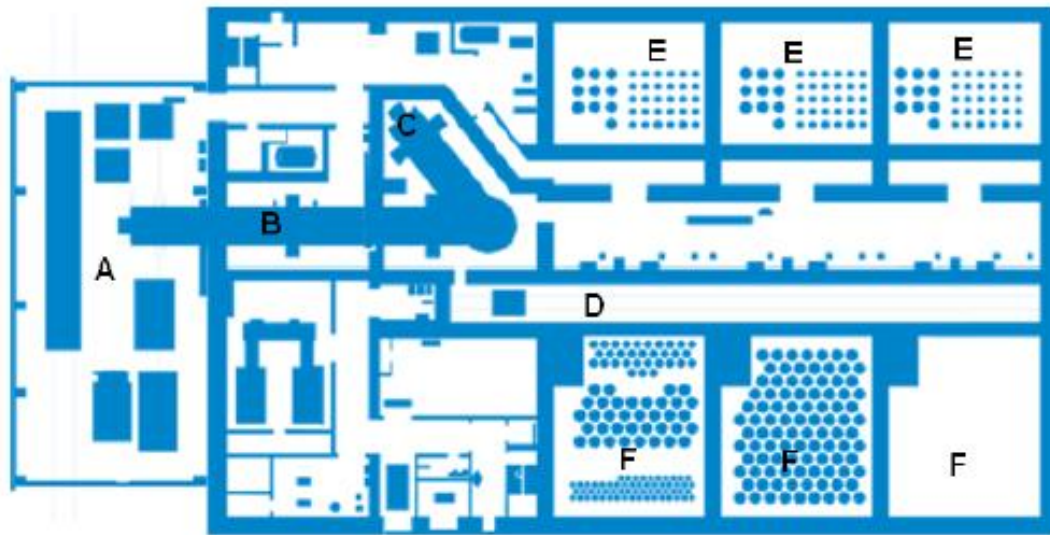
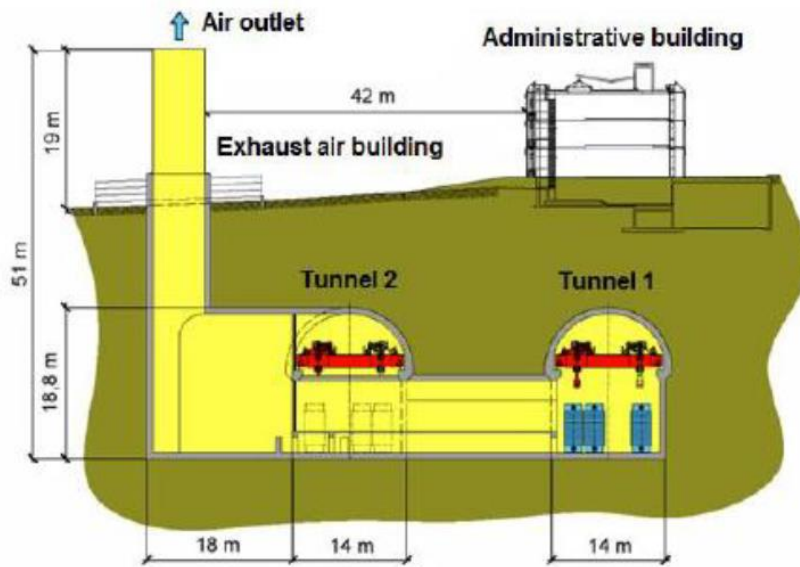


圖 10、荷蘭 HABOG[32]設施貯存(a) 發熱廢棄物、(b)非發熱廢棄物之區域及 (c)整體場區配置圖

(a)



(b)

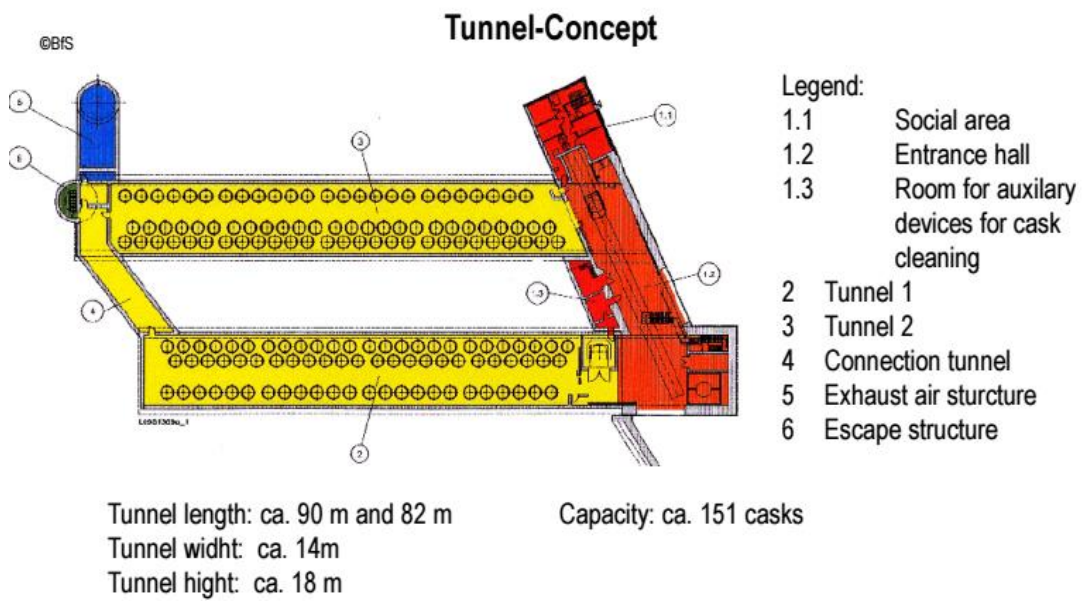


圖 11、德國巴登-符騰堡州坑道式室內乾貯廠房[23](a)側視圖、(b)上視圖

### 5.1.3 各式室內乾貯設施熱流相關之作業程序資訊彙整

經由上述對各式護箱之討論結果可以得知，各式乾貯系統間存在若干相似性與涵蓋性；彼此之間可透過合理的評估與篩選來避免不必要的重複討論，進而將各式護箱歸納為最少可涵蓋類型，以作為後續方法論評估之依據。本節考量 INER-HPS 與 NUHORMS 系統之幾何與熱傳設計除擺置方式外，其餘熱傳機制幾近相同；而 HI-STROM 與 HI-STAR 本身皆利用 MPC 來進行裝載，故可逕由 HI-STAR 作為代表；而日本與德國的一體成形護箱則是具有相近的幾何設計、材料與貯存場所特性，故以管制單位曾邀集專家進行演講之 CASTOR 為代表進行比較。最後，本研究篩選出 INER-HPS、HI-STAR 與 CASTOR 來進行以下的作業流程比對與探討。

如表 4 所示，當密封鋼筒擬進行裝載與傳送作業時，除了 CASTOR 系統因同時具有傳送與貯存兩用護箱執照而無需再透過傳送護箱來進行裝載與運送作業外；其餘採用較薄外殼的密封鋼筒設計，因為傳送的安全需求與屏蔽能力，皆需將密封鋼筒裝入額外準備的傳送護箱中；例如 INER-HPS 採用 TFR 傳送護箱(圖 12)，而 HI-STROM 則是採用 HI-TRAC(圖 13)；此一差異意味著不同的護箱設計將導致裝載與作業期間的熱流分析與作業規劃將有所不同；例如：INER-HPS 設置有水封環裝置並於密封鋼筒與傳送護箱間注入除礦水以避免金屬護箱表面存在鬆散污染而衍生表面除污之困擾；反之，當採用如 CASTOR 等傳送/貯存兩用護箱時，因護箱本身已可提供充足的屏蔽能力，故只需在裝載完成後針對護箱表面進行除污並確認符合相關規定即可運送。此一差異除顯示各式護箱將因設計而有不同的作業程序與分析規劃；惟經評估後發現各式作業之熱流特性，可概略被既有核一乾貯設施裝載階段的作業程序與熱流審查經驗所涵蓋。

當燃料裝載入密封鋼筒後，為能降低護箱頂部後續作業時之人員作業劑量，所有系統皆會於水池中先行安置用以屏蔽輻射之一次蓋；例如 INER-HPS 的屏蔽上蓋或是德日乾貯設施的主要上蓋(Primary lid)。隨後，當系統吊運至工作場所



後，隨即展開上蓋密封作業；其方式主要可分為混凝土護箱所採用的封銲及金屬護箱所採用的鎖固兩種方式。鑑於此作業程序無論在有無傳送護箱的乾貯系統上，皆將呈現與正常貯存不同的狀態(例如，內部介質、上蓋密封狀況、環境溫度)，並且需注意水溫與液態水體積之變化。經與我國核一、二既有之一次蓋封銲作業之熱流評估規劃進行比對，既有作業之管制經驗在搭配各式護箱之設計規範後皆可涵蓋其餘護箱之密封作業；故未來我國管制單位可延伸既有系統之上蓋封銲作業之審查經驗，以涵蓋其它護箱的安全管制需求。

為能符合長期貯存之需求，一次蓋密封後的護箱需要進行一連串的作業以確保內部貯存條件不致造成燃料護套的劣化，其中尤以排除液態水後如何將護箱內的剩餘水氣完全移除最為重要。這是因為此一階段往往是乾貯作業期間燃料護套可能經歷之最高溫度；且其乾燥作業的程序亦將影響回充氬氣的純度是否能符合允收準則。目前常見的乾燥方法有二；其一，是利用抽真空的作業方式逐步利用衰變熱來蒸發水氣，並利用若仍有殘留水氣若持續蒸發時將無法滿足真空負載之方式來加以判定。而另一種方式則是如 Holtec 所採用的高壓乾燥方法，在對護箱充填高壓氬氣以確保其移熱能力無虞之前提下，讓系統溫度上升並貯存較多的熱量；隨後透過洩壓方式來降低水的沸點並利用各元件之顯熱來促使殘留水蒸發。此二種機制預期對貯存之燃料護套將具有不同程度的應力影響，故建議管制單位未來或可針對此作業階段，要求業者提具對護套完整性之評估或分析結果以供管制單位參考。經檢視兩種乾燥作業分析之熱傳分析技術皆相似，僅在真空乾燥方式中將因為輻射熱傳比重較高而更為精準的分析不準度控制；故現有的分析方法仍可原則上地涵蓋其它金屬護箱的乾燥作業需求，惟未來仍需針對廠家提出之實際作業方式、作業時間與允收準則進行審查。

在完成上述真空作業後，準備進行貯存的護箱往往需進行二次蓋之密封作業，以增進密封效果；甚至 RFS 設施所採用的金屬護箱更利用彈性止洩墊圈與第三層密封。經檢視各式設施之二次或後續上蓋之安裝與密封作業，其設施熱流狀態與完成充氬作業後並無明顯不同；故可依循既有之核一乾貯審查經驗將二次(含

其它)上蓋作業所需時間，併入一次蓋之密封作業時間內，以求在增進保守度之前提下簡化管制作業。此外，未來若管制單位針對如 CASTOR 所裝設之壓力監測系統進行審查時。除需檢視其合理填充時間與差異所造成之影響外，因預期密閉定容空間的壓力將因為溫度變化而改變；管制單位需進一步檢視業者於運轉程序書中所提的壓力變異範圍；例如，透過理想氣體方式進行評估可以得知，當環境溫度變化逾 20°C 時，定容空間的高壓氣體或將出現逾 6% 的壓力差異：

$$\frac{P_1}{P_2} = \frac{T_1}{T_2} = \frac{320K}{300K} = 1.067。$$

最後，所有系統在完成相關作業並運送至貯存場址時，皆需有適當防撞、防傾設施以確保運送過程安全無虞；其中 INER-HPS 與 HI-STROM 則是於乾燥作業完後，直接裝載至混凝土護箱中，並利用低底盤多軸油壓板車以直立方式進行運送而排除其傾覆之風險。CASTOR 因其為兩用護箱之故，僅於護箱兩端加裝防撞設施後即可以水平方式運送。經初步評估後可知，當 INER-HPS、HI-STORM、HI-STAR 裝載至混凝土護箱或外包裝後，雖然其風險與事故類型仍與貯存階段不同，但仍可被正常貯存狀態之熱流特性所涵蓋，且不受運送至露天或室內乾貯設施而有顯著之不同；反之，未來採用不同於貯存方式進行運送的系統，如 CASTOR、NUHOS 則需額外對此一階段進行分析，或以工程評估證實其熱流特性可被其它已分析案例涵蓋。

無論是室內或是露天乾貯，在貯存期間因作業程序而引起的事故，當屬燃油火災最需注意；例如在運送途中因為多軸油壓板車之火災事故，或是廠房內採用門型吊車或是其它機具所引起之火災。我國既有乾貯設施燃油火災係採 801.7°C 並維持 8 分鐘之境況進行評估[10, 11]，而德國則針對其運送作業與貯存階段採用 600/800°C 並分別維持 1hr/30min 之條件進行此類事故分析。其中，801.7°C 與 800°C 之差異推測係為單位轉換與管制文件書寫之差異。兩國考量事故之時間差異，主要源自於我國廠家在申照作業時，已於安全分析報告中說明將藉由行政管制措施限值機具燃油量，並經管制單位同意後擬定，兩者間並無相違之處。

最後，若貯存期間發生問題，則 INER-HPS 或 HI-STORM 等系統可能需逆向執行既有之作業程序，並將系統回送至水池內(如燃料池或除役後設施檢整用水池)；金屬護箱則因其已具有充份之屏蔽，且其原有設計即可於合適區域針對護箱表面或二次屏蔽蓋進行檢修作業。因此，預期在檢修作業之熱流狀況將可直接被既有分析結果涵蓋或是透過既有之分析技術來額外進行評估。

綜合以上對作業程序之熱流研析，本節所獲之建議或發現可整理如下：

- (1) 我國核一乾貯之上蓋封鐸作業之熱流分析經驗足以涵蓋其它護箱之分析需，而管制單位既有的審驗經驗，亦可應用於其它護箱之密封作業之熱流審查中；
- (2) 若護箱具備有壓力監測功能時，需針對可能因廠房溫度出現之合理壓力變化進行預估並明列於運轉規範中，以作為判定正常或異常之依據；
- (3) 整體而言，不同型式之乾貯系統熱流分析所需之分析方法論相近，彼此間並未因設施類型之不同而有技術性差異；
- (4) 不同設施所採用的乾操作業可概分為真空乾燥與洩壓乾燥兩種，在預期兩種作業或將對於護套造成不同程度之應力影響，建議管制單位可對業者所提供之乾操作業進行檢視；此外，採用洩壓乾燥之方式，廠家或需證明護箱於洩壓前的溫升及所累積之熱量足以在作業完畢後仍高於該作業之水蒸汽氣體分壓，以確保所有殘留水皆會被蒸乾；
- (5) 經比對我國與德國之火災事故後，發現德國與我國之間並無相違之處；故未來管制單位亦可依循既有之管制經驗，檢視申請單位是否有提具合理的行政作業程序與相符的事事情境分析。

表 4、各式可能應用於電廠除役之乾貯系統之作業程序比對

	INER-HPS	HI-STAR	CASTOR
傳送護箱名稱	TFR	HI-TRAC	N/A
裝載階段額外措施	密封鋼筒水封系統	-	N/A
一次蓋安裝	水池中		
一次蓋密封	多層銲接		鎖固
乾操作業	真空乾燥	洩壓乾燥	真空乾燥
氣體回充作業	常壓氦氣	高壓氦氣	負壓氦氣
二次蓋密封	銲接		鎖固
第二層氣體回充	N/A		高壓回充
廠內運送作業	混凝土護箱傳送	HI-TRAC	N/A
運送期間熱流事故	燃油火災		
檢修作業	傳送護箱回運至水池		於檢修區作業

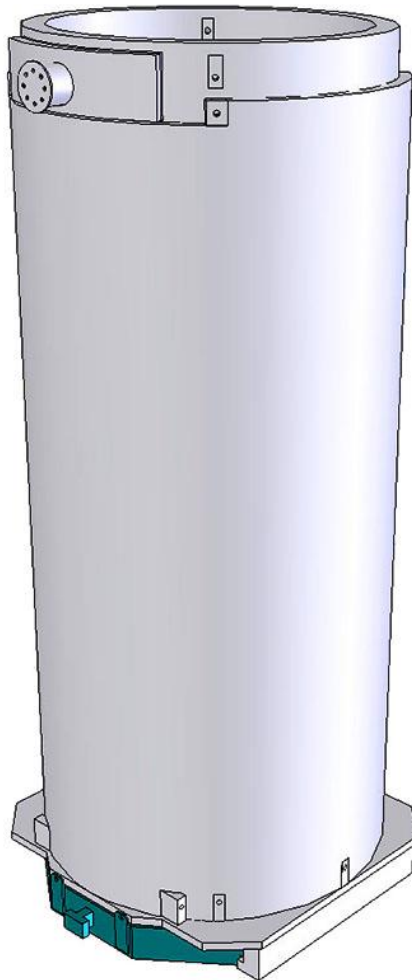


圖 12、INER-HPS 傳送護箱[10]



圖 13、HI-TRAC 傳送護箱

## 5.2 蒐集國際間室內乾貯之熱傳法規要求

依據 IAEA 的 SSG-15[33]中對於核燃料乾貯作業之熱流要求，主要係包含於 I.36 與 I.37 中，其要求僅提及原則性之指引，如：

**I.36 乾貯設施之設計需考慮氣候變遷及環境溫度漸增之可能，並在不利的天候下保持足夠的冷卻條件，包括護箱的自然循環設施(natural circulation)、強制循環(forced circulation)與設施的通風(ventilation)系統。**

**I.37 核燃料乾貯應盡最大可能程度採行輻射、對流及熱傳導之被動式冷卻以達最小維護訴求，並將移熱系統的操作及監測考量最小化；若採用強制冷卻循環，則需證實系統於正常下具有足夠的可靠性，並不致於事故下影響重要系統、結構及元件之可靠性。**

而其它部分如 I38、I39、I.68、I.70 等是需要進一步透過熱流分析提供安全評估條件之項次：

**I.38 當用過燃料的完整性仰賴容器內部氣體之前提下，其容器設計應確保介質的保存能力，或應監測並維持其存在與質量，以保證該介質在設計壽命內能符合設計需求**

**I.39 設施應設計成便於監測其貯存與密封性，若不連續監測則應進行觀測或定期測量及驗證；對於密封鋼筒而言，則包括了螺栓封閉設計的密封完整性。**

而基於相同的理念，各國的法規實規範原則性要求，多是在「法規指引」與「技術規範層次」進行相關說明與要求；此一作法有利於推動安全管制並可即時因應日新月異的貯存科技，而無需頻繁修改相關的「法規」層級之文件。

舉例來說：德國用過核子燃料貯存作業相關之法規標準，包括原子能法(Atomic Energy Act)、輻射防護條例(Radiation Protection Ordinance)以及安全指引(Safety Guidelines for Dry Cask Storage of Spent Fuel and Heat-generating Waste)等[34-36]；而詳細之相關規定與法規指引係訂定於用過核子燃料與發熱廢棄物乾式

護箱貯存指引(Guidelines for Dry Cask Storage of Spent Fuel and Heat-generating Waste)之中；其指引中熱流相關之重要指引包括：

1. 第二章 2.2 節：針對貯存護箱需具備充足的被動安全功能，以滿足放射性物質的圍阻、穩定的餘熱移除、維持燃料次臨界狀態與避免不必要的劑量曝露等要求。
2. 第 7 節結構物通風之進口與出口應納入設計及給予一定尺寸與空間，以確保足夠的餘熱移除能力。由貯存護箱所產生之熱量對結構物所造成的溫度負載與老化抵抗能力亦需納入設計考量。

而在規範與標準部分，德國採則廣泛參考 DIN、KTA 與 ISO 之標準，故材料之容許溫度僅需依設計需求與材料規範為之。

荷蘭用過核子燃料貯存作業相關之法規標準包括有：2012 年制定之「核能法」(Atomic Energy Act, Kew)、2014 年之「輻射防護條例」(Radiation Protection Decree, Bs)以及「核子設施、可分裂物質與礦物條例」(Nuclear Installations, Fissionable Materials and Ores Decree, Bkse)等法規[37-39]。相關核安規定(NVRs)則是依循國際原子能總署(IAEA)發布的相關規範修訂而來。而依據該國「聯合公約國家報告」所述之資訊，荷蘭之核設施特色係為規模小但種類多，因此管制作法並未如台灣、美國與德國般制定通案性指引；而是針對個案於執照要求中列入細部規定或引用其他的標準，而主要的乾貯設施 HABOG 高放射性廢棄物貯存庫之基本設計準則係參考美國 ANSI/ANS 57.9-1992[40]相關規定來進行設計。高放熱廢棄物與用過核子燃料之溫度則分別依廢棄物或燃料制定為 500/250°C，並於事故期間不得超過 610/425°C；而主要廠房於正常及事故時之溫度限值則是分別定義為 95/180°C，與我國現有乾貯設施之 93.3/176.6°C 極為相近。

上述資訊經綜合評估(如表 5 所示)後發現，目前所蒐集的日照輻射評估要求中，核一廠露天乾貯設施[10]係依據 10CFR71[19]與 NUREG-1536[22]之建議採 24 小時平均，故其日照射值定義為：頂部 387.6 W/m<sup>2</sup>，側面 193.8 W/m<sup>2</sup>；惟德國則是採用 800 W/m<sup>2</sup>之日照輻射量進行評估。而針對此一管制要求之差異，本

研究特別檢索 NUREG-1567[41]後發現，該法規指引第 6.5.1 節基本考量中提及，日照周期對於直接受太陽日照之乾貯系統將可能會有重要影響，並於 15.5.1.4 節中提及廠址的日照輻射或熱通量將需被進一步驗證，但在最低環境溫度的事故情境下則需將日照輻射假定為零。

為能瞭解上述各法規指引要求之差異對熱流之影響，本研究引用前節護箱與廠房研析所彙整之資訊，再利用熱傳理論對日照量影響進行評估；經廠房遮蔽及護箱表面熱傳比重等資訊進行判別後發現，日照之影響主要係以露天金屬護箱所受之影響最大，而混凝土護箱次之；但相較於露天乾貯設施易直接受日照影響外，室內乾貯設施將僅有傳送作業期間可能需考慮日照效應。故管制單位或可保守依循上述各國法規指引之精神，詳細考量場址緯度所能接受之最大日照輻射量；而此因日照輻射所造成之影響亦將於本報告第 6.2 節加更進一步地加以討論。

最後在比較各國對燃料護套之溫度限值後可以發現，我國所依循的美國法規指引係引用自 ISG-11[42]所載內容；其內容要求，為確保長期貯存狀況下護套不致發生潛變(creep)需將其溫度控制於 400°C 以下；而事故或短期之作業，則係以事故時不致發生確性破壞為依據將其定義為 570°C，並於 NUREG-1536、1567 中述明，若可證明護套環應力不致超過 90MPa 則可適度放寬其限值。此一溫度或與荷蘭(250/425°C)及德國(370°C)之要求有所差異，故在進一步透過對 HABOG 設施之設計條件進行檢視後發現，荷蘭 HABOG 設施以貯存 100 年為設計基準進行規劃，故可理解在較長的貯存時間下若要確保護套之完整性，其單位時間的潛變量更需嚴格要求。德國所引用之 370°C 則與 ISG-11 的 400°C 要求相近，主要亦源自於長期貯存之潛變考量；惟其引用之研究資料係以 1%之環應變為基準而訂出該值。另外，子項五[43]針對日本 BWR 與 PWR 於 50 及 48GWd/t 燃料之燃料資訊進行研析後發現；該國係針對兩種護套環應力分別為 70MPa 與 100MPa、溫度為 265 及 275°C 之條件下求得其潛變量分別為 0.3 及 0.7%，足以確保護套之完整性。上述資訊證實各國對於護套溫度之限制係基於各式護套完整性劣



化之研究以避免貯存期間因為潛變而導致燃料完整性出現改變；惟各國因考量之裝載條件、燃料運轉歷史與設施使用年限不同，進而制定出不同的護套溫度限值。

### 5.2.1 各國熱流相關法規、指引與溫度限制之彙整

依據上述所蒐集之各國標準可以進一步規納出以下要求：

- 1· 採用被動式散熱設計，且有充足的移熱能力；
- 2· 其燃料護套溫度可被上述移熱能力控制在潛變溫度以下，以確保護套長期貯存的完整性；
- 3· 其它元件之溫度則依設計時所需之結構強度與工業標準為之；
- 4· 而值得進一步提醒國人的是，上述各項溫度限值主要係考量護套之完整性，故不因採用室內或露天乾貯方式而有所差別！

表 5、各國乾式貯存之相關法規、安全分析限值等資料彙整

		我國	美國	德國	荷蘭
法規/條例		10 CFR 71&72		AtG	Kew, Bs, Bkse
法規指引/建議		NUREG-1536 ISG		ESK、RSK、 SSK	ANVS
國家、國際標準		ISO、CNS、ASME		DIN、KTA、ISO	ANSI/ANS57.9-1992
日照強度(W/m <sup>2</sup> )		頂部 387.6 /側邊 193.8		800	-
正常 限值 (°C)	燃料護套溫度	400		370	250
	發熱廢棄物	N/A		-	500
	護箱表面溫度	N/A		75	-
	混凝土溫度	93.3		75	95
異常 限值 (°C)	燃料護套溫度	570		370	610
	發熱廢棄物	N/A		-	425
	護箱表面溫度	N/A		-	-
	混凝土溫度	176.6		-	180

## 5.3 研析室內乾貯之熱傳安全分析工具及方法論適用性評估

### 5.3.1 分析軟體適用性評估

經由以上護箱、廠房與作業程序之研析與比對，發現無論何種室內乾貯系統搭配任何一種廠房設施結構，並執行包含：水池階段、乾燥階段、運輸階段與貯存階段之標準作業時，其熱流特性將可歸納為一暫態自然對流之共軛熱傳，並包含熱輻射之熱流問題；故其統御方程式可以歸納為：

質量守恆方程式

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \nabla \cdot (\rho \vec{v}) = 0 \quad (1)$$

其中，

$\rho$  為流體密度；

而  $\vec{v}$  為速度向量。

動量守恆方程式

$$\frac{\partial}{\partial t} (\rho \vec{v}) + \nabla \cdot (\rho \vec{v} \vec{v}) = -\nabla p + \nabla \cdot (\overline{\tau}) + \rho \vec{g} + \vec{F} \quad (2)$$

其中， $p$  為靜壓力， $\rho \vec{g}$  為體積力項；

$\vec{F}$  為額外力源， $\overline{\tau}$  為應力張量，其形式可以寫為：

$$\overline{\tau} = \mu \left[ (\nabla \vec{v} + \nabla \vec{v}^T) - \frac{2}{3} \nabla \cdot \vec{v} I \right], \quad (3)$$

其中，

$\mu$  為流體黏滯係數；

$I$  則為單位張量。

能量守恆方程式

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho E) + \nabla \cdot [\vec{v}(\rho E + p)] = \nabla \cdot (\kappa_{eff} \nabla T) + S_h \quad (4)$$

其中，

$E$  為單位質量之總能量；

$h$  為焓值；

$P$  為靜壓力；

$\vec{v}$  為速度向量；

$\kappa_{eff}$  則為等效熱導率：

$$k_{eff} = k + k_t \quad (5)$$

其中，

$k$  為物質本身之分子熱導率；

$k_t$  則為流場紊流所致之熱導率。

### 美國對熱流分析軟體之要求研析

經資料檢索後，目前熱流分析工具與軟體之發展與管制主要係以美國最為興盛，故本子項特別檢索美國 NRC 所公佈之 ISG-21[45]及 NUREG-2152[46]以作為相關熱流分析工具與方法論之管制依據。其中，ISG-21 主要是提醒管制單位貯存護箱或運輸包裝的熱流分析審查中應注意之處。此 ISG 僅適用於利用計算模式軟體(Computational Model Software, CMS)針對熱傳與結構分析，但不包括屏蔽以及臨界的分析。目前 NRC 僅列舉數種屬於熱流分析領域之主流軟體(如 FLUENT、CFX、STAR-CD 等)但並沒有特別認可哪一個套裝軟體為合適工具，故審查者需透過 SAR 或是相關文件(如計算書或是程式驗證報告)，並確認其包含以下資訊：

- (1) 詳細的分析方法論，包括程式裡面各計算模式以及理論基礎的整合。

- (2) 與其它分析程式的比對，或是與合適的已出版數據的驗證，或是與其它技術上夠資格或有關的數據的已出版文件的驗證。
- (3) 利用套裝分析之平行驗證報告，包含該軟體之分析與理論預測結果的比較。
- (4) 使用之版本及適用的分析平台。

NUREG-2152[46]則是針對計算流體力學應用於護箱熱流模擬時之施行指引，主要是基於 ASME2009 中對 CFD 最佳預估 [47]要求而制定，其內容除說明計算流體力學應用於此類分析可能的誤差類型、不準度並提出如何建議及驗證、校驗、校正之處置。此外，該文件提出最佳施行指引，並分別指引如何由網格、離散模式、收斂調控及不準度之定義、結果靈敏度分析等工作來確保分析的可靠度。

基於以上各節對護箱、設施與作業程序之探討，可以得知室內乾貯設施內的燃料衰變熱主要係透過被動式散熱而產生的自對流、共軛熱傳及輻射熱傳等機制散逸至環境中。故室內乾貯熱流分析所需之熱流數值模式或技術並未與露天乾貯分析工作有任何顯著之差異，且相關指引亦無針對各項工具與技術應用於室內外乾貯設施進行應用限制。

### **德國對熱流分析軟體之要求研析**

除了上述針對美國管制單位要求的研析之外，本研究亦透過物管局所辦理之「核能電廠用過燃料室內乾式貯存安全審查及管制研討會」[23]以及對該國管制法令與導則[34-36]進行檢視後，發現各國管制單位亦未對熱流分析工作可使用之軟體或方法加以明文限制。而為能更進一步的瞭解其國內相關作業方式與管制單位態度，本研究進一步蒐集得 TUV、BAM 與聯邦輻防辦公室參加歷年放射性廢棄物管理研討會之論文；其內容指出，TUV 與 BAM 多年的經驗所採用的方法主要依循 AtG 與 BfS 之要求，採用最先進的(the state of the art)之分析技術，例如 ANSYS(FLUENT)來進行分析。綜合以上所蒐集得之資訊可以瞭解，德國於乾貯系統熱流分析方法的選用或管制係與美國 NRC 一致，希望透過較為開放之方式，令各分析工作得以選用合適之方法或軟體為之。這是因為相同的熱流問題在不同

的護箱設計與模式建立的思維下，或有可能以不同的簡化技術來保守考量其熱流特性，故適合以不同方法或軟體搭配其技術進行評估。因此透過以上之檢索，本研究建議管制單位可以參考美、德之管制方式，要求執照申請者以符合當代技術之先進分析方法進行分析，並於審查時同時提交相關軟體之使用實例、驗證報告等佐證文件，以確保分析方法之可信度。

#### 5.3.1.1 熱流分析軟體適用性評估結果

依據以上評估結果，本研究建議室內乾貯分析若採用計算流體力學軟體，如：FLUENT、STAR-CD、CFX 等主流或其它分析軟體進行分析時，除需引用其它室內外、乾貯系統熱流安全分析之申照案例作為該軟體之適用性證明實例(例如 Holtec 公司的 HI-STOMR[44]採用 FLUENT 進行分析)之外，更建議其安全分析報告或相關佐證文件中需進一步參採計算流體力學技術與應用指引發展最為領先的美國；依據目前 NRC 所提出之：ISG-21[45]、NUREG-2152[46]及引用的 ASME2009[47]等乾貯系統或計算流體力學熱流分析之相關指引，進一步證明申請者所提交之安全分析報告所載熱流分析方法、模式與結果具有足夠之可靠度與分析餘裕足以涵蓋上述指引提及之各項不準度。

### 5.3.2 程式功能、數值模式與邊界條件適用性評估

基於 5.3.1 節中述之軟體適用性評估，本節更進一步將室內乾貯設施熱流分析所需之各項程式功能、數值模式與所需之邊界條件整理如表 6 所示，以確保相關分析軟體確能順利符合乾貯系統熱流分析之目的：

- (1) 項次一、預期正常、異常、事故及傳送作業往往涉及穩定熱流狀態之改變，因此常常需要先行求解一穩態結果，並據以作為暫態(傳送、事故)之初始條件，進而求取其容許時間，故相關軟體需能直接或間接達成此一需求；
- (2) 項次二、材料性質的變化往往存在於傳送作業之階段，因此相關軟體需能直接或間接達成此一需求，並於相關計算書中提具材料性質詳細資訊；
- (3) 項次三、網格係為計算流體力學求解之最小單元，其分佈之差異將同步影響結果正確性與效能；故相關軟體需能提供良好品質之網格，並符合 NUREG-2152 及 AMSE 2009[47]對網格品質之相關要求；
- (4) 項次四、由於熱流分析主要係求取各元件之最高、最低或平均溫度以供檢核是否符合設計規範，故相關軟體需能直接或間接達成此一需求；
- (5) 項次五、由於乾貯分析中可能存在非均勻分佈(如燃料束功率、時變(如事故邊界條件)、隨溫度變化(如對流係數)之現象，故相關軟體需能直接或間接達成此一需求；
- (6) 項次六、由於乾貯分析中需考慮各不同性質之材料與各式不同流體之熱傳機制，故該軟體需能提供共軛熱傳分析功能，並依據 ISG-21 所要求，提具其分析值與解析解之驗證結果或證明文件；
- (7) 項次七、由於乾貯分析中需考慮固體表面之間的輻射熱傳機制，故該軟體需能提供合適的輻射熱傳模式(如 DO、DTRM、S2S 等)，並依據 ISG-21 所要求，提具其分析值與解析解之驗證結果或證明文件；
- (8) 項次八、由於乾貯分析中需考慮自然對流所造成的紊流現象，惟目前各

式紊流模式之選用尚未有完整之定見，故該軟體需能提供充足的紊流模式(如  $k-\epsilon$ 、 $k-\omega$  等)，並依據 NUREG-2152 提具平行驗證之結果或模式合適性之證明文件；

(9) 項次九、由於乾貯分析中需考慮簡化燃料束或其它元件幾何外型之可能，惟該簡化元件若存在流動現象時，其流阻特性仍需藉由合適之模式加以表現，故該軟體需能提供合適之流阻表示模式(如多孔性材質)以描述該區域之流動阻力及等效熱傳導係數；相關簡化區需域依據 NUREG-2152、ASME 2009 提具平行驗證之結果或模式合適性之證明文件；

(10) 項次十-十二、為能符合分析時可能出現之對稱模式、絕熱保守性假設及接觸熱阻或薄殼熱傳等簡化模式，因此相關軟體需能直接或間接達成此一需求，並於相關計算書中提具邊界條件之設定資訊；



表 6、CFD 分析軟體功能、分析模式需求評估表

項次	分析需求	功能說明
1	暫態、穩態計算與重啟及 切換能力	因應正常、異常、或傳送作業時，往往需接 續計算
2	可於計算過程中抽換材 料性質	裝載與真空乾燥作業之計算時所需功能
3	良好的前處理器與網格 生成能力	針對廠房、護箱幾何形狀模擬之用
4	記錄或整體局部溫度變 化之能力	記錄元件之最高溫度、平均溫度之變化趨勢 之能力
5	設定或擴充非均勻分佈、 時變邊界條件之能力	針對燃料軸向功率分佈、環溫變化之設定能 力
6	具有自然對流及共軛熱 傳模擬能力	模擬廠房內或護箱內之自然對流與共軛熱 傳機制
7	具有輻射熱傳模擬能力	模擬燃料護套至護箱以及護箱至廠房之輻 射熱傳
8	紊流模式	針對護箱或是廠房於自然對流下所形成的 紊流需有合適之模擬機制來進行模擬其對 室內乾貯護箱移熱能力之影響
9	多孔性材質	用以作為燃料束或其它結構件簡化之用
10	對稱邊界模式	對稱幾何與熱流邊界時，用以降低計算需求
11	絕熱邊界	用以保守保設熱流邊界之條件
12	接觸熱阻、薄殼熱傳模式	針對極薄內襯或是元件間因加工而存在的 接觸熱阻進行設定之能力

### 5.3.3 室內乾貯熱流分析模式建立

在與子計畫四-屏蔽分析溝通後，本研究以貯存 4×2 個乾貯護箱(圖 14)為目標共同擬定一假想式室內乾貯廠房以進行分析；其中廠房之護箱間距、廠房高度等資訊則依前節所載資訊，共同由熱流-屏蔽分析之考慮擬定參數分析範圍(如表 7 所示)；惟部分因為屏蔽與熱流分析思維相左之參數，則分別採用保守假設之方式進行設定。

表 7、屏蔽-熱流共同分析模式

	參數代碼	參數範圍	參考依據
廠房壁厚(m)	T	0.002~1.5	SWB[30]-HABOG[32]
護箱厚度(m)	∅	1 – 0.3	INER-HPS [10]&CASTOR[3]
煙囪出口高度(m)	H	14.0~40	SWB[30]-HABOG [32]
進氣面積(m <sup>2</sup> )	A	~8.0	WIT[23]

在考量較低高度將減少其自然對流強度較密間距影響表面對流能力之原則，將護箱中心間距下限設定為 4m(上限則為依屏蔽分析以護箱直徑加 3.4m 進行設定)、廠房高度選擇 12m。最後依據合理的廠址面積所得之廠房模式則如圖 15 所示；其廠房體積為 5630 m<sup>3</sup> 左右。而考量設施外牆之混凝土傳導可逕由分析軟體所提供的薄殼熱傳模式進行簡化，故於此模式中不再額外針對其厚度加以描述以節省計算資源。

除了上述的評估與廠房設定之外，依據 5.1.2 節鋼筋混凝土廠房之設計規劃，將其進氣口設置於離地約 7m 左右之位置，並依照前述所提之 WTI 廠房換氣率 (20/h)與合理進氣口風速(低於 2 級風下限：1.94m/s)來進行合理進氣口面積與高度之計算：

$$1/2 \text{ 廠房換氣量} = \text{廠房體積} / \text{換氣率} : 2815(\text{m}^3) / 180(\text{s}) = 15.6\text{m}^3/\text{s} ;$$

廠房通風面積=廠房換氣量/合理進口速度： $15.6(\text{m}^3/\text{s})/1.94(\text{m}/\text{s})\cong 8.0(\text{m}^2)$ ；

如圖 15 與圖 16 所示，為能充分瞭解廠房內分別放置混凝土與金屬護箱時之熱流狀況，本研究分別選用 INER-HPS 與 CASTOR 設施作為裝載護箱，並分別描繪其主要之外型與結構；惟因考量各式護箱內之熱傳機制並無不同，且本研究並非如同平行驗證般求取定量數值為目標，故此階段尚未將護箱內部結構詳加描繪以求縮短計算時間。

然而即便透過上述簡化，此裝載 8 個護箱的室內乾貯設施，在選用 1/2 對稱模式進行分析後其網格數量仍然高達 400 萬(圖 17)；且若進一步依據核一除役所需乾貯之燃料總量，並考慮以 INER-HPS 所擁有的 56 束裝載容量來進行估算；則預計核一除役時需以 1 座 WTI 設施方能完全裝載。此時超過 132 組護箱之廠房空間，將需耗費數千萬網格甚至近億的格點方能進行模擬；因此預期申照單位對於廠房之評估或將採用 CFD 模式或是其它分析方法(例如，能量守恆)等方式來因應廠房熱流評估之需求，惟管制單位需確保所使用之方法可以合理保守地提供護箱分析所需的熱流邊界條件。

此外，預期實際安全分析可能涉及各安全分析領域(如屏蔽、結構、熱流)之間繁複的交互影響，其所衍生大量的模式改動與計算分析工作有時僅需針對護箱內之熱流特性與溫度進行計算，而無需重新求取整個廠房內的熱流特性。因此未來針對廠房散熱與護箱熱傳的獨立分析模式或將出現於室內乾貯系統熱流分析工作中；此時，如何確保兩獨立分析模式的保守性與聯動亦將是值得進一步對安全分析方法論進行管制與檢視之處。

為能預先提供相關熱流資訊以利管制單位參採，本研究於第六章的室內乾貯熱流研析乙章中，將就各式廠房與護箱之可能搭配進行模擬分析，以作為第七章管制重點之撰寫依據。

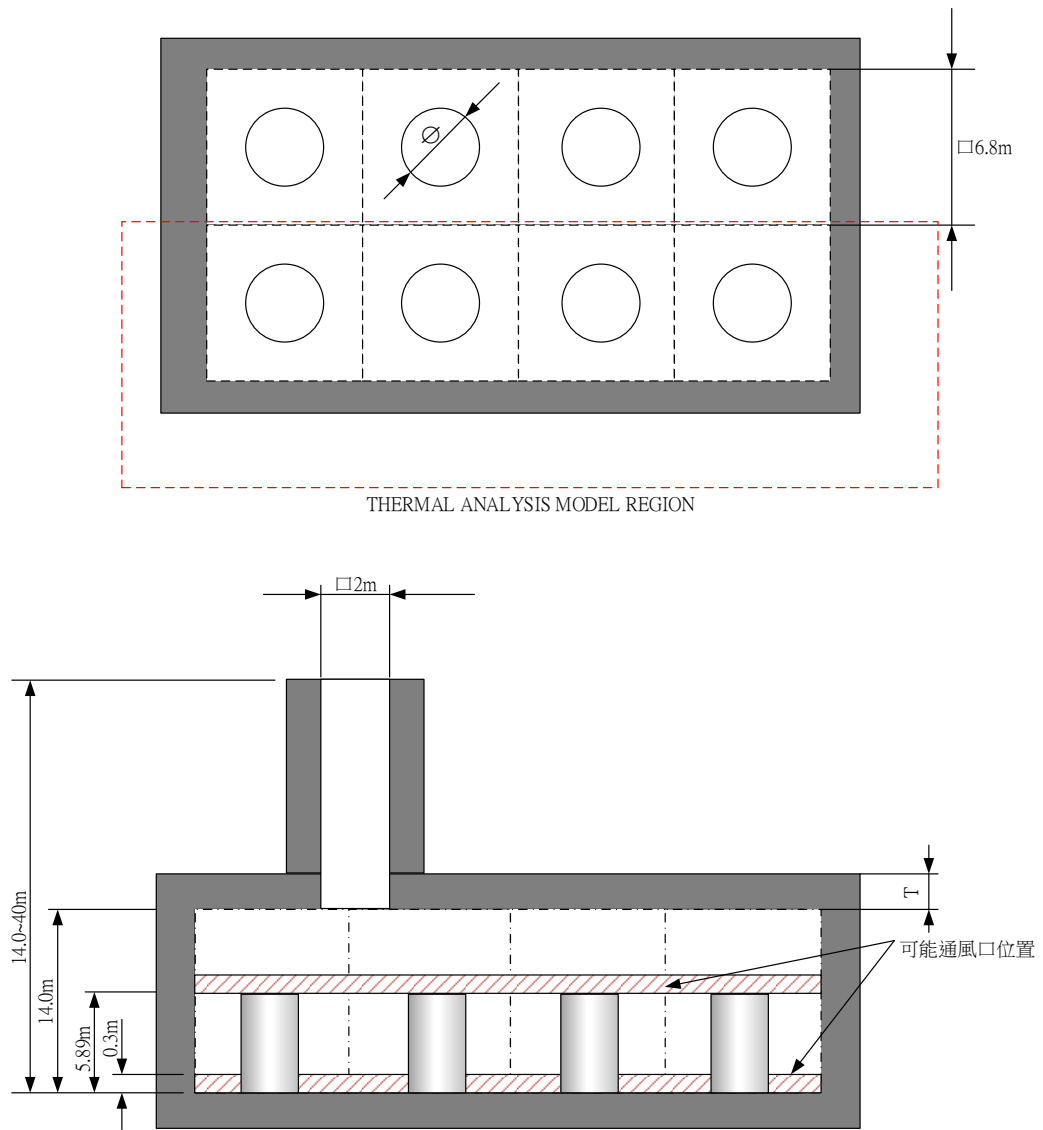


圖 14、屏蔽-熱流共同分析模型

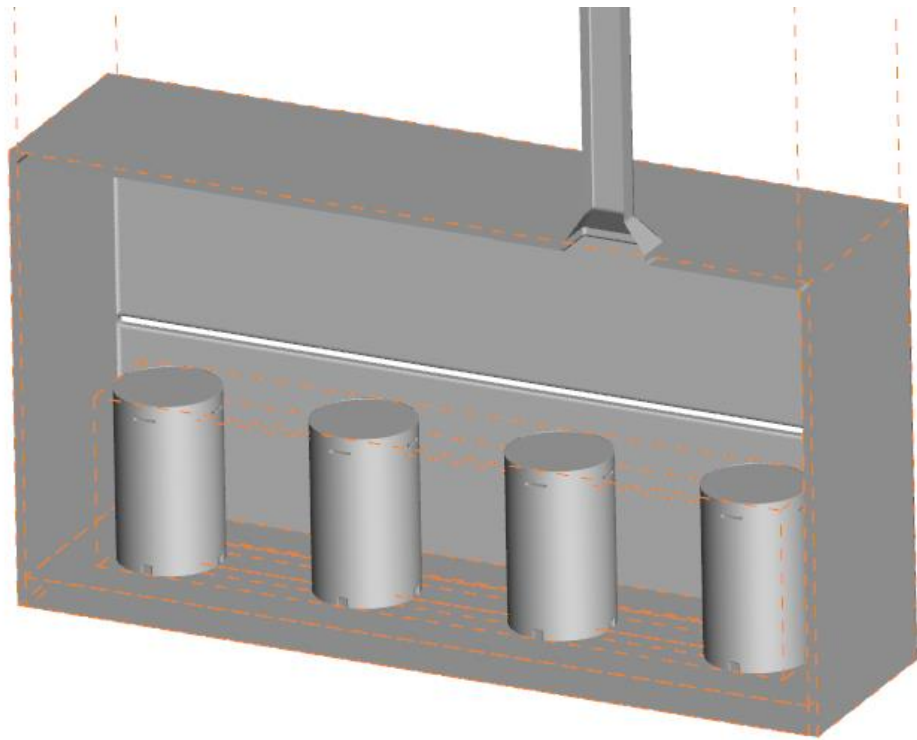


圖 15、室內乾貯設施搭配混凝土護箱模式之分析模型

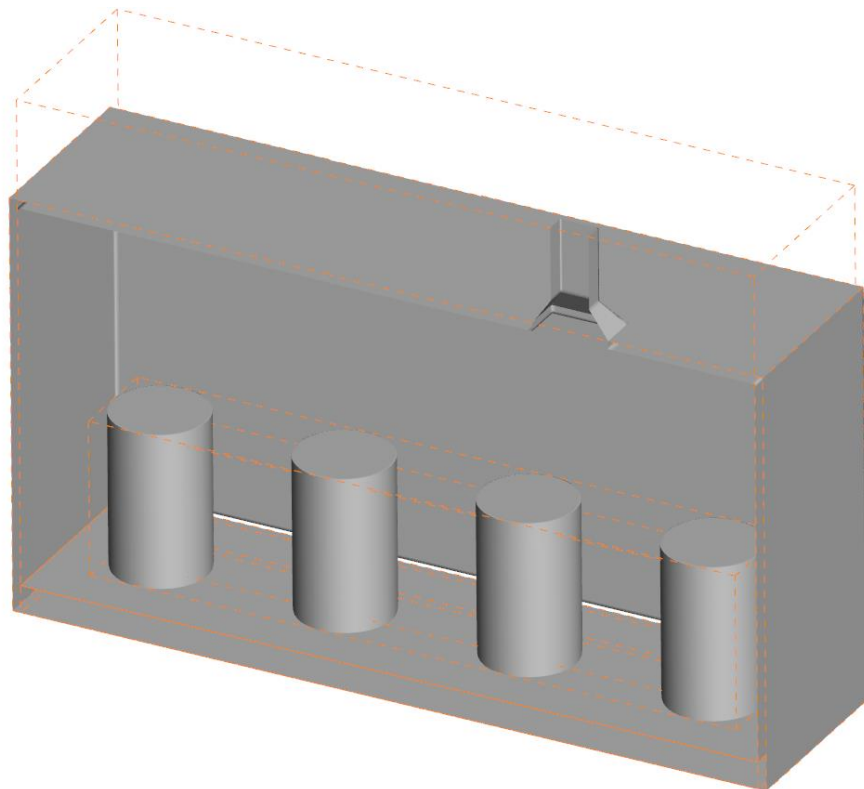


圖 16、室內乾貯設施搭配金屬護箱模式之分析模型

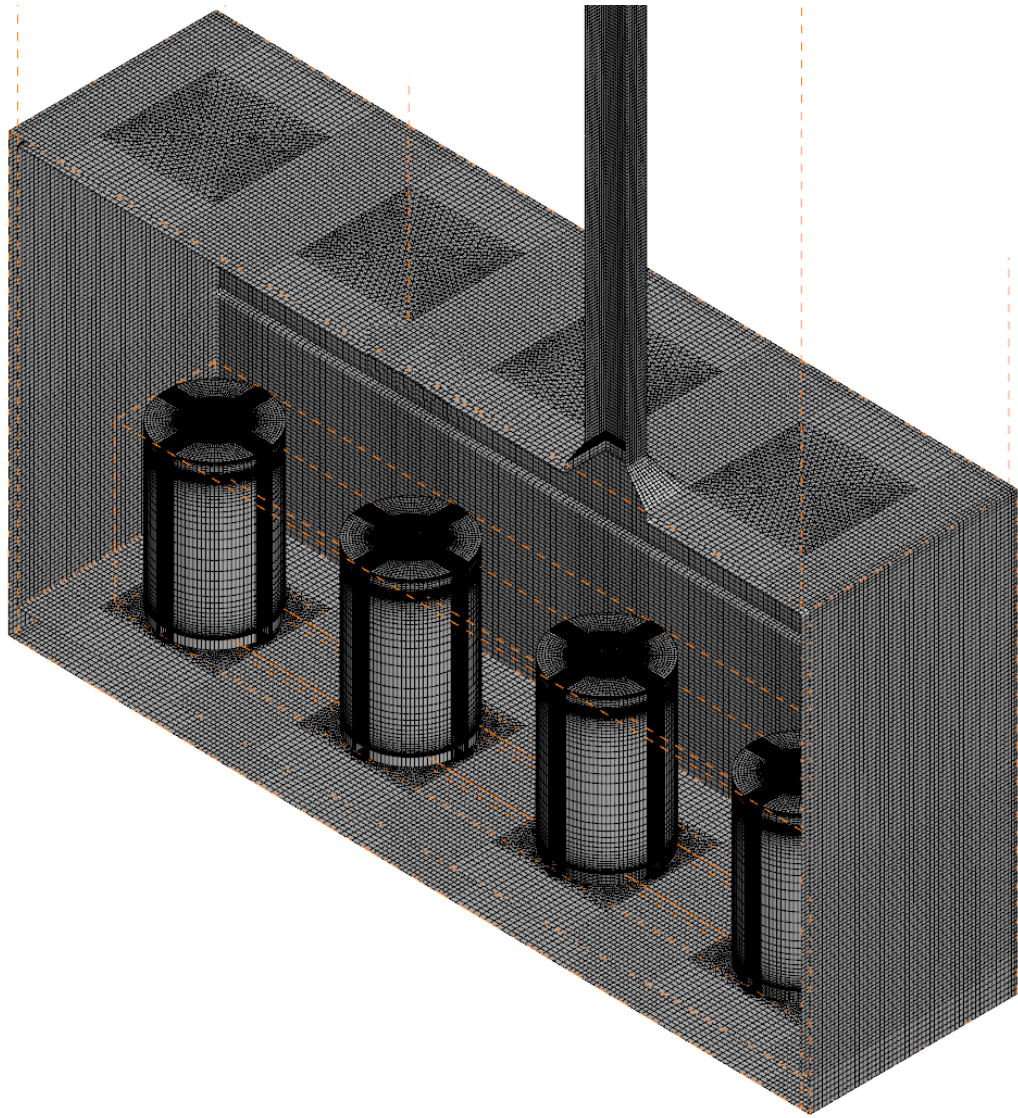


圖 17、室內乾貯設施分析模型之網格分佈

## 6. 室內乾貯熱流分析技術研析

為能進一步協助管制單位獲取室內乾貯之可能熱流特性，本研究將基於第 5 章所建立的分析模式進行案例計算，並分別就護箱與廠房所獲之熱流資訊進行探討；惟本章之探討係以自行假設之涵蓋模式為之，故在未能獲取特定室內乾貯設施之精確資訊並予以建模前，其分析結果應僅著眼於定性之熱流探討而不可逕行引用計算所得之定量結果進行判讀，以避免造成不必要之誤解。

### 6.1 室內乾貯護箱熱傳分析技術研析

如圖 18 所示，當將混凝土護箱置入室內廠房時，透過混凝土護箱與密封鋼筒間隙進行熱移除之機制仍未有任何改變，惟因護箱處於室內故其所逸散出來的熱量不可如露天乾貯般逕行忽略，而需要進一步的評估其對內部流場與平均溫度之影響。

也由於混凝土護箱係透過位於底部的進氣口進行吸氣，故導入至空氣流道內的空氣溫度將合理地比廠房平均溫度更低；反之，當室內乾貯廠房搭配如圖 19 所示之金屬護箱時，因為金屬護箱的表面即是主要的移熱面，故流經護箱的表面的空氣溫度必將隨整體廠房之平均溫度上升而提高，而使兩者間對於廠房環境溫度影響之靈敏度略有不同。除此之外，也由於金屬護箱直接透過表面進行熱移除，其表面的溫度亦將進一步對廠房造成較大的輻射熱傳，並使廠房溫度靠近人員作業高度之範圍具有比貯存混凝土護箱時更高的溫度。

若進一步的將混凝土護箱與金屬護箱於廠房中的流場與溫度分佈以 1/2 護箱高度處之截面進行比較後更可發現，裝載於廠房內的混凝土護箱，由於其主要移熱機制因混凝土護箱的阻隔之故，而不易使空氣流道的流動受到廠房通風設計影響(圖 20)，因此即使混凝土護箱表面可能因為護箱列置問題而造成的流場阻礙仍不易影響各個護箱的移熱能力。反之，在金屬護箱的部分，則可明顯發現位於迎風面(上方)與側邊的流動將具有較薄的速度邊界層，而能提供較佳的移熱能力；

但在背風面或是位於行列下游的護箱，其移熱能力則可能因為空氣溫度的上昇以及邊界層的發展而略受影響。此點即可初步證實本報告於第 5.1.2 節中對於內卡爾海姆(Neckarwestheim)設施(圖 11)之熱流推測；故基於以上之討論內容，本研究建議管制單位於審查設施申請者所提交之安全分析報告時，應就以下要點進行檢視：

- (1) 申請者於分析時應確保護箱之列置對流體溫度與熱對流係數所造成的影響已被加以考慮；
- (2) 若管制作業包含人員作業之環境溫、溼度項目，則護箱表面所造成的輻射熱傳效應亦需合理納入考量之中。



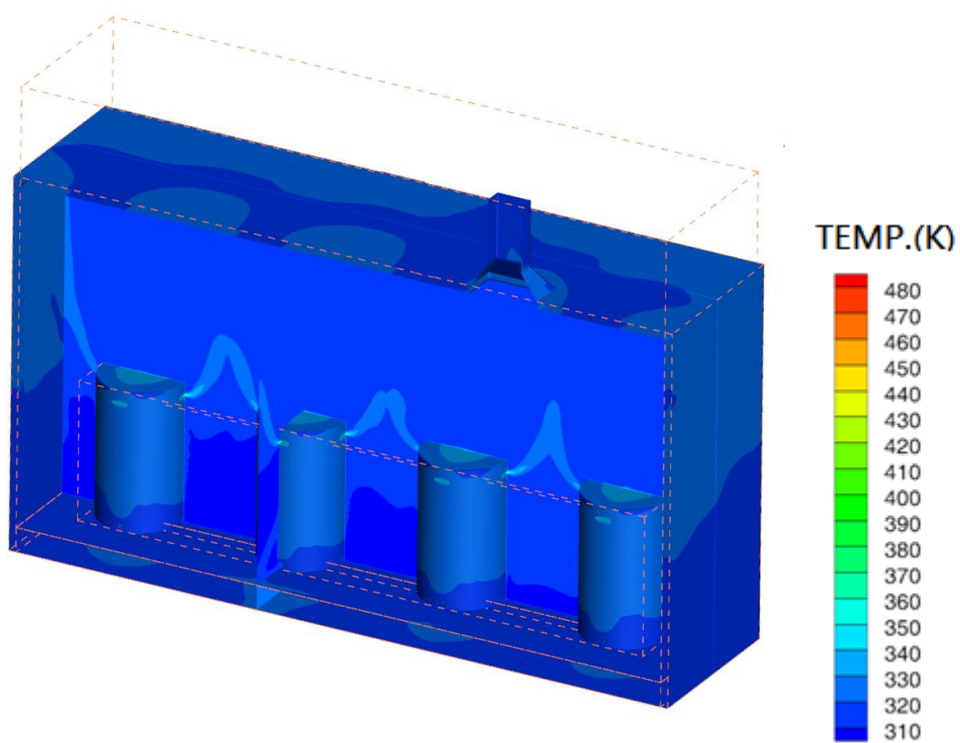


圖 18、混凝土護箱於室內廠房中之流場分佈

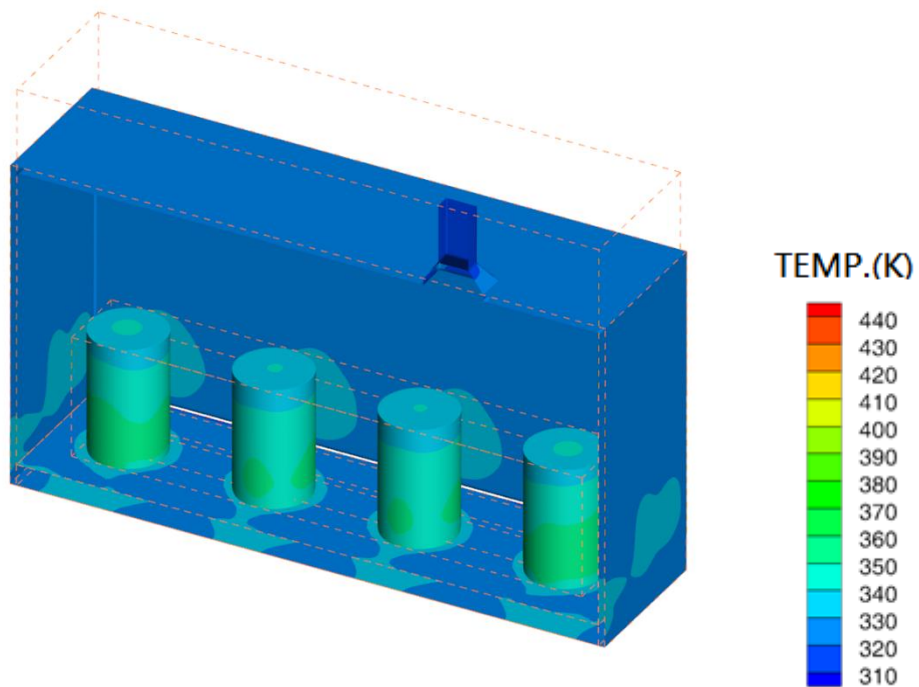
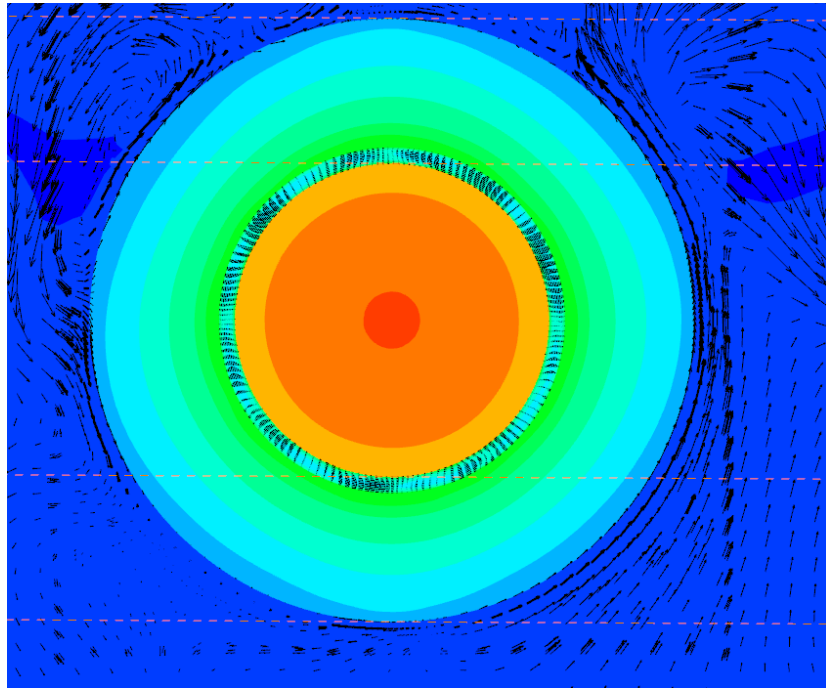


圖 19、金屬護箱於室內廠房中之流場分佈

(a)



(b)

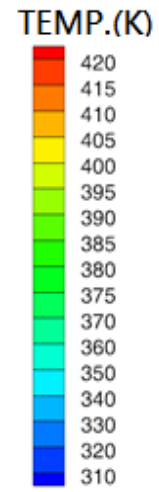
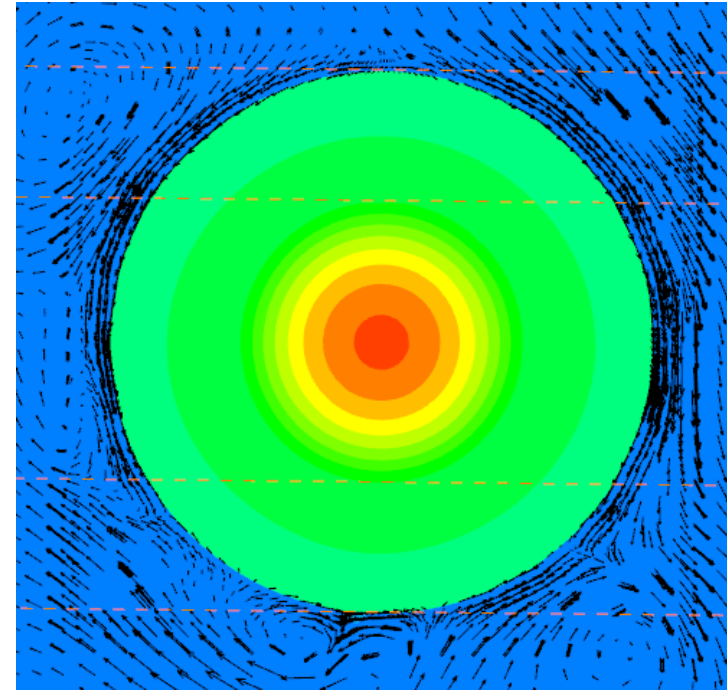


圖 20、(a)混凝土護箱、(b)金屬護箱於室內廠房中之鄰近流場分佈

## 6.2 室內乾貯廠房熱傳分析技術研析

透過前節對於室內乾貯設施貯存不同類型護箱之熱流特性可以得知，護箱的類型雖然會影響局部之流場與廠房內的溫度分佈，但仍未能完整地評估設施通風受影響之全貌；本節遂針對排煙設計、強制排氣等通風機制以及廠房類型不同所引起的壁面材質之影響進行探討，以求能更進一步瞭解廠房之熱流特性。

### 6.2.1 廠房通風機制之影響評估

#### 正常、異常狀況之通風機制研析

由於目前已蒐集的各國室內乾貯設施，對於發熱放射性廢棄物，皆是採用自然對流之方式進行熱移除，若乾貯設施賴以移熱的通風路徑若發生如阻塞時，則勢必會對整體熱傳能力造成影響。由於自然對流的移熱能力可以雷利數(Rayleigh number)來進行定義；考量其強度將會與高度的3次方呈正比之關係下，本研究亦同步就廠房煙囪出氣口高度對流整體設施移熱能力之影響進行如表8所示之參數測試。測試結果顯示，在此一假想廠房與護箱之組合下，所裝載的護箱種類並未對設施流量造成顯著影響；但隨著煙囪高度的增加以及廠房出氣口面積的改變，則會對設施的換氣量造成顯著的影響，更進一步影響廠房內的環境溫度。惟評估建物之通風系統、排風系統等設施除與熱流評估相關外預期更涉及建築、消防法規等部分，故建議管制單位可將此部分之資訊，納入安全分析報告第三章設施設計基準-輔助系統及公用系統之審查工作，並與第安全分析報告6.6節之資訊整合後進行相關審查作業。

#### 全阻塞事故之移熱機制研析

除了上述通風條件的不同，室內乾貯設施可能因為廠房原本預先規劃的對流通道受阻，而使得廠房對護箱形成密封的包覆狀態；但與露天乾貯最明顯不同之處在於，若室內乾貯發生廠房全阻塞事故，將因為廠房仍有充足的空間可供對流，

而使事故發生後護箱所產生的熱量仍可如第 5 章對 HABOG 之研析資訊所呈現的：設施發生全阻塞後透過廠房內的對流與廠房壁面的對外熱傳減緩護箱與燃料之溫升。為能證實此點，本研究基於假想設施所訂定的廠房空間、護箱尺寸與發熱量以穩態分析方法進行計算；所獲得之熱流結果則如圖 21、與圖 22 所示。

在比對兩個案例後可以明顯發現，當鋼構設施(圖 21、)進氣口發生全阻塞事故時，雖然內部的空氣無法透過熱對流向外傳逸散，但護箱所產生的熱仍會藉由自然對流攜往廠房內壁面，並藉由廠房壁面的熱傳導與外壁面的對流將熱移除。但也因為此一移熱機制效益不彰，故雖然整體護箱的最高溫度並未明顯上升，但廠房內的溫度則已因為成為主要的熱傳遞介質而大幅升溫。

相同的狀況在鋼筋混凝土結構之廠房中亦可發現，且因為混凝土所具有的更厚壁面與更低的傳導效果而使情況更為嚴峻(圖 22)；整體而言全阻塞事故下的混凝土設施，其熱傳機制與途徑並未與鋼構廠房不同，兩者僅因為廠房於全阻塞事故下所造成的熱阻不同，而使護箱及燃料需要提升到較高的溫度才能克服熱阻進而將熱向外傳遞。

而基於上述所發現之異同點，本研究建議管制單位於室內乾貯設施之審查時，可著手針對以下兩點進行確認：

- (1) 綜合 5.1.2 節對廠房壁面熱容量之研析以及本章廠房於全阻塞事故之評估結果，建議管制單位應於審查過程中關注廠房於全阻塞事故中所造成的熱阻抗與熱容量是否已被合理評估或加以保守假設；
- (2) 本案例雖以穩態方式分析，但透過合理之理論推測可以得知室內溫度必然於事故後逐步上升，故相關輔助、公用系統於高溫下之可用性或是內部設施可能隱含消防防護疑慮；建議管制單位於未來審查時，應就第六章所載之廠房事故溫度進一步檢核安全分析報告第三章設施設計基準-輔助系統及公用系統以及第八章消防防護計畫之內容是否一致。

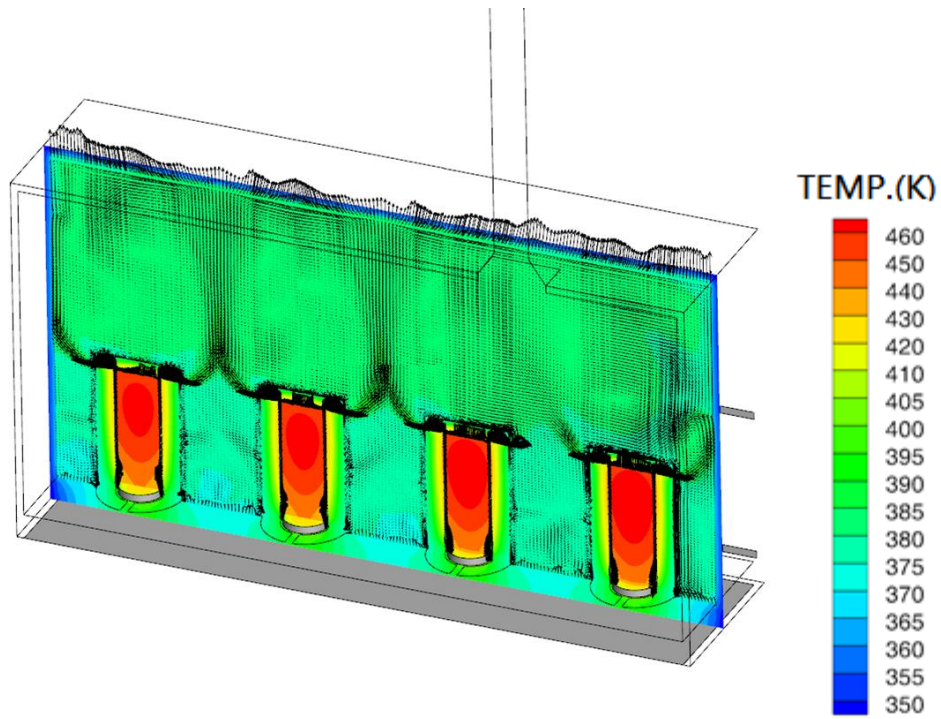


圖 21、假想鋼構設施在發生全阻塞事故下之內部流場與溫度示意圖

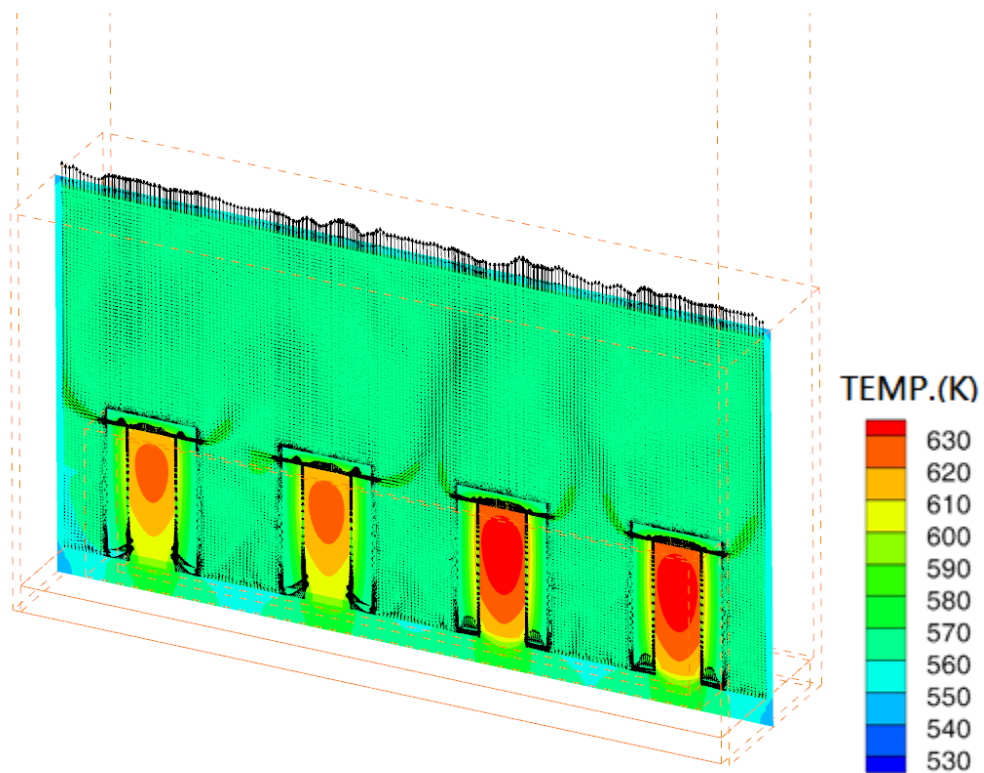


圖 22、假想混凝土設施在發生全阻塞事故下之內部流場與溫度示意圖

表 8、煙囪出口高度對廠房換氣率之影響煙囪出口高度(m)

設施高度\護箱類型	半阻塞流量(kg/s)		正常狀態流量(kg/s)	
	金屬護箱	混凝土護箱	金屬護箱	混凝土護箱
14	~4.7		~6.8	
18	~5.5		~8.1	
40	~6.1		~9.0	

### 強制通風之機制研析

除了上述自然對流的研析，本研究為能進一步瞭解設施採行強制通風時對廠房內熱特性之影響，並協助管制單位確認是否需強制要求廠家使用強制通風進行冷卻，故設計具有不同強制換氣量之案例來探討此一設計對於廠房內流場特性之影響。

考量強制對流設施必定增設於系統之進或出氣口，且預期強制對流於廠房內所造成的對流效應將因為廠房寬闊而僅作用於局部；，故本研究擬定如

圖 23 所示之三種案例以證實，其中：

- A．假設強制通風系統設置於流動路徑下游，如煙囪；
- B．假設強制通風系統設置於流動路徑上游，如進氣口，並考慮輻射防護需求而高於護箱；
- C．假設強制通風系統設置於流動路徑上游，並考慮冷空氣流動之路徑而設置於接近樓板處。

如圖 24 所示，在將強制冷卻系統裝置於出氣口(煙囪)時，抽風所產生的負壓將會使溫度低的空氣由廠房所列置的進氣口吸入廠房內，並因為內部溫度的分佈、護箱的擺置而分流；一部分將會直接與熱空氣混合後向上流動，而一部分則會向流往護箱的進氣口，再經加熱後向護箱的出氣口流動。由於此類型的設置因為與自然對流時之驅動機制相近，其流場亦無顯著差異。

若於進氣口處以鼓風方式將空氣往內部送，則其流場分佈將因為所在位置而如圖 25 與圖 26 所示。其中，與 A 型式同樣將進氣口開於護箱高度以上的 B 型式，將會因為鼓風設備所提供的壓力源之故，而使進氣方向與前者略有不同，但整體而言廠房內的溫度皆因為進氣口所在位置而與廠房內之熱空氣呈現混和之現象。反之，採用於底部進氣的 C 型式，則可明顯發現其流場將由樓板向上發展；這意味著將有更多低溫的流體可以靠近護箱，並提供較佳的冷卻效果。

但值得管制單位注意的，無論採用是何種強制規劃設計，整體廠房內靠近護箱的流場除在廠房進氣口處略有不同外，整體與採用自然對流之廠房並無顯著差異。這是因為強制對流在龐大的廠房空間內難以直接對護箱關鍵移熱機制(如混凝土護箱之進氣口或金屬護箱側表面)造成顯著的影響所致。

若進一步檢視不同流量下的強制對流案例(如表 9 所示)亦可發現，隨著流量的減少將使廠房內空氣與護箱溫度的上昇，反之則會造成其溫度的下降；但整體而言各式的通風系統設計，與流量或將略為影響廠房內的溫度分佈與護箱、元件溫度，但只要廠房設計具有足夠的換氣率以維持合適的室內溫度，並可將所有燃料的衰變熱移除，以確保燃料與元件溫度符合限值即可符合熱流設計之需求。

綜合以上對廠房於自然對流與強制對流條件下對廠房熱流特性的討論可以得知，廠房設施之材料、設計與進出氣口資訊之搭配具有多樣性且具有一定程度之設計自由度。故管制單位於室內乾貯設施安全審查過程中，應優先就第 6.6 節「異常狀況、意外事故及天然災害事件之安全評估」及第九章核子保防相關資訊進行考量，再同步檢視申請者所提交的分析資訊可以確保冷卻能力無虞即可確保熱流設計之安全。

表 9、不同廠房換氣率對護箱溫度與出氣口溫度之影響

設施高度\護箱類型	2 倍流量	正常流量	1/2 流量
出氣口溫度 °C	45.0	48.2	50.3
護箱溫度 °C	154.9	156.3	157.9

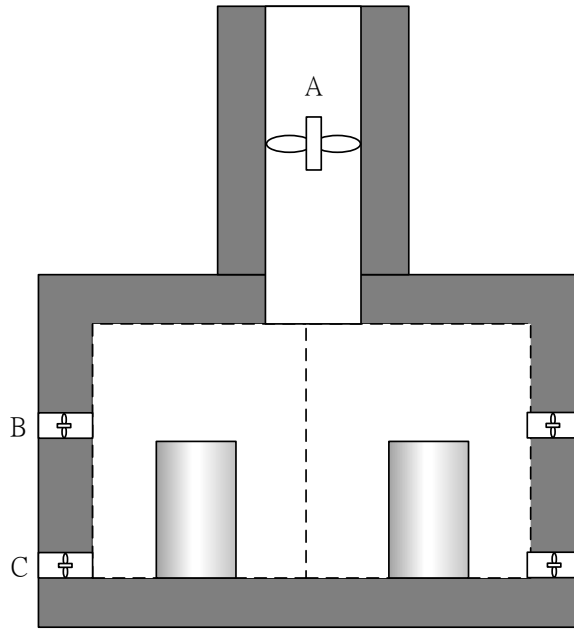


圖 23、假想室內乾貯設施搭配不同強制通風系統之示意圖

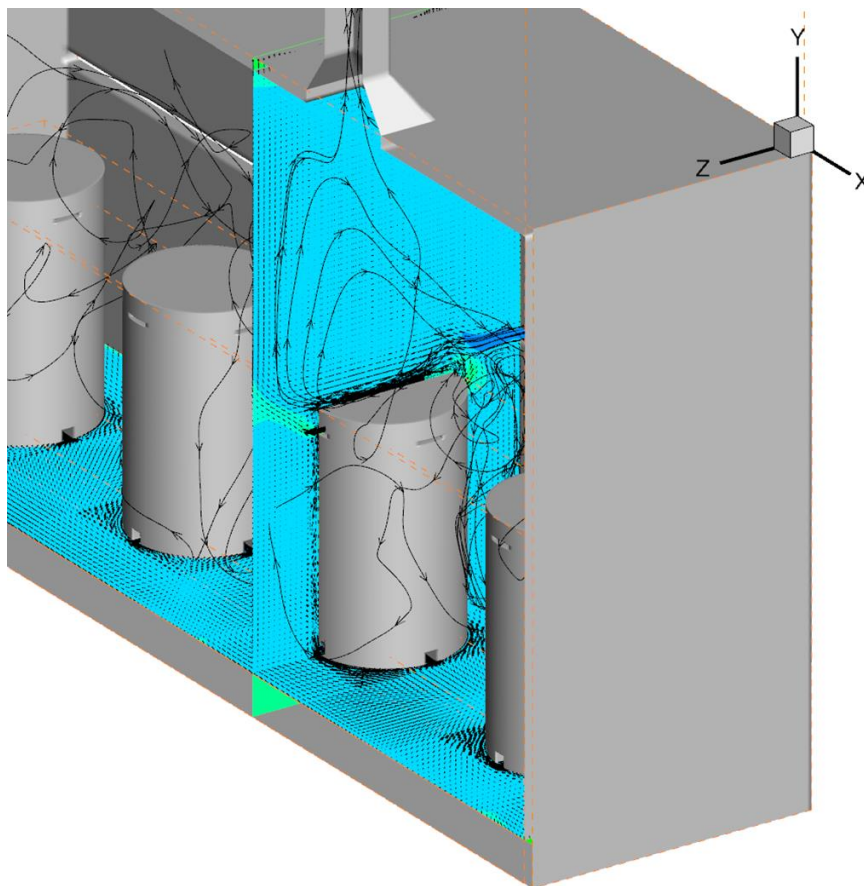


圖 24、假想室內乾貯設施搭配 A 型強制通風系統之流場分佈



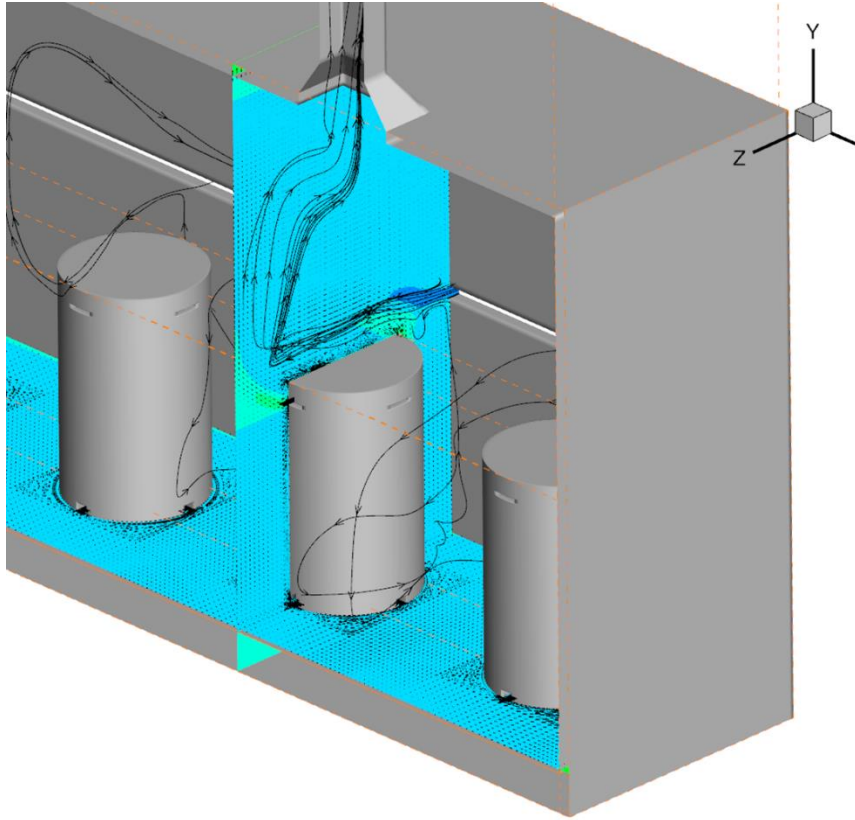


圖 25、假想室內乾貯設施搭配 B 型強制通風系統之流場分佈

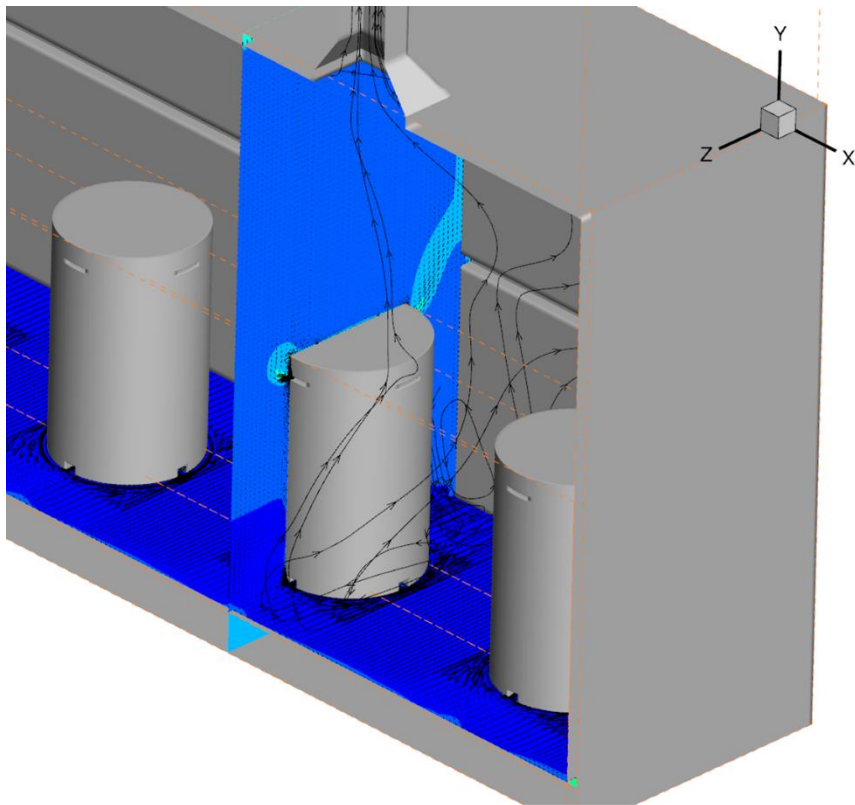


圖 26、假想室內乾貯設施搭配 C 型強制通風系統之流場分佈

## 6.2.2 廠房厚度與材質之影響

為能更進一步就 5.1.2 節所提及的日照輻射議題對廠房內熱流之影響進行探討，本研究特別以 SWB 廠房所採用的蒙皮與以及 HABOG 所具有的 1.7m 厚的混凝土於日照輻射之影響比較(如圖 27)；其結果顯示，在依據 10CFR71[19]與 NUREG-1536[22]於頂部日照建議值： $387.6 \text{ W/m}^2$ ，進行加熱，並考慮壁面兩側受自然對流之影響後，其廠房內壁面所得溫度分別約為 325K 與 308K。此一結果顯示，金屬廠房在未考慮隔熱材時將會有大量的熱透過熱傳導往室內傳遞，而廠房內的空氣溫度，亦將因為廠房壁面溫度的增加而提高為原來的：

$\frac{(325^4 - 305.15^4)}{(308^4 - 305.15^4)} = 7.57$  倍。表 10 所載之分析結果亦顯示，採用較薄且高傳導效果的材料作為廠房壁面材料時，將使廠房內的空間有機會獲得多從壁面傳遞至廠房的

熱量，在對廠房內空氣進行加熱後，造成比混凝土廠房更大的換氣率；此點更加印證 6.2.1 節中，建議管制單位應將此類議題納入安全報告第三章之審議工作中，並且會同第 6.3 節審查人員於審查作業時，檢視其廠房特性是否已於熱流分析之中合理考慮。

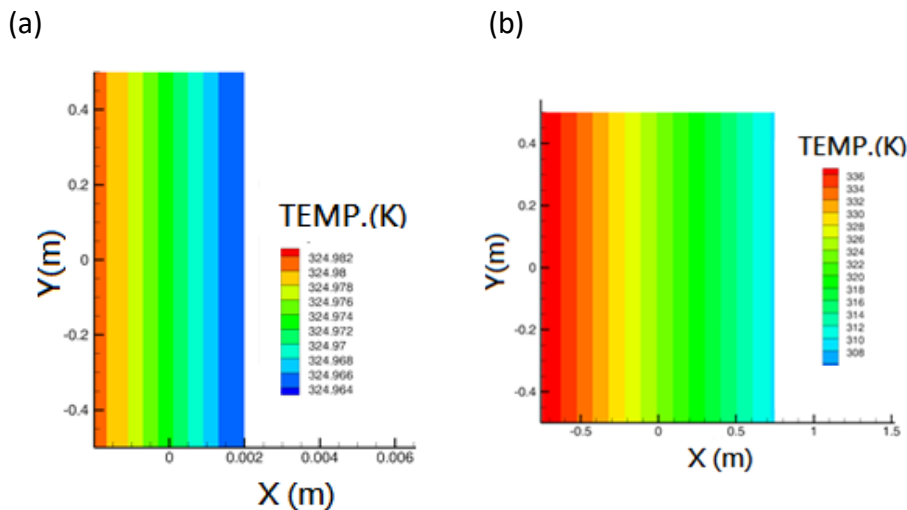


圖 27、不同廠房材料與厚度對廠房內部加熱效果之影響；(a)2mm 鋼板；  
(b)1.7m 混凝土

表 10、採用鋼構廠房時對假想廠房換氣率之影響

煙囪出口高度 (m)	鋼構廠房		混凝土廠房
	半阻塞流量 (kg/s)	正常狀態流量 (kg/s)	正常狀態流量 (kg/s)
14	~6.3	~8.7	~6.8
18	~7.3	~10.5	~8.1
40	~8.1	~11.7	~9.0

## 6.3 室內與露天乾貯之熱傳的差異研析

本研究基於第 5 與第 6 章上述各章所得之各項資訊，以金屬護箱及混凝土護箱為代表，將其搭配露天貯存或是利用鋼構、鋼筋混凝土廠房等設計進行室內貯存時之熱流設計與分析重點彙整於表 11，並可逐一說明如下。

- (1) 經過本研究之研析，混凝土及金屬護箱採露天、鋼構廠房存放或是鋼筋混凝土廠房存放之各項搭配組合中，僅剩鋼筋混凝土廠房 vs 混凝土護箱及鋼構廠房 vs 金屬護箱之組合尚未有裝載實例；其原因並非源自於安全或是法令考量，而單純是成本與需求設計之故；例如：鋼筋混凝土廠房 vs 混凝土護箱之組合將勢必於結構強度與屏蔽等項出現過嚴謹之設計；
- (2) 無論採用何種系統與設施之搭配，目前大多數的廠家於設計時皆以 the state of the art 之精神，採用計算流體力學搭配部分其他方法進行熱流分析，而各國管制單位亦未要求採用熱流分析工具進行分析；而是以應用實例來證明其適用性，並搭配嚴謹之分析結果審查程序來確保分析結果的可靠度；
- (3) 無論採用何種護箱與廠房設計進行搭配，基於合理的場址氣候條件進行模式邊界條件的設置是合理且廣泛的作法；但考量未來執照申請人可能將廠房與護箱分別進行計算，故需進一步對分析時邊界條件的保守性與涵蓋性進一步加以檢視；若獨立進行護箱熱流分析，則需加計廠房阻礙散熱所造成的影響；
- (4) 而在設施通風系統過濾之需求方面，所有露天乾貯皆無列置相關設備之必要，而經檢索後亦發現目前營運中的德、荷等國的室內乾貯設施，亦無明文要求設置過濾設備之要求；
- (5) 此外，經過檢索後發現，目前所有營運中的乾貯系統皆採用自然對流之通風型式進行移熱，在無需增設任何空調或強制通風設備下即可確保護箱移熱無虞；而少數(HABOG)設置有強制對流設施之系統，其主要目的係

用於同一廠址之非發熱源放射性廢棄物貯存之用，與用過核子燃料之貯存需求無關；

- (6) 所有乾貯系統於設計時所採用的護套溫度可能因燃料類型、運轉歷史及設計貯存年限不同而有差異，但其溫限值仍是以確保用過核子燃料之護套於長期貯存下不致因為潛變而造成劣化為原則制定而成，故管制單位對於我國之待貯燃料所訂定之燃料護套限值亦無需因為乾貯設施的類型不同而有所變動；
- (7) 而為能符合此一溫度限值，各類乾貯系統或將採用不同的工程設計思維以同時克服熱傳、屏蔽、結構及密封所構成之設計挑戰。而因為所選用的設計思維不同之故，其內部壓力可能採用正壓或負壓方式；其主要原因可概分為：焊接密封之系統多利用正壓來增進內部移熱能力，以提升裝載能力；而螺栓鎖固之系統則利用負壓設計並搭配一層高壓夾層來達到監測密封性之目的；
- (8) 採用螺栓鎖固的系統為確保機械力不致造成氣密面的變形，往往選用具有較厚殼體的金屬護箱，並同時將傳送所需的屏蔽需求一併進行整合設計；惟需注意此差異主要源自於上述的護箱設計思維，而與廠房類型無直接關係；
- (9) 最後，綜合本研究所蒐集解析之資訊，以及利用假想模式進行分析後，確定上述各式護箱與廠房搭配之組合，並未發現熱傳技術上不可行的疑慮；故管制單位暫無需對各式護箱與廠房之室內乾貯組合加以禁止，僅需於未來透過相關法規與技術層面進行熱流部分之審查，即可確保其安全性。

表 11 、室內外乾貯設施於不同護箱之搭配下熱流相關資訊比對彙整表

護箱類型	比較項次	露天乾貯	室內乾貯	
			鋼構廠房	鋼筋混凝土廠房
混凝土護箱	是否有營運中設施	已有實例	已有實例	尚無實例
	主要熱流分析方法	計算流體力學	計算流體力學	計算流體力學
	設施邊界條件	廠址氣候資料	廠址氣候資料並考量廠房熱流對空氣之影響	
	設施通風過濾系統	無需設置	無	-
	移熱機制	自然對流	自然對流	自然對流
	護套溫度限值定義基準	長期貯存不得發生潛變	長期貯存不得發生潛變	長期貯存不得發生潛變
	密封鋼筒內壓力	正壓/常壓	正壓	正壓
	傳送方式	視系統設計	視系統設計	視系統設計
	是否存在技術不可行之疑慮	無	無	無
金屬護箱	是否有營運中設施	已有實例	尚無實例	已有實例
	主要熱流分析方法	計算流體力學	計算流體力學	計算流體力學
	設施邊界條件	廠址氣候資料	廠址氣候資料並考量廠房熱流對空氣之影響	
	設施通風過濾系統	N/A	-	無
	移熱機制	自然對流	自然對流	自然對流
	護套溫度限值定義基準	長期貯存不得發生潛變	長期貯存不得發生潛變	長期貯存不得發生潛變
	密封鋼筒內壓力	負壓/正壓	負壓/正壓	負壓/正壓
	傳送方式	視系統設計	視系統設計	視系統設計
	是否存在技術不可行之疑慮	無	無	無

## 7. 建議室內乾貯之熱傳評估的管制重點

依據先前各章就國際資訊、系統設計資訊瞭解、方法論適用性研析與系統熱流特性評估等工作之成果，本章進一步將值得管制單位關注之議題加以彙整，以供管制單位參考。

- (1) 若系統透過監測氣密室壓力來確保密封能力，往往於貯存空間採用負壓，以杜絕分裂產物(氣體)洩漏之可能；為確保此一能力，可於審查時對其兩層封蓋內之密封空間進行檢視，以確認在一二次蓋內空間之壓力均衡後，貯存空間仍為負壓，確保此機制之有效性；
- (2) 若護箱具備有壓力監測功能時，需針對因廠房溫度所造成的合理壓力變化進行預估並明列於運轉規範中，以作為判定正常或異常之依據；
- (3) 不同設施所採用的乾操作業可概分為真空乾燥與洩壓乾燥兩種，在預期兩種作業或將對於護套造成不同程度之應力影響，建議管制單位可對執照申請者所提供之乾操作業進行檢視；並確保護箱內部的殘餘水，可以於作業後被蒸乾；
- (4) 無論採用何種系統與設施之搭配，目前大多數的廠家於設計時皆以 the state of the art 之精神，採用計算流體力學搭配部分其他方法進行熱流分析；各國管制單位亦未要求採用特定工具進行熱流分析，而是以應用實例來證明其適用性，並搭配嚴謹之審查程序及品保作業來保證分析結果的可靠度；
- (5) 經比對我國與德國之火災事故後，發現德國與我國之間並無相違之處；故未來管制單位亦可依循既有之管制經驗，檢視申請單位是否有提具合理的行政作業程序與相符的事故情境分析。
- (6) 室內乾貯系統於分析時，若未將廠房與護箱進行耦合計算，則管制單位需確保其「計算邊界溫度」已合理保守地考量室內通風限制所造成的環境溫度變化；反之，若採用耦合之分析模式進行分析，則可參照露天乾

貯之處理原則，由場址所在之氣候資訊訂定「計算邊界溫度」；

- (7) 以往室內乾貯可能因為設計或廠房舒適性之需求而設置有不同用途之強制通風、排風等系統，惟其設計基準除涉及熱流之外尚與其他建築法規有關；因此建議管制單位可將強制通風系統、排風系統(煙囪)等機制，納入安全分析報告第三章設施設計基準-輔助系統及公用系統之審查工作，並就涉及廠房移熱能力之部分並會同安全分析報告第 6.6 節進行整合審查；
- (8) 建議管制單位應於審查過程中關注廠房於全阻塞事故中所造成的熱阻抗與熱容量是否已被合理評估或保守假設；並針對事故過程中可能造成的高溫對相關輔助、公用系統之可用性或是內部設施可能隱含消防防護疑慮進行審查。未來審查時，應就安全分析報告第 6.3 節所載之廠房事故溫度進一步檢核安全分析報告第三章設施設計基準-輔助系統及公用系統以及第八章消防防護計畫之內容；
- (9) 管制單位需確保申請者於分析時應確保護箱之列置對流體溫度與熱對流係數所造成的影響已被加以考慮；若管制作業包含人員作業之環境溫度、溼度等舒適性議題時，則護箱表面所造成的輻射熱傳效應亦需合理納入考量之中。



## 8. 結論

本子項三「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之熱傳管制技術研析」之計畫目的係研析各國室內乾貯設施與熱流相關之法規、法規指引、標準與設施特性，並與我國既有乾貯設施進行比較進而整理出室內與露天乾貯系統之設計與管制差異，以供管制單位參考。經過本年度的研析，已充分蒐集、日本、德國、荷蘭等國既有運行中之室內乾貯設施，並整理如各國指引以瞭解各國對於熱流安全分析之要求與管制限值。

而在分析方法的研析工作中，本研究透過檢索美、德等國之相關分析資訊，後建議管制單位僅需於未來審查時著眼於申請者所採用之方法是否具有實例並且充份驗證即可，如此可令熱流分析人員具有較大彈性選擇最適合之先進方法(the state of the art)進行評估。

此外本研究亦透過檢索各式護箱、廠房及作業程序，以評估現有分析工具與方法論之可用性；其結果顯示，各式護箱之設計需求將進一步導致其結構與散熱途徑之不同，但可將多種乾貯系統透過系統化的參數進行簡化，進而有效率的完成方法論適用性評估。而依據此一結果，本研究已與子項四共同制定了一組合宜之參數範圍，並據以完成可用於金屬護箱及混凝土護箱分析之通用模式；並於參考德國 WTI 設施之設計基準進行進口面積之設定，以促使廠房內的自然對流可以順利滿足移熱需求。

最後經過本年度之執行，本子項已依原合約時程完成各項工作要求，其研究結果證實各類乾貯護箱在搭配不同廠房型式下並發現任何熱流技術不可行之狀況；而各項研析或評估所得之心得與發現更已匯整於報告最末章，以供管制單位參考。

## 9. 參考文獻

1. 台灣電力公司，“核一廠除役計畫書-第九章第五節，”頁次 9-46，106 年 2 月。
2. 台灣電力公司，“核一廠除役計畫書-第十章第一節，”頁次 10-24，106 年 2 月。
3. Dr. R. Diersch, Dr. G. Dreier, H. Stelzer, “CASTOR V - THE PACKAGE SYSTEM FOR TRANSPORT AND STORAGE OF SPENT FUEL ASSEMBLIES,”
4. 青森県原子力立地対策課，“使用済燃料中間貯蔵施設に係る安全性チェック・検討会結果”，Jun 2008
5. 日東京電力株式会社，“福島第一原子力発電所共用プール建屋から 乾式キャスク仮保管設備への既設の乾式貯蔵キャスク 1 基の構内輸送について”，Apr 2013
6. 日本原子力発電株式会社，“平成 25 年度 東海発電所・東海第二発電所の年間主要事業計画について”，Apr 2013
7. 中部電力株式会社，“浜岡原子力発電所 使用済燃料乾式貯蔵施設の建設計画の変更について”，Jul 2014
8. Recycle-Fuel Storage Company, “Metal Cask Storage Schedule of Recyclable Fuel Storage Center in Mutsu”, Nov 2010
9. Office for Nuclear Regulation, “Dry fuel storage inspection,” <http://www.onr.org.uk/intervention-records/2014/sizewell-b-14-214.htm>.
10. 台灣電力公司，“核一廠用過燃料式貯存設施安全分析報告，”民國 97 年 1 月。
11. 台灣電力公司，“核二廠用過燃料式貯存設施安全分析報告，”民國 101 年 3 月。
12. 國立清華大學核子工程與科學研究所，“除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存安全管制技術研究計畫書，”民國 106 年 2 月。
13. 施純寬，“核二廠用過核子燃料乾式貯存設施熱傳分析技術研究，”民國 100 年 12 月。

- 14.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期末報告，”民國 100 年 12 月。
- 15.施純寬，“核二廠用過核子燃料乾式貯存設施熱傳安全驗證研究期末報告，”民國 101 年 12 月。
- 16.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期末報告，”民國 102 年 12 月。
- 17.施純寬，“乾式貯存設施設計壽命期間熱傳行為分析期末報告，”民國 103 年 12 月。
- 18.施純寬，“核二廠乾式貯存設施設計壽命期間熱傳行為分析，期末報告，”民國 104 年 12 月。
19. U.S. Nuclear Regulatory Commission, “PACKAGING AND TRANSPORTATION OF RADIOACTIVE MATERIAL,” 10 CFR 71.
20. U.S. Nuclear Regulatory Commission, “LICENSING REQUIREMENTS FOR THE INDEPENDENT STORAGE OF SPENT NUCLEAR FUEL, HIGH-LEVEL RADIOACTIVE WASTE, AND REACTOR-RELATED GREATER THAN CLASS C WASTE,” 10 CFR 72.
- 21.U.S. Spent Fuel Storage and Transportation Interim Staff Guidance, Cladding Considerations for the Transportation and Storage of Spent Fuel,” ISG-11, Rev. 3.
- 22.U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Standard Review Plan for Dry Cask Storage Systems,” NUREG-1536, U.S., January 1997.
23. 放射性物料管理局，“核能電廠用過燃料室內乾式貯存安全審查及管制研討會，”台北，永和，民國 106 年 4 月 19-20 日。
24. Holtec Inc., FSAR “GENERAL DESCRIPTION OF HI-STORM 100 System,” REPORT HI-2002444, Rev. 3.I.
- 25.Holtec INC, “Final Safety Analysis Report OF HI-STAR 100 Cask System,” ML093070147, Rev. 3.I.

26. Areva, “NUHOMS HD SYSTEM SAFETY ANALYSIS REPORT,” ML041540170, Rev. 0, 4/04.
27. ASME, “Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Subsection NB. go.asme.org/bpvc13, 2013.
28. ANSI N 14.5 – 1997, “American National Standard for Radioactive Materials – Leakage Tests on Package for Shipment,” ANSI, Inc., February 1998.
29. 葉宗洸、黃爾文、王美雅, “除役核電廠用過核燃料乾式存安全管制技術-子項二,” 期中報告, 民國 106 年 7 月。
30. Radioactive Waste Management Directorate, “Packaging of Sizewell B Spent Fuel (Pre-Conceptual stage) Summary of Assessment Report,” Issue date of Assessment Report: 23 December 2011.
31. Gunter Pretzsch, Ralph Maier, “GERMAN APPROACH TO ESTIMATE POTENTIAL RADIOLOGICAL CONSEQUENCES FOLLOWING A SABOTAGE ATTACK AGAINST NUCLEAR INTERIM STORAGE,” IAEA INIS Issue 26, Vol. 35, 2003.
32. NRG, “Complementary Safety margin Assessment COVRA N.V. (HABOG),” 23254/ 13.118712, 2013。
33. IAEA, “Storage of Spent Nuclear Fuel,” Specific Safety Guide, No. SSG-15, 2012.
34. 德國 2002 年原子能法, 2002 年 4 月 22 日修訂。
35. 德國輻射防護條例(Radiation Protection Ordinance), 2001.7.20.
36. 德國用過核燃料乾式貯存安全指引(Guidelines for Dry Cask Storage of Spent Fuel and Heat-generating Waste), 2013.10.06.
37. Kingdom of the Netherlands, “Atomic Energy Act, Kew,” 2012.
38. ANVS, “Radiation Protection Decree,” 2014.
39. Kingdom of the Netherlands, Nuclear Facilities Fissionable Materials and Ores Decree, 2014.

40. ANSI/ANS, "Design criteria for an independent spent fuel storage installation (dry type)," 57.9-1992.41. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Standard Review Plan for Dry Cask Storage Facilities," NUREG-1567, U.S., January 2000.
42. NRC, "Cladding Considerations for the Transportation and Storage of Spent Fuel," Division of Spent Fuel Storage and Transportation Interim Staff Guidance No. 11 REV3," 2003.
43. 梁正宏、王仲容, "除役核電廠用過核燃料乾式存安全管制技術-子項五," 期中報告, 民國 106 年 7 月。
44. HOLTEC INTERNATIONAL COPYRIGHTED MATERIAL REPORT HI-2114830, REV.5.
45. U.S.NRC, "SFST ISG-21, Rev. 3," USE OF COMPUTATIONAL MODELING SOFTWARE," Division of Spent Fuel Storage and Transportation Interim Staff Guidance No. 21, 2006.
46. U.S.NRC, "Computational Fluid Dynamics Best Practice Guidelines for Dry Cask Applications," UREG-2152, 2013.
47. ASME, "Standard for Verification and Validating in Computation Fluid Dynamics and Heat Transfer," ASME, 2009.
48. W. Botsch, et.al, "Safety Aspects of Dry Spent Fuel Storage and Spent Fuel Management," WM2013 Conference, Phoenix, Arizona USA, February 24 – 28, 2013.
49. Bruno Thomauske, "REALIZATION OF THE GERMAN CONCEPT FOR INTERIM STORAGE OF SPENT NUCLEAR FUEL – CURRENT SITUATION AND PROSPECTS," WM'03 Conference, February 23-27, 2003, Tucson, AZ.
50. Mike Weber, et.al, "Numerical Analysis of Cask Accident Scenarios in Storage Facilities," WM2014 Conference, March 2-6, 2014, Phoenix, Arizona, USA.

### 3.4 「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之輻射屏蔽管制

技術」期末報告

行政院原子能委員會  
放射性物料管理局  
委託研究計畫研究報告

除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存  
安全管制技術

子計畫四:除役核電場用過核燃料室內乾式貯存

之輻射屏蔽管制技術研析

期末報告

委託單位： 行政院原子能委員會  
執行單位： 國立清華大學  
計畫主持人： 許榮鈞 教授  
子項主持人： 許榮鈞、江祥輝 教授  
研究人員： 賴柏辰  
計畫編號： 105FCMA009  
報告日期： 中華民國 106 年 12 月 08 日

# 目錄

1. 中文摘要.....	IV-1
2. 英文摘要.....	IV-2
3. 計畫緣起與目的 .....	IV-3
4. 執行方法以及進行步驟 .....	IV-6
4.1. 輻射屏蔽研析執行方法.....	IV-6
4.2. 研析時程及查核點規劃.....	IV-8
5. 完成之工作項目及具體成果 .....	IV-9
5.1. 蒐集國際間室內乾貯之輻射屏蔽的法規要求.....	IV-10
5.1.1 相關文獻回顧.....	IV-10
5.1.2 各式乾貯護箱屏蔽設計資訊.....	IV-13
5.1.3 各式乾貯廠房屏蔽設計資訊.....	IV-19
5.1.4 現有輻射相關法規彙整.....	IV-24
5.2. 研析室內乾貯之輻射屏蔽安全分析工具及方法論適用性評估.....	IV-27
5.2.1 檢驗 MAVRIC 在 v6.1 與 v6.2 應用多群能量截面之計算差異.....	IV-30
5.2.2 分析 MCNP、MAVRIC 應用多群與連續能量截面與 ADVANTG/MCNP 之計算結果.....	IV-33
5.3. 室內與露天乾貯之輻射屏蔽的差異研析.....	IV-38
5.3.1 混凝土護箱與金屬護箱露天貯存之劑量分析比較.....	IV-38
5.3.2 混凝土護箱外加屏蔽露天貯存、混凝土護箱外加屏蔽置於鋼構廠 房室內貯存、與金屬護箱置於鋼筋混凝土廠房室內貯存之劑量分析比 較.....	IV-44
5.3.3 室內乾貯廠房設計靈敏度分析.....	IV-47
5.4 建議室內乾貯之輻射屏蔽評估的管制重點.....	IV-54
6. 結論.....	IV-56
7. 參考文獻.....	IV-59



## 圖目錄

圖 5.1-1、(左)金屬護箱安全驗證示意圖和(右)混凝土護箱測試實驗示意圖[10]	IV-10
圖 5.1-2、金屬護箱屏蔽計算模型[12]	IV-12
圖 5.1-3、(左)金屬護箱表面劑量分布；(右)金屬護箱矩陣貢獻之劑量率隨距離變化[12]	IV-12
圖 5.1-4、建物輻射屏蔽分析方式[13]	IV-12
圖 5.1-5、核一廠乾貯之 INER-HPS 系統[1]	IV-15
圖 5.1-6、Holtec 公司 HI-STORM100 護箱[15]	IV-16
圖 5.1-7、AREVA 公司的 NUHOMS 混凝土模組式[17]	IV-16
圖 5.1-8、Holtec 公司的 HI-STAR100 金屬護箱[16]	IV-16
圖 5.1-9、日本 Mutsu Recycle Fuel Storage Center 乾式貯存系統[18]	IV-17
圖 5.1-10、德國 CASTOR 系統概略設計資訊[18]	IV-17
圖 5.1-11、英國 SIZE WELL B 電廠之鋼構室內乾貯廠房	IV-20
圖 5.1-12、各國鋼筋混凝土廠房(a)德國 STEAG、(b)德國 WTI、(c)日本 RFS、(d)荷蘭 HABOG	IV-22
圖 5.1-13、德國巴登-符騰堡州坑道式室內乾貯廠房(左)側視圖、(右)上視圖	IV-22
圖 5.2-1、MAGNASTOR 屏蔽模型示意圖	IV-30
圖 5.2-2、MAGNASTOR 護箱側邊表面(左)中子(右)光子劑量分布，(MAVRICv6.1 MG vs. v6.2 MG)	IV-33
圖 5.2-3、MAGNASTOR 護箱頂部表面(左)中子(右)光子劑量分布，(MAVRICv6.1 MG vs. v6.2 MG)	IV-33
圖 5.2-4、MAGNASTOR 護箱側邊表面(左)中子(右)光子劑量分布(MAVRICv6.2 MG vs. v6.2 CE vs. ADVANTG/MCNP)	IV-36
圖 5.2-5、MAGNASTOR 護箱頂部表面(左)中子(右)光子劑量分布(MAVRICv6.2 MG vs. v6.2 CE vs. ADVANTG/MCNP)	IV-36
圖 5.3-1、(左)燃料中子及(右)燃料光子射源能譜。	IV-39
圖 5.3-2、(左)簡化混凝土護箱及(右)簡化金屬護箱。	IV-40
圖 5.3-3、混凝土護箱露天貯存示意圖。	IV-40
圖 5.3-4、金屬護箱露天貯存示意圖。	IV-41
圖 5.3-5、乾貯設施決定論法計算伴隨射源示意圖。	IV-41
圖 5.3-6、混凝土和金屬護箱露天貯存設施劑量率隨距離之變化。	IV-42
圖 5.3-7、混凝土和金屬護箱露天貯存設施燃料光子劑量率隨距離之變化。	IV-42
圖 5.3-8、混凝土和金屬護箱露天貯存設施燃料中子劑量率隨距離之變化。	IV-42

圖 5.3-9、簡化混凝土護箱外加屏蔽。 .....	IV-44
圖 5.3-10、(左)混凝土護箱置於鋼構廠房及(右)金屬護箱置於鋼筋混凝土廠房。 .....	IV-45
圖 5.3-11、左混凝土護箱外加屏蔽露天貯存、中混凝土護箱外加屏蔽置於鋼構廠房室內貯存、及金屬護箱置於鋼筋混凝土廠房室內貯存。 .....	IV-45
圖 5.3-12、混凝土護箱外加屏蔽露天貯存、混凝土護箱外加屏蔽置於鋼構廠房室內貯存、與金屬護箱置於鋼構廠房室內貯存劑量率變化.....	IV-46
圖 5.3-13、室內乾貯廠房進氣口位置變化示意圖 .....	IV-47
圖 5.3-14、室內乾貯廠房進氣口位置變化設施外劑量率比較 .....	IV-48
圖 5.3-15、室內乾貯廠房出氣口煙囪高度變化示意圖 .....	IV-48
圖 5.3-16、室內乾貯廠房出氣口煙囪高度變化示意圖 .....	IV-49
圖 5.3-17、(左)混凝土護箱、(中)混凝土護箱外加屏蔽、及(右)混凝土護箱外加屏蔽但封住八個進出氣口端。 .....	IV-50
圖 5.3-18、(左)Standard：混凝土護箱置於露天乾貯場、(中)AOS：混凝土護箱加外加屏蔽、及(右)Indoor：混凝土護箱加外加屏蔽但封住進出氣口端。 .....	IV-51
圖 5.3-19、三種貯存型式案例場界劑量隨距離變化(AOS 無進出氣孔端).....	IV-52
圖 5.3-20、燃料中子射源項之(左)中子與(右)二次光子劑量隨距離分布 .....	IV-52
圖 5.3-21、燃料光子射源項之光子劑量隨距離分布 .....	IV-52
圖 5.3-22、三種貯存型式案例場界劑量隨距離變化(AOS 有進出氣孔端).....	IV-53

## 表目錄

表 4.2-1、子項四計畫甘梯圖 .....	IV-8
表 5.1-1、各式乾貯系統之包封容器等熱流、屏蔽設計資訊比對 .....	IV-18
表 5.1-2、各式既有室內乾貯廠房屏蔽與熱流相關之設計資訊比對 .....	IV-23
表 5.1-3、國際乾貯案例的比較：護箱表面劑量率與場界劑量限值 .....	IV-26
表 5.2-1、NUREG-1536 報告中建議之射源項及屏蔽分析程式[30] .....	IV-27
表 5.2-2、NUREG-1567 報告中建議之射源項及屏蔽分析程式[31] .....	IV-28
表 5.2-3、MAGNASTOR 護箱屏蔽案例 MAVRIC 計算時間比較 .....	IV-31
表 5.2-4、MAGNASTOR 護箱表面區域偵檢器計分 MAVRIC 結果 .....	IV-32
表 5.2-5、MAGNASTOR 護箱屏蔽案例兩種分析方法計算時間比較 .....	IV-35
表 5.2-6、MAGNASTOR 護箱表面區域偵檢器計分 MCNP、MAVRIC 與 ADVANTG/MCNP 結果 .....	IV-37
表 5.3-1、乾貯設施 MAVRIC 計算時間資訊。 .....	IV-41

# 1. 中文摘要

本計畫目的在協助主管機關精進用過核子燃料室內乾式貯存的安全管制技術，以作為未來國內核能電廠因除役需求建置相關設施之管制作業及審查依據。本子計畫四著重在用過核子燃料室內乾式貯存相關之輻射屏蔽與劑量分析技術的研析，計畫主要目標包含廣泛蒐集國際間不同型式之用過核子燃料乾貯護箱及室內乾貯場相關資料，針對其輻射防護設計作綜合探討；引進基於 CADIS 理論之 SCALE/MAVRIC 程式的最新版本，可利用連續能量之中子作用截面進行蒙地卡羅輻射遷移計算；以核二乾貯護箱表面劑量評估為例，驗證比對其他常見的分析方法，精進國內輻射安全分析技術；根據所收集資訊建立一個簡化室內乾貯模型，針對其屏蔽設計與輻防管制重點進行探討，比較結果顯示室內或露天的乾貯型式未有孰優孰劣的重大差異，經適當設計與審查皆可達到輻射屏蔽的目標。研究計畫相關成果與經驗可供主管機關作為未來國內室內乾貯輻射安全審查之參考。

## 2. 英文摘要

The objective of this project is to assist the regulatory body in strengthening the technical review capabilities in order to scrutinize the safety analysis report of the indoor dry storage system of spent nuclear fuels in detail. This subproject focuses on various aspects of radiation shielding and dose assessment in related facilities. The working items of the subproject are listed as follows. (1) Review the various designs of dry storage facilities around the world and methodologies used in radiation safety analysis. (2) Examine the calculation methods in the latest version of SCALE/MAVRIC, which is based on the state-of-the-art CADIS variance reduction and continuous-energy cross sections. (3) Taking the dry storage facility in NPP2 as an example, perform comprehensive code comparison and benchmark. (4) Investigate the characteristics of radiation field around hypothetical and simplified facilities. For both indoor and outdoor dry storage facilities, the assessment confirmed that both facilities could meet the regulatory dose requirements with proper designs in radiation shielding. The result and experience obtained in this study can provide the regulatory body with a solid basis in reviewing the radiation safety analysis of related facilities.

### 3. 計畫緣起與目的

除役核電廠用過核子燃料貯存與運送作業相關輻射安全分析技術的建立，為未來我國電廠除役重要的儲備技術。目前國內核一、二電廠商轉至今已近運轉年限，台電公司已於 104 年底前提出核一廠除役計畫供主管機關審核，經核可後執行且應在 25 年內完成所有除役工作；按時程規劃，核二廠亦須於 107 年底前提出除役計畫。依循現行之用過核子燃料後端管理策略，核一、二廠皆面臨廠內用過燃料池貯存容量不足，急需解決用過核子燃料束貯存問題；即使是電廠除役計畫的啟動，亦需先將全部的用過核子燃料束移出反應器爐心，因此用過核子燃料乾式貯存設施的建造與啟用已刻不容緩。

目前核一、二廠皆已規劃第一期的乾式貯存設施[1,2]，均採用露天混凝土護箱型式進行，兩廠選用的護箱型號不同，但皆具有美國核能管制委員會(NRC)核發的合格執照，且都已有運轉電廠實際採用的經驗；經原能會嚴格審核把關，確認均符合相關的安全規定，因此已核准核一廠第一期乾貯設施熱測試及核二廠第一期乾貯設施建設執造。雖然核一、二廠第一期乾貯設施之露天混凝土護箱符合國內外安全相關的規範，但是國內一些民眾及環保團體依然難以接受，多次針對露天乾貯系統疑慮與政府部門及台電公司進行爭論，政府於 105 年提出新政策宣示，建議未來採用的用過核子燃料乾貯設施應朝室內貯存方式規劃。

用過核子燃料室內貯存場，因具有外部建物屏蔽主體，有較佳的景觀與民眾接受度，有利推動用過核子燃料乾式貯存與未來核電廠除役作業。室內乾貯設施所採用的護箱系統仍具有多種型式，不論是混凝土護箱、金屬護箱、混凝土貯存窖等，相關護箱之選擇屬於台電公司之權責，仍需進行多方探討以達到最適決議。日前核一廠提出除役計畫書內，其第二期乾貯設施為露天型式，與上述新政策決議相悖，故原能會要求台電公司依照室內貯存設計，修正核一廠除役計畫之用過核子燃料乾式貯存設施規劃內容，並不牽涉已核發建照的核一、二廠第一期的乾

貯設施。

藉此國內放射性物料管制單位-物管局遂於民國 106 年委託國立清華大學執行「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存安全管制技術」研究計畫案，針對未來所需之室內乾式貯存設施(以下簡稱室內乾貯)安全管制技術著手研析，並作為未來審查台電公司室內乾貯相關安全分析報告之基礎。為能確保所建立之安全管制技術能涵蓋安全分析報告第六章之主要範圍，本整合研究計畫概分為五項子計畫，分別針對「用過核燃料乾式貯存設施風險比較」、「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之結構及密封管制技術」、「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之熱傳管制技術」、「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之輻射屏蔽管制技術」以及「除役電廠破損用過核燃料處理貯存管制之國際資訊」等重點工作進行研究。

其中，子項四「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之輻射屏蔽管制技術」，用過核子燃料相關的輻射安全分析是一富有挑戰性的問題，除了複雜的幾何模型與射源特性外，同時包含了深穿透(Deep Penetration)、輻射滲流(Radiation Streaming)與天空散射(Skyshine)等困難的大規模輻射遷移計算，目前解決的方法需仰賴先進的數值方法與高速電腦作計算。針對用過核子燃料乾貯系統此種困難的輻射屏蔽案例，使用蒙地卡羅程式進行模擬，若無引入有效的降低變異係數技巧，需耗費大量的電腦資源及計算時間來得到可信任的答案值。

本團隊過往的研究經驗累積[3,4]，已建立起 SCALE/MAVRIC 及 ADVANTG/MCNP 等大型輻射屏蔽程式的分析技術[5,6,7]，此二方法均採用 Consistent Adjoint Driven Importance Sampling (CADIS)理論，結合決定論法與蒙地卡羅法的優點，以決定論法 Denovo 作簡易的伴隨函數遷移計算，自動化地產生適用於三維蒙地卡羅程式 Monaco 及 MCNP 的權重射源分布 (Biased Source) 及粒子權重地圖 (Wight Window Map)參數，有效地優化蒙地卡羅程式模擬效率。上述二方法均具備有在短時間內能快速驗證困難輻射屏蔽相關計算的能力，深入探討有利未來協助國內用過核子燃料乾貯系統的輻射安全分析與審查作業。

針對國內未來建議採用的用過核子燃料室內貯存規劃的輻射安全，輻防法規方面，用過核子燃料室內乾貯護箱系統在傳送與貯存期間，工作人員與一般民眾所接受的輻射劑量須遵循我國游離輻射防護法及放射性物料管理法之規範，並符合 10 CFR Part 20[8]及 72[9]準則。本計畫目的為透過蒐集及研析國際間室內乾貯之輻射屏蔽相關文獻及法規要求，彙整相關輻射屏蔽考量，延續擴展過往發展並已應用於露天乾貯輻射屏蔽驗證之技術，探討室內和露天乾貯在輻射屏蔽重點之差異，引進國外最新技術，提升國內用過核子燃料室內乾貯輻射安全分析的能力，並作為未來主管機關於用過核子燃料室內貯存作業審查管制之參考。



## 4. 執行方法以及進行步驟

依據計畫書之時程規劃，本子項計畫「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之輻射屏蔽管制技術研析」主要針對用過核子燃料室內乾貯之管制技術作研析，蒐集並統整室內乾貯相關之法規及文獻研究，考慮多種室內與露天乾貯之差異，對已建立的屏蔽分析技術適用性作檢視，建立完善之室內乾貯相關輻射屏蔽管制技術。

完整之用過核子燃料輻射屏蔽分析應包含兩部分：核燃料射源項評估及乾貯系統或設施的輻射屏蔽分析，其中在射源項評估部分，與填充之用過核子燃料相關，室內乾貯和以往露天乾貯並無不同，故在此計畫不予討論；乾貯系統或設施的屏蔽分析，因應設計上之差異，需重新作分析探討，但其乾貯系統或設施之劑量限值仍需遵守我國法規規範和10 CFR Part 20[8]及72[9]之要求。參考露天乾貯屏蔽分析技術，同樣以三維的蒙地卡羅遷移程式作室內乾貯之護箱或設施屏蔽分析工具。今年度計畫，未有明確之室內乾貯型式及護箱規格，故依資料蒐集與子項三熱流分析統整出一保守數據假設，建立混凝土和金屬護箱屏蔽計算模型，並對鋼筋混凝土及鋼構兩種廠房之室內乾貯作護箱表面劑量及廠界劑量評估。

### 4.1. 輻射屏蔽研析執行方法

在針對計畫主題的室內乾貯系統做輻射安全分析之前，本計畫擬先進行SCALE/MAVRIC 連續能量遷移計算的簡單案例測試，緊接以假設性屏蔽組態進行方法論改善方向的探討，再將之應用於實務乾貯系統。針對室內乾式貯存與露天乾式貯存之設計差異，主要對建物作輻防考量分析。首先比較原先規劃之露天乾貯系統外加屏蔽與室內乾貯對遠處場界劑量之差異；再者考慮設施建物設計對室內乾貯屏蔽效果之影響，對建物的屏蔽厚度作探討，提出建物優化設計；最後總結以上計算結果，對主管機關提出室內乾貯輻防相關審查意見建議。

本計畫擬依研究的議題採取下列方法與步驟:

1. 蒐集與研讀室內乾貯輻射屏蔽相關文獻：目的是了解國際上室內乾貯與露天乾貯輻射屏蔽設計之差異，包括分析方法、計算工具、輻射場特性與屏蔽設計重點。
2. 輻射遷移計算方法的精進：引進最新版本 SCALE/MAVRIC(v6.2)連續能量截面的遷移計算工具，並與去年研究重點 ADVANTG/MCNP 技術作比較，執行案例測試與驗證，首先以簡易案例作詳細的方法論探討，再針對一簡易護箱作表面劑量分析，並以此護箱為基礎建立一個室內乾貯設施的簡易模型，以利後續場界劑量分析。
3. 新屏蔽計算方法的實際應用：以核二廠 MAGNASTOR 乾貯護箱表面劑量分析為實際案例，比較同為連續能量之蒙地卡羅程式 SCALE/MAVRIC 與 ADVANTG/MCNP 之差異。
4. 探露天乾貯護箱外加屏蔽與室內乾貯建物屏蔽對於遠處場界劑量的差異：考慮以相同之屏蔽厚度，不同屏蔽安置方式對於遠處劑量影響之差異。
5. 優化建物設計對於室內乾貯設施的屏蔽效果：考慮建物屏蔽在不同厚度時，對場界劑量降低程度之影響；配合實務設計，考慮建物側邊增設進氣孔窗及頂部增設出氣孔洞，分析直接和散射輻射對遠處場界劑量之影響。
6. 研究結果彙整，針對室內乾貯輻射屏蔽設計與審查重點提出建議。
7. 撰寫計畫成果報告。

## 4.2. 研析時程及查核點規劃

依計畫規劃，本計畫需於 11 月 15 日完成期末報告初稿作為內部管考與審查作業之用，並於內部審查作業並於第二期查訪與管制單位討論後，於 12 月底前呈交委託單位，以符合契約要求。為便於委託單位進行進度審查，本報告將於第五章中逐節描述各項工作之成果：

表 4.2-1、子項四計畫甘梯圖

工作項目	年月												備註
	106 1	106 2	106 3	106 4	106 5	106 6	106 7	106 8	106 9	106 10	106 11	106 12	
蒐集與研讀室內乾貯輻射屏蔽相關文獻	■												
輻射遷移計算方法的精進	■												查核點： 6/10 期中報告 (內部管控)
新屏蔽計算方法的實際應用						■							
優化建物設計對於室內乾貯設施的屏蔽效果							■						
研究結果彙整與報告撰寫										■			查核點： 11/15 期末報告 (內部管控)
工作進度估計百分比 (累積數)	8 8	8 16	8 24	8 32	8 40	10 50	8 58	8 66	8 74	10 84	8 92	8 100	
預計查核點	1：蒐集與研讀室內乾貯輻射屏蔽相關文獻。 2：輻射遷移計算方法的精進，並於 6 月 10 日前提出期中報告。 3：新屏蔽計算方法的實際應用。 4：優化建物設計對於室內乾貯設施的屏蔽效果，並於 11 月 15 日前提出研究成果期末報告初稿，舉辦期末報告審查會，12 月底完成計畫成果報告。												

## 5. 完成之工作項目及具體成果

本計畫執行「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存安全管制技術--子項四:除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之輻射屏蔽管制技術研析」，依計畫書的規劃完成的工作項目有：

- (1) 蒐集國際間室內乾貯之輻射屏蔽的法規要求；
- (2) 研析室內乾貯之輻射屏蔽安全分析工具及方法論適用性評估；
- (3) 室內與露天乾貯之輻射屏蔽的差異研析；
- (4) 建議室內乾貯之輻射屏蔽評估的管制重點。

## 5.1. 蒐集國際間室內乾貯之輻射屏蔽的法規要求

### 5.1.1 相關文獻回顧

本節將就蒐集到有關用過核子燃料室內乾式貯存輻射屏蔽相關資訊作簡述。

日本研究團隊於 2010 年發表有關金屬護箱與混凝土護箱測試研究[10]，相關測試將會以實體護箱進行實驗，其中提及金屬護箱室內乾貯所需考慮的問題，如圖 5.1-1(左)所示，室內乾貯建物部分，須考慮地震耐受度、熱傳流通性、輻射屏蔽及材料老化等問題；而內部金屬護箱在一般情形下，須考量經長時間擺置放射性物質是否會有因包封材料老化而導致滲漏之問題，確保用過核子燃料貯存的完整性。突發事故下，須考量護箱受外力傾倒、懸吊作業失誤撞擊護箱或乾貯場受嚴重外部撞擊事故如飛機墜毀等之護箱完整性。而在混凝土護箱則是考慮不銹鋼材料應力腐蝕龜裂(SCC)、貯存期間放射性物質滲漏偵測、定期混凝土護箱完整性檢查、護箱上蓋焊接完整性及貯存期滿後用過核子燃料移動的問題等，如圖 5.1-1(右)所示。

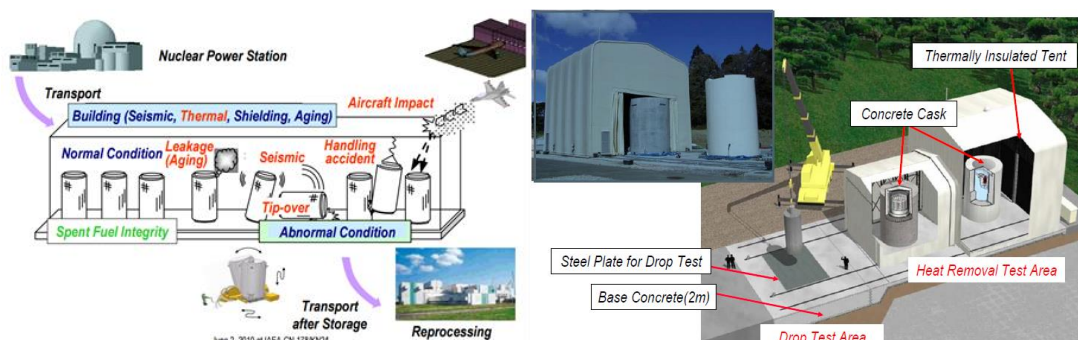


圖 5.1-1、(左)金屬護箱安全驗證示意圖和(右)混凝土護箱測試實驗示意圖[10]

德國研究團隊於 2013 年發表一篇用過核子燃料乾式貯存及用過核子燃料管理相關安全觀點的會議論文[11]，有關輻射屏蔽安全方面提出在貯存階段需要避免任何非必要之輻射暴露。內容提及採用 MCNP 或 QAD 程式對護箱及乾貯建物進行屏蔽計算模擬，相關屏蔽分析主要有兩部分：用過核子燃料射源項造成之護箱表面劑量(中子及加馬射源分開計算)及場界劑量評估(考量經由乾貯場之直接

輻射和天空散射之貢獻)。文中描述德國乾貯護箱表面劑量通常限值為 0.5 mSv/h，而乾貯場外劑量法規則規範為 1 mSv/year 以下[11]。

韓國研究團隊於 2014 年發表一篇金屬護箱輻射屏蔽相關分析研究[12]，探討護箱表面劑量及遠處場界劑量，其韓國放射性物料管理公司(Korea Radioactive Waste Management Corporation, KRMC)發展了一種可裝載 21 束用過核子燃料束之金屬護箱。該報告利用 SCALE 程式的 SAS2H/ORIGIN-S 序列，考量設計基準燃料於爐心正常運轉條件下，假設運轉條件達燃耗 45,000 MWD/MTU 並冷卻 10 年，模擬用過核子燃料射源項部分，再以 MCNP 程式做後續輻射劑量分析模擬，其屏蔽幾何模型如圖 5.1-2 所示。文獻中考慮了兩種案例，一種為單一金屬護箱，模擬金屬護箱表面劑量及劑量隨距離輻射衰減情形；另一種為 2×10 的矩陣，考慮金屬護箱矩陣中心點及遠處場界劑量。其計算結果顯示，單一金屬護箱側邊底部表面劑量率較高，可達 2 mSv/h，文獻中指出此劑量值不必過多擔心，因仍會有乾貯設施建物作外加屏蔽，表面劑量分析分布圖如圖 5.1-3 (左)；金屬護箱矩陣造成遠處的場界劑量率會隨距離則呈現自然對數衰減，此模擬有考慮護箱間自屏蔽之現象，結果如圖 5.1-3 (右)所示。

德國研究團隊於 2016 年發表有關近期德國用過核子燃料處置研究[13]，針對用過核子燃料乾式貯存提出以下概念，用過核子燃料相關安全要求，包含放射性物質安全包封存放、中子及加馬輻射屏蔽、餘熱移除及保持次臨界，皆須藉由存放於護箱系統內來符合。德國採用之金屬護箱具有以下優點：具有傳送與貯存兩用護箱之驗證、有兩層獨立頂蓋、長時間的滲漏及完整性監測、乾燥且惰性的填充氣體、長達 40 年的貯存年限且具有運輸移動的便利性。而外部建物則提供額外的輻射屏蔽及多層的安全性保護。報告中有關輻射屏蔽分析方面的建議特別值得參考，文中強調輻射屏蔽必須考慮建物側邊進氣通道及屋頂出氣通道的影響，如圖 5.1-4。對於廠外遠處輻射劑量的貢獻，文中建議可區分為直接和散射輻射 (Direct and scattered radiation) 的貢獻，以及直接和天空散射 (Direct and scattered

skyshine)的貢獻，本計畫內將據此進行室內乾貯的輻射劑量分析。

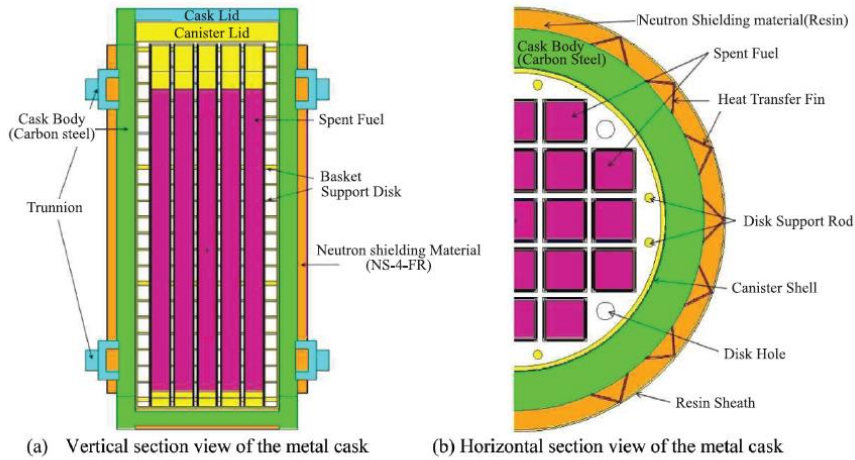


Fig. 4. Shielding Analysis Model for Single Storage Cask

圖 5.1-2、金屬護箱屏蔽計算模型[12]

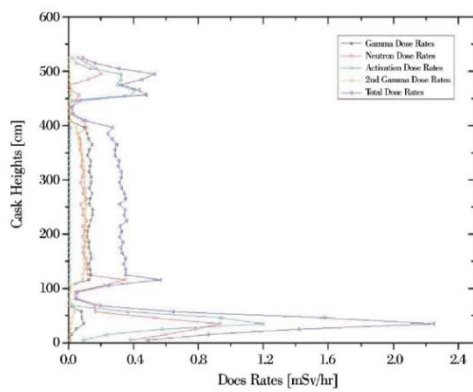


Fig. 6. Dose Rate Results at Cask Surface

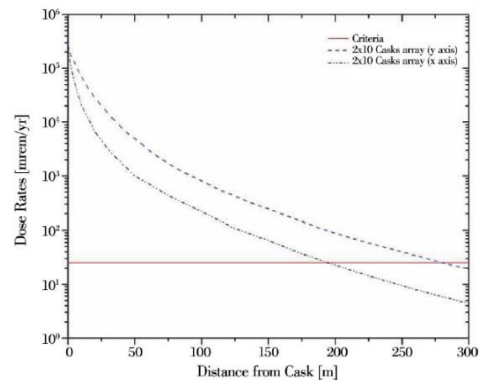


Fig. 9. Dose Rate Results of 2x10 Array in Lengthwise and Crosswise Orientations

圖 5.1-3、(左)金屬護箱表面劑量分布；(右)金屬護箱矩陣貢獻之劑量率隨距離變化[12]

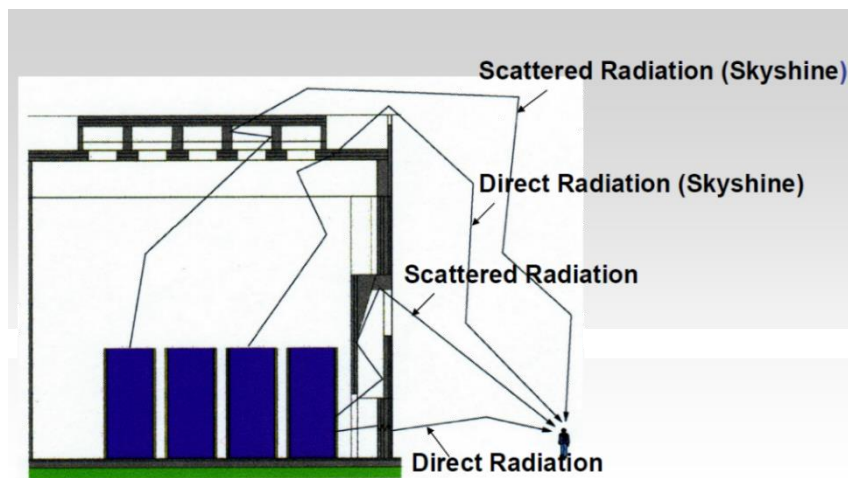


圖 5.1-4、建物輻射屏蔽分析方式[13]

物管局於 2017 年舉辦「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」[14]。會間德國專家在護箱屏蔽設計方面提及，護箱內含緩速體 (Moderator) 之多層屏蔽可有效衰減用過燃料射源。作護箱屏蔽分析時須考慮包封於護箱內之中子和加馬輻射通量，關注護箱劑量高點之區域，及中子和加馬輻射之屏蔽特性。乾貯建築外屏蔽分析須考量天空散射、中子增殖 (Neutron propagation) 及乾貯場內護箱間自屏蔽之現象。

### 5.1.2 各式乾貯護箱屏蔽設計資訊

本研究係為協助管制單位先行建立室內乾式貯存管制技術，對國內未來可能出現的室內乾貯系統進行研析。因此，考量各家不同護箱類型(如混凝土護箱、混凝土模組及金屬護箱)或廠房類型(鋼構、鋼筋混凝土)對其屏蔽設計作研析。由蒐集之各系統或潛在廠房於室內乾貯作業中，歸納出具代表性之乾貯護箱及廠房參數進行評估與討論，以涵蓋同型護箱間因裝載需求或工程考量而存在之設計差異。本子項計畫僅對護箱和室內乾貯廠房輻射屏蔽設計作討論，與子項計畫三結合作統整表，並依此為後續室內乾貯研究之模擬參數，其他護箱或廠房更詳細之資訊請參考子項一、二計畫。

本節將就幾種具有代表性的乾貯護箱作研析:核研所之 INER-HPS (NAC-UMS)[1]、Holtec 之 HI-STORM[15]與 HI-STAR[16]、AREVA 之 NUHOMS[17]、日本 RFS 設施採用之 Hitachi 或三菱公司之護箱與德國 GNS 之 CASTOR 等六種已有裝載實例並具有成為未來室內乾貯護箱類型作代表，其相關資訊統整如表 5.1-1 所示，各示意圖為圖 5.1-5 至 5.1-10。大致上可分為:混凝土護箱、混凝土模組及金屬護箱三種，以下對其屏蔽設計作簡介。

混凝土護箱，INER-HPS、HI-STORM 皆屬此類別，其結構主要分兩部分，不鏽鋼材質的密封鋼筒 (Canister) 及具有碳鋼內襯和混凝土材質外殼的混凝土護箱。密封鋼筒為一頂端有上蓋之不銹鋼直立圓柱筒，用過核子燃料束於燃料池中



裝吊至鋼筒內部，待除污、乾燥後即抽成真空狀態，填充氬氣後完全銲接密封。混凝土護箱主要為混凝土材質之直立圓柱筒，有碳鋼做內襯，頂部有混凝土屏蔽與碳鋼上蓋。混凝土模組，NUHOMS 系統屬此類別，類似於混凝土護箱之型式，亦同於以外部混凝土護箱作主屏蔽(厚度約 1 公尺)，惟其採用水平擺置方式，故稱其為混凝土模組式設計。如表 5.1-1 所示，此三種乾貯系統設計熱負載及裝載容量，除因需求不同而不一致外，其餘屏蔽與熱流設計資訊，如護箱直徑、高度、主散熱途徑、材料選用與加工製作方式皆有其相似之處。混凝土護箱及混凝土模組，因選用熱傳導能力較差之混凝土作為主屏蔽材料，故無法逕由混凝土表面進行散熱達到設計移熱要求，故需於密封鋼筒與貯存護箱間，保留足夠的間隙(以下稱空氣通道)來讓空氣流經密封鋼筒表面以自然對流的方式散熱，此通道為主要熱傳途徑。

金屬護箱，HI-STAR、日本 RFS 採用護箱及 CASTOR 皆屬此類別。不同於上述之混凝土護箱，金屬護箱設計以較厚之金屬包封容器搭配中子吸收材來滿足中子和光子輻射之屏蔽要求，因其採用之材料多具有高熱傳導能力之鐵系金屬，使得金屬護箱在具有較厚之金屬層(約 40 公分)下，仍可以透過護箱表面之熱傳導及對流來進行熱移除。也因金屬護箱較厚之設計，考慮無縫加工技術要求時，僅能以鑄造或鍛造技術來施作，選擇之材料須搭配此製程，日本 RFS 設施之金屬護箱與 CASTOR 皆採用此類方式以鑄鐵材料進行設計。而 HI-STAR 內部則是採用同於 HI-STORM 之 Multi-Purpose Canister (MPC) 多功能密封鋼筒裝載，在放置到外包裝(Overpack)之金屬容器中，故材料選擇同於前述之混凝土護箱為 304L/316L 系列不鏽鋼。金屬護箱頂蓋有一次蓋和二次蓋之分，其中間會充高壓氣體，而主檔板內會充低壓氣體，當主檔板有滲漏產生時，氣體會由主檔板滲入護箱內；而當次檔板有滲漏時，氣體會滲漏到空氣中，充填氣體的空間會有壓力探測器，確保護箱不會有放射性污染物的釋出。

綜合上述整合與歸納，未來可能採用之乾貯護箱，其系統資訊大致可歸入出

以下幾點:

1. 混凝土護箱，分內密封鋼筒及外混凝土護箱，其間留有空氣通道作自然對流移熱，密封鋼筒殼厚度約為 1.5 公分左右、高度受限於燃料束長度而約 4.8 公尺、直徑約為 1.7 公尺，而外部混凝土屏蔽則依輻射劑量允諾值而有不同，如核一 INER-HPS 系統為符合台電劑量承諾值 0.05 mSv/y 由 NAC-UMS 護箱添加外加屏蔽而成。但混凝土護箱厚度約 0.8-1.1 公尺左右；此一數據範圍可供管制單位參考，並作為後續輻射評估計算之用。
2. 金屬護箱，厚度約為 0.4 公尺左右，因其無外加屏蔽整體高度頂部屏蔽材料設計影響，整體高度約為 5.4-5.78 公尺左右；此一數據可供選定合適之參數條件作為後續輻射評估計算之用。
3. 混凝土護箱與金屬護箱之主要熱傳途徑分別為混凝土護箱內部的空氣通道與金屬護箱表面之自然對流；

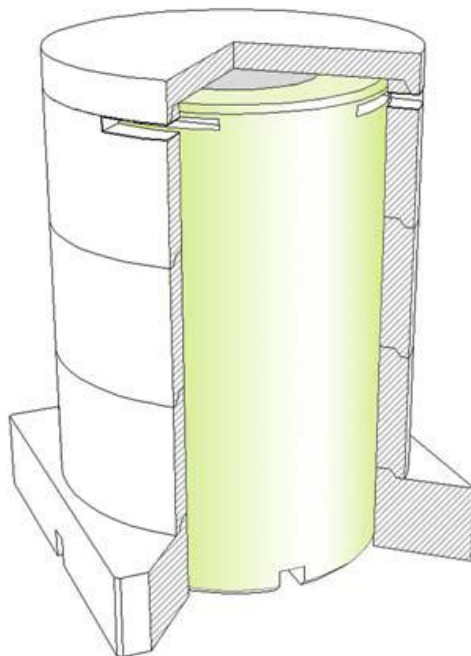


圖 5.1-5、核一廠乾貯之 INER-HPS 系統[1]

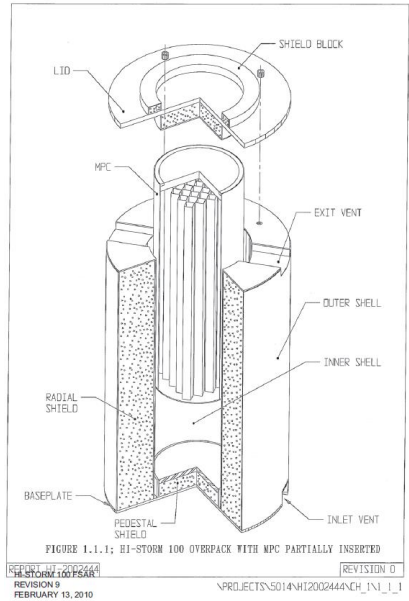


圖 5.1-6、Holtec 公司 HI-STORM100 護箱[15]

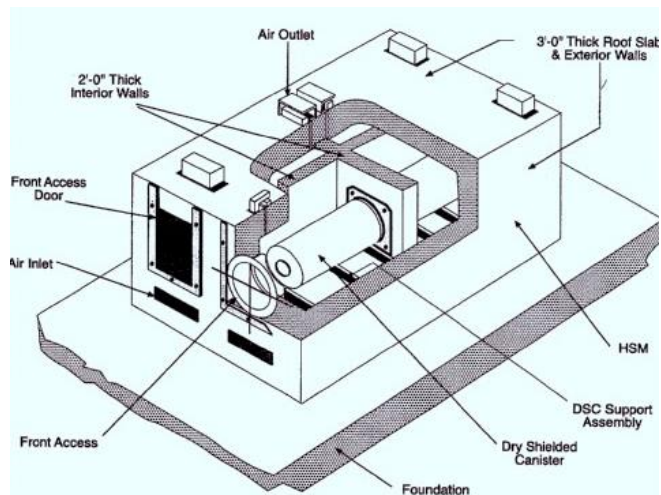


圖 5.1-7、AREVA 公司的 NUHOMS 混凝土模組式[17]

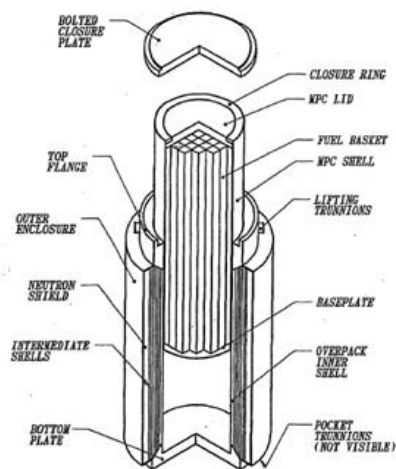


圖 5.1-8、Holtec 公司的 HI-STAR100 金屬護箱[16]

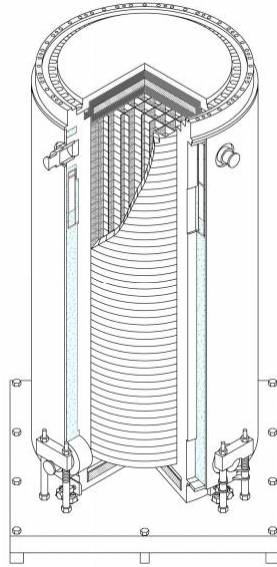


圖 5.1-9、日本 Mutsu Recycle Fuel Storage Center 乾式貯存系統[18]

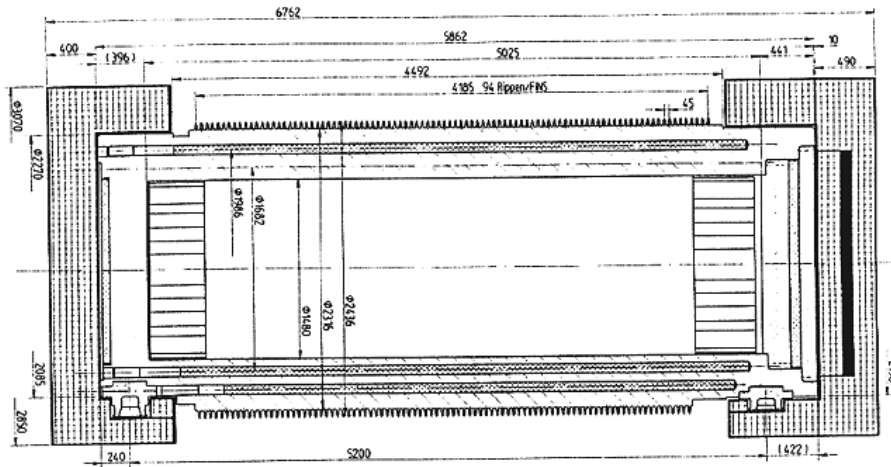


圖 5.1-10、德國 CASTOR 系統概略設計資訊[18]

表 5.1-1、各式乾貯系統之包封容器等熱流、屏蔽設計資訊比對

	INER-HPS	HI-STORM	NUHOMS	HI-STAR	HITACHI	CASTOR
類型	混凝土護箱		混凝土模組	金屬護箱		
裝載容量(束)	56	68	61	68	69	52
設計負載(kW)	14	28.74	22	28.2	19	34
包封容器外徑(m)	1.703	1.736	1.708	1.736	~2.6	2.77
包封容器高度(m)	4.835	4.838	4.979	4.838	5.4	5.78
護箱總高(m)	5.6	6.08	5.64	5.159		
包封容器厚度(m)	~0.0157(0.5")				~0.4	~0.478
屏蔽厚度(m)	~1.0			0.358		
密封鋼筒材料	304/316 不銹鋼				球墨鑄鐵/鍛鋼[20]	
主要散熱路徑	空氣通道			護箱表面		
護箱	貯存護箱/運送護箱				無	
密封鋼筒功能	包(密)封				貯存/運送	
護箱製造方式	焊接				鑄造/鍛造	
上蓋密封方式	焊接				螺栓鎖固	
燃料貯存區氣體	常壓氦氣	高壓氦氣			0.81bar 氦氣	0.5 bar 氦氣
二次蓋內氣體	N/A				6.0 bar 氦氣	4.0 bar 氦氣

### 5.1.3 各式乾貯廠房屏蔽設計資訊

目前各國廠房型式可以區分為：鋼構廠房(Steel structure building)、鋼筋混凝土廠房(Reinforced concrete building)、地質設施(如坑道式)等三種。本節將就各廠房與屏蔽相關資訊作檢視，並與子項三共同整理表 5.1-2，其餘詳細資料請參考本計畫之子項計畫一和二。

鋼構廠房目前僅有英國 Sizewell B 電廠的室內乾貯設施採用，如圖 5.1-11 所示，貯存 HI-STORM 混凝土護箱。該設施設計年限為 60 年，預計於 2020 年開始營運至 2080 年最終處置設施完成前作為英國用過核子燃料中期貯存之貯存設施[19]，設施容量約為 150 個護箱，其建物頂部與側邊為鋼構廠房之設計，並以電鍍或烤漆鋼板包覆，且其內側並未襯以隔熱材料，故其廠房厚度合理推估約為 2 毫米以下。而更詳細的 Sizewell B 電廠中期貯存廠房尺寸，因資料未開放而無法取得詳細之設計尺寸，僅能透過比例尺方式進行工程推估；所得廠房高度約為 14 公尺、整體設施高(含屋頂結構)約 22 公尺。進氣口與出氣口位置則如圖 5.1-11 所示，約略位於廠房之底部與頂部。另外，雖無資料佐證，但合理考量核子設施應具有基本核子保防之設計目的；該通氣口預期應設有隔離網，但由於其廠房設計時即未考慮其屏蔽能力，故通氣口道應未設置迷道式進口。綜合目前蒐集之 Sizewell B 鋼構廠房之設計，可發現此類設施未針對乾貯設施之移熱或防護進行額外設計；其廠房主要是減少對護箱表面之日照、增進核子保防與實體防護能力、增進些天候變化之抵禦能力、減少外來物質阻塞進氣口機率並具有較佳之觀感等功能。



圖 5.1-11、英國 SIZE WELL B 電廠之鋼構室內乾貯廠房

目前，國際間最常廣泛應用的廠房類型是鋼筋混凝土廠房，如圖 5.1-12，德國之 STEAG 及 WTI、日本之 RFS 及荷蘭 HABOG 皆屬於此類，此類設施廠房高度約 12 公尺至 14 公尺，STEAG 屬單廳設計，而 WTI 及日本廠房為多廳式設計，可增加設施之貯存容量，並可透過隔間設計來降低不必要之人員劑量。而 HABOG 設施則是採用分別貯存之方式，針對高熱源廢棄物以密封管式的設計來避免其乾貯護箱直接與空氣接觸，並利用自然對流來進行移熱；而對於非發熱廢棄物則是利用強制對流系統來進行抽風對流，並於出口處加裝濾材[20]。

鋼筋混凝土廠房廠房因考慮廠房換氣率之故而往往設施有遠高於天花板的排氣孔或排氣煙囪，以達到設計所需的換氣能力，此類設施總高可能由 WTI 的 18m 大幅增加至如同 HABOG 的 40 公尺。空氣通道之大小，對遠處場界劑量估算有一定之影響，故後續之相關劑量，將與子項三熱流分析作結合，依照熱流分析之保守結果來訂定後續場界劑量估算建物空氣通道之設計。目前蒐集的資料顯示[21]WTI 與 STEAG 設施換氣率為每小時 20 次；亦即其廠房出氣口的排氣流量需符合每 180 秒排出一個廠房空間( $m^3$ )之要求。

鋼筋混凝土廠房廠房，如圖 5.1-12 所示，四種鋼筋混凝土廠房貯存區牆面，皆有設置成排之空氣通道且皆具有迷道設計，以降低輻射直接潺流至建築外之機率。而為能減低溼氣影響、人員入侵及天然災害(如土石流或海嘯)之風險並減少場界輻射劑量，其進氣口位置皆設於離地數米且高於護箱頂部約 7 公尺之處，此數據將作為後續室內乾貯建物之參數。

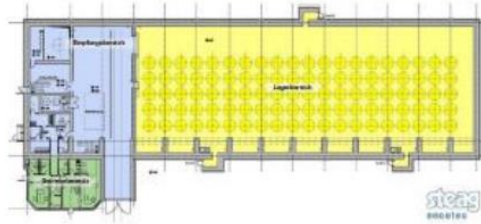
另一種，不同於人造廠房之設計理念，位於德國巴登-符騰堡州的內卡爾海姆(Neckarwestheim)，則是奠基於兩條襯有混凝土結構之坑道(cavern)所構的貯存設施。其位於地質結構中的廠房除了可以避免輻射劑量因放射性廢棄物而增加之外，亦無其它鋼筋混凝土結構需考慮日照輻射影響之問題，惟其空氣通道流通方式較受考驗，如圖 5.1-13。

綜合上述整合與歸納，未來可能採用之室內乾貯廠房，其系統資訊大致可歸入出以下幾點：

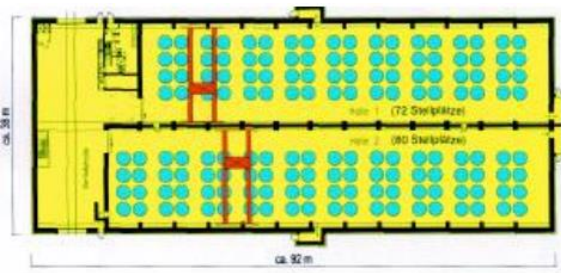
1. 目前僅有之鋼構廠房內貯存混凝土護箱，其建物厚度約小於 2 毫米，未發現其有額外之進出通道屏蔽設計。
2. 鋼筋混凝土廠房，多數搭配貯存金屬護箱，其建物側壁厚度約為 0.7-1.7 公尺，屋頂厚度約為 0.55-1.7 公尺，空氣進出通道皆有迷道設計，避免輻射直接潺流釋出。
3. 所有設施廠房皆以自然對流為設計目標，而機械通風設施主要用以過濾、隔絕熱源、維持特定區域邊界溫度或局部區域適居性等目的。
4. 相較於鋼筋混凝土結構或是坑道式設計，鋼構廠房並無顯著之設計來強化乾貯設施之移熱或防護功能；其廠房功能主要是減少貯存時對護箱表面之直接日照、略為增進核子保防與實體防護能力、些微增進對天候之抵禦能力、減少外來物質阻塞進氣口之機率並具有較佳之觀感等功能。
5. 依據所蒐集之資料顯示，換氣率或許是室內乾貯廠房之重要設計指標，此部分將與子項三熱流分析結合，作後續相關之場界劑量分析。



(a)

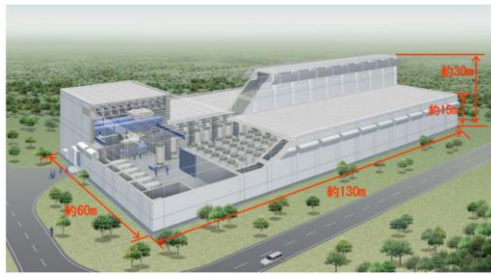


(b)



EBIS

(c)



(d)

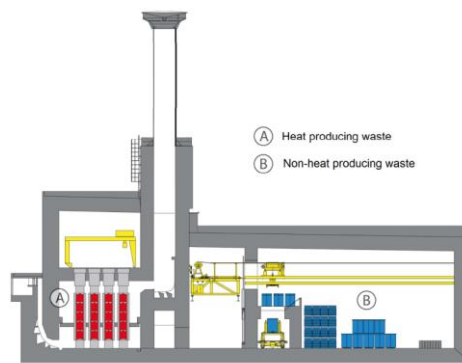


圖 5.1-12、各國鋼筋混凝土廠房(a)德國 STEAG、(b)德國 WTI、(c)日本 RFS、(d)荷蘭 HABOG

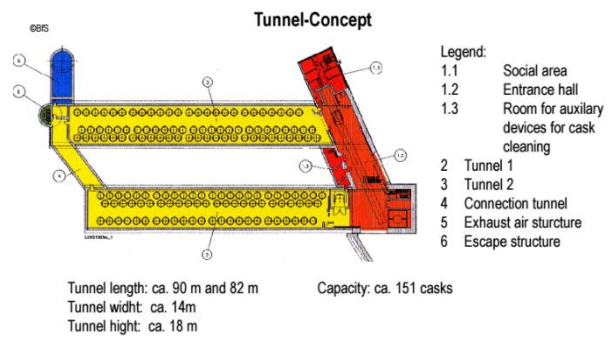
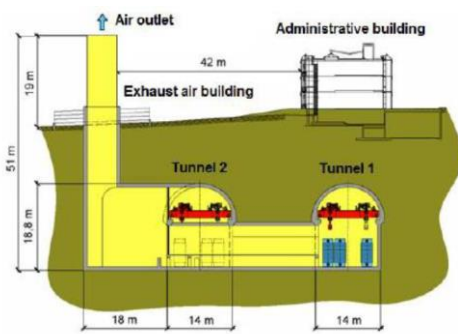


圖 5.1-13、德國巴登-符騰堡州坑道式室內乾貯廠房(左)側視圖、(右)上視圖

表 5.1-2、各式既有室內乾貯廠房屏蔽與熱流相關之設計資訊比對

	SIZE WELL B	德國 STEAG	德國 WTI	日本 RFS	荷蘭 HABOG [28]	德國 Neckarwestheim
類型	鋼構廠房	鋼筋混凝土廠房				坑道式
廠房容量	150 [19]	~100	~152	500	-	~200
頂部厚度	<0.002	1.3	0.55	1.0	1.7	N/A
側牆厚度	<0.002	1.2	0.7	1.5	1.7	N/A
設施高度	~22	23	18	28	40	51
廠房高度	~14	14	15	15	12	18.8
通風口設計	-	迷道式				GATE
進氣口位置	底部	牆上離地數米				坑道口
換氣機制	自然對流					
換氣率(次)	N/A	20/h[21]	-	-	-	-
日照輻射	-	800W/m <sup>2</sup>	-	-	-	N/A
出口過濾設備	無*					
進口過濾設備	隔離網					-
進口溫度(°C)	N/A	29	-	-	27	27
出口溫度(°C)	N/A	-	-	-	56	-
廠房溫度(°C)	N/A	35	-	-	-	-

\*其中 HABOG 僅針對發熱廢棄物(V-HPW 及用過核子燃料而言)

#### 5.1.4 現有輻射相關法規彙整

本節將就蒐集到相關室內乾式貯存法規資訊作整合，經搜尋未發現有國家特別規範室內乾式貯存設施場外劑量之限值，規範主體還是用過核子燃料處置設施，且大多參考美國 10 CFR Part20 及 72 之準則，將設施場界劑量限值訂定為 0.25 mSv/y。有關乾貯護箱表面及設施場界劑量限值列表於表 5.1-3，各國對於護箱表面與周遭輻射劑量率的要求規範不完全一樣，應是各國評估時對於距離、工作時間與情節或有不同所致，原則上最後對於工作人員劑量規範則是一致。以下簡述各國乾貯設施相關輻射劑量要求的規範。

我國相關法規訂定於「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」[22]，第五條，**處理設施之輻射防護設計，應確保其對設施外一般人所造成之個人年有效劑量，不得超過 0.25 毫西弗，並符合合理抑低原則。**而於乾式貯存設施個別使用護箱，會有其安全分析報告標明其劑量相關限值，如已通過審核之 INER-HPS 護箱，在其安全分析報告中有以下規範：當 INER-HPS 系統裝載符合每護箱最大熱負載限值 14 kW 的設計基準燃料後，其平均劑量率不可高過下列限值：密封鋼筒頂部之平均表面劑量率 < 3.0 mSv/h、傳送護箱側壁之平均劑量率 < 4.0 mSv/h、混凝土護箱側壁之平均劑量率 < 0.5 mSv/h、混凝土護箱空氣進出口表面之平均劑量率 < 1 mSv/h 及混凝土護箱頂蓋表面之平均劑量率 < 0.5 mSv/h。

德國，相關用過核子燃料貯存之法規包含：原子能法(Atomic Energy Act)、輻射防護條例(Radiation Protection Ordinance)以及安全導則(Safety Guidelines for Dry Cask Storage of Spent Fuel and Heat-generating Waste)。其中，乾式貯存設施在正常營運下，廠界圍籬處(facility's perimeter fence)對一般公眾所造成的劑量限值須小於 1 mSv/y (用過核子燃料與發熱廢棄物乾式護箱貯存導則，第二章 6.3 節)[23]。物管局於 2017 年舉辦「核能電廠用過核子燃料室內乾式貯存安全審查及管制研討會」，內容提及使用之 CASTORV/19 及 CASTORV/52 有以下限值，傳送護箱表面最大值劑量率為 2 mSv/h、離傳送護箱表面 2 公尺最大劑量率為 0.1

mSv/h，有意外事故時，距其表面 1 公尺最大劑量為 10 mSv/h，而貯存護箱在運轉狀態時最大劑量率為 0.45 mSv/h[14]。

日本，在用過核子燃料貯存事業相關規則，規定發生事故時，貯存設施對操作人員劑量限值須小於 5mSv/y、對周邊環境所釋出之劑量限值須小於 0.5mSv/yr，若大於此限值，須於十日內向核管會(原子力規制委員会)提交報告[14]；用過核子燃料貯存設施之位置、構造及設備基準之相關規則，規定應使用金屬護箱作為用過核子燃料之乾式貯存、須確保基本之貯存安全機能(餘熱移除、輻射屏蔽、密封性、防止臨界、災害防護與應變以及安全管制)等[24]；核能電廠廠內之用過燃料乾式護箱貯存導則，規定安全審查時，須確實審查安全機能相關項目(餘熱移除、輻射屏蔽、密封性、防止臨界以及結構強度)、金屬護箱表面輻射劑量率須小於 2 mSv/h、距離護箱 1 公尺範圍輻射劑量率須小於 0.1mSv/h[25][26]，依參考文獻 25 內容提及，美國和德國並未對金屬護箱表面劑量值作規範，文獻中亦提及日本用過燃料集中貯存設施對場界造成之直接輻射及天空散射之劑量總和需低於 50  $\mu$ Sv/y 及其建物需具有防備不法入侵之設備。

瑞士，於「Transport- und Lagerbehälter für die Zwischenlagerung」瑞士核設施準則 G05 文件 4.9 節中提及，其國內採用之運送與貯存兩用護箱需滿足以下劑量限值條件:距離護箱 2 公尺任意點劑量率不超過 0.1 mSv/h、護箱表面任意點劑量率不超過 10 mSv/h、護箱表面平均劑量率不超過 0.5 mSv/h[27]。

表 5.1-3、國際乾貯案例的比較：護箱表面劑量率與場界劑量限值

國家	台灣 INER-HPS[1] [22]	美國 10 CFR71.47 & 72.104	德國[141] [114] [23]	日本[14] [25][26]	瑞士[27]
乾貯護箱相關劑量限值	<p>1. 密封鋼筒頂部之表面劑量率 &lt; 3.0 mSv/h。</p> <p>2. 傳送護箱側壁之劑量率 &lt; 4.0 mSv/h。</p> <p>3. 混凝土護箱側壁之劑量率 &lt; 0.5 mSv/h。</p> <p>4. 混凝土護箱空氣進出口表面之劑量率 &lt; 1 mSv/h。</p> <p>5. 混凝土護箱頂蓋表面之劑量率 &lt; 0.5 mSv/h。</p>	<p>針對傳送護箱的限制</p> <p>1. 包封容器(package)表面劑量率 &lt; 10 mSv/h。</p> <p>2. 傳送護箱(vehicle)表面劑量率 &lt; 2 mSv/h。</p> <p>3. 離傳送護箱(vehicle)表面 2 公尺範圍輻射劑量率 &lt; 0.1 mSv/h。</p> <p>4. 正常使用範圍內輻射劑量率 &lt; 0.02 mSv/h。</p>	<p>1. 傳送護箱表面最大值劑量率為 2 mSv/h。</p> <p>2. 離傳送護箱 2 公尺最大劑量率為 0.1 mSv/h</p> <p>3. 有意外事故時，距其表面 1 公尺最大劑量為 10 mSv/h</p> <p>4. 貯存護箱在運轉狀態時最大劑量率為 0.45 mSv/h</p>	<p>針對傳送與貯存兩用護箱之限制。</p> <p>1. 金屬護箱表面輻射劑量率 &lt; 2 mSv/h。</p> <p>2. 距離金屬護箱 1 公尺範圍輻射劑量率 &lt; 0.1 mSv/h。</p>	<p>針對傳送與貯存兩用護箱之限制。</p> <p>1. 距離護箱 2 公尺任意點劑量率 &lt; 0.1 mSv/h。</p> <p>2. 護箱表面任意點劑量率 &lt; 10 mSv/h。</p> <p>3. 護箱表面平均劑量率 &lt; 0.5 mSv/h。</p>
場界劑量限值	0.25 mSv/y	0.25 mSv/y	1 mSv/y	0.05 mSv/y	n/a

## 5.2. 研析室內乾貯之輻射屏蔽安全分析工具及方法論適用性評估

本計畫相關屏蔽分析計算乃採用美國 NUREG-1536[30]及 NUREG1567[31]所建議之 MCNP 及 SCALE 程式。目前各國室內乾貯的資料蒐集並未發現有特別提及屏蔽安全分析程式之建議，故參照前述報告之內容，延續以往之研究經驗累積，採用已建立起 SCALE/MAVRIC 及 ADVANTG/MCNP 等大型輻射屏蔽程式的分析技術。附表 5.2-1 詳列出，NUREG-1536 中所建議可適用於乾式貯存系統射源項及屏蔽分析之程式。附表 5.2-2 列出 NUREG-1567 中所提及被 NRC 接受作為乾式貯存設施相關射源項及屏蔽分析之程式，後四個為報告中列為亦具有潛力可應用於相關分析之程式。MCNP 及 SCALE 程式皆被建議於上述兩報告中，適用於乾貯護箱與設施安全分析中的用過核子燃料射源項及輻射屏蔽評估。

表 5.2-1、NUREG-1536 報告建議之用過核子燃料射源項及屏蔽分析程式[30]

程式名稱	相關敘述
MicroSkyshine	air-scattering computer code.
MORSE	Monte Carlo multigroup three-dimensional neutron and gamma transport computer code.
MCBEND	Monte Carlo multigroup three-dimensional neutron and gamma transport computer code similar to MORSE developed by the United Kingdom (UK) National Radiation Protection Board (NRPB).
MCNP	Monte Carlo n-particle transport computer code maintained by Los Alamos National Laboratory (LANL).
RANKERN	three-dimensional point kernel gamma transport shielding computer code similar to QAD-CGGP.
SCALE	a modular computer code system for performing standardized computer analyses for licensing evaluation maintained for the NRC by ORNL.
SKYSHINE-II	air-scattering computer code.
STREAMING	computer code for calculation of attenuation of a gamma flux incident on a variety of shielding penetrations, such as ducts and voids.

表 5.2-2、NUREG-1567 報告中建議之用過核子燃料射源項及屏蔽分析程式[31]

程式名稱	相關敘述
ANISN	one-dimensional neutron attenuation code, RSIC CCC-J14 Micro.
MicroSkyshine	air-scattering computer code.
MORSE	Monte Carlo multigroup three-dimensional neutron and gamma transport computer code.
MCBEND	Monte Carlo multigroup three-dimensional neutron and gamma transport computer code similar to MORSE developed by the United Kingdom (UK) National Radiation Protection Board (NRPB).
QAD-CGGP	three-dimensional point kernel gamma transport shielding computer code.
RANKERN	three-dimensional point kernel gamma transport shielding computer code similar to QAD-CGGP.
MARC-1	a suite of linked computer codes used for calculating the radiological effects of releases of radionuclides to the environment developed by the UK NRPB.
LINGAP and HMARC	modules of MARC-1 used to calculate the effects of an atmospheric release.
SKYSHINE-II	air-scattering computer code, NUREG/CR-0781.
STREAMING	code for calculation of attenuation of a gamma flux incident on a variety of shielding penetrations, such as ducts and voids.
TORT\DORT	three- and two-dimensional discrete-ordinate neutron/photon transport codes (ORNL-6268).
ONEDANT/TWODANT	one- and two-dimensional multigroup discrete-ordinate transport codes(LANL LA-9184-M, Rev)(LANL LA-10049-M Rev).
MCNP	Monte Carlo n-particle transport computer code maintained by Los Alamos National Laboratory (LANL).
SCALE	a modular computer code system for performing standardized computer analyses for licensing evaluation maintained for the NRC by ORNL.

輻射遷移計算方法的精進，本計畫引進美國橡樹嶺國家實驗室(Oak Ridge National Laboratory，以下簡稱 ORNL)於 2017 年 02 月發表的最新版本 SCALE/MAVRIC 程式，該程式的 6.2.2 版本首次支援連續中子能量作用截面庫的三維蒙地卡羅遷移計算，可有效改善傳統多群能量截面在處理中子深穿透計算的困難，以中子穿透鐵屏蔽之深穿透問題為例，以往的多群能量截面無法在共振吸收區正確的表現中子作用情形，而連續能量截面的引入能修正以往的分析，提供更精確之計算結果。其次，在模擬射源項部分，該程式亦修正了離散能量之射源(如 Co-60、Cs-137)以往多群能量截面無法精確取樣之問題。在 Monaco 中連續能量核資料的產生及連續能量物理應用都是基於第一原理作近似，此近似可提供高精準度之結果，但可能會更耗費計算時間[5]。

SCALE v-6.2 的輻射遷移計算案例驗證，以核二廠第一期乾式貯存設施的 MAGNASTOR 混凝土護箱作表面劑量分析探討，討論用過核子燃料的三種射源項，燃料中子(fission neutron，FN)、燃料光子(fission gamma，FG)、結構光子(hardware gamma，HG)，對距離護箱表面 1 公分處造成之劑量貢獻。

分兩個步驟進行分析：

1. MAVRIC 以採用多群能量截面(27N19G)作護箱表面劑量計算，驗證以往研究成果。
2. 比較未應用降低變異係數技巧之 MCNP、MAVRIC 採用多群和連續能量截面、ADVANTG/MCNP 程式作護箱表面劑量計算結果，探討二個採用同樣作用截面且基於 CADIS 理論的輻射遷移程式對比 MCNP 程式之優化情形。

核二混凝土護箱屏蔽計算模型，以 NAC-MAGNASTOR 護箱為原型，對外部混凝土屏蔽作設計變更，以符合台電之劑量承諾值，圖 5.2-1 為模型幾何示意圖，為一高 6.0 公尺，直徑 4.3 公尺之圓柱體，並可概分為兩部分：不鏽鋼材質



的密封鋼筒(Canister)和具有碳鋼內襯及混凝土屏蔽的混凝土外殼。密封鋼筒內部之用過核子燃料束依燃料束特性均勻化為四區，上端版區(UEF)、充氣區(Plenum)、有效燃料區(Effective Fuel)、下端版區(LEF)，其餘內部燃料格架等組件依實際配置建構模型。射源項為 87 束用過核子燃料，選定核二乾貯安全分析報告中核二廠 BWR 用過核子燃料束燃料條件組合參數 2，其運轉條件為最大燃耗度 34,000 MWD/MTU、至少冷卻 20 年和  $U^{235}$  之初始平均濃縮度 2.84 wt%。用過核子燃料射源項之能譜和軸向分布皆參照安全分析報告[2]。步驟 1 在 5.2.1 節，步驟 2 在 5.2.2 節作探討。

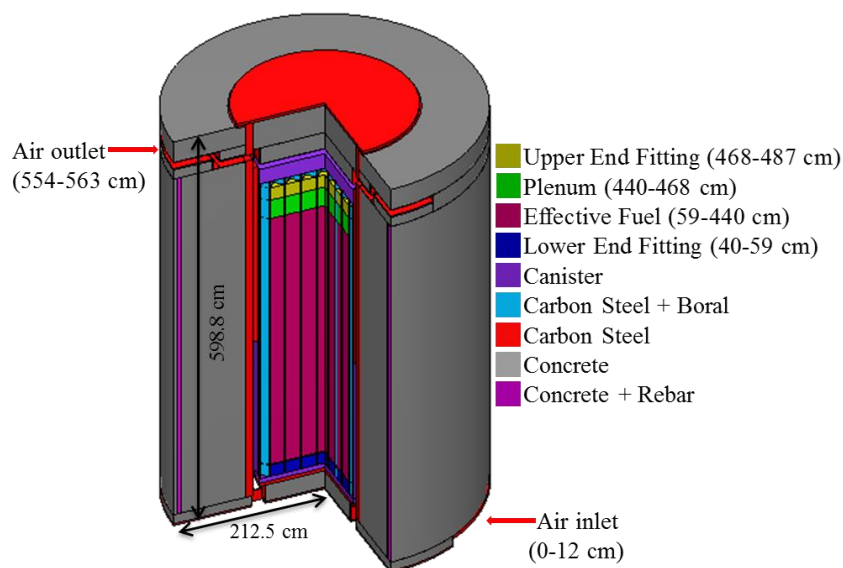


圖 5.2-1、MAGNASTOR 屏蔽模型示意圖

### 5.2.1 檢驗 MAVRIC 在 v6.1 與 v6.2 應用多群能量截面之計算差異

在同樣的電腦環境下，考慮相同的幾何模型、材料設定及射源定義，以 v6.1 及 v6.2 的 MAVRIC 各別作核二 MAGNASTOR 護箱表面劑量分析，皆應用 FW-CADIS 理論，伴隨射源定義在護箱表面之小範圍區域，迫使粒子從護箱內部往表層移動。用過核子燃料三種射源項需個別模擬，再將其貢獻加總作劑量值分析。兩版本於 Denovo 參數設定有些許更動，詳細之計算時間如表 5.2-3 所示，明顯發現新版本 v6.2 在此案例，同樣的格點切割決定論法( $S_N$ )計算所耗費的時間僅約為 v6.1 的一半，且在追蹤同樣的粒子數目下，蒙地卡羅法(MC)計算時間也明顯

減少。推估原因為 v6.2 中新增"macromaterial"參數設定，在進行決定論法計算前之幾何材料辨識近似有內建參數更新，詳細的參數變動影響需要更多的案例探討，而 MC 計算時間的改變，會受  $S_N$  計算結果的權重射源及重要性遷移地圖影響，本節主要針對乾貯護箱表面劑量之差異作討論。

表 5.2-4 為護箱表面區域偵檢器記分結果，分為側邊跟頂部兩區域，各別定義為護箱側邊一圓柱殼層，高度介於 59 至 440 公分之間即有效燃料區之高度，護箱頂部一半徑為 92 公分之圓盤，即為有效燃料區所涵蓋區域。MAVRIC 在 v6.1 及 v6.2 的計算結果呈現同樣的趨勢，二次光子射源造成之側邊劑量為最大值，結構光子造成之頂部劑量為最大值。其中，兩光子射源項的頂部區域計分差異最大為 5%，其餘皆小於 2%，護箱頂部區域相對於側邊區域為較難計算之部分，其劑量值差異較大仍屬可接收之範圍。圖 5.2-2 及圖 5.2-3 為 MAGNASTOR 護箱表面中子及光子劑量分布，中子劑量僅由燃料中子射源貢獻，而光子劑量為三種射源項貢獻之總核。在護箱側邊，不論是中子或光子皆有一致的劑量分布；在頂部，密封鋼筒上方中子有較大之劑量差異，其餘位置皆有一致的分布趨勢。

表 5.2-3、MAGNASTOR 護箱屏蔽案例 MAVRIC 計算時間比較

	Source	Forward $S_N$ (min)	Adjoint $S_N$ (min)	Total $S_N$ (min)	MC (hr)	Total (hr)
MAVRIC v6.1 MG	FN	72.19	45.50	119.08	24.20	26.18
	FG	12.65	11.30	25.34	25.57	25.99
	HG	11.33	11.52	24.41	25.60	26.01
MAVRIC v6.2 MG	FN	30.92	20.70	51.62	15.70	16.56
	FG	6.56	6.80	13.36	12.70	12.92
	HG	5.63	6.76	12.39	12.80	13.01

表 5.2-4、MAGNASTOR 護箱表面區域偵檢器計分 MAVRIC 結果

Source	Radiation	MAVRIC-v6.1 MG			MAVRIC-v6.2 MG			Dose Ratio
		DR (mSv/h)	Error (%)	FOM (/min)	DR (mSv/h)	Error (%)	FOM (/min)	
FN	Side n	$1.80 \times 10^{-5}$	0.65	16	$1.82 \times 10^{-5}$	1.54	4.49	1.01
	Top n	$2.65 \times 10^{-4}$	4.60	0.33	$2.61 \times 10^{-4}$	4.62	0.50	0.98
	Side $\gamma$	$2.81 \times 10^{-4}$	0.72	13	$2.85 \times 10^{-4}$	2.39	1.86	1.01
	Top $\gamma$	$2.25 \times 10^{-4}$	1.60	2.70	$2.24 \times 10^{-4}$	4.80	0.46	1.00
FG	Side $\gamma$	$7.22 \times 10^{-5}$	0.12	463	$7.32 \times 10^{-5}$	0.15	549	1.01
	Top $\gamma$	$2.68 \times 10^{-4}$	5.83	0.19	$2.79 \times 10^{-4}$	6.04	0.358	1.04
HG	Side $\gamma$	$1.56 \times 10^{-5}$	0.12	429	$1.57 \times 10^{-5}$	0.16	506	1.01
	Top $\gamma$	$4.89 \times 10^{-4}$	1.88	1.84	$4.63 \times 10^{-4}$	2.11	2.92	0.95

註：DR: dose rate 劑量率。 FOM:計算效率量化指標，數值越高效率越好

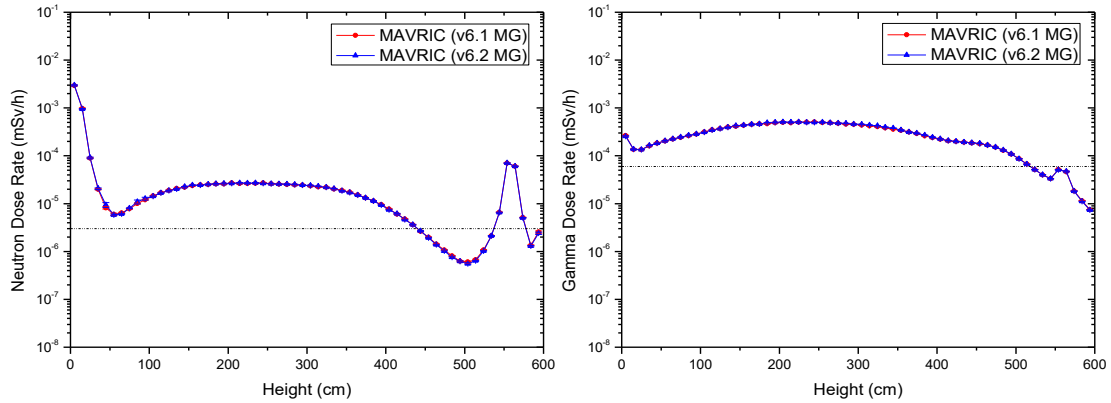


圖 5.2-2、MAGNASTOR 護箱側邊表面(左)中子(右)光子劑量分布，  
(MAVRICv6.1 MG vs. v6.2 MG)

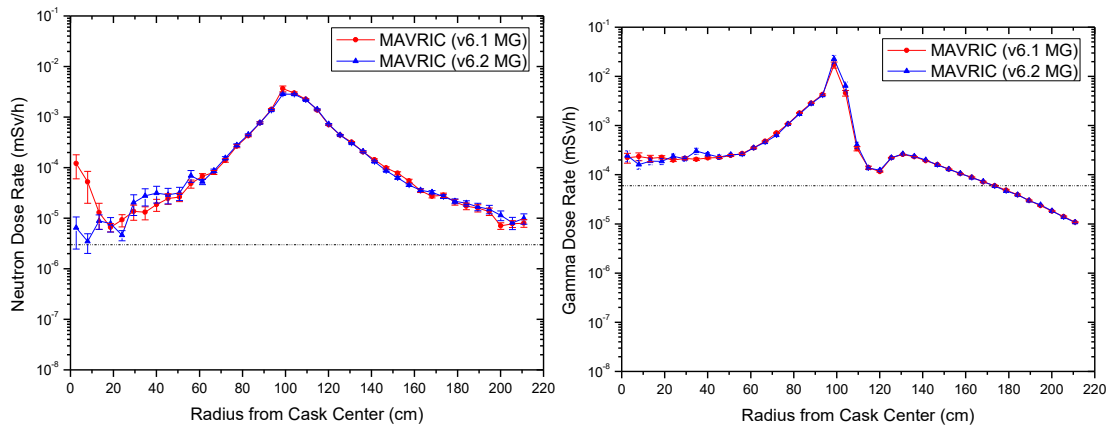


圖 5.2-3、MAGNASTOR 護箱頂部表面(左)中子(右)光子劑量分布，  
(MAVRICv6.1 MG vs. v6.2 MG)

### 5.2.2 分析 MCNP、MAVRIC 應用多群與連續能量截面與 ADVANTG/MCNP 之計算結果

在同樣的電腦環境下，考慮相同的幾何模型、材料設定及射源定義，以 MCNP、MAVRIC-v6.2 及 ADVANTG/MCNP 各別作核二 MAGNASTOR 護箱表面劑量分析，MCNP 為未套用降低變異係數參數技巧之程式預設值，後兩種分析皆應用 FW-CADIS 理論。MAVRIC 程式各參數皆同於前一節之 v6.2 MG 案例，僅在 Monaco 蒙地卡羅遷移計算部分引入連續能量作用截面作模擬；而 ADVANTG 同樣以 Denovo 程式作  $S_N$  計算，得出權重射源及重要性遷移地圖，接續 MCNP 程式作蒙地卡羅計算，其亦使用可靠精確的連續能量中子作用截面進行模擬。程式計算時間比較如表 5.2-5 所示，其中 MAVRIC MG 案例請參考表 5.2-3。MCNP 未

應用決定論法作加速，故同於 ADVANTG/MCNP 案例，控制三射源各別計算時間為 26 小時。在  $S_N$  計算上 MAVRIC CE 案例同於上節所述 MG 案例，同樣的格點切割方式下， $S_N$  計算所耗費的時間僅約 ADVANTG 的一半。

先前的研究，探討過 MCNP、MAVRIC-v6.1 (MG)、及 ADVANTG/MCNP 三種分析方式在乾式貯存護箱屏蔽案例之計算結果[29]。同樣是以核二乾貯護箱為案例，其中比較 MAVRIC 採用多群能量截面與 ADVANTG/MCNP 採用連續能量截面之差異，護箱表面區域計分結果，在燃料中子射源部分，MAVRIC 會低估中子和光子劑量在側邊之結果，但會高估中子和光子劑量在頂部之結果。在燃料光子及結構光子射源部分，MAVRIC 會高估光子劑量在側邊與頂部之結果；護箱表面之劑量分布，MAVRIC 在側邊之中子劑量約為 ADVANTG/MCNP 結果之 0.5 倍，當初推估造成此差異之原因應為多群作用截面在中子自屏蔽現象無法有足夠的修正，藉由本節之計算結果 MAVRIC CE 案例應可澄清此現象。MAVRIC 在頂部之光子劑量分布約略高於 ADVANTG/MCNP 之結果。

表 5.2-6 為 MCNP、MAVRIC CE 與 ADVANTG/MCNP 在護箱表面區域計分結果。比較表 5.2-4 之 MAVRIC-v6.2 MG 與表 5.2-6 之 MAVRIC-6.2 CE，此兩案例僅在於 Monaco 程式採用之作用截面有所差異，區域計分結果特性皆同於先前比較 MAVRIC-v6.1(MG)與 ADVANTG/MCNP(CE)研究，除燃料中子之護箱側邊光子劑量趨勢相反。表 5.2-6 中，中子射源項，單 MCNP 程式計算未考慮其他使用者設定之降低變異係數技巧，在控制的計算時間內，已有可接受的計算結果與效率，並有如預期，與 ADVANTG/MCNP 計算結果表現一致。ADVANTG/MCNP 因應用了 FW-CADIS 理論，對模擬計算之效率皆有優化，特別是在兩中子劑量部分，FOM 值優化約百倍。MAVRIC CE 同樣應用 FW-CADIS 理論，並採用連續能量作用截面，對比 MCNP 案例，除二次光子側邊外亦皆有所優化，一樣是在兩中子劑量案例最為明顯約優化十倍，此案例 MAVRIC 優化表現略低於 ADVANTG/MCNP；能量較低之燃料光子射源項，單 MCNP 程式經過 26 小時的

計算時間仍無法獲得任何區域計分，而在能量較高之結構光子射源項，因能量較高之光子有較佳之穿透力，確實有區域計分之答案，但其統計誤差過大無法被視為有意義之答案。MACRIC 與 ADVANTG/MCNP 皆有效改善此案例面臨光子遷移計算困難之問題，兩程式獲得相對一致之劑量結果，其中 ADVANTG/MCNP 在此案例優化程度稍優於 MAVRIC。

圖 5.2-4 與 5.2-5 為護箱表面中子與光子劑量率分布，比較 MCNP、MAVRICv6.2 MG、v6.2 CE、與 ADVANTG/MCNP 之結果，其中 MCNP 結果之統計誤差較大且在某些位置會有所失真，因燃料光子及結構光子射源項無法有正確貢獻值；另外三個應用 CADIS 理論之案例結果皆有較優化之結果，且整體表面劑量率分布趨勢相同，特別是 CE 與 ADVANTG/MCNP 結果具有一致性，惟在部分區域間有些許差異，側邊中子在有效燃料區區間及頂部中子在密封鋼筒範圍。與以往結果比較，在有效燃料區區間 MG 會低估側邊中子劑量分布，CE 採用連續能量作用截面結果，確實有改善低估之問題。在頂部光子劑量分布，MG 案例高估分布情形，在 CE 案例亦有所改善。

表 5.2-5、MAGNASTOR 護箱屏蔽案例兩種分析方法計算時間比較

	Source	Forward SN (min)	Adjoint SN (min)	Total SN (min)	MC (hr)	Total (hr)
MCNP	FN	n/a	n/a	n/a	26.00	26.00
	FG	n/a	n/a	n/a	26.00	26.00
	HG	n/a	n/a	n/a	26.00	26.00
MAVRIC V6.2 CE	FN	30.89	21.04	51.93	15.20	16.07
	FG	6.73	6.77	13.50	11.80	12.02
	HG	5.74	6.78	12.52	11.40	11.61
ADVANTG + MCNP	FN	64.46	48.49	115.55	24.09	26.02
	FG	11.68	14.59	27.62	25.55	26.01
	HG	10.21	14.49	25.95	25.59	26.02

註：。MC：Monte Carlo 蒙地卡羅模擬。

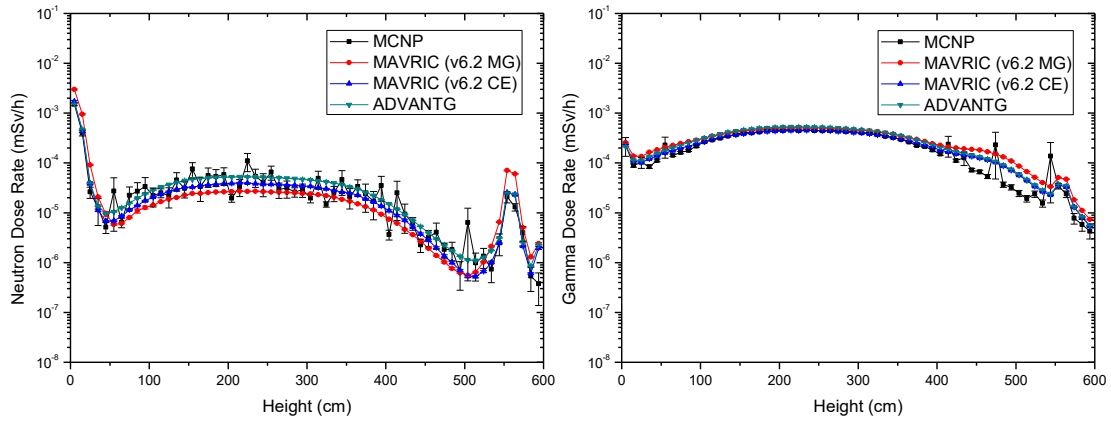


圖 5.2-4、MAGNASTOR 護箱側邊表面(左)中子(右)光子劑量分布  
(MAVRICv6.2 MG vs. v6.2 CE vs. ADVANTG/MCNP)

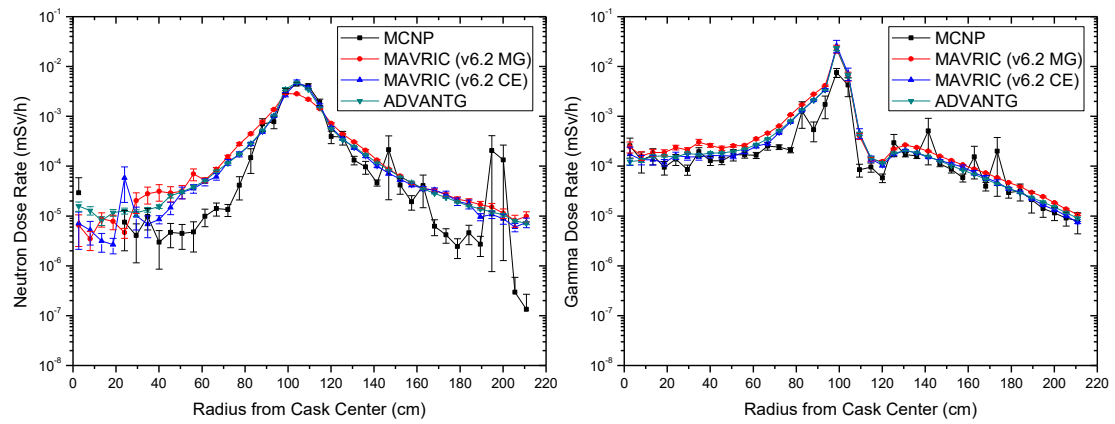


圖 5.2-5、MAGNASTOR 護箱頂部表面(左)中子(右)光子劑量分布  
(MAVRICv6.2 MG vs. v6.2 CE vs. ADVANTG/MCNP)

表 5.2-6、MAGNASTOR 護箱表面區域偵檢器計分 MCNP、MAVRIC 與 ADVANTG/MCNP 結果

Source	Radiation	MCNP			MAVRIC v6.2 CE			ADVANTG/MCNP		
		Dose Rate (mSv/h)	Error (%)	FOM (/min)	Dose Rate (mSv/h)	Error (%)	FOM (/min)	Dose Rate (mSv/h)	Error (%)	FOM (/min)
FN	Side n	$3.33 \times 10^{-5}$	7.72	0.11	$2.58 \times 10^{-5}$	1.93	2.94	$3.53 \times 10^{-5}$	0.52	24
	Top n	$1.45 \times 10^{-4}$	19.84	0.02	$1.82 \times 10^{-4}$	5.40	0.38	$1.91 \times 10^{-4}$	2.16	1.37
	Side $\gamma$	$3.20 \times 10^{-4}$	0.60	18	$2.65 \times 10^{-4}$	2.47	1.79	$3.22 \times 10^{-4}$	0.64	16
	Top $\gamma$	$2.09 \times 10^{-4}$	4.07	0.39	$1.73 \times 10^{-4}$	4.25	0.61	$2.03 \times 10^{-4}$	1.96	1.67
FG	Side $\gamma$	-	-	-	$5.03 \times 10^{-5}$	0.20	339	$4.99 \times 10^{-5}$	0.10	641
	Top $\gamma$	-	-	-	$2.09 \times 10^{-4}$	9.32	0.16	$2.13 \times 10^{-4}$	4.29	0.35
HG	Side $\gamma$	$3.68 \times 10^{-6}$	78.23	0.001	$8.92 \times 10^{-6}$	0.23	280	$8.78 \times 10^{-6}$	0.11	529
	Top $\gamma$	$2.50 \times 10^{-4}$	47.03	0.003	$3.64 \times 10^{-4}$	7.79	0.24	$3.50 \times 10^{-4}$	0.99	6.54



### 5.3. 室內與露天乾貯之輻射屏蔽的差異研析

本節利用新引進的 SCALE v6.2.2 MAVRIC 最新版本程式進行乾式貯存設施場界劑量評估，結果分成下列三部分討論。首先，依照 5.1 節蒐集的護箱資料建構兩種具代表性的混凝土護箱及金屬護箱，以 2×4 共八個護箱的排列方式置於乾式貯存設施內，討論其場外劑量率隨距離之變化；其次，分析兩種室內乾式貯存設施的設計，一是鋼筋混凝土廠房(Reinforced concrete building)與另一是鋼構廠房(Steel structure building)，並與混凝土護箱外加屏蔽露天設施比較，著重觀察劑量率隨距離之變化；最後，對室內乾貯設施建物設計進行一些靈敏度分析，包括針對進氣口位置差異與出氣口煙囪高度差別作探討，以及考慮混凝土護箱露天貯存、混凝土護箱外加屏蔽露天貯存、和混凝土護箱置於鋼筋混凝土建物室內貯存，對三種型式作有系統分析比較。本計畫並不針對特定廠商的護箱或室內乾貯設施進行分析，而是主要針對資料蒐集後所建構的代表性護箱和簡易廠房設施做為分析對象，目標是透過有系統的分析，檢視室內乾貯設施外部劑量的整體趨勢與屏蔽設計重點。

#### 5.3.1 混凝土護箱與金屬護箱露天貯存之劑量分析比較

以 SCALE v6.2.2 程式集之案例 mavric.isfsi.inp 作為基礎模型，將其修改後作為簡易乾貯設施模型進行探討。以 2×4 的排列方式(8 個護箱)，置於長 27.2 公尺和寬 13.6 公尺之長方形設施內，其護箱與護箱間距離 3.4 公尺。本計畫中輻射安全與熱流分析的標的物是一樣的，此節後續使用的護箱和乾貯設施模型已與子項三熱流分項取得共識，兩子項皆盡量採同樣護箱和乾貯設施模型作熱流和屏蔽之相關分析。

此節案例之用過核子燃料射源來源為 kewaunee 壓水式核電廠之 20 束用過核子燃料，使用 SCALE ORIGEN 程式進行燃耗計算，燃耗條件假設總量 46.1 公

噸的鈾燃料、 $U^{235}$  濃縮度 4.2 wt%、燃耗度 55,000 MWd/MTU、冷卻時間 10 年，本研究僅考慮燃料中子及燃料光子兩種，射源強度各別為  $8.577 \times 10^9$  n/s 及  $7.155 \times 10^{16}$   $\gamma$ /s。兩種射源個別能譜如圖 5.3-1 所示，其能譜與核一、二乾貯安全分析報告內之設計基準燃料相近，結果有利國內相關分析參考，但在此不考慮結構光子射源，僅關注用過核子燃料有效燃料區部分。

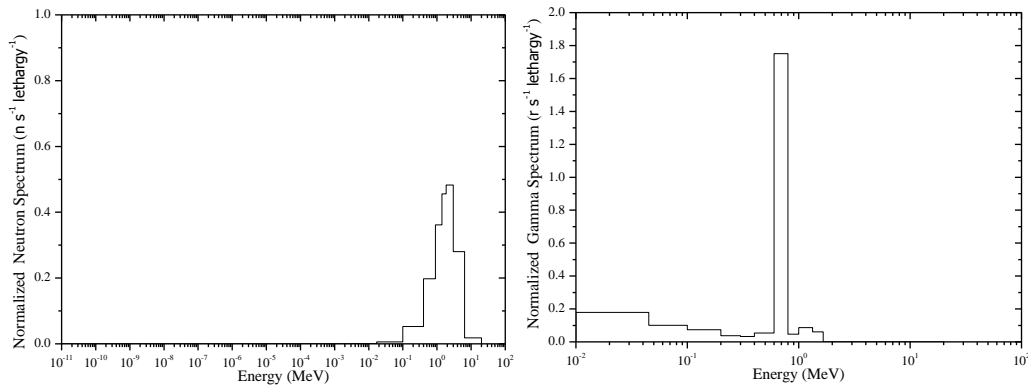


圖 5.3-1、(左)燃料中子及(右)燃料光子射源能譜。

考慮兩種護箱，其幾何示意圖如圖 5.3-2 所示。圖左為混凝土護箱，結構分為內部密封鋼筒和外部含不鏽鋼內襯的混凝土護箱外殼，並保有上下各四個進出氣孔端。主要散熱途徑為自然對流的方式，空氣經由進出氣孔道對密封鋼筒表面進行散熱。側面徑向屏蔽有密封鋼筒殼 5 公分，不銹鋼內襯 5 公分，混凝土外殼 70 公分；軸向屏蔽有密封鋼筒蓋 12 公分，混凝土外殼 40 公分，整體約為 113.15 噸重。圖右為金屬護箱結構，由鑄鐵組成的金屬外殼包封用過核子燃料，參考 CASTOR 護箱有中子吸收材設計，在此將兩排環狀排列的中子吸收材柱簡化成圓柱狀薄層。主要散熱途徑為自然對流的方式，不似混凝土護箱有進出氣孔道，空氣經由金屬護箱表面進行散熱。側面徑向屏蔽有 35 公分的鑄鐵及 5 公分的聚乙烯(PE)，而縱向屏蔽有 25 公分的鑄鐵及 1 公分的聚乙烯，整體約為 131.51 噸重。

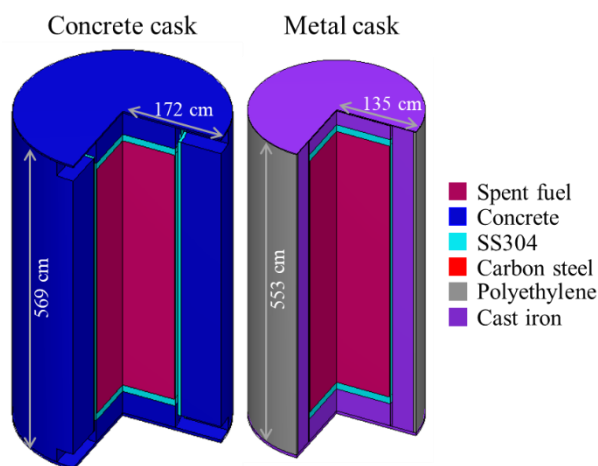


圖 5.3-2、(左)簡化混凝土護箱及(右)簡化金屬護箱。

針對混凝土和金屬兩種護箱，首先考慮露天的貯存方式，如圖 5.3-3 和圖 5.3-4 所示，目的為對此兩種護箱的周遭劑量分布特性進行初步評估。本研究應用 FW-CASIS 理論，將離乾貯設施 105 公尺遠處設為伴隨射源，如圖 5.3-5，迫使模擬粒子往遠處遷移，提升目標區域格點計分的計算效率。將整個模擬切割為 205,840 (80×83×31)個格點，以 Denovo 27N19G 能群進行決定論法( $S_N$ )計算，燃料光子(FG)射源案例決定論法計算約耗時 5 分鐘，燃料中子(FN)射源案例因包含中子和二次光子計算相對困難，約耗時 17 分鐘，計算時間資訊參考表 5.3-1；以 Monaco 蒙地卡羅程式進行後續模擬，應用 Denovo 計算結果產生之權重射源分布及粒子權重地圖參數增進蒙地卡羅計算效率。此節之計算皆採用 ENDF/B-VII.0 27N/19G 截面庫，並以裝載 Win10 作業系統 3.4 GHz 的 CPU 與 64 GB 的 RAM 之個人電腦進行計算，各射源案例計算時間約為 24 小時，計算時間資訊列於表 5.3-1。

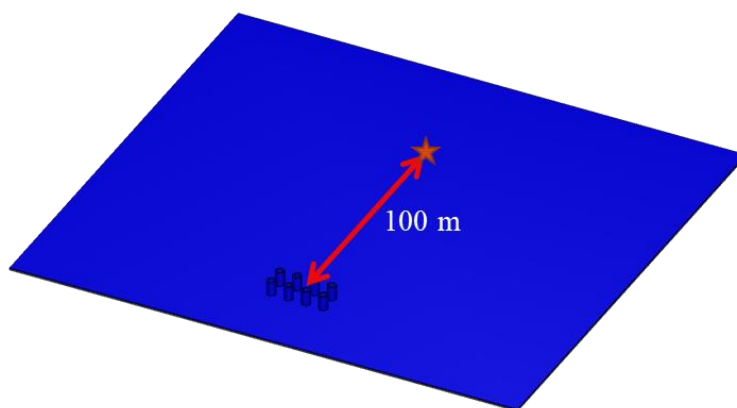


圖 5.3-3、混凝土護箱露天貯存示意圖。

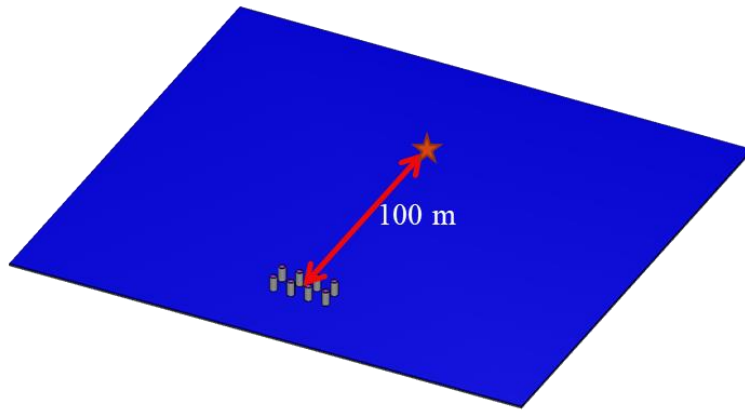


圖 5.3-4、金屬護箱露天貯存示意圖。

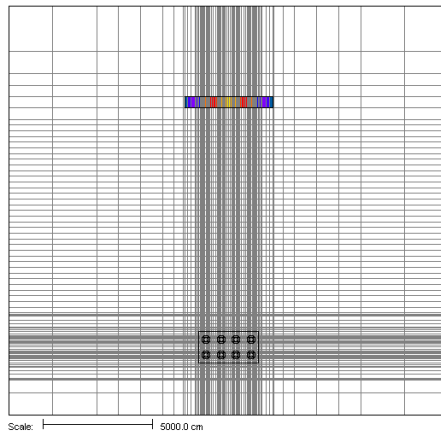


圖 5.3-5、乾貯設施決定論法計算伴隨射源示意圖。

表 5.3-1、乾貯設施 MAVRIC 計算時間資訊。

Source	Forward SN (min)	Adjoint SN (min)	Total SN (min)	MC (hr)	Total (hr)
FG	2.2	2.2	4.5	24.1	24.2
FN	9.5	6.8	16.5	24.1	24.5

圖 5.3-6 為乾貯設施周遭劑量率隨距離之變化情形，考慮距離從乾貯設施邊界 13.65 至 100 公尺處。黑色線為混凝土護箱，紅色線為金屬護箱劑量率計算結果，兩種護箱案例設施邊界的劑量率約略為 0.2 mSv/h，都呈現隨距離變化劑量率有衰減的情形，與參考文獻 12 結果一致。圖中金屬護箱案例衰減的比例略優於混凝土護箱，主因為二者選擇之屏蔽材料與厚度差異所致，兩種護箱各有其考量與優缺點，透過適當設計，都可以達到輻射屏蔽與劑量規範的要求。

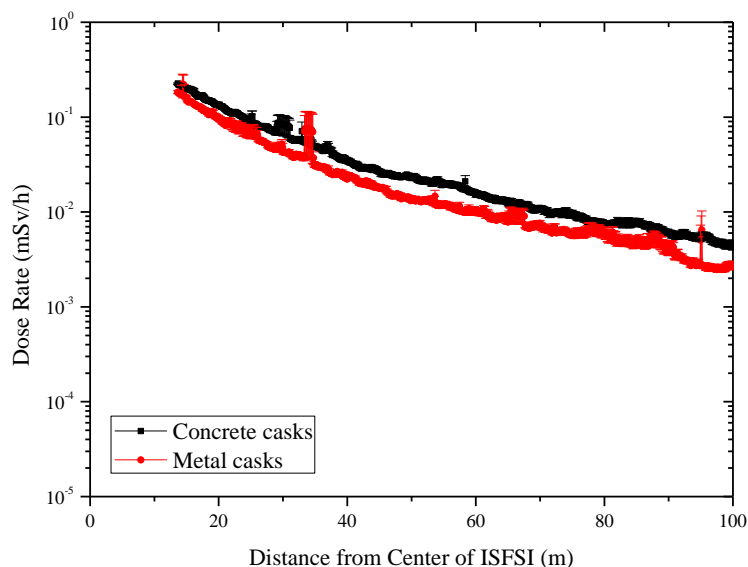


圖 5.3-6、混凝土和金屬護箱露天貯存設施劑量率隨距離之變化。

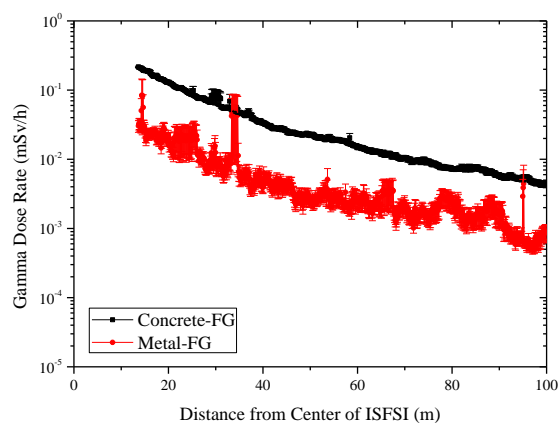


圖 5.3-7、混凝土和金屬護箱露天貯存設施燃料光子劑量率隨距離之變化。

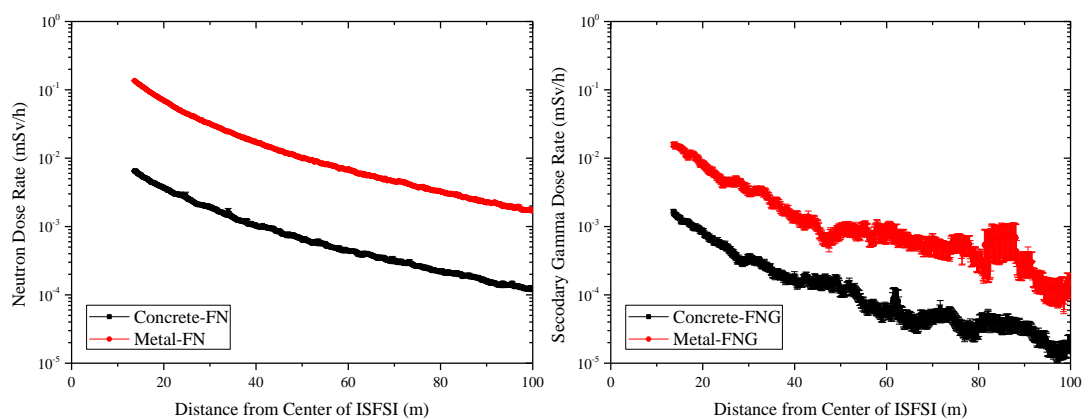


圖 5.3-8、混凝土和金屬護箱露天貯存設施燃料中子劑量率隨距離之變化。

從圖 5.3-7 與 5.3-8 細看兩護箱案例其劑量率組成，發現混凝土護箱案例主要劑量來源為燃料光子射源項，而金屬護箱案例主要劑量來源為燃料中子射源項，造成此劑量率貢獻差別原因為兩種護箱主要屏蔽材料與輻射作用特性的差異，混

凝土(含氫量高)對於中子減速與屏蔽效果較佳，圖 5.3-8 左中子劑量率黑色線約比紅色線少 10 倍以上；而金屬護箱之金屬屏蔽(高原子序)對光子阻擋效果較佳，由圖 5.3-7 可觀察出紅色線計算統計誤差仍然相當大，代表光子遷移即使應用了先進的降低變異數技巧，仍然難以穿越鑄鐵外層到達設施遠處。圖 5.3-8 右，因應燃料中子射源而產生的二次光子能量較低，故粒子遷移較難，結果之統計誤差也偏大。這些計算困難的問題有待後續深入研究，持續提升乾貯設施輻射屏蔽分析的能力。上述提及，兩種護箱的外部劑量率貢獻來源雖不同，但皆可設計到符合總劑量的規範。唯需注意未來審查的重點，以及熱測試時選用適當的輻射偵檢器。

### 5.3.2 混凝土護箱外加屏蔽露天貯存、混凝土護箱外加屏蔽置於鋼構廠房室內貯存、與金屬護箱置於鋼筋混凝土廠房室內貯存之劑量分析比較

延續上節的探討，射源部分應用同樣的燃料中子和燃料光子射源項，採用同樣的護箱模型，考慮 2×4 的排列方式(8 個護箱)，置於長 27.2 公尺和寬 13.6 公尺之長方形設施內，其護箱與護箱間距離 3.4 公尺。此節除 5.3.1 節之兩種護箱模型外，多考慮一種混凝土護箱，其幾何結構如圖 5.3-9，與 5.3.1 節的混凝土護箱差異為將徑向屏蔽混凝土殼層增厚為 100 公分，縱向屏蔽混凝土殼層增厚為 70 公分，其餘結構皆同，以此方式來達到混凝土護箱外加屏蔽的效果，用以近似核一乾貯 INER-HPS 的護箱案例。

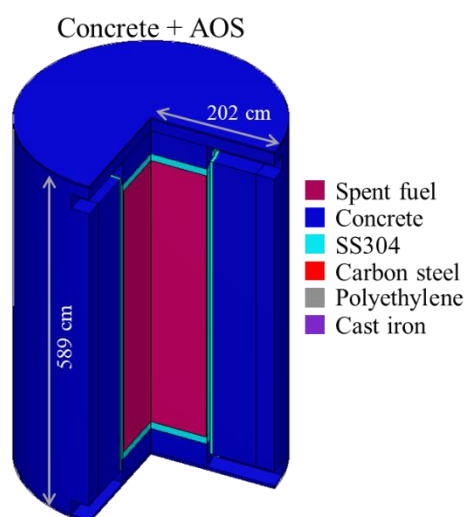


圖 5.3-9、簡化混凝土護箱外加屏蔽。

現有三種簡易乾貯護箱模型，考慮三種貯存方式：混凝土護箱外加屏蔽露天貯存、混凝土護箱外加屏蔽置於鋼構廠房室內貯存、及金屬護箱置於鋼筋混凝土廠房室內貯存。兩種室內建物，亦與子項三熱流分析作統一設定，鋼筋混凝土廠房屏蔽厚度設定為 30 公分，與外加屏蔽厚度雷同；鋼構廠房結構材料為碳鋼，厚度設定為 2 毫米，在此皆不考慮細部廠房建物結構。考慮固定室內體積為 5,178.88 立方公尺(長寬高:27.2×13.6×14)，進氣口位置為設施長邊離地 60 至 90 公分處，出氣口為廠房屋頂中央佔 4 平方公尺範圍(2×2)高度 4 公尺之煙囪，建

物總高度 18 公尺。建物幾何示意圖如圖 5.3-10，左為混凝土護箱置於鋼構廠房內，右為金屬護箱置於鋼筋混凝土廠房內，二種國內未來可能採行的室內乾貯型式。至於空氣通道範圍的設定說明如下，依據設施內體積，參考文獻 21，WTI 廠房換氣率(20/h)與合理進氣口風速(低於 2 級風下限：1.94 m/s)來進行進氣口面積與高度之計算：

- 廠房換氣量=廠房體積/換氣率:  $5178.88 \text{ (m}^3\text{)}/180 \text{ (s)}=28.772 \text{ m}^3\text{/s}$
- 廠房通風面積=廠房換氣量/合理進口風速:  $28.772 \text{ (m}^3\text{/s)}/1.94 \text{ (m/s)}=14.831 \text{ m}^2$
- 進氣口通道高度= $14.831 \text{ (m}^2\text{)}/(27.2*2) \text{ (m)}\cong 0.3 \text{ m}$
- 煙囪截面積(欲使流速加快 4 倍)= $14.831 \text{ (m}^2\text{)}/4\cong 4 \text{ m}^2$

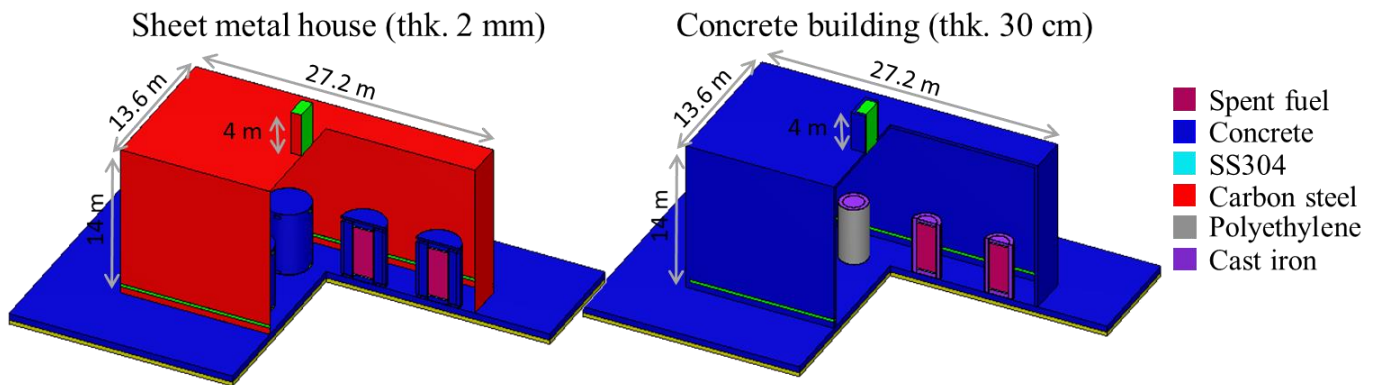


圖 5.3-10、(左)混凝土護箱置於鋼構廠房及(右)金屬護箱置於鋼筋混凝土廠房。

三種貯存方式，混凝土護箱外加屏蔽露天貯存、混凝土護箱外加屏蔽置於鋼構廠房室內貯存、及金屬護箱置於鋼筋混凝土廠房室內貯存，其設施外劑量率評估如圖 5.3-11。本節分析同樣應用 FW-CADIS 理論，採用與上節相同之格點切割方式及伴隨射源位置，決定論法( $S_N$ )耗時與表 5.3-1 數值接近，其餘應用截面庫、電腦環境、及各射源項計算時間皆同於 5.3.1 節。

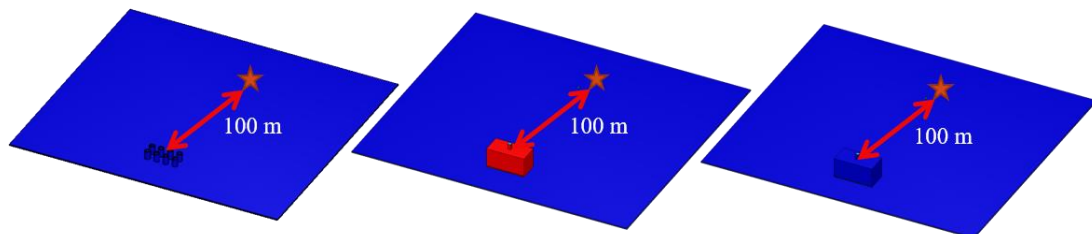


圖 5.3-11、左混凝土護箱外加屏蔽露天貯存、中混凝土護箱外加屏蔽置於鋼構廠房室內貯存、及金屬護箱置於鋼筋混凝土廠房室內貯存。



三種貯存方式之設施外劑量率隨距離變化如圖 5.3-12，圖中藍色線為混凝土護箱外加屏蔽露天貯存、綠色線為混凝土護箱外加屏蔽置於鋼構廠房、及粉紅色線為金屬護箱置於鋼筋混凝土廠房，三種貯存方式之設施邊界劑量率約為 0.02 mSv/h，對比 5.3.1 節之結果，劑量率小了 10 倍。兩種護箱模型，三種設施貯存方式，最終之屏蔽效果相近，劑量率隨距離變化持續衰減。混凝土護箱外加屏蔽後，因混凝土外殼相當厚約 1 公尺，故其計算相當困難，粒子難以遷移至目標區域，此待後續對計算方式作探討。混凝土護箱外加屏蔽置於鋼構廠房內，因鋼構廠房結構為厚度 2 毫米之薄片，近乎無額外屏蔽效果，故其劑量率變化略同於露天貯存案例。金屬護箱置於鋼筋混凝土廠房，其建物額外增加的屏蔽效果約等於混凝土護箱外加屏蔽之效果，細部劑量衰減差異推估為護箱材料特性之影響，亦是後續研究的重點之一。

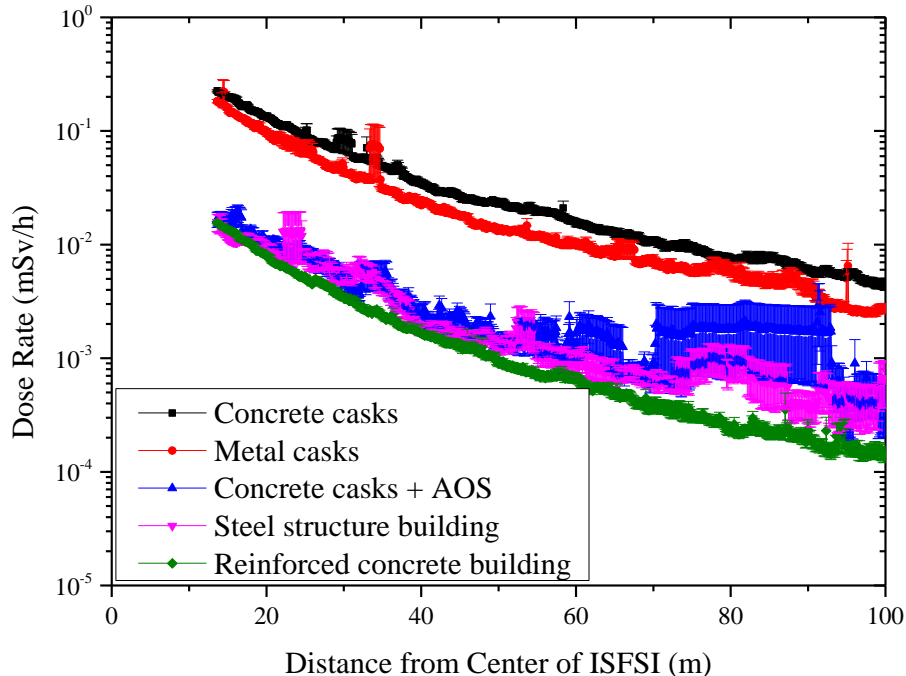


圖 5.3-12、混凝土護箱外加屏蔽露天貯存、混凝土護箱外加屏蔽置於鋼構廠房室內貯存、與金屬護箱置於鋼構廠房室內貯存劑量率變化

### 5.3.3 室內乾貯廠房設計靈敏度分析

此節將針對 5.3.2 節兩種室內乾貯設施作進一步靈敏度分析，以利設計經驗的累積。本節分三部分作討論：針對廠房進氣口位置高低作探討、針對廠房出氣口煙囪高度作探討、及討論混凝土護箱和混凝土護箱外加屏蔽露天貯存與混凝土護箱置於鋼筋混凝土廠房室內貯存之劑量率差異，在此節以 Metal 代表鋼構廠房，Concrete 代表鋼筋混凝土廠房。5.3.3.1 與 5.3.3.2 節計算之護箱模型、射源項、決定論法計算參數、電腦計算環境、應用截面庫資料、及各射源項計算時間皆同於 5.3.1 節，而 5.3.3.3 則是以另外的護箱和廠房模型作討論。

#### 5.3.3.1 廠房進氣口位置高低差異

此節將改變 5.3.2 節之廠房模型，討論把進氣口位置提升到高度 600 至 630 公分之設施外劑量率變化差異，其餘幾何設定皆同，進氣口位置變化示意圖如圖 5.3-13 所示，僅以鋼筋混凝土廠房為例作圖。

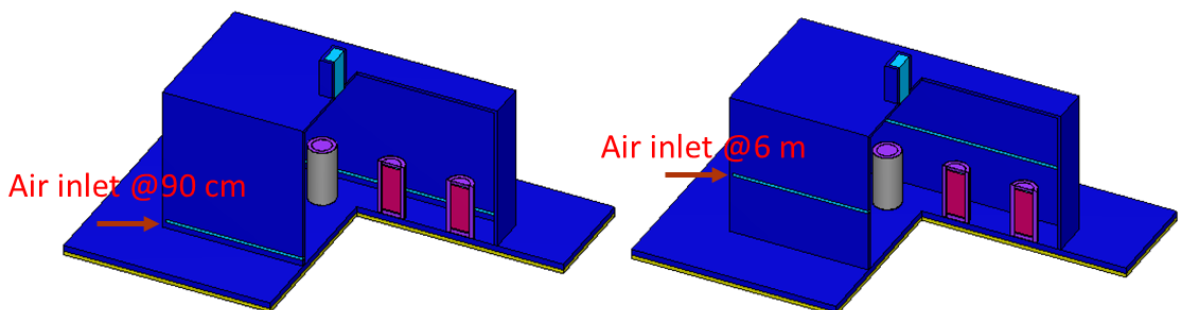


圖 5.3-13、室內乾貯廠房進氣口位置變化示意圖

設施外劑量率變化如圖 5.3-14 所示，圖中 L 代表低進氣口位置(60-90 cm)而 H 代表高進氣口位置(600-630 cm)，經比較兩圖發現，改變廠房側邊進氣口位置高低，對劑量率變化近乎無影響。分析此現象，雖改變進氣通道位置，但輻射粒子仍可藉由進出氣通道對遠處廠界劑量造成貢獻；或藉由深入探討輻射粒子藉由進出氣通道或建物本身對遠處廠界劑量貢獻比例，來試圖釐清此現象。

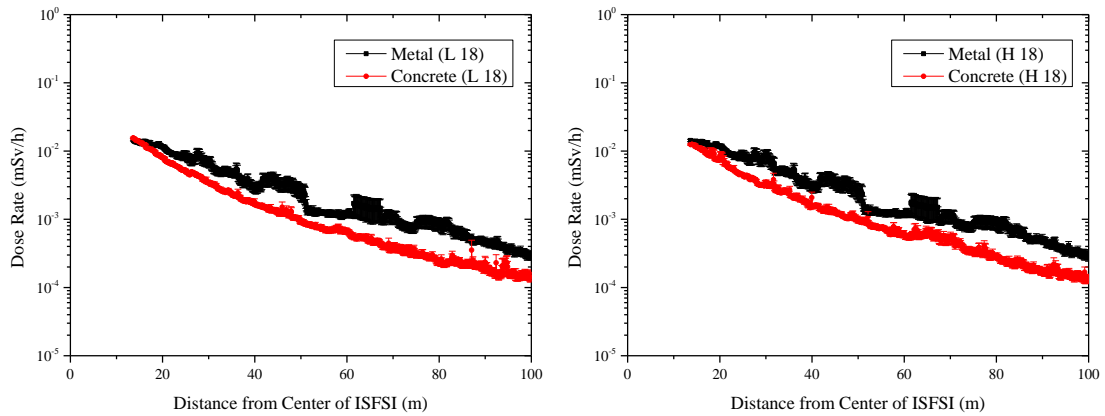


圖 5.3-14、室內乾貯廠房進氣口位置變化設施外劑量率比較

### 5.3.3.2 廠房出氣口煙囪高低差異

此節將對 5.3.2 節之廠房模型的出氣口煙囪高低作設施外劑量率變化探討，原本煙囪高度為 4 公尺，此節討論另外兩種煙囪高度:0 或 26 公尺，也就是建物高度從原本的 18 公尺，改為 14 或 40 公尺，幾何示意圖如圖 5.3-15 所示，僅以鋼筋混凝土廠房為例作圖。

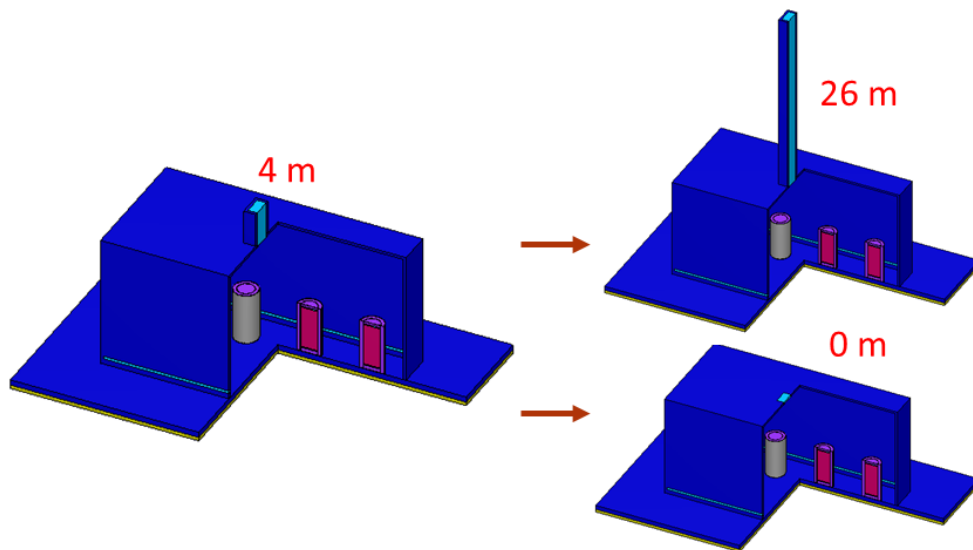


圖 5.3-15、室內乾貯廠房出氣口煙囪高度變化示意圖

圖 5.3-16 為出氣口煙囪高度變化設施外劑量率比較，發現不論是將煙囪高度下修到最低(0 m)或訂一個特別高的高度(26 m)(依據參考資料 28)，對設施外劑量率變化影響微乎其微。推估原因為改變煙囪高度，主要影響為對廠內熱流

場造成影響，而非有額外的屏蔽成效。對煙囪出口端增設迷道設計才能更明顯降低對遠處廠界劑量率造成之貢獻，這是未來精進研究的重點之一。

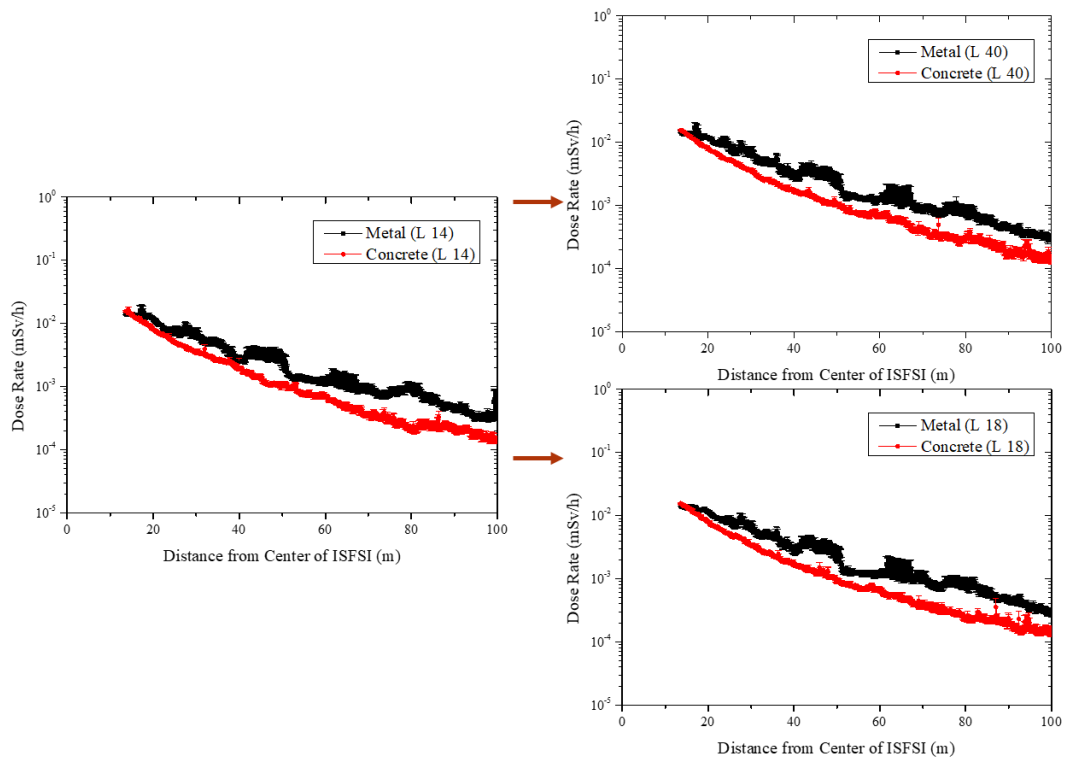


圖 5.3-16、室內乾貯廠房出氣口煙囪高度變化示意圖

### 5.3.3.3 混凝土護箱和混凝土護箱外加屏蔽露天貯存與混凝土護箱置於鋼筋混凝土廠房室內貯存之劑量率差異探討。

此節之乾貯設施模型，為先行測試之案例，故與之前略有不同，目的為測試各型式案例之劑量計算可行性與觀察其劑量分布趨勢。比較三種貯存型式：混凝土護箱露天貯存、混凝土護箱外加屏蔽露天貯存、及混凝土護箱置於鋼筋混凝土廠房室內乾貯，特別考慮類似核一廠 INER-HPS 案例，對三種型式作分析比較。

此案例之射源項同於 5.3.1 節之描述僅考慮燃料中子及燃料光子，射源強度各別為  $8.577 \times 10^9$  n/s 及  $7.155 \times 10^{16}$  γ/s。考慮兩種護箱型式，幾何示意圖如圖 5.3-

17 所示，圖左邊為簡化之混凝土護箱，結構分為密封鋼筒及混凝土護箱外殼，並含有上下各四個進出氣孔端，護箱頂部混凝土厚度約為 40 公分，側邊約為 70 公分；圖中間為簡化之混凝土護箱加外加屏蔽，外加屏蔽為頂部和側邊增加厚度為 30 公分之混凝土層；圖右邊為混凝土護箱外加屏蔽後將進出氣孔端封住，此目的為考慮有無進出氣孔端對混凝土護箱之影響。

兩種護箱型式，考慮三種貯存型式：八個混凝土護箱露天貯存(Standard)、八個混凝土護箱外加屏蔽露天貯存(AOS)、八個混凝土護箱擺放於混凝土建物室內貯存(Indoor)，此處之室內乾貯建築，為最簡化之情形，不考慮進出氣孔通道，頂部和側邊厚度皆為 30 公分之混凝土建築物，和前述外加屏蔽層厚度相等，幾何示意圖如圖 5.3-18。為在同樣基礎討論，以及檢視進出氣孔的劑量貢獻，因本案例廠房無進出氣孔，AOS 案例亦採封住進出氣孔端之護箱來作公平之比較。

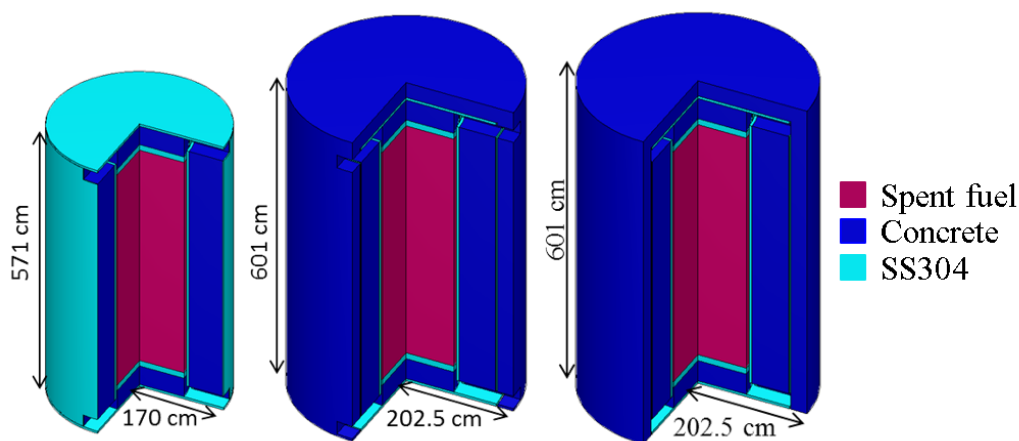


圖 5.3-17、(左)混凝土護箱、(中)混凝土護箱外加屏蔽、及(右)混凝土護箱外加屏蔽但封住八個進出氣口端。

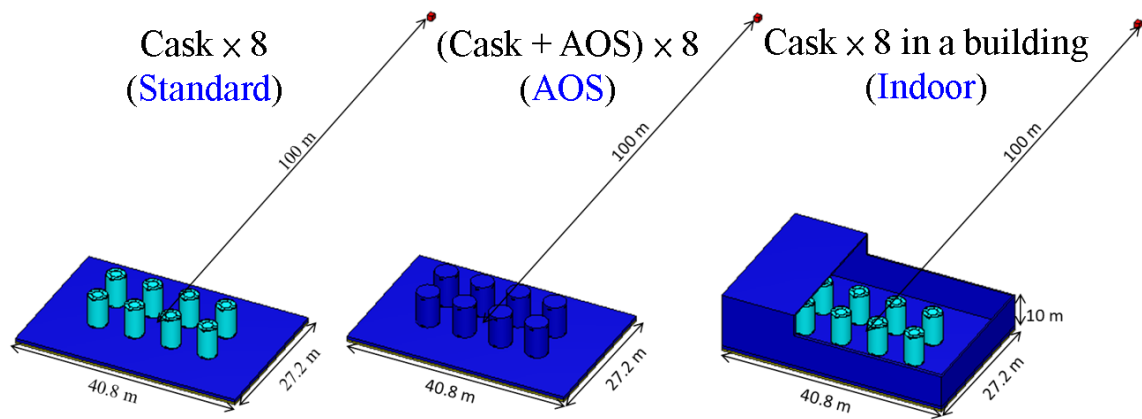


圖 5.3-18、(左)Standard：混凝土護箱置於露天乾貯場、(中)AOS：混凝土護箱外加加屏蔽、及(右)Indoor：混凝土護箱外加加屏蔽但封住進出氣口端。

三種貯存型式案例，考慮兩種相同射源項，其中燃料中子模擬  $25 \times 10^7$  個粒子，燃料光子模擬  $50 \times 10^8$  個粒子，作 100 公尺外之場界劑量模擬，繪出場外劑量隨距離之分布，結果分析如下。總計算時間皆為 30 小時以內，定義點偵檢器 (Point detector) 為伴隨射源，應用 CADIS 理論作蒙地卡羅法模擬加速。

圖 5.3-19 為三種貯存型式場界劑量率隨距離變化情形，除了既定的護箱和建築作輻射屏蔽外，無其他額外的屏蔽材，可以發現場界劑量率隨距離由近而遠呈現由高往低之自然對數衰減情形。圖中黑線為 standard 案例，有考慮混凝土護箱進出氣孔端，故其劑量分布為最高；而紅線及藍線，各別為 AOS 及 Indoor，AOS 封住進出氣口端而 Indoor 之建築未考慮通風通道，在外加屏蔽及建築之屏蔽材料與厚度一致，故兩劑量分布趨於一致，劑量約小於 standard 案例 20 倍。圖中劑量突然飆升或飆降與劑量統計誤差過大之情形，皆為蒙地卡羅法計算之缺點，可以依靠增加模擬時間或改善 CADIS 理論決定論法計算來作優化。但在此節之結果分析注重趨勢發展，而非討論真正場界劑量絕對數值。

圖 5.3-20 為燃料中子射源項之中子與二次光子劑量隨距離分布，明顯可見混凝土對中子之屏蔽效果優於對二次光子之影響。圖 5.3-21 為燃料光子射源項光子劑量隨距離分布，可以發現比較兩射源項，燃料光子為此案例之場界劑量主要貢獻者。

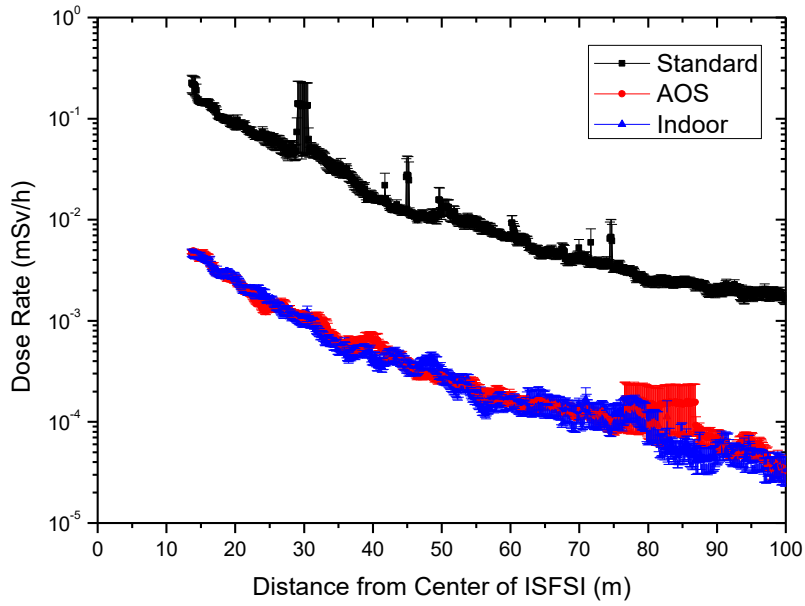


圖 5.3-19、三種貯存型式案例場界劑量隨距離變化(AOS 無進出氣孔端)

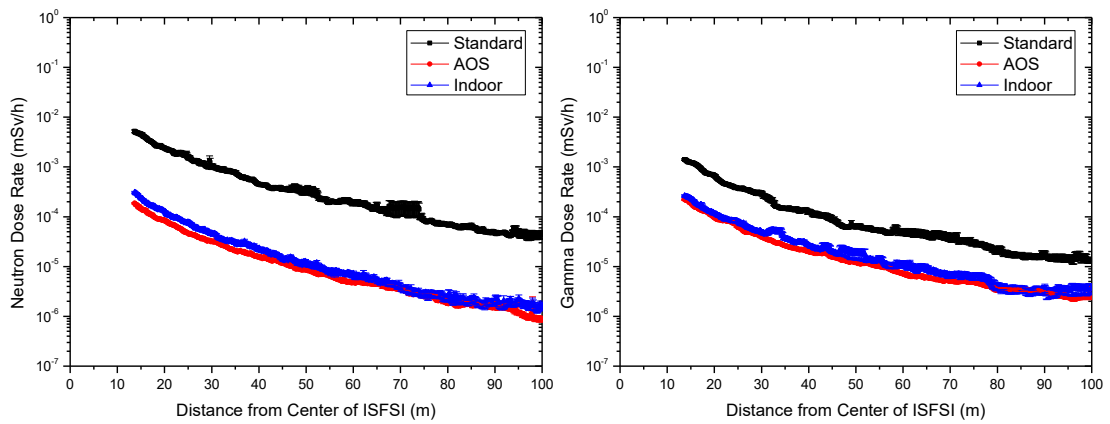


圖 5.3-20、燃料中子射源項之(左)中子與(右)二次光子劑量隨距離分布

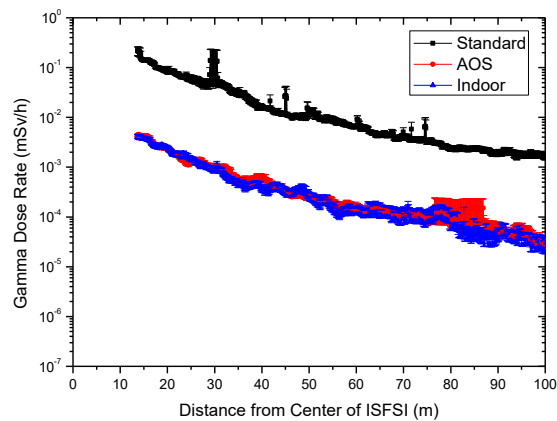


圖 5.3-21、燃料光子射源項之光子劑量隨距離分布

圖 5.3-22 亦為三種貯存型式案例場界劑量隨距離變化，與圖 5.3-19 之差別為 AOS 之護箱模型採用圖 5.3-17 之中間型式，即為 AOS 有正常的進出氣孔端。結果顯示原本在圖 5.3-19 呈現之 AOS 與 Indoor 劑量分布一致之趨勢，此為與 Indoor 合理比較之假設，實際上混凝土護箱之外加屏蔽部分亦需保留進出氣孔端，在此案例比較變為 AOS 大於 Indoor 約 2 倍以上，由此可見進出氣孔端為混凝土護箱屏蔽設計的要點之一。

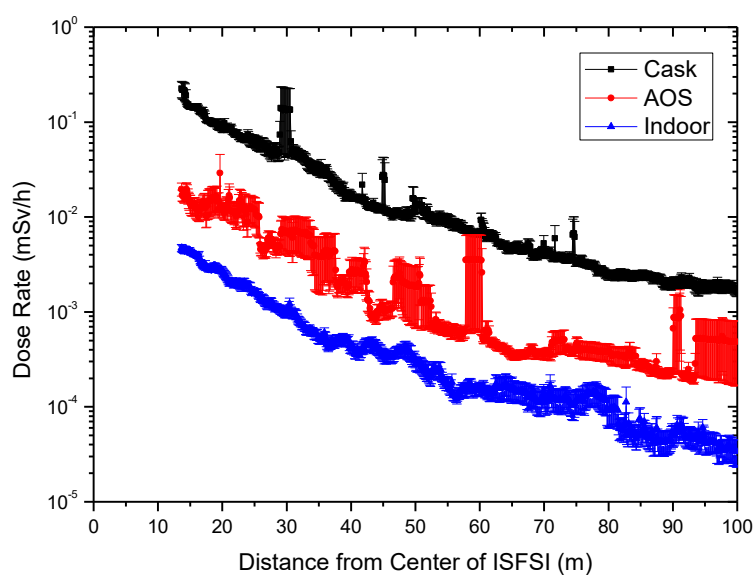


圖 5.3-22、三種貯存型式案例場界劑量隨距離變化(AOS 有進出氣孔端)

等待國內選定乾貯護箱及廠房實際型式，在本研究的基礎上，以下幾個重要方向值得未來深入探討，例如：廠界輻射能譜隨距離變化之情形、分辨輻射粒子經廠房進出氣通道或建物本身對遠處場界各別造成貢獻之比例、增加廠房進出氣通道迷道設計、對廠房屏蔽設計作優化探討。另外，本研究對乾貯設施作廠界劑量評估，場界劑量隨距離變化之結果常帶有大的統計誤差，除依靠電腦升級與增加計算時間來改善外，尚須對計算理論與變異數降低技巧深入探討。



## 5.4 建議室內乾貯之輻射屏蔽評估的管制重點

本節將就本年度子項計畫施行內容作總結，對室內乾式貯存輻射屏蔽分析部分提供審查建議與管制要點，提供主管機關參考。

1. 依本研究蒐集之輻射屏蔽資訊，混凝土及金屬護箱並無屏蔽效果孰強孰弱之根本差異，惟實際應用時採用之護箱應符合我國相關法規之規範，使用何種護箱皆可達到設計目標，重點在要求分析的品質，嚴謹分析包含裝填、運送、貯存、及意外事故時等各種情況之護箱劑量率。
2. 國際資料蒐集與本研究的比較分析顯示，室內或露天的乾貯型式皆相當成熟，分別都有許多國家選擇，未有孰優孰劣的重大差異。對乾貯設施遠處廠界劑量之法規規範，大多遵循美國 0.25 mSv/y 之限值，而台灣電力公司承諾值為十分保守的 0.05 mSv/y，為達成此承諾，有可能需對標準型護箱或廠房型式作部分加強，當設計變更時，安全分析報告需對變更項目特別分析與討論。
3. 針對護箱屏蔽分析，混凝土及金屬護箱有一些不同的設計與審查重點需特別注意，例如：混凝土護箱進出氣口通道為劑量貢獻重要來源之一；金屬護箱的表面劑量率為安全分析的關鍵。另外，混凝土護箱主要劑量來源為燃料光子射源，而金屬護箱主要劑量來源為燃料中子射源。儘管來源不同，但兩種護箱皆可設計到符合總劑量的規範。唯需注意未來審查的重點，以及熱測試時選用適當的輻射偵檢器。
4. 依據本研究初步觀察，不論室內乾貯廠房之型式，廠房建物之進氣口通道和出氣口煙囪為輻射劑量的重要貢獻來源，若能搭配適當的迷道設計可有效進一步降低廠外輻射劑量，值得未來深入探討。
5. 建議注意熱流分析與屏蔽分析對象的一致性，二者之設計目標與要求不

同，若任何一方有設計變更(例如廠房進出氣口位置與大小)，需同時注意對於熱流分析與屏蔽分析的影響。

6. 不論是露天乾貯或室內乾貯，本研究發現乾貯設施之廠界劑量評估是屬於計算本質困難的問題，以現行核工常用之三維蒙地卡羅程式進行模擬計算，勢必要搭配有效之變異數降低技巧來加速。但是引進變異數降低技巧也增加問題複雜度，審查時必須特別注意並建議搭配適當獨立驗證。

## 6. 結論

用過核子燃料室內乾貯具有較佳的景觀與民眾接受度，有利國內推動用過核子燃料乾式貯存與未來核電廠除役作業。本計畫目的在協助主管機關精進用過核子燃料室內乾式貯存的安全管制技術，以作為未來國內核能電廠因除役需求建置相關設施之管制作業及審查依據。本子項「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之輻射屏蔽管制技術研析」之計畫目的係透過蒐集及研析國際間室內乾貯之輻射屏蔽相關文獻及法規要求，彙整輻射屏蔽考量，延續擴展過往發展並已應用於露天乾貯輻射屏蔽驗證之技術，探討室內和露天乾貯在輻射屏蔽重點之差異，引進國外最新技術，提升國內用過核子燃料室內乾貯輻射安全分析的能力，並作為未來主管機關於用過核子燃料室內貯存作業審查管制之參考。本子項計畫主要工作項目與重要成果總結如下：

(1)廣泛蒐集國際間不同型式之用過核子燃料乾貯護箱及室內乾貯場相關資料，針對其輻射防護設計作綜合探討。乾貯護箱方面：混凝土護箱，分內密封鋼筒及外混凝土護箱，其間留有空氣通道，密封鋼筒厚度約為 1.5 公分，而外部混凝土殼則依輻射劑量允諾值而有不同，混凝土護箱厚度約 0.7-1 公尺；金屬護箱，厚度約為 0.4 公尺，整體高度約為 5.6 公尺；混凝土護箱與金屬護箱之主要熱傳途徑分別為混凝土護箱內部的空氣通道與金屬護箱表面之自然對流。室內乾貯設施：英國 SIZEWELL B 鋼構廠房內貯存混凝土護箱，其建物厚度約小於 2 毫米，未發現其有額外之進出通道屏蔽設計。鋼筋混凝土廠房，多數搭配貯存金屬護箱，其建物側壁厚度約為 0.7 - 1.7 公尺，屋頂厚度約為 0.55 - 1.7 公尺，空氣進出通道皆有迷道設計，避免輻射直接滲流釋出。所有設施廠房皆以自然對流為設計目標。

(2)引進基於 CADIS 理論之 SCALE/MAVRIC 程式的最新版本，可利用連續能量之中子作用截面進行蒙地卡羅輻射遷移計算。該程式首次支援連續中子能量

作用截面庫的三維蒙地卡羅遷移計算，可有效改善傳統多群能量截面在處理中子深穿透計算的困難，以中子穿透鐵屏蔽之深穿透問題為例，以往的多群能量截面無法在共振吸收區正確的表現中子作用情形，而連續能量截面的引入能修正以往的分析，提供更精確之計算結果。其次，在模擬射源項部分，該程式亦修正了離散能量之射源(如 Co-60、Cs-137)以往多群能量截面無法精確取樣之問題。使用 MAVRIC v6.1 與 v6.2 多群能量截面作 MAGNASTOR 護箱案例分析，經計算檢驗，兩版本之劑量率分布結果在護箱側邊，不論是中子或光子皆有一致的劑量分布；在頂部，密封鋼筒上方中子有較大之劑量差異，其餘位置皆有一致的分布趨勢。而比較 MCNP、MAVRIC MG、MAVRIC CE 及 ADVANTG/MCNP，後三個應用 CADIS 理論之案例結果皆有較優化之結果，且整體表面劑量率分布趨勢相同，特別是 MAVRIC CE 與 ADVANTG/MCNP 結果具有一致性，惟在部分區域間有些許差異，如側邊中子在有效燃料區區間及頂部中子在密封鋼筒範圍。與以往結果比較，在有效燃料區區間 MAVRIC MG 會低估側邊中子劑量分布，MAVRIC CE 採用連續能量作用截面結果，確實有改善低估之問題。在頂部光子劑量分布，MAVRIC MG 案例高估分布情形，在 MAVRIC CE 案例亦有所改善。經詳細比對驗證，本研究確實精進國內輻射安全分析技術，並培育相關人才。

(3)應用前述分析技術於簡化室內乾貯模型，針對屏蔽設計與輻防管制重點進行初步探討。5.3 節利用 MAVRIC 程式作乾式貯存設施之場界劑量評估，建構具代表性的混凝土及金屬護箱，以 2x4 的排列方式討論不同方式乾貯的輻射屏蔽特性。各別分析混凝土護箱外加屏蔽露天貯存、護凝土護箱外加屏蔽置於鋼構廠房室內貯存、與金屬護箱置於鋼筋混凝土廠房室內貯存間之劑量率變化，結果顯示護凝土護箱外加屏蔽露天貯存與護凝土護箱外加屏蔽置於鋼構廠房，兩者屏蔽效果類似。若與金屬護箱置於鋼筋混凝土廠房案例相比，三案例之邊界劑量率結果亦相近。顯示室內或露天的乾貯型式皆相當成熟，未有孰優孰劣的重大差異，經適當設計與審查皆可達到目標，室內乾貯屏蔽分析相關的審查建議詳如 5.4 節

整理。

## 7. 參考文獻

1. 台灣電力公司，“核一廠用過燃料式貯存設施安全分析報告，”民國 97 年 1 月。
2. 台灣電力公司，“核二廠用過燃料式貯存設施安全分析報告，”民國 101 年 3 月。
3. Y.F. Chen, R.J. Sheu, S.H. Jiang, J.N. Wang, and U.T. Lin, “Surface dose rate calculations of a spent fuel storage cask by using MAVRIC and its comparison with SAS4 and MCNP”, Nuclear Technology, 175, 343-350, July 2011.
4. Y.F. Chen, Y.F. Chiou, S.J. Chang, S.H. Jiang, and R.J. Sheu, “Effects of source and geometry modeling on the shielding calculations for a spent nuclear fuel dry storage cask”, Nuclear Technology, 182, 224-234, May 2013.
5. B.T. Rearden, M.A. Jessee et. al“SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluations,” ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.2, Oak Ridge National Laboratory, 2017.
6. S.W. Mosher, S.R. Johnson, A.M. Bevill, A.M. Ibrahim, C.R. Daily, T.M. Evans, J.C. Wagner, J.O. Johnson and R.E. Grove, “ADVANTG-an automated variance reduction parameter generator”, ORNL/TM 2013/416 Rev. 1, Oak Ridge National Laboratory, 2015.
7. X-5 Monte Carlo Team, “MCNP - Version 5, Vol. I: Overview and Theory,” LA-UR-03-1987, Los Alamos National Laboratory report , 2003.
8. U.S. Code of Federal Regulations, Part 20, "Standards for Protection Against Radiation," Title 10, "Energy."
9. U.S. Code of Federal Regulations, “Licensing Requirements for the Independent

Storage of Spent Nuclear Fuel and High-level Radioactive Waste,” Part 72, Title 10, “Energy.”

10. K. Shirai, H. Takeda, M. Wataru, T. Arai, J. Tani, T. Saegusa, “Testing of Metal Casks and Concrete Cask”, CRIEPI, 2010.
11. W. Botsch, S. Smalian, P. Hinterding, H. Völzke, D. Wolff, E. Kasperek, “Safety Aspects of Dry Spent Fuel Storage and Spent Fuel Management – 13559”, WM2013 Conference, February, 2013.
12. J.H. Ko, J.H. Park, I.S. Jung, G.U. Lee, C.Y. Baeg and T.M. Kim, ”Shielding Analysis of Dual Purpose Cask for Spent Nuclear Fuel under Normal Storage Conditions” Nuclear Engineering and Technology, 46, 547-556, 2014.
13. A.Petersen, “Current Situation of Spent Nuclear Fuel Dry Storage in Germany”, TÜV NORD EnSys and StsTec, 2016.
14. 放射性物料管理局， “核能電廠用過燃料室內乾式貯存安全審查及管制研討會，”台北，永和，民國 106 年 4 月 19-20 日。24. Holtec Inc., FSAR “GENERAL DESCRIPTION OF HI-STORM 100 System,” REPORT HI-2002444, Rev. 3.I.
15. Holtec Inc., FSAR “GENERAL DESCRIPTION OF HI-STORM 100 System,” REPORT HI-2002444, Rev. 3.I.
16. Holtec INC, “Final Safety Analysis Report OF HI-STAR 100 Cask System,” ML093070147, Rev. 3.I.
17. Areva, “NUHOMS HD SYSTEM SAFETY ANALYSIS REPORT,” ML041540170, Rev. 0,4/04.
18. 施純寬、錢景常、曾永信， “除役核電廠用過核燃料乾式存安全管制技術-子項三，”期末報告，民國 106 年 7 月。

19. Radioactive Waste Management Directorate, “Packaging of Sizewell B Spent Fuel (Pre-Conceptual stage) Summary of Assessment Report,” Issue date of Assessment Report: 23 December 2011.
20. 葉宗洸、黃爾文、王美雅，“除役核電廠用過核燃料乾式存安全管制技術-子項二，”期末報告，民國 106 年 7 月。
21. Gunter Pretzsch, Ralph Maier, “GERMAN APPROACH TO ESTIMATE POTENTIAL RADIOLOGICAL CONSEQUENCES FOLLOWING A SABOTAGE ATTACK AGAINST NUCLEAR INTERIM STORAGE,” IAEA INIS Issue 26, Vol. 35, 2003.
22. 行政院原子能委員會放射性物料管理局，“放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則，”中華民國 92 年 10 月 8 日會物字第 0920026524 號令發布全文 21 條，中華民國 97 年 10 月 22 日修正
23. Christoph Gastl, Federal Office of Radiation Protection, “ Situation of Interim Storage of Spent Nuclear Fuel and Highly Active Waste in Germany – 14249”, WM2014 Conference, March 2 – 6, 2014
24. 原子力規制委員会，“使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則”，Aug 2015
25. 混泥土護箱主要劑量來源為燃料光子射源” 使用済燃料のキャスク貯蔵に関する国内基準と米国及びドイツの規則等の比較”
26. 原子力規制委員会，“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”，Dec 2013
27. Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI, “G05 Transport- und Lagerbehälter für die Zwischenlagerung”, 2008
28. NRG, “Complementary Safety margin Assessment COVRA N.V. (HABOG),”



23254/ 13.118712, 2013

29. P.C Lai, Y.S. Huang, and R.J. Sheu, "Comparisons of Three Monte Carlo Transport Codes in Cask Shielding Calculations: MCNP, MAVRIC, and ADVANTG/MCNP", International Conference on Mathematics and Computational Methods Applied to Nuclear Science & Engineering (M&C 2017), Jeju, Korea, April 16-20, 2017.
30. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems at a General License Facility," NUREG-1536, July, 2010.
31. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities," NUREG-1567, March, 2000.

### 3.5 「除役電廠破損用過核燃料處理貯存管制之國際資訊」

期末報告

行政院原子能委員會  
放射性物料管理局  
委託研究計畫研究報告

除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存  
安全管制技術

子計畫五:除役核電廠破損用過核燃料處理貯存

管制之國際資訊研析

期末報告

委託單位：行政院原子能委員會  
執行單位：國立清華大學  
計畫主持人：許榮鈞 教授  
子項主持人：梁正宏 教授  
研究人員：陳瑋、李宛芸  
計畫編號：105FCMA009  
報告日期：中華民國 106 年 12 月 8 日

# 目錄

1. 中文摘要.....	V-1
2. 英文摘要.....	V-2
3. 計畫緣起與目的 .....	V-3
4. 執行方法以及進行步驟 .....	V-6
4.1 研析時程與查核點規劃 .....	V-7
5. 完成之工作項目及具體成果 .....	V-10
5.1 國際間破損用過核子燃料之處理貯存方法、型態以及管制規範資訊研析 .....	V-10
5.1.1 英國.....	V-10
5.1.2 美國.....	V-11
5.1.3 匈牙利.....	V-14
5.1.4 德國.....	V-15
5.1.5 保加利亞.....	V-16
5.1.6 瑞典.....	V-17
5.1.7 立陶宛.....	V-22
5.1.8 日本.....	V-24
5.2 燃料破損機制、法規定義基準與處理要求匯整 .....	V-28
5.2.1 日本金屬乾式用過核子燃料貯存筒之安全審查標準以及長期貯存之完整性.....	V-33
5.2.2 國際間破損燃料處理之定義與處理方式.....	V-38
5.2.3 國際間之用過核子燃料處理法規蒐集.....	V-42
5.3 裝載破損用過核子燃料貯存護箱型式與實績蒐集與研析 .....	V-53
5.3.1 日本東海再處理設施之處理實績.....	V-53
5.3.2 美國破損燃料處理實績.....	V-57
5.3.3 立陶宛 Ignalina 電廠破損用過核子燃料處理實績 .....	V-60
5.3.4 匈牙利破損燃料處理實績.....	V-64
5.3.5 德國 Greifswald 和 Rheinsberg 電廠破損燃料處理.....	V-68
5.3.6 英、法國破損燃料處理.....	V-71
5.4 我國除役電廠破損用過核子燃料乾式貯存的管制建議 .....	V-74

6. 結論.....	V-75
7. 參考文獻.....	V-76

## 圖目錄

圖 1 瑞典 SKB 公司在用過核子燃料及核子廢棄物上之管理系統圖[34].....	V-18
圖 2 Clab 設施剖面 .....	V-20
圖 3 Clab 處理用過核子燃料之操作示意圖 .....	V-21
圖 4 Studsvik NCS 45 包裝 .....	V-21
圖 5 用過核子燃料組件拆解示意[38].....	V-23
圖 6 可再處理之用過核子燃料貯存中心一號建屋[40].....	V-26
圖 7 可再處理之用過核子燃料貯存中心一號建屋區域剖面圖[40].....	V-26
圖 8 ISG-1 rev.2 中對燃料護套狀態之判定流程圖 .....	V-31
圖 9 CASTOR V 提籃設計 .....	V-32
圖 10 CASTOR V/21 提籃結構設計 .....	V-32
圖 11 傾倒試驗分析模擬圖[52].....	V-37
圖 12 HDP-69B 護箱圖 [53].....	V-37
圖 13 德國法規層級.....	V-44
圖 14 德國監管框架.....	V-48
圖 15 東海再處理施設年度處理量.....	V-53
圖 16 東海再處理施設之工程概要圖.....	V-54
圖 17 燃料從取出到貯存流程.....	V-55
圖 18 HZ-75T 貯存護箱 .....	V-56
圖 19 HZ-75T 型貯存護箱收納位置 .....	V-56
圖 20 Areva NUHOMS MP197HB 運輸護箱圖示 [65].....	V-57
圖 21 Areva NUHOMS MP197HB 運輸護箱設計 .....	V-58
圖 22 TMI-2 破損燃料處理概述.....	V-59
圖 23 在 TMI-2 事故中美國使用之收納罐 [68].....	V-60
圖 24 TMI-2 事故中燃料碎片之保管系統 [69].....	V-60
圖 25 CASTOR RBMK-1500 & CONSTOR RBMK-1500 尺寸構造圖 .....	V-62
圖 26 CONSTOR RBMK-1500/M2 護箱尺寸構造圖 .....	V-64
圖 27 用來包裝 Paks 事故中之破損核燃料.....	V-65
圖 28 Paks 電廠與 Mayak 再處理廠之破損燃料處理程序.....	V-68
圖 29 裝載完成的 CASTOR KRB-MOX 護箱 .....	V-69
圖 30 CASTOR 440/84 護箱 (一) .....	V-70
圖 31 CASTOR 440/84 護箱 (二) .....	V-70
圖 32 CASTOR KRB-MOX 護箱 .....	V-71
圖 33 CASTOR 護箱的裝載與貯存要求.....	V-71
圖 34 BWR 燃料用 MEB.....	V-72
圖 35 加強多根破損燃料棒的燃料組件 [77].....	V-72

圖 36 破損燃料收納膠囊(Capsule).....	V-73
圖 37 收納燃料之膠囊容器.....	V-73

## 表目錄

表 1 子計畫五研析時程與查核點規劃甘梯圖.....	V-9
表 2 ISG-1 和 ANSI 對破損燃料定義比較 [22].....	V-14
表 3 可再處理之用過核子燃料貯存中心廠房設計結構表[40].....	V-27
表 4 防止發生氫化鋯方位重排現象之條件.....	V-34
表 5 自由落下對護套所造成之衝擊力.....	V-36
表 6 HDP-69B 護箱規格表 [54].....	V-38
表 7 各國破損燃料定義和處理方式彙整.....	V-39
表 8 CASTOR RBMK-1500 & CONSTOR RBMK-1500 系統表.....	V-62
表 9 Paks 電廠與 TMI-2 破損燃料所使用護箱比較.....	V-67



# 1. 中文摘要

本計畫蒐集國際間主要使用核能之國家的破損用過核子燃料之現況，因除役電廠之要求，分析國際間目前用過核子燃料之管理方式以及資訊，可有效掌握國際發展趨勢以及參考安全基準與國際管制法規。

破損燃料之發生機制為，當燃料丸溫度上升造成護套間隙縮小導致護套內側與燃料丸表面接觸，造成燃料丸與護套交互作用，以及護套膨脹與分裂產物釋放都會造成護套應力變化影響護套性能，造成燃料破損。另外，當細小之金屬碎屑，在爐心水流的沖擊下與燃料護套表面發生磨擦，導致燃料護套的磨損稱為”爐屑磨損”，這也是造成護套破損的主要原因。

此報告蒐集了英國、美國、匈牙利、保加利亞、德國、瑞典、立陶宛、日本、烏克蘭、斯洛維尼亞等國之破損燃料之處理方法，透過此計畫之進行，可加速國內用過核子燃料管理策略研發技術發展及提升國內管理安全水準，確保處理貯存安全合於國際標準。

## 2. 英文摘要

The main purpose of this subproject, *Subproject 5 : Study of Regulatory and Review Techniques for Treatment and Storage of Damaged Used Nuclear Fuels in Nuclear Power Plant Decommissioning*, was to collect the latest information internationally regarding handling spent nuclear fuels, especially to damaged spent fuel. With the information, not only regulatory requests of decommissioning of nuclear power plants can be built up, but also enhancing the nuclear safety level in the nation.

Certain environments which induce fuel damages can be concerned with different aspects, such as chemical, heat, and radiation. The major mechanisms of damaged fuels include: pellet-cladding interaction and debris fretting. Pellet cladding interaction happens when the temperature of pellets increases, which reduces the gap between fuel pellets and cladding. Additionally, cladding expansion and release of fission products will affect cladding stress so that to change cladding performance. Furthermore, the friction between metal debris and cladding can damage fuel integrity as well, which is called debris fretting.

Currently, the information from 10 countries has been collected in aspects of the definition of damaged fuel and its handling methods. Through this subproject, the strategy of the management of spent nuclear fuel and technology development can be elevated and accelerated in the nation as well as in line with international safety standards.

### 3. 計畫緣起與目的

依據國家能源政策規劃，台灣電力公司核一廠 1、2 號機將面臨運轉 40 年屆齡除役之先期作業規劃階段；其中核一廠 1 號機組將於民國 107 年底面臨執照到期，因此台電公司已依法令要求，於民國 104 年 12 月底前提交核一廠除役計畫供管制單位審查。考量我國目前用針對過核子燃料管理是採用「近程採廠內水池貯存、中程以廠內乾式貯存、長程推動最終處置」之策略，因此在電廠著手進行除役規劃的同時，勢必要研擬除役作業所需之乾式貯存設施；除確保反應器反燃料池廠房於拆除作業可以如除役計畫書所述般如期展開之外，亦有助於電廠各項必要設備(如餘熱移除系統等)之除役規劃及整體除役成本之評估與管控。

然而，依據行政院於 105 年 9 月 2 日政策指示經濟部應督促台電公司提出室內乾式貯存場計畫之訊息以及台電研擬之除役計畫書中所載之核子燃料之遴送、貯存規劃[1]與所選用之乾貯護箱型式[2]所載資訊，未來國內用過核子燃料乾貯設施預期有 UMS (INER-HPS) 混凝土護箱(裝載 56 束)、HI-STORM 混凝土護箱(裝載 68 束)、NUHOMS 混凝土模組(裝載 61 束)及 HI-STAR 金屬護箱(Metal Cask)(裝載 68 束)等型式。而上述可能出現之金屬或混凝土護箱、混凝土模式之乾貯系統，在搭配世界上已有先例之室內乾貯廠房，如鋼筋混凝土廠房(Reinforced Concrete Building) [3-7]抑或其他 Size Well B [8]廠房型式而構成之的室內貯存設施之組合，形成與目前國內既有的核一與核二露天混凝土護箱式(Concrete Cask)設計[9、10]有所不同之型式。因此在考量室內乾貯系統於設計考量、運轉條件、審查作業與安全分析方法等，皆可能與國內既有核一、二廠第一期乾貯設施不同；為能確保我國核一、二廠除役時程能如期展開，國內放射性物料管制單位-物管局遂於民國 106 年委託國立清華大學執行「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存安全管制技術」[11]研究工作，針對未來所需之室內乾式貯存設施(以下簡稱室內乾貯)安

全管制技術著手研析，並作為未來審查台電公司室內乾貯相關安全分析報告之基礎。

為能確保所建立之安全管制技術能涵蓋安全分析報告第六章之主要範圍，本整合研究計畫概分為五項子計畫，分別針對「用過核燃料乾式貯存設施風險比較」、「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之結構及密封管制技術」、「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之熱傳管制技術」、「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之輻射屏蔽管制技術」以及「除役電廠破損用過核燃料處理貯存管制之國際資訊」等重點工作進行研究。

依據 IAEA 之研究報告[12]目前各國對於破損燃料及其後續處理皆有所不同，且隨著時間與相關研究的發展而逐步精進。例如美國於 1983 年僅以定性化之陳述，將破損燃料定義為可肉眼檢測出瑕疵或無法正常進行處理且有輻射外洩之燃料。但隨著對瞭解到破損燃料對後端營運影響的重要性，美國於 1993 年即依 E.R.Johnson 所提出的建議，將破損燃料由對反應器之影響改為對貯存與傳送過程之影響，並於 2005 年建立 ISG-導則且隨最新研究成果更逐年更迭[13]，以期針對各式不同程度之破損燃料加以定義並規範之。但除了美國之外，世界各核能先進國家亦提出依其國情而制定之法規，以定義破損用過核子燃料及其處理貯存規範，例如德國對於破損燃料之定義係指當燃料護套有出現任何的裂痕或損壞，便定義其為破損燃料，並須將其從燃料束中採抽換棒方式加以移除，並且要求對破損燃料進行封裝，且若乾貯系統中出現貯存後破損之燃料時，則不可對該燃料進行再取出作業。除此之外，英國與烏克蘭亦有對其國內之用過核子燃料進行破損與後續處理之定義，而主要差異係來自於不同國家因其國情、處理技術與成本等考量。上述的例子證實其它國對破損用過核子燃料處理貯存管制並不一定合乎我國國情所需，故在考慮核電廠除役之前勢必需針對目前已存放於燃料池內的既有破損用過核子燃料提出適於我國需求之管制建議。

因此，本子項五「除役電廠破損用過核燃料處理貯存管制之國際資訊研析」於計畫執行期間著手針對目前各核能除役技術領先之國家進行相關法規之研析，以期能協助管制單位制定適用於我國之破損燃料定義規範，並建立適用於該類燃料之乾式貯存管制建議。

## 4. 執行方法以及進行步驟

本子項計畫先行就國際間破損用過核子燃料之管制規範、型態及處理或貯存方法等相關資訊進行蒐集。首先，本研究團隊擬著手針對各式燃料破損之原因或機制進行瞭解，這是因為在排除燃料製造時之問題外，大多數的燃料的破損原因主要係與其運轉狀況有關，例如 IAEA 之研究結果指出，PWR 電廠因為燃料各處皆為單相流狀態，除表面的腐蝕狀況係較為平均且因腐蝕機制所造成的燃料破損係極為罕見；然而，由於 PWR 燃料並無燃料匣之設計，因此爐心各燃料束之間因為流速不均所造成的橫向流動(Crossflow)，將導致格架與燃料棒之間的微小振動(Grid to rod fretting)，而成為 PWR 燃料磨損與失效之主因。不同於 PWR 燃料，BWR 燃料束所具有的燃料匣能夠防止燃料之間的橫向流動的發生，因此在 BWR 燃料中並不致於發生格架與護套因振動所致之磨損狀況；而 BWR 的主要護套劣化原因係為處於雙相區的燃料護套表面，會因為污物附著而造成的局部腐蝕 (crud induced localized corrosion, CILC)。然而，此一機制係已透過護套表面的熱處理而逐步改善，但 IAEA 的此次報告中亦指出最近在某些 BWR 電廠出現較高的 CILC，而肇因可能是這些電廠不尋常的水化學條件所致。

因此在進行破損燃料相關分析與處理研析前，若能透過燃料破損機制之研析有助於研究團隊專注於目前我國擬除役電廠之類型，率先蒐集並研析與其相關之法規。而在瞭解其燃料破損原因後，本研究透過對法規的研析，逐步瞭解並定義對破損燃料進行定義，以瞭解可能存在之破損燃料數量。再依據所蒐集之相關法令，瞭解其不同程度的破損燃料所可採用之處理方式，以評估國際間現有貯存破損燃料實績與我國潛在需求之符合程度，作為其資料蒐集與研析之排序基礎。而在完成上述之工作項目後，本研究擬著手針對各破損燃料之裝載實績進行資訊彙整，並據以建立我國除役電廠裝載破損燃料之管制建議。在本計畫深入瞭解燃料之破損機制後，進一步利用所蒐集之法規來瞭解其對於『破損』之定義。本研究於計畫開始後著手就其他國家之法規進行研析與比較，而令我國相關法令更為

完整。

其後，本研究針對各式用以判定燃料是否破損之運轉記錄、非破壞檢測如 UT 或是啜吸檢測等方式進行資料蒐集與研析，以釐清上述檢測方式對各式燃料破損狀況之檢出能力。最後，本研究除了藉由法規對破損燃料之定義及改進方式(如模擬棒置換、再裝箱等)是否符合如 ISG-2 [14]燃料再取出之要求進行探討之外，亦就日、德等國家之燃料再取出措施及設施需求進行瞭解，以期能針對國內不同破損程度之燃料提出可行的處理方式。本子項在完成上述之各項工作項目後，著手針對各破損燃料之裝載實績進行資訊彙整，為不同破損燃料之處理提出合適的管制建議。

依上述研析方法與步驟，本子項擬定之研析時程與查核點規劃在下一子章節內進行描述。

## 4.1 研析時程與查核點規劃

本計畫於原計畫合約書內擬定以下四項工作要點，並規劃執行時程如表 1 所示：

1. 蒐集國際間破損用過核子燃料之處理貯存方法、型態以及管制規範資訊研析。供研究團隊專注於目前我國擬除役電廠之類型，並率先蒐集並研析與其相關之法規。
2. 燃料破損機制、法規定義基準與處理要求匯整。
3. 針對裝載破損用過核子燃料貯存護箱型式與實績蒐集與研析。以了解國際間現有貯存破損燃料實績與我國潛在需求之差異。
4. 針對我國除役電廠破損用過核子燃料乾式貯存的管制建議。利用上述所蒐集國際間破損燃料法規、定義與實績等相關資料，並整理歸納研究結果，據以建立我國除役電廠裝載破損燃料之管制建議。

依據此規劃，本計畫需於 11 月 15 日完成期末報告初稿作為內部管考與審查作業之用，並於內部審查作業及查訪與管制單位討論後，於 12 月 31 日前呈交委託單位，以符合契約要求。為便於委託單位進行審查，本報告於第五章中逐節描述各項工作之成果，內容如下：

5.1 節：蒐集並研讀國際間破損用過核子燃料之處理貯存方法、型態以及管制規範資訊研析

5.2 節：收集並彙整燃料破損機制、法規定義基準與處理要求

5.3 節：裝載破損用過核子燃料貯存護箱型式與實績蒐集與研析

5.4 節：我國除役電廠破損用過核子燃料乾式貯存的管制建議



表 1 子計畫五研析時程與查核點規劃甘梯圖

六、預定進度：													
工作項目	年月												備註
	106 1	106 2	106 3	106 4	106 5	106 6	106 7	106 8	106 9	106 10	106 11	106 12	
國際間破損用過核子燃料之處理貯存方法、型態以及管制規範資訊研析	■												
燃料破損機制、法規定義基準與處理要求匯整		■											
裝載破損用過核子燃料貯存護箱型式與實績蒐集與研析							■					查核點： 6/10 期中報告	
我國除役電廠破損用過核子燃料乾式貯存的管制建議									■				
整理與歸納研究結果，106 年 12 月初舉辦期末報告審查會，並於 106 年 12 月底完成計畫成果報告。											■		查核點： 11/15 期末報告
工作進度估計百分比（累積數）	8 8	8 16	8 24	8 32	8 40	10 50	8 58	8 66	8 74	10 84	8 92	8 100	
預定查核點	1：廣泛蒐集國際間破損用過核子燃料之處理貯存方法、型態以及管制規範資訊研析。 2：研析破損燃料之定義基準與處理要求之法規並於 6 月 10 日前提出期中報告。 3：分析各國裝載破損用過核子燃料貯存護箱型式與實績 4：針對我國除役電廠破損用過核子燃料乾式貯存的管制，提出管制建議，並整理歸納研究結果，完成研究計畫之成果報告及審查。11 月 15 日前提出研究成果期末報告初稿，並舉辦期末報告審查會，12 月底完成計畫成果報告。												

## 5. 完成之工作項目及具體成果

為便於委託單位進行本子項計畫之進度管考與驗收，本期末報告所完成之工作項目及具體成果依原計畫書所載之工作項目逐一進行匯整。本子計畫蒐集了國際間主要使用核能之國家處理用過核子燃料之現況，因應除役電廠之要求，分析國際間目前用過核子燃料之管理方式以及資訊，可有效掌握國際發展趨勢以及參考安全基準與國際管制法規。各項工作項目之完成狀況與具體成果，將於以下各節逐一進行說明。

### 5.1 國際間破損用過核子燃料之處理貯存方法、型態以及管

#### 制規範資訊研析

為清楚國際間對於核能電廠用過核子燃料處理之方式以做為我國處理之參考，本章節蒐集了英國、德國、美國、保加利亞、匈牙利、瑞典、立陶宛、日本等國家對用過核子燃料處理方式，並於接下來的子章節進行各國現況介紹。

##### 5.1.1 英國

放射性廢棄物管理(Radioactive Waste Management, RWM)，是負責在英國提供高活度廢棄物地質處置設施之管理單位組織。如 2014 年白皮書「實施地質處置法」所描述，英國目前正在進行國家地質勘查，以確定最適合實施地質處置設施 (Geological Disposal Facility, GDF) 之地點。蘇格蘭政府之管理高活度放射性廢棄物之政策是對接近地表處置設施進行管理[15]。

英國是唯一對”損壞燃料(failed)”及”破損燃料(damaged)”做出區別的國家。根據 EDF(英國電力公司)之定義，損壞燃料為具有護套破裂或是組件故障導致

裂變產物釋放；而破損用過核子燃料定義為：會造成安全或處理問題的製造結構產生幾何變化之燃料，英國破損用過核子燃料之定義與美國相似。

英國目前核反應器種類大多為進步型氣冷式反應器 (Advanced Gas-cooled Reactor, AGR)，目前有一些破損用過核子燃料（結構受損）與一些損壞燃料（護套失效）和非常少量的損壞的 AGR 燃料。貯儲在 Sellafield 燃料處理廠(Fuel Handling Plant, FHP)進行貯存與再處理。

Sellafield 廠區擁有 2 座用過核子燃料再處理廠，Magnox 再處理廠專門負責處理英國 Magnox 型反應器用過核子燃料；熱氧化再處理廠 THORP (Thermal Oxide Reprocessing Plant) 用來處理英國先進氣冷式反應器與其他國家輕水式機組用過核子燃料。存放在 Sellafield 池中之機械性破損之組件經再處理之前需要進行前置處理作業，使它們能符合再處理期間之管理。

AGR 損壞燃料在運送至 Sellafield 廠後，首先進行檢測並在熱室(Hot Cell)中乾燥包裝之後，再進到熱氧化再處理廠(THORP)加工。放置在池中進行貯存之前，AGR 之破損燃料與標準 AGR 原物料一起裝罐 (slotted can)。未來 AGR 燃料將被委託給 THORP Receipt and Storage 進行長期貯存(例如 80 年)，目前 Sellafield 仍在評估進行濕式貯存技術的長期可行性[16]。

## 5.1.2 美國

美國目前擁有約 100 個正在運轉之商用型 PWR 與 BWR，以及已經永久關閉的 30 多個反應器以及一些研究用反應器。美國自 1977 年便停止用過核子燃料再處理作業<sup>1</sup>，並將其視為高階廢棄物，政府負責將其最終處置在深層地質處置場。自 1999 年以來，在新墨西哥州的廢料隔離試驗廠 (Waste Isolation Pilot Plant, WIPP) 處理了超鈾廢棄物。2014 年 2 月，WIPP 由於放射性洩漏而關閉

---

<sup>1</sup> 1981 年雷根總統解除前任卡特總統對商用用過核子燃料再處理的禁令。

直至 2016 年底才重新開放。2010 年，美國能源部( Department of Energy, DOE ) 向美國核能管理委員會提出撤銷在內華達州開展尤卡山核廢料貯藏廠 ( Yucca Mountain Nuclear Waste Repository ) 的計劃，但遭該委員會的牌照局 (commission's licensing board) 否決。2015 年八月，美國核能管理委員會(NRC) 針對尤卡山用過核子燃料和高放射性廢棄物的永久處置場的影響發布一份環境影響報告補充草案(a draft environmental impact statement supplement)，為當初 DOE 提出處置場的環境影響報告書(EIS)之補充，並於 8 月 21 日開始徵詢公眾對草案之意見。

美國能源部於 2002 年發行最終環境影響報告書，並在 2008 年六月提出補充說明。根據美國核子廢棄物政策法案(Nuclear Waste Policy Act)，DOE 必須針對環境影響進行分析並提出緩解策略，而 NRC 則盡可能合理採用能源部的報告。2008 年九月，NRC 建議採用 DOE 之報告內容，但同時也提出針對地下水與地下水排放兩部分需要更進一步地分析其潛在影響。

補充內容說明處置場的地下水流徑對環境影響程度為”低”。意味著環境影響是無法檢測到的，或者很小，並不會破壞穩定性或明顯改變受影響資源的重要屬性。內容模擬了流動路徑和放射性與非放射性污染物的移動。它考量了可能的氣候變化和汲水影響，以及此區域過去、現在和未來合理可預見的活動產生的累積影響，而評估當前正取用地下水處和沿著地下水流徑的自然表面排放位置的污染物影響。

草案發布後的 91 天的評議期間，NRC 工作人員共收到了約 1200 條關於補充草案的意見，經意見統整與回應後於 2016 年五月發布最終版本。[17-18]

美國核能管制委員會(NRC)針對 10 CFR 71 及 10 CFR 72 [47-48] 中關於用過核子燃料乾式貯存等相關規範訂定了過渡時期專家審查指導方針 (Interim Staff Guidance Document, ISG)；其中對於破損、未破損、及完整的用過核子燃

料之定義則有管制審查指導方針 ISG-1 Rev.2，而對於未破損的商用用過核子燃料在運輸貯存下，有關護套注意事項的管制審查指導方針則有 ISG-11 Rev.3 [79]，主要著重於藉由限制燃料護套表面溫度來維持護套完整性及要求在特殊情況下使用特殊設計的破損燃料貯存罐。

ISG-11 Rev.3 規定正常乾貯及乾燥情況下燃料護套溫度限值為 400°C，而異常及事故下溫度限值為 570°C；ISG-1 Rev.2 提供審查者在乾式貯存或運送前，用過核子燃料的分類指引，包含破損(damaged)、未破損(undamaged)及完整(intact)，並確保破損燃料於乾式貯存或運送時幾何形狀的完整性。以功能性而言，燃料棒從爐心退出後狀態與運作無法滿足功能上需求，則燃料棒被視為破損，而所謂的功能表現則是以當下的燃料循環階段來定義。除了 ISG 有針對破損燃料做出定義解釋，表 2 亦列出 ISG 與 ANSI 標準 N14.33-2005 對破損燃料定義之比較[19]

以往破損用過核子燃料已經裝入包裝罐 (can) 中。對於乾式貯存，必須將罐乾燥，然後放置在合法之破損用過核子燃料之密封鋼筒 (canister) 內。將燃料裝罐的關鍵考慮之一是燃料是否破損。未能將破損的用過核子燃料組件置於“破損燃料”罐中，或未能將其放入合法之破損用過核子燃料罐中，此情形使鋼筒不符合規範[20]，並將導致：

1. 需要拆卸破損用過核子燃料組件（可能需要切割或拆卸頂蓋 (lid)）；
2. 需要 NRC 許可使用只允許貯存用之密封鋼筒 (canister)；
3. 需要在另一罐中重新包裝用過核子燃料做為運輸使用目的。

為了符合規定，裝載在鋼筒或護箱內的破損燃料罐必須將總體燃料顆粒，碎片或損壞的組件確實掌握。此外還必須證明符合臨界性，屏蔽，熱和結構要求，並可進行正常的處理和從護箱取回 (retrieval) [21]。

表 2 ISG-1 和 ANSI 對破損燃料定義比較 [22]

	ISG-1 Rev1	ANSI
燃料棒裂痕	燃料有已知或懷疑存在大於針孔或髮絲裂痕的護套缺陷，並有造成一定量的燃料顆粒進入護箱之可能性。	<b>護套破損，第一級</b> 護套缺陷大於針孔或髮絲裂痕但燃料組件仍維持其完整性
殘渣	燃料不能維持為一完整燃料束，並包含殘渣，如鬆散的燃料丸、燃料碎片等。	<b>護套破損，第二級</b> 燃料不再以燃料組件形式維持並含殘渣、鬆散的燃料丸與顆粒、燃料棒碎片等。
結構上	燃料組件： 1. 結構完整性受到破壞 2. 結構部件遺失或位移，如格架 3. 遺失的燃料棒沒有使用假燃料棒（dummy rod）取代造成與原燃料棒等同或更大的體積位移。 4. 無法使用正常處理方法（如起重機、吊鉤）。	<b>燃料組件破損</b> 燃料組件具結構損傷以致無法使用正常方式處理。

### 5.1.3 匈牙利

匈牙利沒有關於用過核子燃料再處理的政策決定，目前用過核子燃料不太可能經再處理一途。先前一些用過核子燃料已經送回俄羅斯進行再處理，但不含分離裂變材料。現在政府正著手準備將用過核子燃料直接處置在深層地質處置場之計畫，在初步安全評估後選定位在布達(Buda)附近的粘土岩層(claystone formation) 進行調查。預計 2065 年後將開始運作[23]。

匈牙利只有一座核電廠裡面有四個運轉中的 VVER。在匈牙利，燃料棒若未於線上監測系統判定發生故障或是在取出來後的啜吸測試中檢測為故障的話，則認定為是完整的。由於組件的封閉結構因素，破損用過核子燃料組件無法修復。破損的用過核子燃料應放置在密封瓶(sealed bottles) 中，放置在冷卻池中

的特定燃料貯存架位置，並且不得在沒有附加措施（即二次屏障）的情況下裝載到乾式貯存設施中（modular vault dry storage facility）[24、25]。目前 Paks NPP 有三個已通報的洩漏燃料組件（leaky fuel assemblies），因此它們目前仍置於冷卻池中直到機組的使用壽命終止。

#### 5.1.4 德國

在德國，來自反應器的用過核子燃料和再處理廢棄物被貯存在運輸護箱貯存設施（transport cask storage facilities）。到 2027 年，所有核電廠使用過的燃料組件都應放置在運輸和貯存護箱中，並將其移到運輸護箱貯存設施。目前，德國正在選擇一個產熱廢棄物（heat-generating waste）處理設施場址，並且該設施的計劃考量為處理用過核子燃料和再處理產生之廢棄物[26]。

德國運行的反應器包括 PWRs 和 BWRs，在 311 福島事件發生後決定全面停止核電使用，且已經關閉了一些 PWRs、BWRs 和 VVER 電廠。最後之核電廠將在 2022 年關閉[27]。

德國之破損燃料定義跟匈牙利相似，若在燃料棒從爐心取出前，沒有被線上監測系統或隨後的試驗啜吸測試中被檢測為故障的話，則燃料護套被認為是完整的。當檢測到破損燃料組件時，此燃料通常可以被修復用來進行接下來的運轉。任何帶有裂縫的護套都是被認為是破損的，同樣地，若組件中有燃料被移除也視為破損[24、28]。此外，若燃料組件中的燃料棒具有相當程度的護套厚度減縮，則只允許放置在乾式貯存提籃(dry storage basket)的特定位置，此為唯一對有潛在破損機會之燃料進行特別處理之國家。

根據反應器安全委員會（Reactor Safety Commission, RSK）的指導方針規定，具缺陷燃料棒護箱（cask）時需採取特殊措施，例如氣密性封裝（gas-tight

containerization) 或除濕吸收器 (moisture absorbers) 。用以容納具缺陷燃料棒的特殊膠囊 (special capsules) 並裝載至乾燥護箱中之許可申請正在進行中。

在運輸和貯存用包裝前，具缺陷的燃料棒將先被分離出來。損壞燃料棒被存放在池中的密封膠囊 (sealed capsules) 內以確保最小汙染，通過使用合法的用過核子燃料運輸包裝 (transport packages) 來滿足運輸要求，該運輸包裝設計不受破損用過核子燃料存在的影響，即包裝具有和裝載完整用過核子燃料時一樣的機械行為[29]。

CASTOR 及 CONSTOR 護箱為德國 GNS 公司 (Gesellschaft für Nuklear-Service mbH)，為高活度放射性廢棄物貯存護箱。護箱以鑄鐵澆鑄製造，並採雙重密封上蓋及金屬密封環之設計，其所擁有的兩用護箱許可讓護箱本身同時具有運輸與貯存功能，並適用於各種形式損壞之燃料棒貯存。

### 5.1.5 保加利亞

保加利亞國營放射性廢棄物處理公司 (State Enterprise for Radioactive Waste, SE-RAW) 負責放射性廢物管理。根據 2002 年協議，保加利亞一直將 Kozloduy 核電廠之用過核子燃料送返俄羅斯進行再處理，俄羅斯計劃將這批用過核子燃料分別運往位於 Ozersk 的 Mayak 廠與位於 Krasnoyarsk 的 Zheleznogorsk 廠處理。這些用過核子燃料目前集中暫儲於 Kozloduy 電廠的水池式用過核子燃料貯存設施 (Spent Fuel Storage Facility, SFSF) [30]。Westinghouse、Enresa 和 DBE Technology 共同設計近地表低、中階放射性廢棄物 (LILW, low and intermediate level waste) 處理設施，於 2013 年選擇近 Kozloduy 核電廠之地點興建中、低放射性廢棄物處理場，並於 2021 年正式運轉[23]。

保加利亞之 Kozloduy 核電廠有兩個運轉中的 VVER-320 型俄製壓水式機組和 1974、1975 與 2006 年關閉的四座 VVER 機組。



保加利亞認為若燃料棒進行測試時產生啜吸指示 (sipping indication)，表示在燃料棒外面可以偵測到裂變產物，此則判斷為失效 (failed)。如果格架移位或是燃料棒無法固定於底部繫板則判斷組件為結構損壞 (structure failure)，此定義來源並未在參考文獻中[31]說明。損壞的用過核子燃料貯存在密封的包裝 (sealed package) 中[32]，但文獻中並未指出是乾或濕式貯存。

失效 (failed) 但是機械功能完整的 VVER 燃料貯存在密封容器 (sealed containers) 中直到送去再處理為止。再處理將在另一個國家完成，因為保加利亞沒有用過核子燃料再處理設施[33]。

### 5.1.6 瑞典

瑞典的廢棄物管理計劃是世界上最成熟的計畫之一。瑞典用過核子燃料處理的方式是利用廢棄物罐將用過核子燃料裝起來，送到用過核子燃料中期貯存設施，未來再送到地下處置場貯放，瑞典的用過核子燃料主要是來自 4 座商用核電廠、1 座材料測試反應器與 1 座研究用反應器[34]。

2009 年，瑞典核子燃料暨廢棄物營運公司(Svensk Kärnbränslehantering AB, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB) 宣布決定 Osthrammar 市 (Forsmark) 為用過核子燃料最終深埋處置場址 (final deep repository)，以及 Oskarshamn 市的 Clab 中期貯存設施(Clab)旁興建用過核子燃料封裝廠。2016 年 6 月，管制機關瑞典輻射安全管理局(Swedish Radiation Safety Authority, SSM)初步審定 SKB 公司之執照申請符合其規範，並向 Stockholm 土地暨環境法院 (Land and Environment Court) 提出正面建議。進一步批准後，SSM 預計於 2017 年提交最終評估結果給中央政府，以利中央政府作出申請准駁的最終決定[57]。在 SSM 進行審查之際，土地暨環境法院也將依循瑞典環境法審查該申請案，SSM 將配合法院提出專業意見。法院審查完該案後，亦將提

交審查結論給中央政府。一旦政府發布許可證，SKB 計劃開始建設的用過核子燃料封裝廠(encapsulation plant)。

圖 1 為 SKB 公司在用過核子燃料及核子廢棄物上的管理系統圖，由於瑞典目前還有 10 座反應器還在運轉，根據瑞典所有的核電計畫可推估未來會產生用過核子燃料約 19,000 立方米，中低放射性廢棄物約 60,000 立方米，除役廢棄物約 160,000 立方米(每座反應器運轉 40 年來計算)。所有的核設施都位於海岸邊，因此所有的用過核子燃料與放射性廢棄物都是靠海路運送[34]。

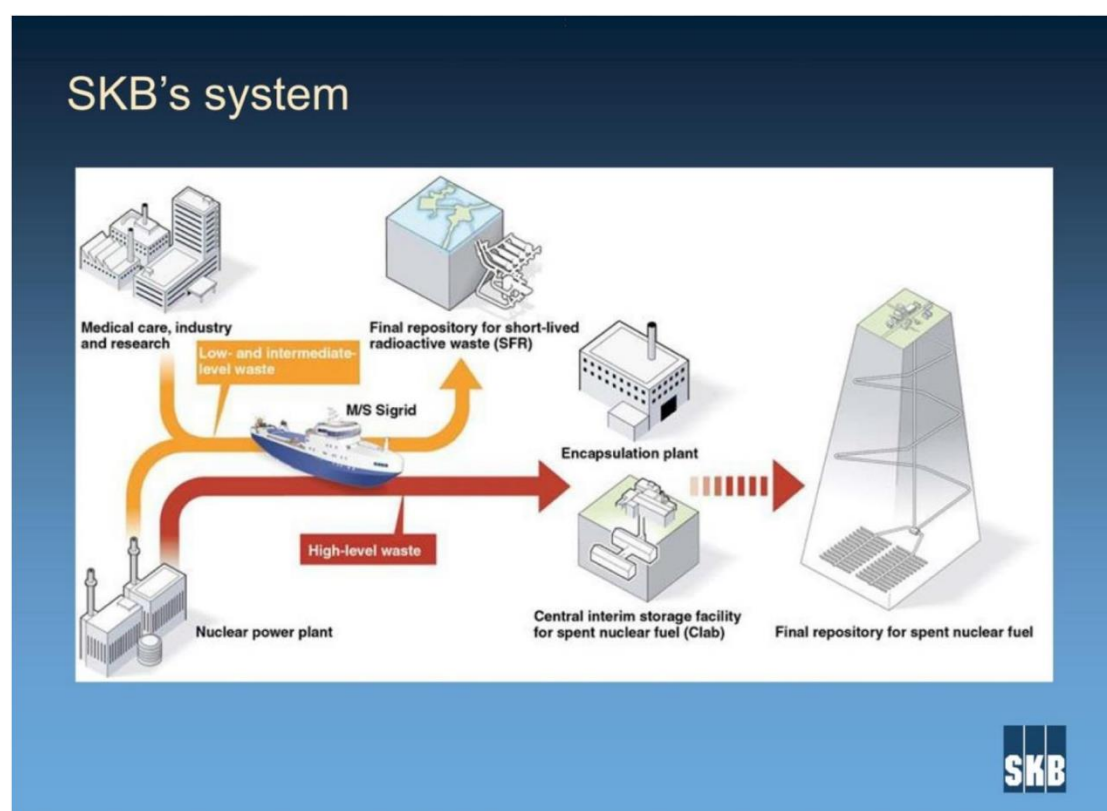


圖 1 瑞典 SKB 公司在用過核子燃料及核子廢棄物上之管理系統圖[34]

核反應器產生的用過核子燃料至少貯放在燃料池 9 個月後，才會被運送到用過核子燃料中期貯存設施(Clab)，接著再存放 30 年，才送到地下處置場貯存。如果燃料組件從反應器退出前沒有被線上監測系統或是接下來的啜吸測試檢測為故障的話，則燃料棒被判定為完整的。在運輸之前，將燃料組件固定在防止任何可能產生的燃料碎片或碎屑的容器 (box) 中以防污染運輸護箱或

Clab 的冷卻系統。當燃料運送至 Clab 時，燃料組件從箱中取出並視為一完整燃料組件（在燃料並沒有重大破損的情況下，如燃料棒斷裂）[35]。如果將裝載在護箱中的用過核子燃料從電廠運送至 Clab 期間，運輸護箱中銫-137 的水中濃度在四小時內增加超過  $5 \times 10^4$  Bq/kg，則判斷為燃料洩漏[24]。

用過核子燃料中期貯存設施(Clab)，該貯存場位於 Oskarshamn 北方約 20 公里處，緊鄰 Oskarshamn 核能電廠，於 1980 年開始建造，1985 年開始運轉，貯存容量 11,000 噸，每年接收約 200 噸，全部水的體積是 40,000 立方米。Clab 設施剖面如圖 2，圖面遠端即為用過核子燃料進廠接收處理設施，燃料接收後以水下處理方式經多次傳送、分裝後送至兩大地下貯存池貯放。

圖 3 為 Clab 接收、處理、分裝、貯存用過核子燃料之操作示意圖說明其基本操作概念[34]：

1. 用過核子燃料以運送罐運入 Clab 接收區後，先吊運至冷卻區並於其外加裝防護外包裝，以避免運送罐受到廠內池水之可能污染而不易迅速出廠執行再運送；
2. 用過核子燃料由核電廠至 Clab 之運送過程中為乾燥狀態，故於此時需灌水入運送罐內以再度冷卻用過核子燃料，同時也對運送罐進行初步除污；
3. 運送罐吊運至操作池再轉運至換裝池，於此地將運送罐內用過核子燃料分裝至 Clab 專用之貯存用提籃，最後將提籃送至指定位置貯存；
4. 運送罐於保持表面不與 Clab 廠內池水接觸下，循反方向逐步退出廠外再回去執行運送工作。

先前微洩漏的燃料已經從核電廠運至 Clab，將貯存 30-40 年等候處置。在運輸之前，將燃料組件固定在防止任何可能產生的燃料碎片或碎屑的容器(box)中以防污染運輸護箱或 Clab 的冷卻系統。當燃料運送至 Clab 時，

燃料組件從箱中取出並視為一完整燃料組件（在燃料並沒有重大破損的情況下，如燃料棒斷裂）[35]。

Wikmark 等人(2014)討論 Studsvik 公司對破損用過核子燃料的運輸和中期貯存解決方案的發展[36]。他們指出，運送破損用過核子燃料需要專門針對這種材料的設計和許可的包裝（packages），目前能夠運輸破損用過核子燃料棒的包裝很少。Studsvik NCS 45 包裝(如圖 4 所示)已經獲得許可認證，可以運輸一定數量的破損燃料而不用集裝箱運輸。



圖 2 Clab 設施剖面

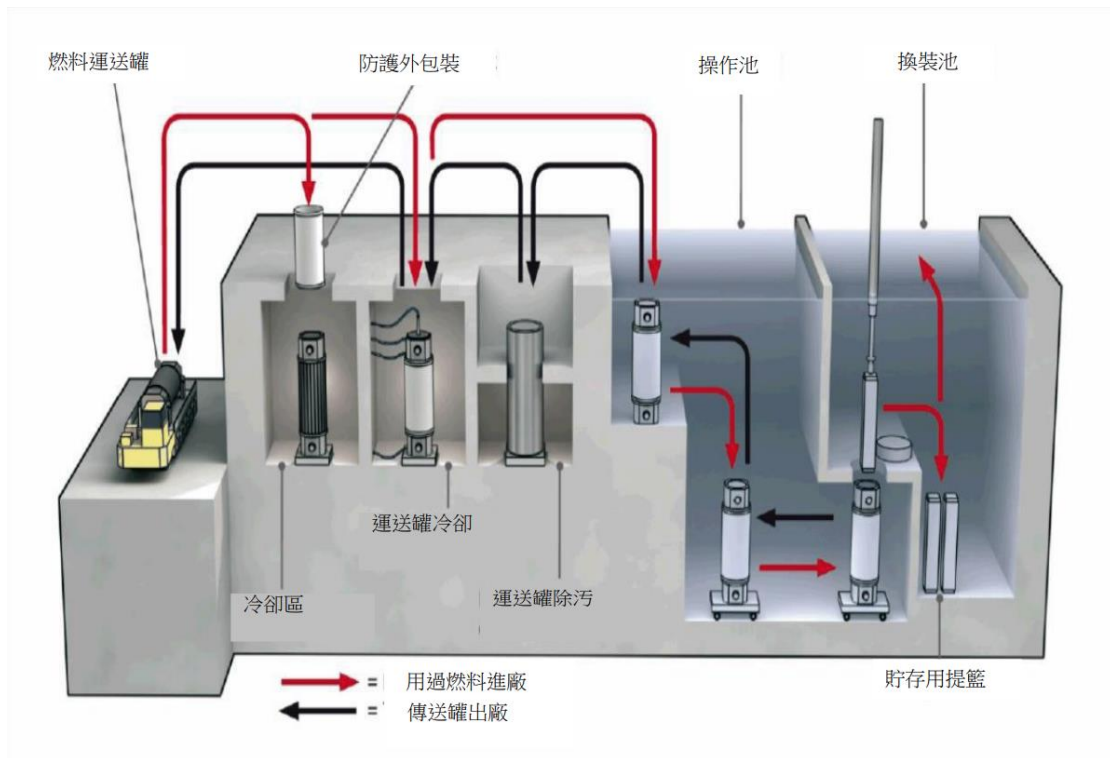


圖 3 Clab 處理用過核子燃料之操作示意圖



圖 4 Studsvik NCS 45 包裝

### 5.1.7 立陶宛

立陶宛的放射性廢物管理局（Radioactive Waste and Management Agency, RATA）於 2001 年成立，宗旨為管理和最終處置由 Ignalina 核電廠產生所有放射性廢棄物。RATA 目前正在評估地質處置是否為立陶宛用過核子燃料和其他廢棄物的最佳解決方案[37]。立陶宛 Ignalina 核電廠之 RBMK-1500 反應器的 1、2 號機組於 2004 年與 2009 年陸續關閉，約略估計共累積了 22,000 個燃料組件。

用過核子燃料組件從反應器退出後先在燃料池中靜置一年，接著便會拆成兩組燃料束。用過核子燃料組件在熱室中進行拆解（圖 5），102 組燃料束裝載在 32M 提籃中，然後移至池中。

根據 Lithuanian Energy Institute 文獻(2013) [38]提及，將燃料從爐心中退出經由檢測後，發現 Ignalina 核電廠的用過核子燃料的一小部分遭受了輕微破損（minor damaged，即不喪失護套的完整性）以及主要破損（major，即具護套破裂可能或是燃料丸從護套掉出）。燃料棒護套中觀察到的裂痕可分成環狀的（circular），軸向的（longitudinal）與綜合（complex）三種類別。

觀察到的裂痕主要在底部燃料束的上端。貯存與運送前，破損燃料棒需存放在通風箱中。

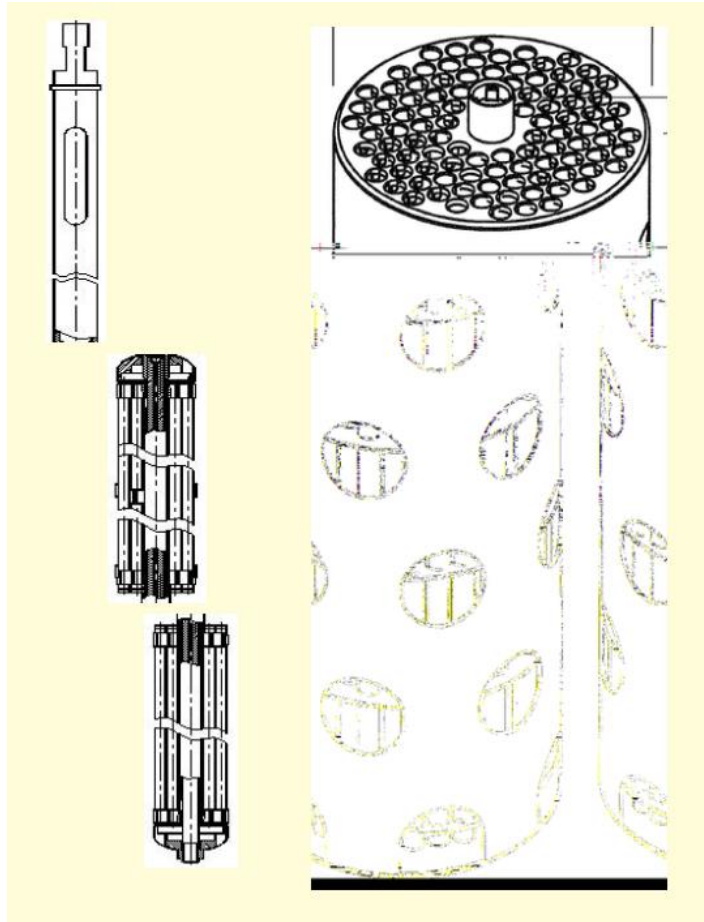


圖 5 用過核子燃料組件拆解示意[38]

於用過核子燃料貯存階段，多項技術方法與行政程序應實施以確保核子與輻射安全。例如：

- 確定  $K_{\text{eff}} < 0.95$
- 輻射監測應不間斷
- 池中水位、溫度、水質應受監測並維持在特定限值
- 所有用過核子燃料組件與 32M 提籃操作都應該在水中進行確保必要的生物屏蔽

## 5.1.8 日本

日本核廢棄物管理機構(Nuclear Waste Management Organization, NUMO)為負責提供高階廢棄物和超鈾廢棄物地質處置設施的運轉單位。 NUMO 期望從 2025 年左右完成選址，希望能在 2035 年運轉。在 2016 年，議會通過了一項旨在“為了穩定進行用過核子燃料的再處理所採取之必要措施”法案。

該法案創立了一個負責再處理的新單位-用過核子燃料再處理機構 (Spent Fuel Reprocessing Organization)，此一新法案可避免因穩定資金來源取得困難，而阻礙再處理產業的發展。與舊有的「積立金制度」不同，在新法規體系下核電業者須依用過核子燃料產生量，籌措相對應的再處理費用至認可法人「用過核子燃料再處理機構」以確保再處理資金來源穩定，不會受各核能業者自身經營考量所影響。後續再由認可法人委託並支付相關費用給再處理事業單位-日本原燃公司 (Japan Nuclear Fuel Ltd, JNFL)，委請執行用過核子燃料再處理[39]。

日本的核能政策是通過對用過核子燃料的再處理來達到鈾(U)和鈾(Pu)之最大使用。因此，NUMO 的任務僅涉及 MOX 燃料製造產生的中階廢氣物 (ILW) 和來自再處理玻璃固化高階廢棄物的地質處置。

日本對於用過核子燃料的直接處置研究發展於 2013 年開始由日本原子能機構 (Japan Atomic Energy Agency, JAEA) 主導，JAEA 目前正著手於文獻研究調查其他國家的模型與數據使用，包含瑞典、芬蘭和瑞士。破損用過核子燃料與護套也列入調查範疇。根據文獻調查結果，JAEA 使用破裂燃料所釋放的核種物質模型與數據來評估用過核子燃料處理系統。

2016 年 10 月 5 日的原子力規制委員會(Nuclear Regulation Authority, NRA)，針對核電廠內放置之用過核子燃料之乾式貯存之金屬護箱重新制定一套滿足嚴



格需求之基準，在此基準上確認國內外之基準與綱要，運輸護箱之健全性，亦為了推進乾式貯存之標準做重新總整理。

用過核子燃料進行再處理前須經適當時間的中期貯存，東京電力公司與日本原子力發電株式會社於 2005 年合資成立 Recyclable-Fuel Storage Company (RFS)公司專職中期貯存設施的管理工作，並在青森縣陸奧市建造可再處理之用過核子燃料貯存中心(Recyclable Fuel Storage Centre)，以金屬護箱進行乾式貯存，已於 2013 年 8 月完成一號燃料貯存設施部分，如圖 6-7，其容量為可貯存 3,000 噸用過核子燃料。預計最終整場容量將達 5,000 噸用過核子燃料由於受到 311 事故影響，於 2014 年 1 月向 NRA 申請安全分析變更許可，目前需等待新的管制制度審查通過，才可繼續進行[40]。其廠房設計基準如下[41]：

- 廠房設計尺寸(表 3)：長：131m、寬：62 m、最大高度：28 m、天花板高度：15 m。
- 建築物採用自然冷卻系統。
- 貯存區域配置說明：可分為接收、貯存及輔助等 3 區域
  - a、接收區域：7 組臨時置放架、1 組檢視置放架、垂直置放架、移動吊車各 1 組；
  - b、貯存區域：利用氣墊式貨板架(air pallet)進行金屬護箱之移動。
  - c、輔助區域：監控裝置之指示及記錄區域。
- 重要設計概念：金屬護箱作為貯存與傳輸；金屬護箱可安全地維持功能 50 年；以下為重要之安全功能。
  - a、圍阻：雙層上蓋設計；第 3 層上蓋使用於運輸時。
  - b、屏蔽：金屬護箱厚度之設計作為屏蔽。
  - c、次臨界：使用不銹鋼製之燃料吊籃。
  - d、熱移除：使用如熱傳遞之平板等元件進行熱移除。

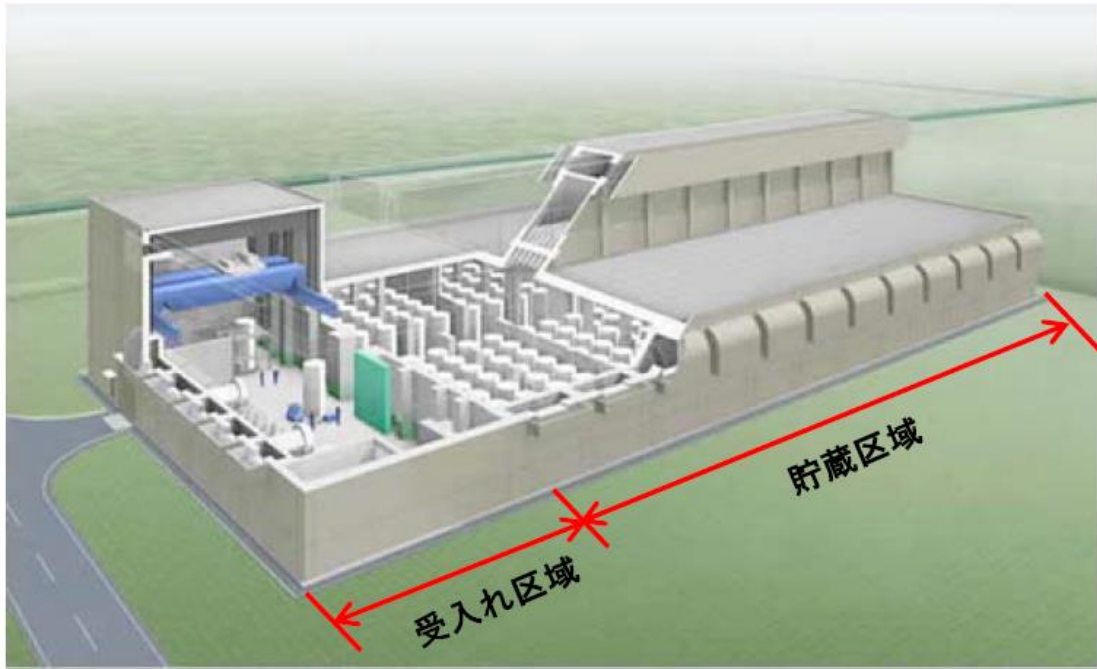


圖 6 可再處理之用過核子燃料貯存中心一號建屋[40]

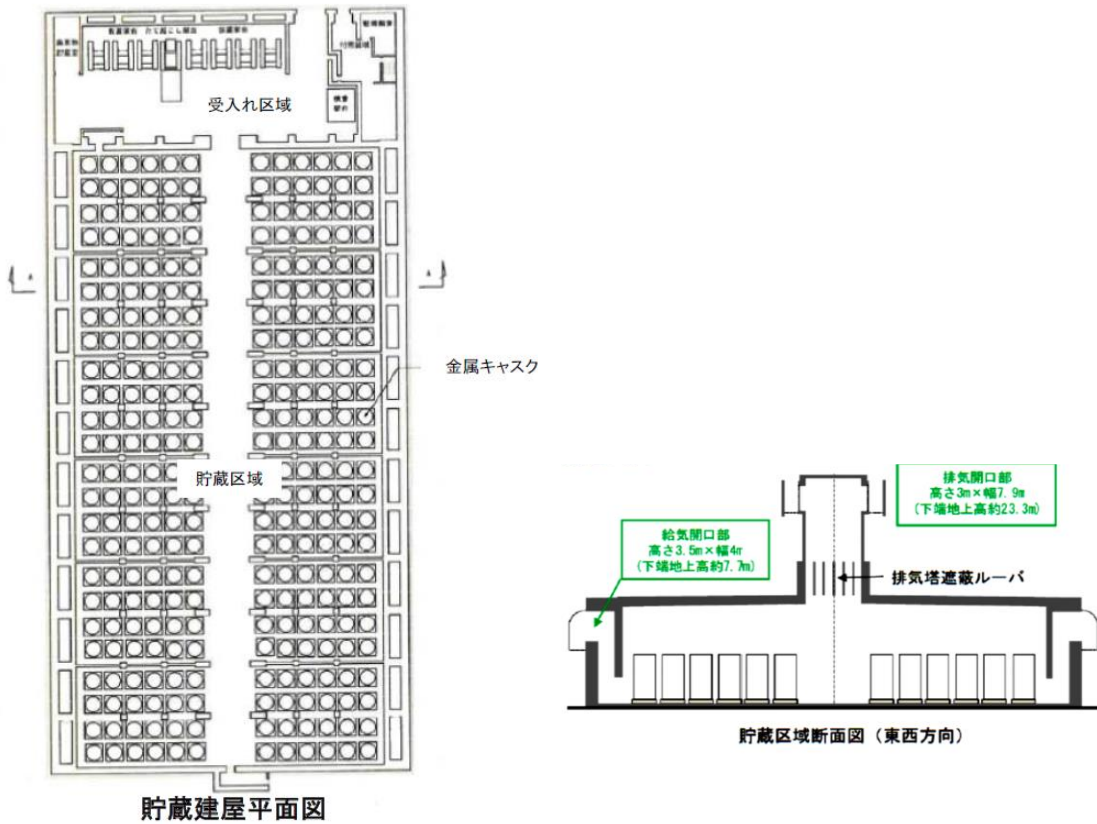


圖 7 可再處理之用過核子燃料貯存中心一號建屋區域剖面圖[40]

表 3 可再處理之用過核子燃料貯存中心廠房設計結構表[40]

	主要構造	
用過核子燃料貯存之室內設施	一樓、鋼筋混凝土/一部分為鋼筋鐵骨 混凝土 (寬)約 62m ×(長)約 131m ×(高)約 28m	
最大貯存能力	金屬護箱 288 金屬鈾 3000t	
遮蔽牆壁	厚度	約 1.5m(貯存區域東側與西側 牆壁)
		約 1.0m(貯存區域南側天花板 牆壁)
		約 0.8m(接受區北側牆壁)
		約 0.5m(接受區天花板)
遮蔽百葉 (Louver)	厚度 約 0.3 m × 長度約 4.0m 5 枚	
耐震重要度分類	B 級	

## 5.2 燃料破損機制、法規定義基準與處理要求匯整

美國 ISG-1 Rev.2 規範給予完整以及破損燃料定義，當用過核子燃料若具有下列燃料破損特徵即可歸類為破損燃料(Damaged Fuel)：

- (1) 護套有大於針孔破損或髮絲裂縫：用過燃料之護套具有缺陷，會讓分裂氣體由燃料棒內部外洩，其裂縫大小亦可能讓燃料微粒洩漏至外部。
- (2) 明顯破裂燃料棒：具有利用目視檢驗方式透過此裂縫看到燃料丸表面或是反應器運轉資料顯示有重金屬同位素釋出都將定義此燃料棒具有顯著破裂。
- (3) 燃料護套經研判後不符合標準：經過檢驗後不符合臨界、屏蔽及散熱的管制要求。
- (4) 燃料束結構或護套材質呈現劣化情形：燃料無法禁得起正常貯存(針對貯存目的之護箱)，或正常及假設事故狀況運送所導致的燃料完整性疑慮者。

處理損壞的用過核子燃料將取決於 (i) 缺陷的類型，(ii) 可能受到損害的功能，以及 (iii) 管理損壞的乏燃料以及未損壞的乏燃料的法規要求。各國破損燃料之定義彙整請詳見表 7 [42]。

目前世界各國對於破損燃料之定義與貯存要求整理最為詳盡之報告係為 IAEA 於 2009 年所發行的破損燃料管理報告中[43]，其最為關鍵之概念係在於破損燃料之定義係源自於反應器運轉期間，燃料的受損情形是否造成反應爐無法達成預期之能力。而相同之概念亦可應用後端營運之作業期間燃料的受損情形是否造成燃料貯存、運輸與裝載作業之影響來定義該待貯燃料是否為破損燃料。此一定義之原則與美國 Johnson [44]於 1993 年提出之概念相同，由最初以反應爐基準(reactor-based) 之定義合理地改由表現特性為基準(performance-based) 來進行定義。在燃料受損到對用過核子燃料貯存和運送的性能相關或結構變形至某

種程度以致無法和貯存與運輸載具或設備相容時，即應視為破損燃料。而在此之前美國則是依據主管裁決(Director's Decision)將破損燃料定性定義為燃料棒龜裂大於針孔裂痕和髮絲裂痕[45]，但仍未對針孔與髮絲裂痕本身之特性或尺寸進行定義。

直到 NRC 於 2005 年公佈內部工作人員守則-1 (Spent Fuel Program Office Interim Staff Guidance, ISG-1) [46]，才以貯存和運送法規[47-48]中之功能做為定義受損用過核子燃料的基準，並明確指出某些用過核子燃料特性來判定燃料或組件是否受損。此後，ANSI 發表一套標準為貯存和運送目的定義受損燃料，2005ANSI 的指引大部分內容和 ISG-1 相去不遠，僅新增一些對受損燃料的定義。而 ISG-1 亦於 2007 改版為 Rev.02，在改版後該內部工作守則除明確制定一套判定燃料束是否破損之流程之外，亦透過量化限値之方式明定任何護套在存有大於 1mm 之破裂情況時應被分類為破損燃料。而除此之外任何運轉記錄、啜吸測試、超音波檢查亦可被視為是破損燃料之判定依據；例如，若在運轉期間測得氣態或揮發性分裂產物時，則應視為護套存在不大於針孔或髮絲紋大小之證據；反之，若是檢測出重金屬同位素時，即應視為是破損燃料。

如圖 8 所示，U.S. NRC 對燃料束狀態之判定流程係開始自燃料護套之表面是否存在貫穿孔隙，若否則可定義為完整燃料棒，並經過燃料束的缺陷檢視來確認該燃料束是否為未受損(undamaged)燃料。而若燃料棒表面存在缺陷或瑕疵時，則需要更進一步的進行評估，以確保其是否影響燃料貯存作業之相關需求，若是不致影響燃料護套完整性之時，則可在進一步確保能符合貯存作業之燃料與系統規範後逕行視為未受損燃料並進行裝載與貯存作業；反之，若無法滿足相關運輸或是再取出之需求時，則需據此視為破損燃料。

不同於美國繁複的燃料狀態判定流程，德國[45 IAEA Nuclear Energy Series]係針對破損燃料採用較為嚴格而簡化的定義方式，針對任何出現如 ISG-1 所定

義具有裂痕之燃料棒(breached rod)或是燃料棒遺失之組件皆視為是破損燃料而不容許乾貯，只能裝載在密封膠囊(sealed capsule)中進行溼式貯存以避免其所外釋的分裂產物對燃料池造成污染。除此之外，德國亦進一步要求若燃料束中的部分燃料護套因為運轉所造成的磨蝕或腐蝕而導致相當程度的護套厚度減損時，該束燃料只允許存放在燃料提籃之特定位置。經過對德國常見的 CASTOR V 系統 [49]之瞭解與研析後可以得知，該提籃的護箱設計並無明顯不同，故可推論該國法規將護套厚度減損之燃料放置於特定位置之要求係基於避免乾貯作業之熱流影響與衝擊(如圖 9&圖 10)等因素造成結構之破壞。此一作法在與美國 ISG-1 進行比對後可以得，知若某一厚度減損之燃料經過 ISG-1 之分檢核後符合燃料與護箱之裝載規範而直接視為完整燃料進行貯存，但為考其燃料護套厚度改變之熱流影響，例如護套熱傳模式的涵蓋能力等，仍應需加以探討之。

英國則是唯一將燃料區分為損壞燃料(failed fuel)和受損燃料(damaged fuel)之國家，其中損壞燃料指的是護套龜裂或是頂蓋破損(end cap failure)其定義大略與美國 ISG-1 中燃料具有如針孔髮絲裂痕(penetrations)之狀態相當，但不影響其後續處理，而受損燃料則是燃料出現足以影響性能或是處理作業之安全之幾何形狀改變；整體而言，英國核管單位與 U.S. NRC 之定義相當，皆是以前述之燃料束功能性來作為燃料束狀態之定義基準。

烏克蘭則是以要求於裝載前需進行檢視，且禁止受損燃料裝入盛裝容器(container)中，而組件缺陷達一定程度需要結構補強。而斯洛維尼亞則是仍維持以反應爐基準(reactor-based)為原則，將燃料束於反應爐心內之特性是否造成放射性物質外釋之基準來加以判定是否為破損燃料，且規範損壞元素(elements)皆需以溼式貯存方式，放置於燃料池中。保加利亞判定燃料棒損壞則是取決於啜吸測試(sipping indication)之結果，並定義如果燃料束格架(grid spacer)出現位移或是出現燃料棒無法固定於底部則歸類為結構損壞之燃料束，並需以容器加以貯存但並未提到是否容許乾貯。

若將上述之各國對破損燃料之定義與判定方式進行整理後可以發現，台電目前核一廠 1 期乾貯對於待貯燃料之篩選除考慮燃料之運轉歷史、吊運記錄之外，更規劃了一套有程序之池邊檢驗與取樣啜吸程序[50]，其嚴謹性確已滿足上述各國中要求最為嚴謹的 U.S. NRC ISG-1；惟原先之池邊檢驗作業只用於篩選出合適的 1680 束待貯燃料，故將有破損疑慮或不符裝載規劃之燃料先行排除。

因此，若將各國對被定義為破損燃料後的處理原則進行比較可以發現，U.S. NRC 不僅對於破損燃料之定義較德、英等國更為完整之外，其所建議的採行措施，如採用密封鋼筒 (canister) 或是以集中式護箱 (consolidating cask)，都可進一步避免破損燃料出現碎片遺失或是幾何形狀改變之現象，進而藉由符合燃料及貯存護箱規範之方式來達成可裝載之目的。此外，若更進一步將我國目前擬朝向非核家園且不打算興建集中型溼式貯存之規劃而言，採用 U.S. NRC 對破損燃料之改善或補強要求並經過檢驗通過後，或許可以減少破損燃料對溼式燃料池之需求進而滿足目前我國對用過核子燃料之貯存規劃。

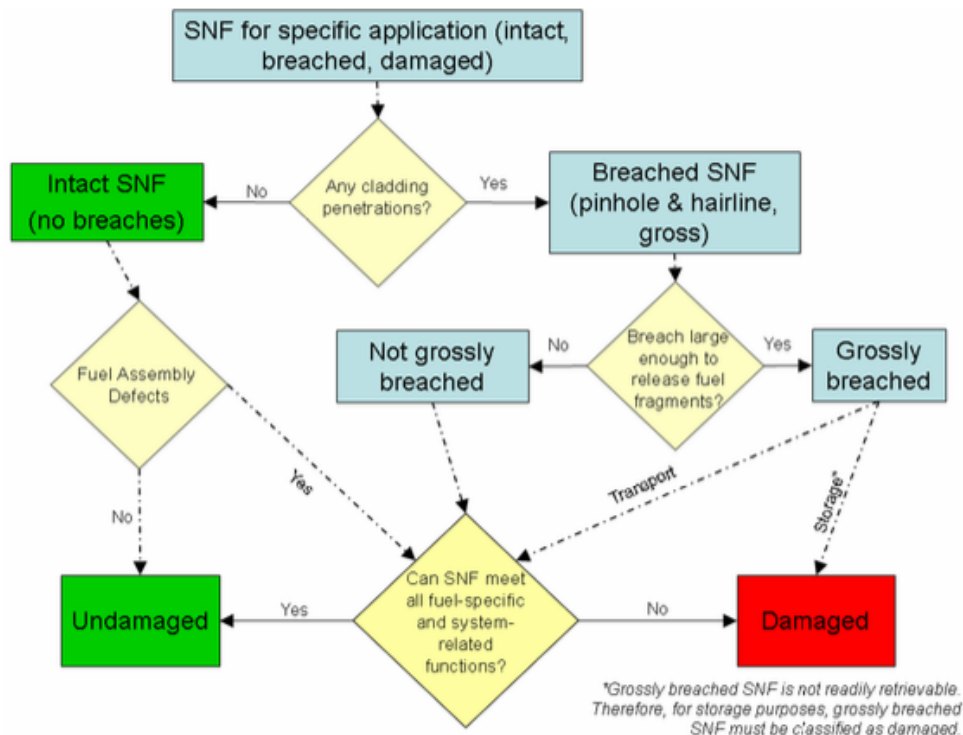


圖 8 ISG-1 rev.2 中對燃料護套狀態之判定流程圖

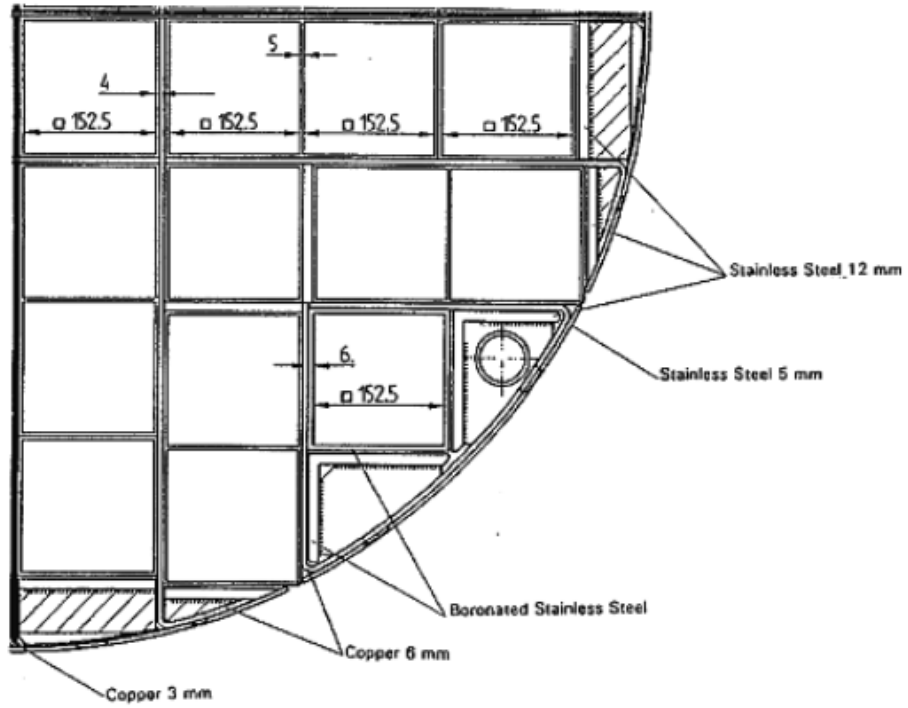


圖 9 CASTOR V 提籃設計

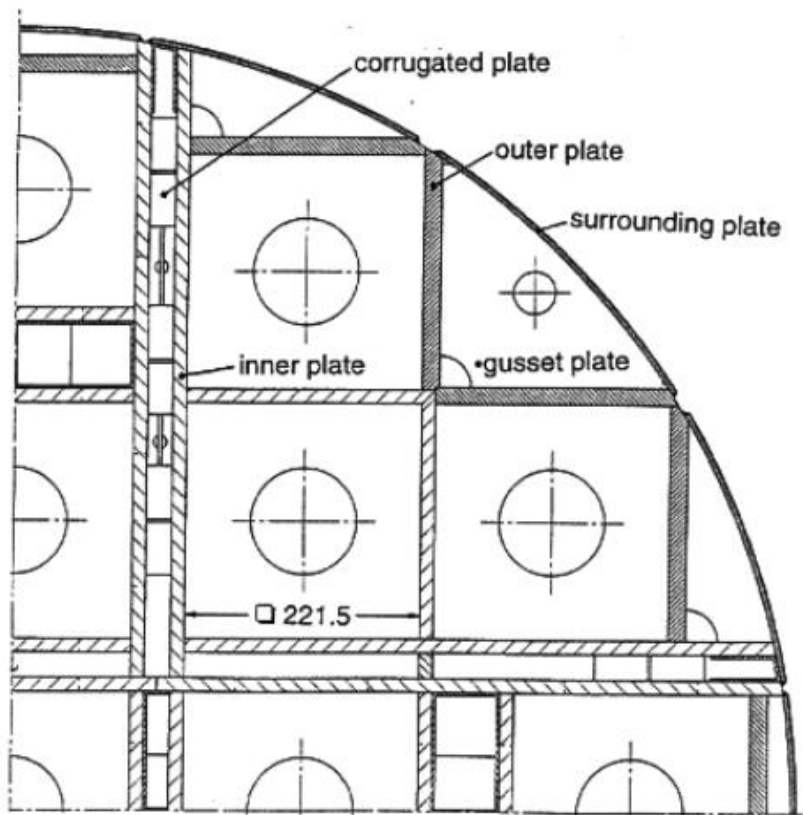


圖 10 CASTOR V/21 提籃結構設計



## 5.2.1 日本金屬乾式用過核子燃料貯存筒之安全審查標準以及長期貯存之完整性

根據關於「用過核子燃料池的金屬乾式貯存筒之安全審查指標」及「關於長時間下用過核子燃料之金屬乾式貯存筒之完整性」 [51]提供之判斷方法與劣化因素整理如下：

### 1. 化學劣化(金屬乾貯筒中殘留水分等使燃料腐蝕)

乾貯筒內以純度 99% 以上的氬氣填充，在儲存期間保持此環境，可消除燃料因為化學反應而產生之劣化。在爐心護套與冷卻水反應形成氧化層，氬會沿著晶界滲入護套。BWR 和 PWR 之燃料在燃耗 55 GWd/t 之氧化層厚度平均為 20 $\mu\text{m}$ ，BWR 球狀腐蝕最大為 100 $\mu\text{m}$ ，PWR 球狀腐蝕最大為 120 $\mu\text{m}$ 。BWR 之氬氣濃度為 300ppm，PWR 為 800ppm。

另一方面，用過核子燃料用氬氣貯存，可防止氧化層的生成，假設在初期貯存時殘留的水分為 10wt%，在貯存期間所有的水分皆和鋁護套反應，氧化層厚度為 1  $\mu\text{m}$ 、氬氣吸收為 6ppm。燃料丸內部之二氧化鈾和護套內表面反應也會形成氧化層，在燃料丸燃耗為 70 GWd/t，氧化層厚度為 10~25 $\mu\text{m}$ 。貯存時可不考慮內部氧化層生成。

### 2. 熱的劣化(高溫下之護套潛變破損，高溫照射下產生之護套硬化，護套溫度上升及下降產生氬重置引起之護套脆化，應力腐蝕)：

#### A. 高溫下之護套潛變破損

在高溫下，材料的降伏應力以下之潛變 (creep) 增加，變形量累積超過材料的彈性極限護套破裂，為潛變所引起之破損，國內 BWR 燃耗為 50 GWd/t 與 PWR 燃耗為 48 GWd/t 支燃料棒的試驗結果，護套累積潛變為 1% 以下的話，可以保證護套完好，但是這不代表超過 1% 護套為破損。

護套之潛變速度與溫度和環應力(燃料棒內壓)相關，護套溫度與環應力之設定為計算結果最保守的情況下(BWR 之乾貯筒護套溫度為 265°C，環應力為 70MPa，PWR 之乾貯筒護套溫度為 275°C，環應力為 100MPa)，計算出來結果、BWR 之護套潛變約 0.3%、PWR 之護套潛變約 0.7%。因此，護套累積潛變為 1% 以下的話，可以防止護套破損。

#### B. 高溫照射下產生之護套硬化

評估燃料護套強度時，因為護套在爐心中照射強度增加，護套會比較堅固，但是當護套的溫度達到照射護套硬度恢復範圍時，因為護套硬度減少而造成護套強度下降。

日本國內之 BWR 之燃耗為 50GWd/t 之 Zr-2，PWR 之燃耗為 48GWd/t 之 Zr-4 之護套照射硬度恢復試驗所得結果得知 BWR 與 PWR 燃料皆在 300°C 以下護套硬度恢復之可能性較小，因為經由照射後之護套強度增加，為了使其保持高強度狀態，護套溫度為 265°C 以下可防止護套強度下降。

#### C. 護套溫度上升及下降產生氫重置引起之護套脆化

被護套吸收的氫氣會因為在持續受到溫度與壓力的作用下，氫化鋁會產生方位重排的現象，在氫化鋁持續析出的成長階段，氫化鋁會逐漸排向有利於裂縫成長的徑向方位，會使得護套的機械特性下降。表 4 為防止發生氫化鋁方位重排現象之條件。

表 4 防止發生氫化鋁方位重排現象之條件

燃料類型		BWR		PWR	
		40GWd/t	50GWd/t	39GWd/t	48GWd/t
防止機械性質劣化條件	環應力	70MPa 以下	70MPa 以下	100MPa 以下	100MPa 以下
	護套溫度	200°C 以下	300°C 以下	275°C 以下	275°C 以下



#### D. 護套應力腐蝕裂化

應力腐蝕裂化(stress corrosion cracking, SCC)的產生需同時具有合適(敏化)的材料特性、殘餘應力的大小和腐蝕環境這三個條件所組合而成。燃料與護套交互作用 (pellet-clad interaction, PCI) 中，將會因為燃料丸在爐心運轉期間之熱膨脹而導致護套被撐大並產生殘餘應力，而核分裂時所產生的碘，將使得護套可能引起鋁合金的應力腐蝕裂化。

在乾式貯存期間，不會產生由於燃料丸溫度上升之分裂氣體，且若考慮燃料丸放出的碘以碘化鉍存在的話，乾式貯存環境不會有反應，所以在乾式貯存環境中發生 SCC 之機率非常小。

### 3.放射線劣化

貯存期間中的中子照射量與爐心之內的中子照射量向較之下低很多、所以對於用過核子燃料池之整性評估而言，放射線所產生之劣化並沒有問題。

### 4.機械的劣化(由於外力所產生對護套的影響)

運送時的一般試驗條件(自由落下)時發生的衝擊力( $4 \times 10^7$  N程度)以下的話，可保持用過核子燃料之完整性。而輸送中的震動，衝擊之加速度(2G)，以及貯存中地震的加速度(1G)，遠小於自由落下(25G~45G)之衝擊力，所以更可確定護套完整性，其結果整理如表 5。

表 5 自由落下對護套所造成之衝擊力

		NEO-2569CB	HDP-69B (圖 12、表 6)	NEO-2552CB	MSF-26PJ
自由落下 對護套所 造成之衝 擊力	水平落下	18 G	20 G	17 G	20 G
	垂直落下	25 G	30 G	25 G	45 G

另外，NRA 針對兩用金屬護箱審查標準進行了傾倒試驗[52]。初始速度 300cm/s(為了考慮護箱傾倒之衝擊，此為保守評估)假設本體護箱之底板角部固定

以防移位。在案例 A 中假設護箱跌到底部（圖 11（左））在撞擊邊緣發生之最大應力為 1100MPa，降伏應力為 205MPa，發生較大的塑性變形；二次蓋螺栓最大應力為 1701MPa，降伏應力為 890MPa，發生較大的塑性變形。在案例 B 中假設護箱跌在鋼筋混凝土上（圖 11（右））。在撞擊邊緣發生之最大應力為 530MPa，降伏應力為 205MPa，只有發生部分塑性變形；二次蓋螺栓最大應力為 556MPa，降伏應力為 890MPa，仍在彈性範圍內。

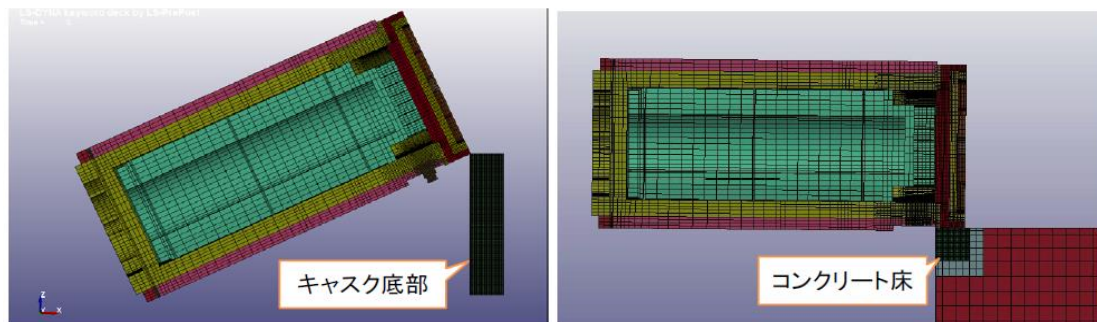


圖 11 傾倒試驗分析模擬圖[52]

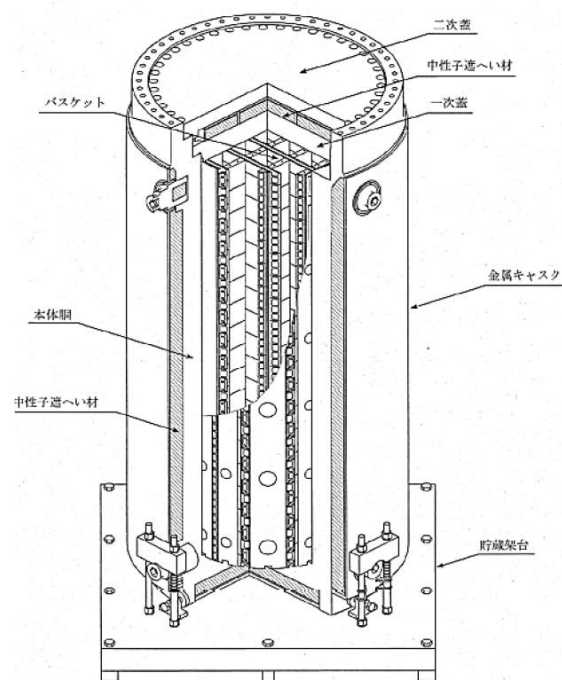


圖 12 HDP-69B 護箱圖 [53]

表 6 HDP-69B 護箱規格表 [54]

		輸送、貯存兼用
包含燃料之總質量		約 119t
尺寸	全長	約 5.4m
	外徑	約 2.5m
貯存量		69 燃料組件
衰變熱		約 12.1kW/基
主要材質	本體	炭素鋼、樹脂
	蓋子	炭素鋼（一次蓋、二次蓋）
	提籃	不銹鋼（添加中子吸收材）
內部充填氣體		氦
蓋子形式		雙層蓋方式
密封材料		金屬墊片
密封監視方式		壓力感測器進行壓力監視
收納燃料類型		新型 8x8 鈾護套燃料
最高燃燒度		40000MWd/t
燃料冷卻時間		18 年以上

### 5.2.2 國際間破損燃料處理之定義與處理方式

為能將上述章節中對不同國家對於破損燃料定義與之處理方式進一步供管制單位參考，本節特別將國際間破損燃料之定義與處理方式資訊彙整如表 7 所示，惟其內容與原由已於各節探討與說明，故不再加以贅述。

表 7 各國破損燃料定義和處理方式彙整

	地區/組織 機構	破損燃料定義	破損燃料處理方式
1	英國(UK) EDF 公司	<p>損壞 (Failed)：燃料棒護套穿透破損 (cladding penetration)</p> <p>破損 (Damaged)：燃料有結構損壞，但護套仍保持完整</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 英國是根據 IAEA 定義破損燃料</li> <li>● 放置 AGR 燃料的池中監視系統顯示出分裂產物濃度 (跟歷史資料比較) 改變代表有燃料破損，不會放到中期貯存。</li> </ul>	<p>裝罐 (Canning)：置於池中暫時貯存前，未重新處理分解的破損 AGR 用過核子燃料放入乾燥瓶 (箱) (dry bottle) 中等待處置。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 英國使用 Slotted cans 來貯存從 AGR 燃料元件中移除的燃料棒。</li> </ul> <p>催化再結合器 (Catalytic re-combiners)：英國有一些使用複合器將完整 LWR 燃料棒貯存在 multi-element bottles (MEBs) 中的經驗。因為盛裝容器 (container) 內有大量的水，所以具有顯著且危害的氫氣與氧氣累積之風險。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 現在不依賴複合器的使用，且 MEBs 在開啟前隨氮氣一起排氣</li> </ul>
2	美國 NRC US	<p>完整 (Intact)：沒有缺陷或缺陷小於髮絲龜裂或針孔裂痕。</p> <p>破損：缺陷大於髮絲龜裂或針孔裂痕</p> <p>殘渣 (Debris)：如鬆散燃料段、燃料丸、粒子</p>	<p>裝罐：裝罐為破損燃料的建議補救方式，並允許單位裝載已裝罐燃料組件到護箱 (cask) 內特殊與受限制的槽 (slots) 上。利用獨立真空幫浦在 <math>4 \times 10^{-4}</math> MPa 壓力下持續 30 分鐘進行真空乾燥 LWR 燃料已被證明。</p>
3	匈牙利 Hungary	<p>完整：燃料組件從爐心退出時，在線觀測系統或接續的啜吸測試並沒有指出損壞。</p>	<p>裝罐：匈牙利將破損燃料存放在池裡未密封鋼桶 (unsealed canisters) 中允許放射性氣體排放。某些國家，如匈牙利，允</p>

		破損：反義之。	許或甚至要求需使用可通風鋼筒以利釋放產生的放射性氣體。 ● 破損燃料無法修復因為燃料組件閉鎖結構 ● 破損燃料放置於密封容器 (sealed bottles) 內，並存放在池內特定位置，未經特殊處理不能貯放在乾貯設施內。
4	德國 Germany	完整：燃料組件從爐心退出時，線上監測系統或接續的啜吸測試並沒有指出損壞 破損：燃料棒護套有龜裂；組件中燃料棒被移除 ● 組件中的燃料棒具相當程度的 <b>護套厚度減縮</b> 只允許在乾式貯存提籃(dry storage basket)的特定位置，此為唯一情形，有潛在破損機會之燃料的特別處理。 ● 損燃料又稱特殊燃料棒 (special fuel rods)	裝罐：破損用過核子燃料需裝罐是目前法規要求。 取代/修復結構組件：德國認為損壞的定位格架 (grid spacers)、彈簧、格架葉扇 (vanes) 及繫板為可替換部分。當破損部分將損害組件的穩定度就應進行修復或取代，如維持結構能力做臨界控制或組件可以正常方式取出 (grapple and crane) 。 ● 受損燃料棒被密封在膠囊裡(sealed capsule)貯存在池中以減少污染，並依規定無法置於乾式貯存。
5	保加利亞 Bulgaria	損壞 (Failed)：具啜吸指示。 結構損壞：定位格架 (grid spacer) 重新定位，或燃料棒沒固定在底部。 ● 無法確認是保加利亞所用的 failed rod 一詞是否為一般所稱的破損燃料棒。	● 破損燃料應該要裝載在密封包裝裡。(不清楚是乾/濕式貯存)
6	瑞典 Sweden	完整：燃料組件從爐心退出時，線上監測系統或接續的啜吸測試並沒有指出損壞。 破損：其他 洩漏：運送過程中，銫 137 的濃度改變超過一特定值。	裝罐：運送至 Clab 中期貯存前，輕微洩漏燃料組件需裝載至特殊容器中。 篩選/過濾 (Filtration)：當特殊箱子抵達 Clab，洩漏燃料組件卸載且被視為完整燃料組件。任何洩漏的放射核種應使用



			過濾系統 (filtration system) 處理。
7	立陶宛 Lithuania	輕微破損：沒有損失護套完整性 重大破損：具護套破裂可能，或損失燃料丸。	裝罐：貯存與運送前，破損燃料棒需存放在通風箱中。
8	日本 Japan	尚缺	並未定義。目前正在以破損燃料為範疇進行文獻蒐集。
9	烏克蘭 Ukraine	破損：無法藉一般方式處理（護套完整性分四類，組件缺陷分 12 類） ● 量化每一類龜裂之尺寸 ● 組件中的機械缺陷可歸類成 12 種。	取代/修復結構組件：為達處理目的，機械性破損組件需要一定程度的結構補強。 ● “Requirements on Transportation of Radioactive Materials” and “Requirements on Dry Storage of SNF” 要求 RBMK 裝載前檢視，且禁止受損燃料進入盛裝容器中(container)。
10	Slovenia 斯洛維尼亞	● 燃料完整性取決於反應爐內放射性同位素釋放。貯存時的護套功能未加以考量。	● 所有的損壞元件(elements)皆存放在池中。

## 5.2.3 國際間之用過核子燃料處理法規蒐集

### 5.2.3.1 國際法規-IAEA

#### **IAEA SSR-6 REGULATIONS FOR THE SAFE TRANSPORT OF RADIOACTIVE MATERIAL [81] :**

IAEA 之 TYPE B(U) UN3328 貨包型式為基礎為歐盟安全準則 SSR-6 第五章「運輸要求和管理」條例內容：

501(a)高於 35kPa 表壓之系統即需確保在此壓力能保持完好能力的設計批准。

501(b)明確要求其屏蔽、包封效能、必要之熱傳特性與密封系統需符合設計所規定之限值內。

501(c)裝載易裂變物料之包裝，需確保臨界安全措施符合明列範圍，為符合 673 條而加入中子毒物之狀況下，需對中子毒物之存在與分析進行證實。

#### **IAEA SSG-15 DESIGN FOR DRY STORAGE FACILITIES [55] :**

I.34 裝載用過核子燃料的提籃與包封容器需被設計確保裝載、傳送貯存取出時皆為次臨界

I.36 乾貯設施之設計需考慮氣候變遷及環境溫度漸增之可能，並在不利的天候下保持足夠的冷卻條件，包括護箱的自然循環(natural circulation)設施、強制循環(forced circulation)與設施的通風(ventilation)系統

I.37 核燃料乾貯應盡最大可能程度採行輻射、對流及熱傳導之被動式冷卻以達最小維護訴求，並將移熱系統的操作及監測考量最小化；若採用強制冷卻循環，則需證實系統於正常下具有足夠的可靠性，並不致於事故下影響重要系統、結構及元件之可靠性。

I.38 當用過核子燃料的完整性仰賴容器內部氣體之前提下，其容器設計應確保介質的保存能力，或應監測並維持其存在與質量，以保證該介質在設計壽命內能符合設計需求

I.39 設施應設計成便於監測其貯存與密封性，若不連續監測則應進行觀測或定期測量及驗證；對於密封鋼筒而言，則包括了螺栓封閉設計的密封完整性。

I.68，屏蔽評估需考慮，燃料吊運錯誤、操作失誤或屏蔽單元保護機制失效、中子屏蔽材料因高溫熔融。

I.70 燃料掉落之完整性影響評估需納入作業之中，評估之結果亦需應用於曾發生掉落事件之燃料管理。

### 5.2.3.2 美國法規資訊

根據美國核能管制委員會(NRC)針對 10 CFR 71 及 10 CFR 72 [47-48] 中關於用過核子燃料乾式貯存等相關規範訂定了過渡時期專家審查指導方針(Interim Staff Guidance Document, ISG)。而其中對於破損、未破損、及完整的用過核子燃料之定義則有管制審查指導方針 ISG-1 Rev.2，而對於未破損的商用用過核子燃料在運輸貯存下，有關護套注意事項的管制審查指導方針則有 ISG-11 Rev.3，主要著重於藉由限制燃料護套表面溫度來維持護套完整性及要求在特殊情況下使用特殊設計的破損燃料貯存罐。法規 10 CFR Part 72 關於用過核子燃料貯存相關法規具有以下安全目的：

- (1) 確認輻射劑量低於法規限值。
- (2) 在貯存條件下維持次臨界(Sub-Criticality)狀態。
- (3) 確認用過核子燃料在貯存時能滿足密封需求(Adequate Confinement)。

另外，ANSI 標準 N14.33-2005 [19]定義了與破損的 LWR 用過核子燃料的乾式貯存和運輸有關的條件。它包含了辨別、分類和管理損壞之用過核子燃料的程序。標準規定為：

- 1.確定和分類破損和未破損的用過核子燃料之組件;

- 2.破損的用過核子燃料組件的乾燥準備和處理要求貯存和運輸;
- 3.記錄保持和質量保證要求;
- 4.破損用過核子燃料組件之裝罐(canning)要求。

### 5.2.3.3 德國法規資訊

德國原子能法 (Atomic Energy Act, AtG) 之第七章內容明定核發執照相關需求。其所訂立之核照準則可分為三個層級 (圖 13)：第一層級為立法，包含 Laws 和 Ordinances；第二層級為聯邦和各州所立之導則，包含 Guidelines 和 Recommendations；第三為工業與組織專家和主管機關之規定，如 KTA rules、DIN ISO rules。而德國現行管制框架如圖 14。

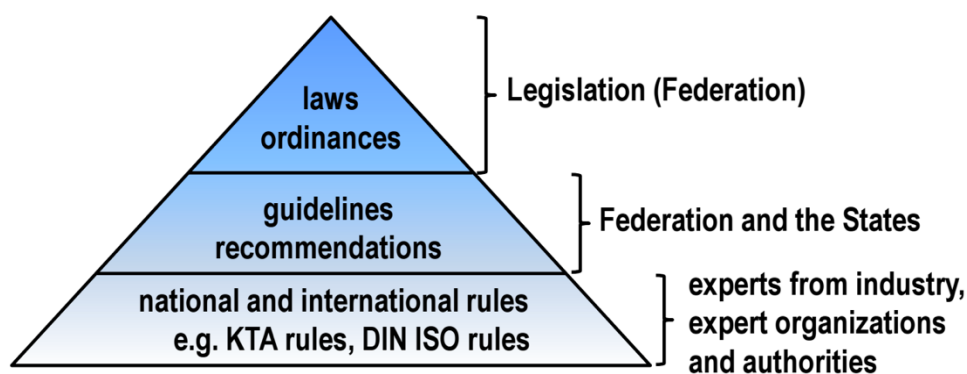


圖 13 德國法規層級

#### 原子能法 Atomic Energy Act [57]

與用過核子燃料貯存相關之重要內容：

Art 6：用過核子燃料貯存許可證 Licensing of installations for Storage of Spent Fuel

用過核燃料貯存須取得許可證。對於已核准之用過核子燃料貯存護箱或設施作出重大調整時，也需進一步取得許可證。

- 每一貯存（州立貯存除外）皆需取得許可證。
- 以下情況可取得許可證，如果：
  - 負責人具可靠性和資格

- 根據最新科學和技術水準的要求，防止損害
- 要求損害賠償的法律責任履行之預防
- 保證不受破壞行為或其他第三方影響的保護

Art 23：用過核子燃料貯存安全管制機關為聯邦放射性廢棄物安全管理辦公室 (BfE)

### **Environmental Impact Assessment Act (UVPG) [80]**

環境影響評估納入特定項目，特別是工業設施和基礎設施項目的授權程序

- 對環境（包括人類）的影響必須在早期進行調查和描述
- 公眾和環境責任部門可以就項目或計劃/方案和可能的環境影響發表意見
- 授權項目負責人在決定項目時需考量到所有信息/意見

### **輻射防護條例 Radiation Protection Ordinance (StrlSchV) [80]**

輻射防護條例之規定目的為：規範預防和保護措施的原則和要求，以保護人類和環境免受游離輻射的有害影響。

### **暫存設施的除役或興建執照程序條例的需求(Requirements Requirements for decommissioning or construction of interim storage according to the Ordinance on the Nuclear Licensing Procedure (AtVfV) [80]**

§ 2: 申請者格式與內容(Form and contents of the application)

- (1)申請人須以書面型式提交執照管制機關
- (2)申請內容必須詳述
  - 1.申請人或總部的姓名/名稱和地址；
  - 2.申請是指許可證還是提前通知；
  - 3.設施安裝的站點，類型和大小。

§ 3. 文件種類與範疇

- (1)申請書應附有審查許可先決條件所需的文件，尤其是
  1. 安全分析報告；
  2. 補充計劃、工程圖和安裝說明及其組件。

**安全導則 Guidelines for dry cask storage of spent fuel and heat-generating waste (ESK)[58]**

- (1) 第一章 1.1 節 Scope of application，說明用過核子燃料乾式貯存應使用金屬護箱。
- (2) 第二章 2.2 節 Casks，說明貯存護箱需具備充足的被動安全功能，以滿足放射性物質的圍阻、穩定的餘熱移除、維持燃料次臨界狀態與避免不必要的劑量曝露。據此，為維護與達成上述目標，大量的金屬製用過核子燃料金屬護箱，無論材質為鑄鐵或鍛造鋼應被使用。
- (3) 第 6.3 節說明依據輻射防護條例(*Radiation Protection Ordinance*)第 46 條規定，乾式貯存設施正常營運下，廠界圍籬處(*facility's perimeter fence*)對一般公眾所造成的劑量限值為每年 1 毫西弗。
- (4) 第 7 節 **Structural Provisions**，針對**乾貯設施之廠房結構(Building)**平時運轉與基準事故設計安全分析要求有：
  - a. 乾貯設施廠房結構的設計應將使用年限納入考量，其考量範圍包括結構物材質與相關設備之使用性與耐用性。
  - b. 結構物通風之進口與出口應納入設計及給予一定尺寸與空間，以確保足夠的餘熱移除能力。由貯存護箱所產生之熱量對結構物所造成的溫度負載與老化抵抗能力亦需納入設計考量。
  - c. 運送區域與護箱維護工作站應納入貯存場結構物內的設計，其該區域表面應加塗層以利除污。
  - d. 結構物內的貯存場之個別結構需有足夠溫度、壓力與磨耗的抵抗能力。貯存護箱貯存區域應具備密實與平滑的表面。
  - e. 結構物內的底板(*base plate*)應將承載運送車輛通過與護箱負擔納

入全貯存容量以及部分貯存容量設計。

- f. 結構物的設計應將於輸送過程中所產生的瞬間負載納入考量，除非明定相關作業措施可避免此類瞬間負載的發生。再者吊車負載與其他重型設備(如金屬屏蔽或其他由內部或外部所可能產生的負載)皆應納入考量。
- g. 假設發生護箱掉落護碰撞，其結構物的貯存區域與輸送區域的設計應能減緩所可能產生的結構損壞，以維護結構物安全功能相關之穩定性、屏蔽與熱移除，並能有機會進行修復。為限制對護箱與結構物所造成的應力影響，相關特殊措施應納入設計，如在潛在可能造成護箱碰撞或掉落的區域採用衝擊吸收的結構設計。
- h. 護箱貯存與輸送區域間應設計防火空間，除非可預期火災能被隔離在輸送區域時，則不需考慮其防火空間。其他相連接之建築物，如辦公室、工作人員公共設施、實驗室及加工廠均應將防火空間設計納入考量。
- i. 除針對可進行之除污塗層與結構防水使用外，其餘結構物包含貯存與輸送區域所使用的材質應為非可燃性(依照德國 Class A DIN 4102-1/15 標準)。
- j. 貯存結構物的設計應確保火災負載之消防標準(DIN 4102, Part 2 to 4/15)。
- k. 結構物應提供接地與避雷保護系統(KTA 2206/16 標準)。
- l. 中期貯存場之結構物應符合防洪設計(KTA 2207/17 標準)。
- m. 中期貯存場之結構物應符合耐震負載設計(KTA 2201/18/標準)

德國主管機關 RfS 要求用過核子燃料乾式貯存設施之設計使用年限為四十

年，貯存技術主要藉由貯存護箱置放在隔離數個空間之建築物中，予以安全管理，並明列貯存護箱之安全規定包括：

- (1) 以自然對流（natural convection）確保用過核子燃料餘熱移除能力，不論在正常、異常或意外事故發生時，均可確保餘熱溫度不會影響材料機械性質。
- (2) 由雙層系統及兩個金屬密封環（metallic seals）嚴密封緊（leak tight），經由兩層間空隙（spacing）之連續壓力偵檢器以瞭解密封狀況。萬一偵測到氬氣洩漏，金屬護箱將運回核電廠處理或當場另外銲接一個密封蓋。因此，德國室內貯存設施與日本相同，並未配置用過核子燃料再取出單元如熱室。（*The closure system has to be continuously monitored. In case of a detected leakage: back to the NPP or welding of an additional lid.*）
- (3) 護箱之結構設計足以防範外來事故（例如地震、飛行器撞擊及大火燃燒等），並應符合乙（U）型包件規定，以及可承受大火與機械外力撞擊之要求。
- (4) 貯存建築物須採分區管理，以保障安全，包括貯存區、維修區及運送區。

### Regulatory Framework

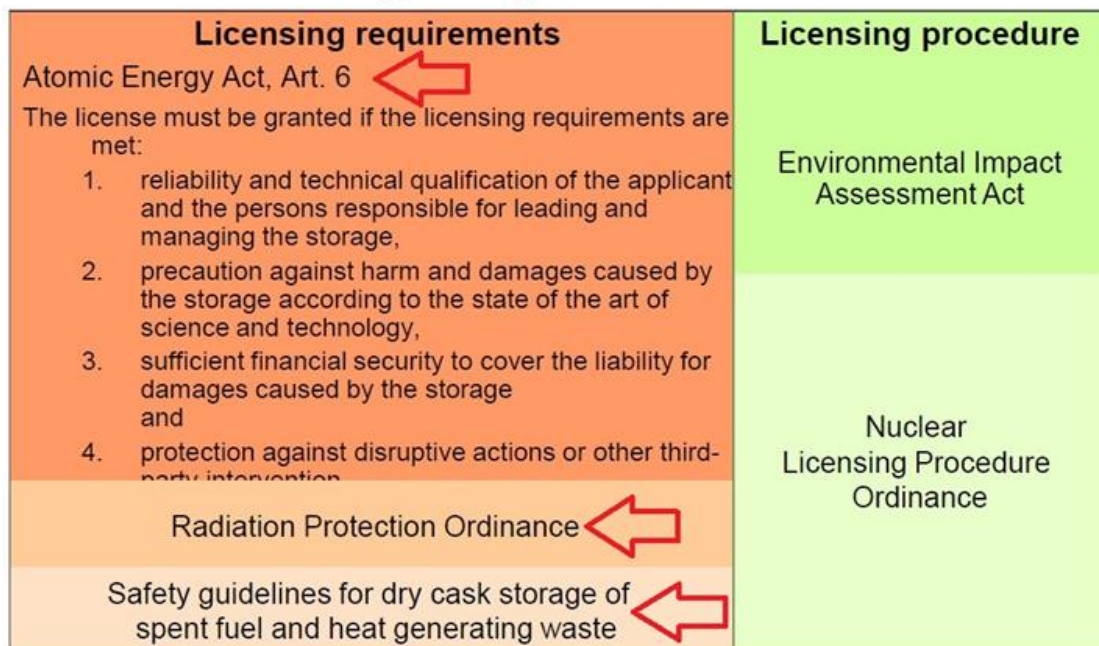


圖 14 德國監管框架



#### 5.2.3.4 荷蘭法規資訊[59]

荷蘭與原子能使用與管制相關之法規有原子能法(Atomic Energy Act, Kew) 、輻射防護條例(Radiation Protection Decree, Bs) 等，並列出以下與本次計畫相關之管制規範內容：

**核子設施、可分裂物質與礦物條例 (Nuclear Installations, Fissionable Materials and Ores Decree, Bkse)，2014 年。**

第 20 條授權管制機關針對核子設施的設計、運轉與品質保證得訂定核安規則 (Nuclear Safety Rules, NVRs)。

#### 核安規則 NVRs

多係根據國際原子能總署(IAEA)發布的相關規範修訂而來。

管制機關核子安全與輻射防護署 (Authority for Nuclear Safety and Radiation Protection, ANVS)發布「安全導則：核子反應器安全設計與運轉導則(Guidelines: Guidelines on the Safe Design and Operation of Nuclear Reactors)」。此導則每五年需檢視更新。

1. 主要以 LWR、研究用反應器及燃料池設計，未納入乾貯
2. 依據其「聯合公約國家報告 2014」
  - 2.1 未制定通案
  - 2.2 針對各案之執照申請案，列入細部規定、引用其它標準

#### 研析

1. 荷蘭之核安規定多數由 IAEA 之規範修訂而來
2. HABOG 高放貯存庫主要依據 ANSI/ANS 57.9-1992 相關規定
3. 採用被動式散熱，用過核子燃料以不銹鋼筒裝載，並充入氬氣後置於貯存井中

### 5.2.3.5 瑞士法規資訊

瑞士與原子能使用與管制相關之法規有原子能法(Atomic Energy Act)、輻射防護法(Radiological Protection Act)等；核能法主要針對核設施的執照程序與權責做出規定，並未深入提及貯存設施。以下列出與本次計畫相關之管制規範內容：

**核能條例 Nuclear Energy Ordinance，2004 年。**

1. 用過核子燃料或高放射性廢棄物護箱之貯存應取得運轉許可(第 29 條)。
2. 廢棄物產生者應於其放射性廢棄物管理計畫中述明集中式或分散式貯存設施之使用期限與容量(第 52 條)。

**放射性廢棄物與用過核子燃料束貯存設施設計與運轉導則 (Design and Operation of Storage Facilities for Radioactive Waste and Spent Fuel Assemblies, NESI-G04)**

[60]其內容涵蓋：

- 核子事故防患
- 臨界
- 貯存廠設計要求：通風、結構、作業、通風、監測、料帳、保防、檢測維護等需求
- 設計原則：建照、貯存設施、機械、電力設備安等級與耐震設計

**中期貯存運輸與貯存護箱導則 (Transport and Storage Casks for Interim Storage, NESI-G05) [61]**，其內容涵蓋：

- 依據 ASME-Code Sec. III Div.3 進行設計之靜與動態荷重設計
- 需有雙層封蓋並具 SINGLE FAULT APPROF 能力，並制定容器密封性
- 需考慮臨界、屏蔽、老化、溫度、運輸、物料再取出能力與耐震、撞擊、檢測等工程需求

### 5.2.3.6 匈牙利法規資訊 [25]

匈牙利核能安全守則 (Nuclear Safety Codes) 的第一次修訂為 1997 年，至 2003 到 2004 年間，匈牙利原子能主管機關 (Hungarian Atomic Energy Authority, HAEA) 參考 IAEA 所制定最相關的 13 份安全基礎與要求規範等文件，其他參考文件包含導則 (Guides)、安全導則 (Safety Guides)、TECDOC 等。

#### 匈牙利核能安全守則

與處理破損燃料相關之重要內容如下：

#### 第三章核能電廠設計要求 (Design requirements for nuclear power plants)

3.4.1.1800. 在正常運轉條件下，輻射燃料棒裂變產物的洩漏應保持在最低的實際可能程度。

3.4.1.1900. 在設計時，應提供方法來分辨和特殊處理故障的燃料組件。

3.6.2.0200. 除了對用於管理，運輸和貯存新鮮燃料組件的系統、結構和元件 (components) 的要求，用於管理，運輸和貯存輻射核燃料的系統和系統元件，應滿足以下附加要求：

- d) 對於具有假定或明顯缺陷的燃料元件或燃料組件，應提供適合其狀況的貯存。

#### 第四章核能電廠運作 (Operation of nuclear power plants)：

4.7.0.0300. 應特別注意破損核燃料 (經照射和未照射) 的處理細節，包括核燃料破損檢測標準的正當性。

4.7.0.0700. 持有執照者應具備確保核燃料完整性的有效計劃，包括：

- a) 監測核燃料的運轉參數；
- b) 介紹性測試組件的應用；
- c) 輻射核燃料的檢查和；
- d) 特殊情況下的實驗室檢查選項。

4.7.0.0800. 適當的程序和技術方案應適用於 4.7.0.0700 規定的程序，為了：

- a) 藉由運轉策略最大限度地減少核燃料的失效；
- b) 確保輻射化學（radiochemistry）數據的系統分析描述核燃料狀況，以達到燃料變化和失效檢測；
- c) 獲得破損核燃料管理的有效行動計劃和確定破損原因。

## 5.3 裝載破損用過核子燃料貯存護箱型式與實績蒐集與研析

### 5.3.1 日本東海再處理設施之處理實績

#### A. 東海再處理設施工程與燃料處理概要[62]

東海再處理設施，自 1977 年啟用，到現在處理總量約達 1140 噸，含 BWR 約 644 噸（3,516 燃料組件），PWR 約 376 噸（1,001 燃料組件）ATR（UO<sub>2</sub>）約 82 噸（533 燃料組件），ATR（MOX）約 29 噸（190 燃料組件），JPDR 約 9 噸（161 燃料組件）的記錄。圖 15 顯示年度處理結果，這包括 16 個 PWR 洩漏燃料燃料組件（針孔破損）與三個重新組裝 BWR 燃料組件。

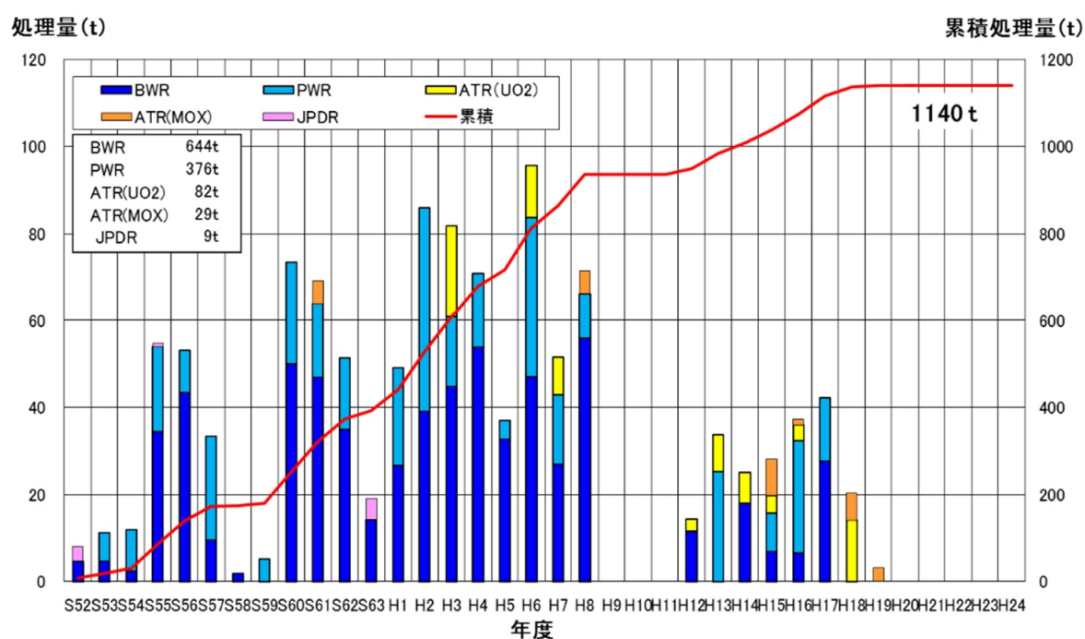


圖 15 東海再處理設施年度處理量

圖 16 為東海再處理設施的處理流程圖。用過核子燃料被切斷機切割成約 4cm，將斷片放入溶解槽，燃料因為硝酸溶解。含有鈾和鈾的溶液與含有核分裂生成物之溶液分開，之後將含有核分裂生成物之溶液當作廢棄物固化(將溶液與

玻璃溶解注入不銹鋼桶)。此外，將含有鈾和鈾的溶液分離，各自純化，脫硝，貯存。

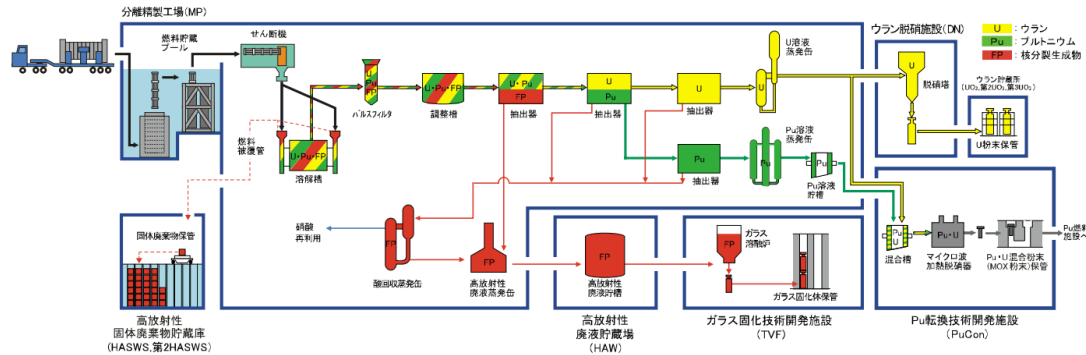


圖 16 東海再處理設施之工程概要圖

### B. 洩漏燃料的處理(針孔破損型<sup>2</sup>)[62]

由東海再處理設施處理的洩漏燃料為，電廠在運送前檢查並判定為洩漏燃料，但在水中檢測進行的外觀檢查沒有被認定為破損的燃料。圖 17 顯示了針孔破損燃料從取出到貯存之處理程序。

針孔破損燃料在電廠內，先置於密封性完整之密封鋼（canister）中再進一步貯存在 HZ-75T 護箱內，然後運送至再處理廠，圖 18 為 HZ-75T 護箱結構圖，圖 19 顯示 HZ-75T 護箱之用過核子燃料收納位置[63]，爐屑磨損型燃料<sup>3</sup>(不超過一個燃料組件)於 A 處收納。針孔破損燃料(不超過三個燃料組件)於 A 或 B 處收納；剩下的空間，完整燃料不需考慮發熱量，於 B、C 隨意收納。A 與 B 收納洩漏燃料的情況每個格子不超過 850Kg 為準，剩下收納完整燃料的部分以不超過 590kg 為主。

在東海再處理廠之標準流程作業程序為：接收護箱、內部水採樣分析、內部冷卻水交換、打開護箱蓋、取出燃料；而針孔破損燃料之處理程序為：打開乾貯

<sup>2</sup> 針孔(pinhole)破損燃料,小於針孔大小破損

<sup>3</sup> 爐屑磨損:(Debris Fretting)為爐心中之微小異物，因水流振動卡在格架中，造成燃料磨損，為核二廠近年來發生之主要破損原因之一，與針孔破損燃料皆為洩漏燃料。

桶蓋之後、燃料罐內部水取樣、燃料罐內部水交換、開啟燃料罐蓋子，取出燃料。  
 針孔破損燃料處理用過之專用夾具和工具和燃料罐上之螺栓，在取出燃料後置在桶內並送回。

東海再處理設施中，所有的燃料皆貯放在密閉容器中。在針孔破損燃料的實際處理進行步驟，與完整的燃料步驟進行是相同的，沒有特別的問題。

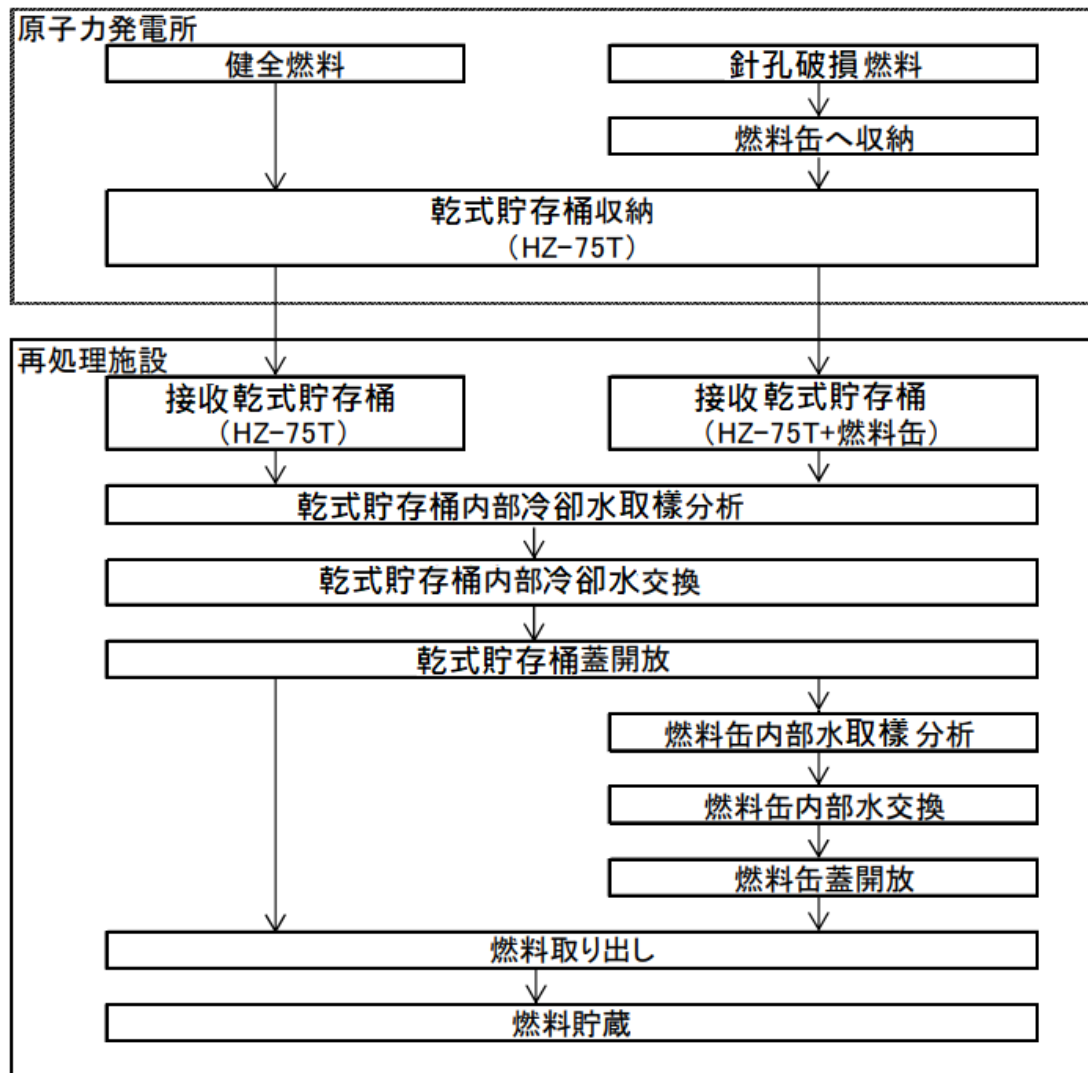
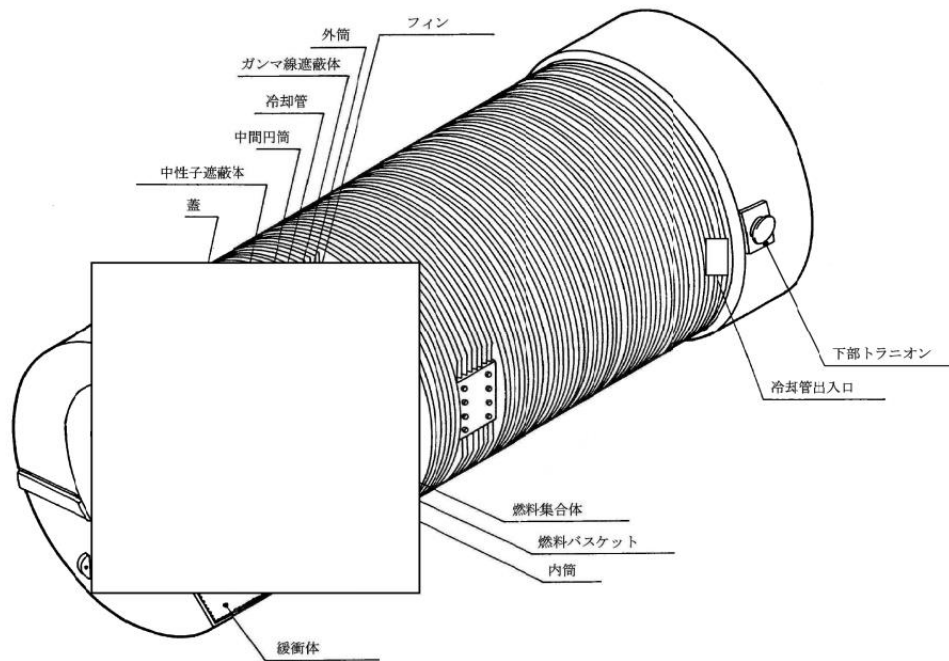


圖 17 燃料從取出到貯存流程



添付図 HZ-75T型核燃料輸送物外観図

圖 18 HZ-75T 貯存護箱

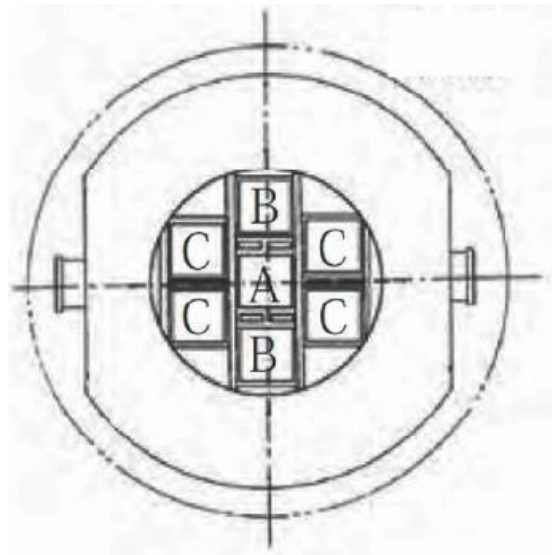


圖 19 HZ-75T 型貯存護箱收納位置



### 5.3.2 美國破損燃料處理實績

Holtec International 公司的地下中期貯存系統 (interim storage system) 使用 HI-STORM UMAX 鋼筒，每個鋼筒能容納 37 個 PWR (或 39 個 BWR) 燃料組件，包括多達 12 個 PWR (或 16 個 BWR) 損壞的組件或燃料碎片[64]。

Areva 公司在美國有多年執行具缺陷燃料組件的中期乾式貯存經驗，並擁有以下貯存密封鋼筒許可證：

1. 針對洩漏燃料 (leaking fuel) : 32PTH, 37PTH, 24PT4,61BT / BTH, 69BTH ;
2. 針對破損用過核子燃料 (damaged Fuel) 和燃料殘渣 (fuel debris) : 24PTHF。

Areva 的 NUHOMS MP197HB (圖 20 圖 21) 用過核子燃料運輸護箱 (transport cask)，也已獲得美國使用許可，用於裝載具缺陷燃料入運輸使用的乾式屏蔽鋼筒中。美國考慮並評估了洩漏燃料組件、損壞的乏燃料組件和燃料碎屑、放射分解、臨界性、屏蔽性後發給 Areva 公司許可證。此外，它可以運輸多達 37 個完整或損壞的 PWR 組件或 69 個完整或損壞的 BWR 燃料組件[66]。

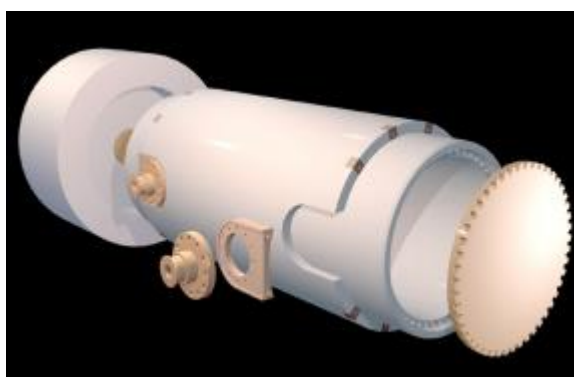


圖 20 Areva NUHOMS MP197HB 運輸護箱圖示 [65]

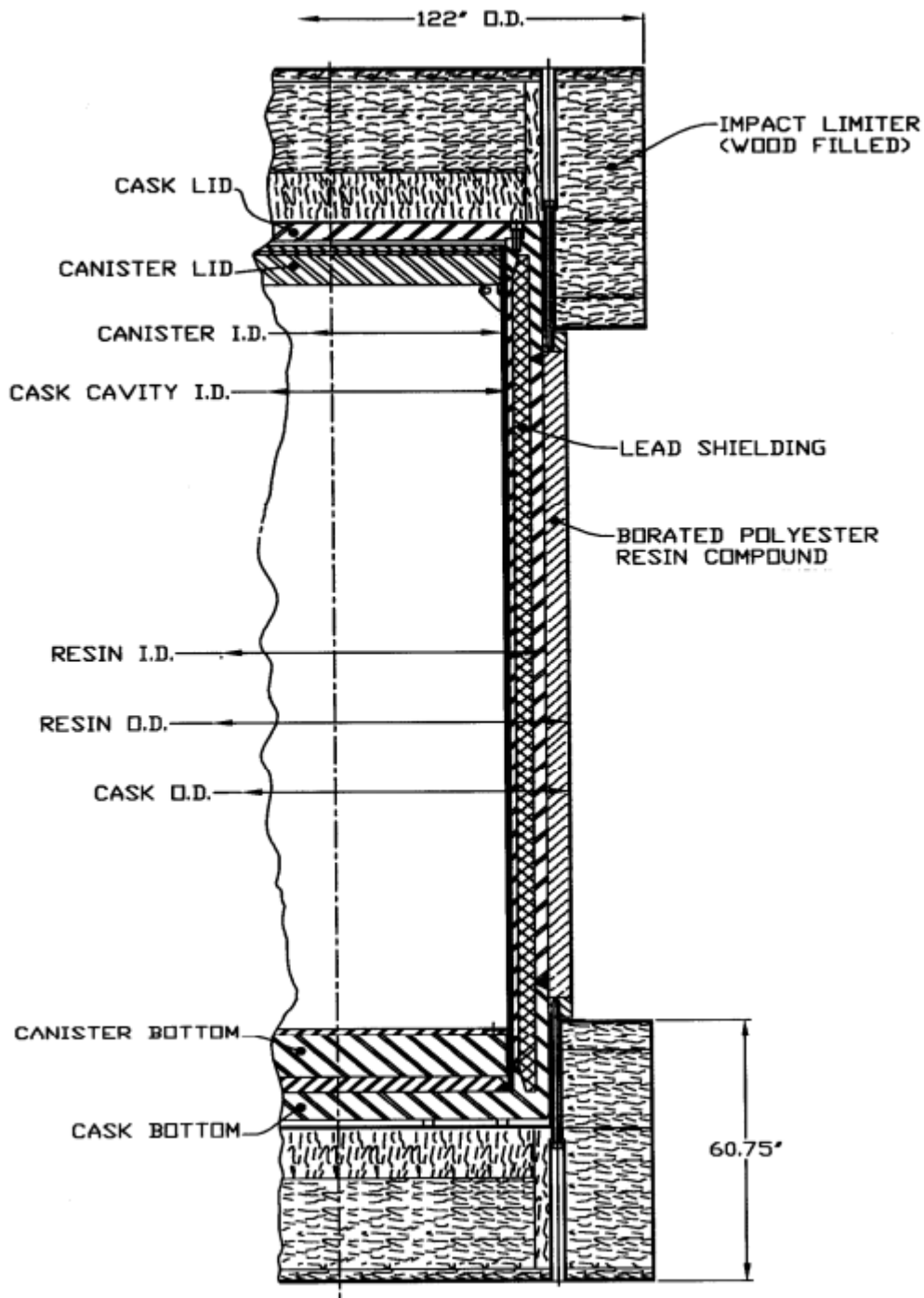


圖 21 Areva NUHOMS MP197HB 運輸護箱設計

A. 三哩島事故破損燃料處理[67]

1979 年三哩島事故發生，燃料取出工作從 1985 年開始進行，流程如圖 22 所示，將燃料碎片放進處理收納罐（圖 23）中，運到燃料水道中，在水道中進行收納罐的移動，運到燃料池後進行排水並填充惰性氣體，放進傳送護箱中，到這

裡 TMI-2 作業結束，由車輛運送愛達荷國家實驗室 INL，進行 1985 年到 2001 年進行濕式貯存，而在 1999 年開始陸續進行將收納罐取出放入加熱真空容器中，真空乾燥後裝進密封鋼筒，進行一次蓋與二次蓋熔接，放入混凝土貯存倉(silo)開始乾式貯藏，圖 24 為 TMI-2 事故中燃料碎片之保管系統。

在美國三哩島 2 號機(TMI-2)中之破損燃料或是燃料碎片之種類為熔融之燃料，處理方法有兩種，一種為半乾式的也就是說只有進行排水、沒有進行乾燥處理。另一種為有進行排水也有進行乾燥處理。對於裝置之基本之安全設計也分為兩種：一種為在濕式貯存中產生的氫氣由蓋子的篩網過濾器長時間排出。收納罐輸送容器(護箱)是密封構造、使用氫氣再結合器觸媒來管理氫氣產生量；另一種為收納罐沒有密封機能，產生的氫氣經由密封鋼筒上之 HEPA 過濾器排出。兩種處理方式皆使用收納罐收納。而屏蔽功能是由由周圍儀器與收納罐本身之厚度與構造來決定，並考慮收納罐能夠收納之最大收納量來進行除熱評估。

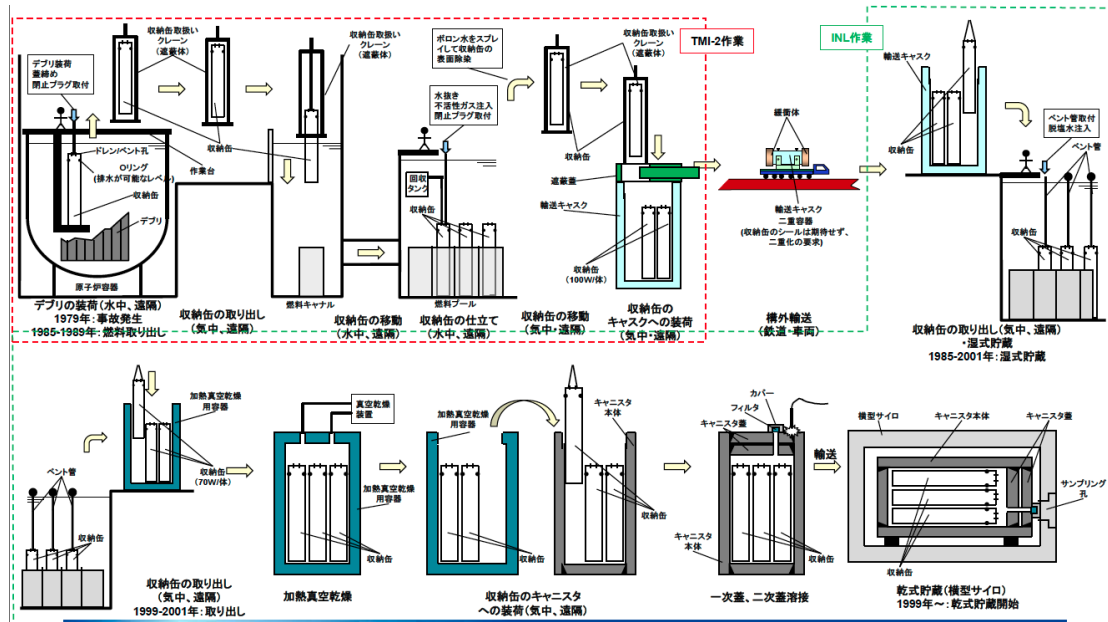


圖 22 TMI-2 破損燃料處理概述

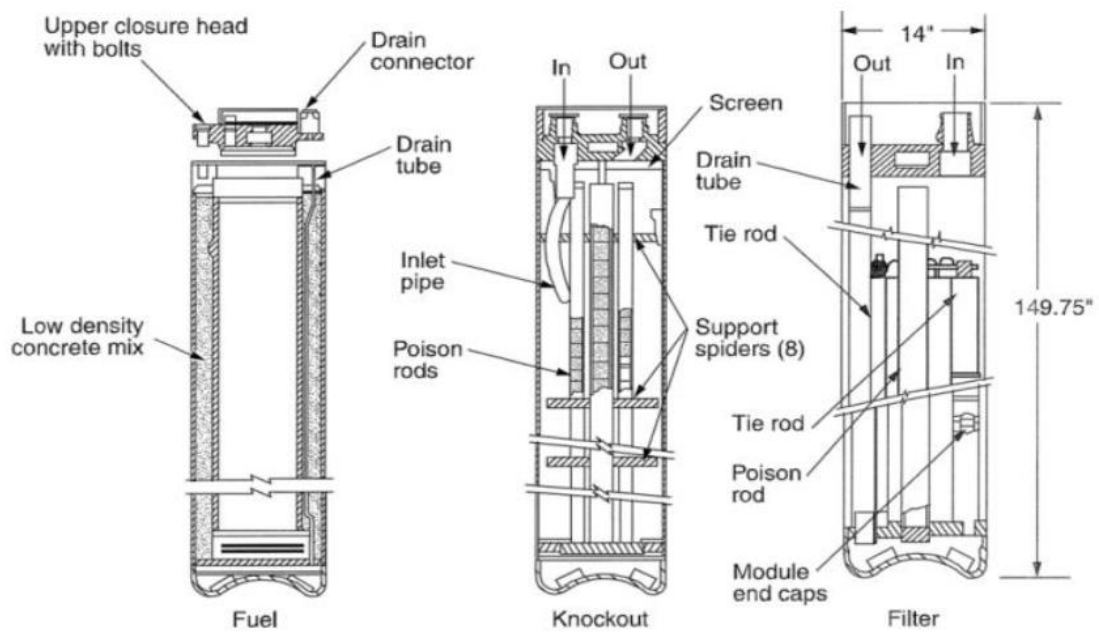


圖 23 在 TMI-2 事故中美國使用之收納罐 [68]



圖 24 TMI-2 事故中燃料碎片之保管系統 [69]

### 5.3.3 立陶宛 Ignalina 電廠破損用過核子燃料處理實績

立陶宛目前大約有 400 個含洩漏護套（leaky cladding，又稱“untight fuel”）的燃料組件，與具有大約 130 個機械破損的用過核子燃料組件。洩漏燃料的處理

程序與完整燃料處理方式類似，即燃料束在第 1 和 2 號機組的熱室分離。為了確保保護箱的乾燥，每個護箱裝載的洩漏燃料組件數量限制為 15 個（護箱容量為 40 個燃料組件），且燃料組件沒有任何外包裝（overpacks） [36]。

需要注意的是如具機械損傷的用過核子燃料組件(SFA)或可能於切割過程而造成用過核子燃料組件損壞之組件應於池水中進行處理。而處理時機則選擇在貯存池內的其他用過核子燃料組件將運送至乾式貯存設施時進行破損用過核子燃料組件處理。

目前 Ignalina 電廠的用過核子燃料組件只有目視檢測在水中進行。使用目視檢測可見全部用過核子燃料組件皆有腐蝕生成物沈積在表面，並沿著燃料組件呈不均勻分佈，有些用過核子燃料組件亦造成格架變形。經觀察燃料護套裂痕可分成環狀的（circular），軸向的（longitudinal）與綜合（complex）三種類別。

裝有用過核子燃料的 32M 提籃允許裝載入護箱情形只發生於下列幾種：

- 用過核子燃料從爐心退出在冷卻池時間已超過五年；
- 總衰變熱功率小於 6.1 kW
- 完整燃料束並只含 2% U-235 濃度燃料

裝載完畢的護箱將闔蓋蓋上，等待抽水、乾燥與抽真空操作後，於護箱內填充氮氣。且在護箱抽水階利用加馬能譜進行水中 Cs-137 活度檢測來達到對燃料護套完整性進行的控制。根據經驗，裝載處與處理護箱作業人員的平均劑量率為：

- 0.65 mSv @reactor unit (0.86 mSv@dry storage facility) / CASTOR® RBMK-1500 護箱（見圖 25，表 8）
- 0.20 mSv @reactor unit (0.26 mSv @dry storage facility)/ CONSTOR® RBMK-1500 cask 護箱（見圖 25，表 8）

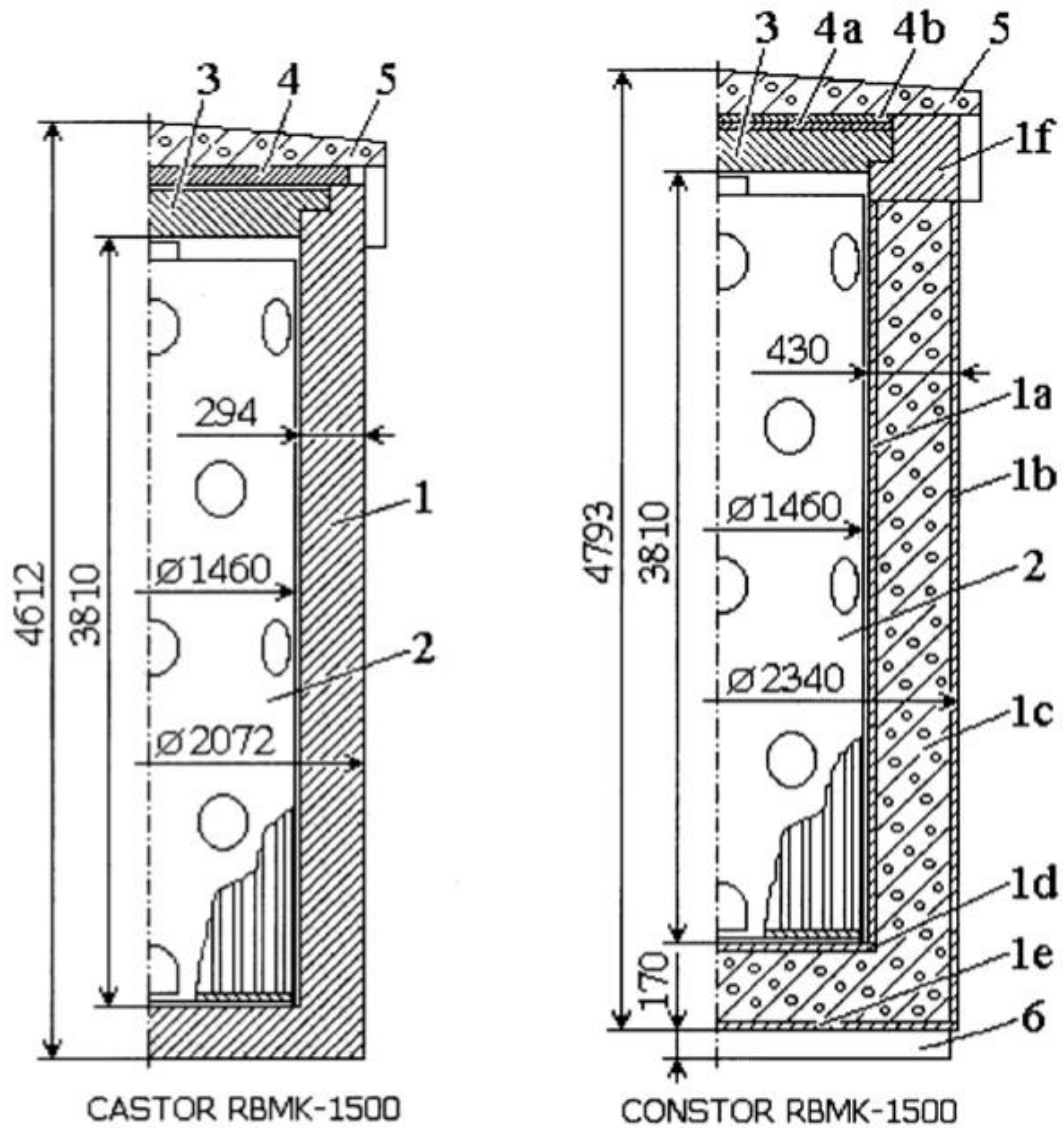


圖 25 CASTOR RBMK-1500 & CONSTOR RBMK-1500 尺寸構造圖

表 8 CASTOR RBMK-1500 & CONSTOR RBMK-1500 系統表

	CASTOR RMMK-1500	CONSTOR RBMK-1500
高度	~4.6 m	~4.8 m
直徑	~2.1 m	~2.3 m
承載重量	75 tons	88 tons
閉蓋系統 Lid system	螺栓式	螺栓式與銲接式
容量	102 燃料束 (51 燃料組件)	102 燃料束 (51 燃料組件)

新的中期乾式貯存設施（Interim Spent Fuel Storage Facility, B1-ISF）中。B1-ISF 目前正在建造，並將使用 CONSTOR RBMK-1500/M2 貯存護箱[70-71]。和先前的護箱相比，CONSTOR RBMK-1500/M2 可裝載的燃料束可達 182 束，且一定量的破損燃料束能貯存在此新型護箱內。CONSTOR RBMK-1500/M2 設計(圖 26)特點：

- 內含 2 個提籃-32M 提籃與靜止環提籃（stationary ring basket）
- 承載重量約 116 噸
- 三闔蓋設計-bolted, welded seal plate, 與第二重闔蓋（secondary lid）

氣體洩漏用過核子燃料組件的貯存方式和完整燃料束一樣（但真空乾燥過程將延長數小時並作為預防殘留水吸收材料的滲入）。

使用池中的現有設備來處理機械損壞的用過核子燃料組件，將單個組件分成兩個燃料束，並包裝每個燃料束裝入 cartridge 才放入特殊提籃中。使用在池中的新的燃料碎片收集系統收集燃料碎屑，並將碎屑包裝在 cartridge 中。一個護箱最多裝載 36 個裝有破損用過核子燃料或碎屑的 cartridge。

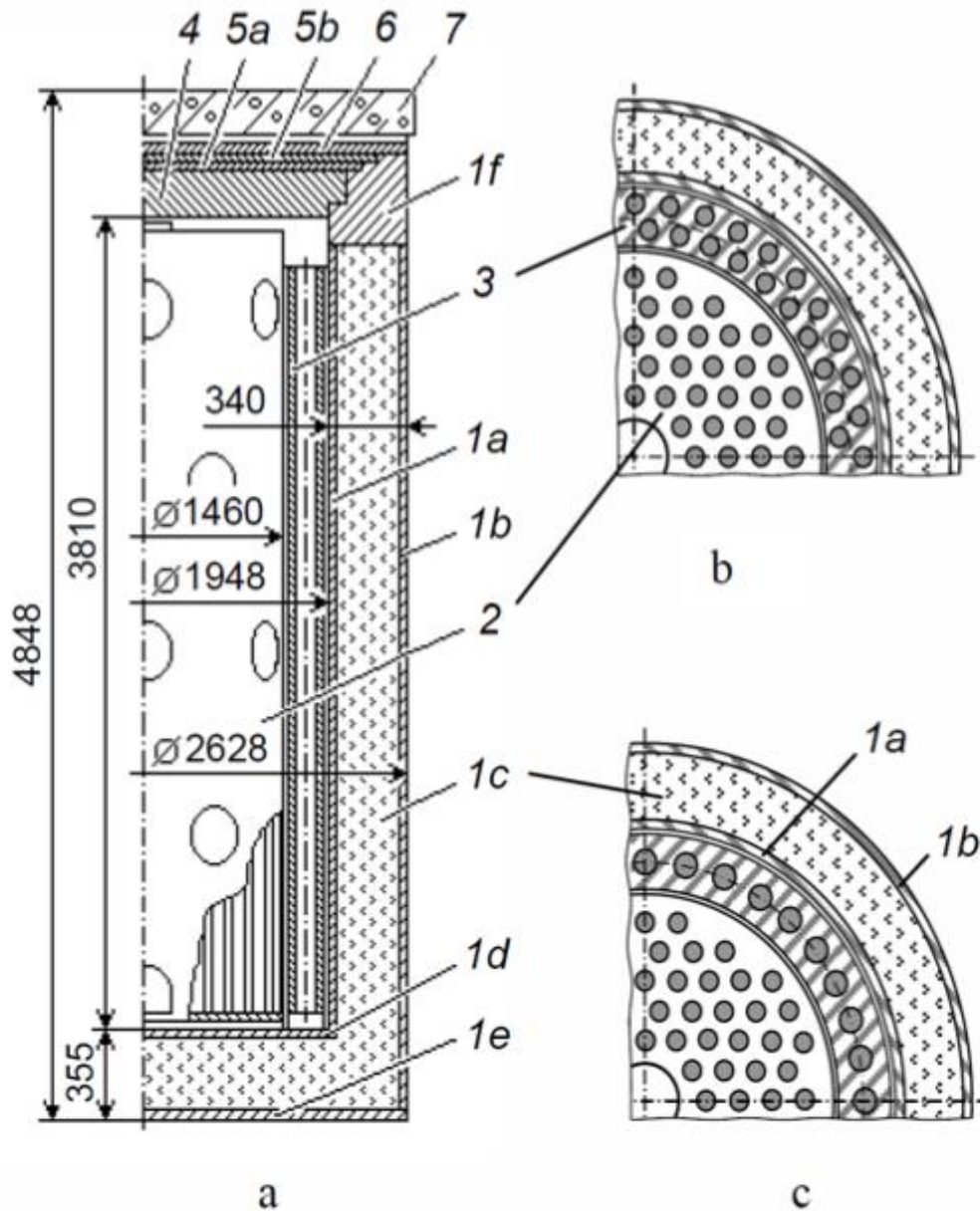


圖 26 CONSTOR RBMK-1500/M2 護箱尺寸構造圖

### 5.3.4 匈牙利破損燃料處理實績

2003 年，在化學清洗過程中，Paks NPP 的 2 號機組中有 30 個 VVER-440 燃料組件受到嚴重破壞，其損壞是由於在清洗槽進行清除沈積在燃料護套表面的銹垢作業程序所引起的。在化學清除過程在具水循環冷卻模式下的用過核子燃料池中進行，由於水泵提供的流率不足以有效的移除餘熱，加上水沒有流經部分燃



料組件，而造成清洗槽內冷卻水達到飽和產生蒸氣。槽內溫度沒有達到鋼的熔點，但已足夠使銦氧化，估計最大溫度約在 1200~1300 °C 之間。七小時的乾燥條件後，槽蓋被打開，池周圍的水迅速地冷卻燃料組件，高溫淬火導致氧化的燃料組件嚴重損壞。打開蓋子前五小時前已偵測到些許放射性物質釋放，當槽蓋開啟時則偵測到高活度。燃料組件的目視檢測結果發現有許多破片。偵測數據結果指出短半衰期同位素釋放在事件發生後即停止。然而，長半衰期同位素直到破損燃料移除後才釋放。氣態分裂產物透過煙囪從反應器廠房釋出，大部分揮發性或非揮發性物質都在冷卻水中並使用水純化系統的過濾器收集。從燃料棒的整體活度可使用 Paks 電廠活度偵測得知[72][73]。

2006~2007 年間，為了幫助管理事件中的嚴重破損燃料，俄羅斯專家協助 Paks 設計和建造特殊工具測試以及實施。被移除的用過破損燃料之燃料碎片和較大的燃料組件碎片被放置在特殊構造的通風罐(vented canister) (canister 28 和 canister 29) 中然後暫時貯存在 Paks 電廠的用過核子燃料池中。考量到燃料組件的狀態，比較可行的解決方案是用過核子燃料再處理並對產生的廢棄物做處置 [74]。Canister 28 被設計成容納較大的燃料組件，而 Canister 29 被設計成可容納燃料碎片 [75]。兩種類型的燃料通風罐則如圖 27 所示。罐上蓋子具加壓器確保去除罐中水受到輻射分解產生的氣體，也能避免溶於水裡的放射性核種從罐內釋放到冷卻池。

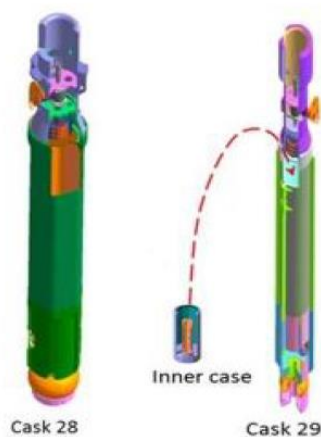


圖 27 用來包裝 Paks 事故中之破損核燃料

從準備燃料罐將破損燃料自 Paks 電廠運送到 Mayak 再處理廠，與接續的處理流程可以總結為以下三個重點階段（圖 28）[74]：

1. Paks 電廠燃料罐處理
2. 燃料罐運輸
3. Mayak 設施的燃料再處理

此破損燃料事件，對於運輸破損燃料的主要挑戰為確保濕的破損燃料運輸安全與需要長時間保持罐體的密封性。其中包括在電廠內密封罐駐留時間，運送至 Mayak 和收貨期間，以及燃料在切斷和再加工前停留在 Mayak 再處理廠的時間。

由於罐中殘留水的放射分解作用，使得運輸潮濕的破損燃料不同於運輸完整燃料的傳統方式。放射分解增加了密閉罐內的壓力並產生爆炸性氣體混合物。TMI-2 核電站處理受損燃料的經驗說明，這是影響安全的主要過程之一。

在開發基本技術時，對俄羅斯和國際法規進行了分析，以符合在再加工廠處理破損燃料組件的安全要求並合理運輸要求。所有關鍵的運輸安全方面都被納入考慮：包含核能和輻射安全、燃料罐的結構完整性和密封性、熱條件、爆炸和消防安全。俄羅斯實驗物理研究所進行的初步計算證實，破損燃料在填充氣體的 canister 28 和 29 中可以進行安全運輸。它們的設計考慮了 Mayak 預處理操作的要求。同樣有填充氣體的傳輸用包裝 (transport overpack) TUK-6 可用於裝運。四個 TUK-6 足以將所有的燃料罐從 Paks 核電廠運送到 Mayak。

表 9 為 Paks 電廠與 TMI-2 號機針對破損燃料處理使用之護箱功能比對表，從表中可得知，不管燃料是否發生溶融，乾濕式貯存皆有使用護箱來裝載破損燃料，而護箱的密封性與否皆需要考慮可能產生的氫氣排出，確保燃料安全。

表 9 Paks 電廠與 TMI-2 破損燃料所使用護箱比較

		TMI-2 事例	TMI-2 事例	Paks 事例
收納物		燃料碎片 (燃料溶融)	同左	護套破損 (燃料沒有溶融)
濕式/乾式貯存		半乾式 (只有進行排水、沒有進行乾燥處理。)	乾式	濕式
是否使用護箱		使用護箱	使用護箱	使用收護箱
基本安全設計	密封性	在濕式貯存中產生的氫氣由蓋子的篩網過濾器長時間排出 護箱輸送護箱是密封構造、氫氣再結合器觸媒來管理氫氣產生量	護箱沒有密封機能。產生的氫氣經由密封鋼桶上之 HEPA 過濾器排出	護箱在濕式貯存中產生的氫氣由具有排氣空能之蓋子排出
	遮蔽	由周圍儀器與護箱本身之厚度與構造決定	同左	同左
	除熱	護箱能夠收納之最大收納量來進行評估	同左	只記載除熱容量 (詳細不明)

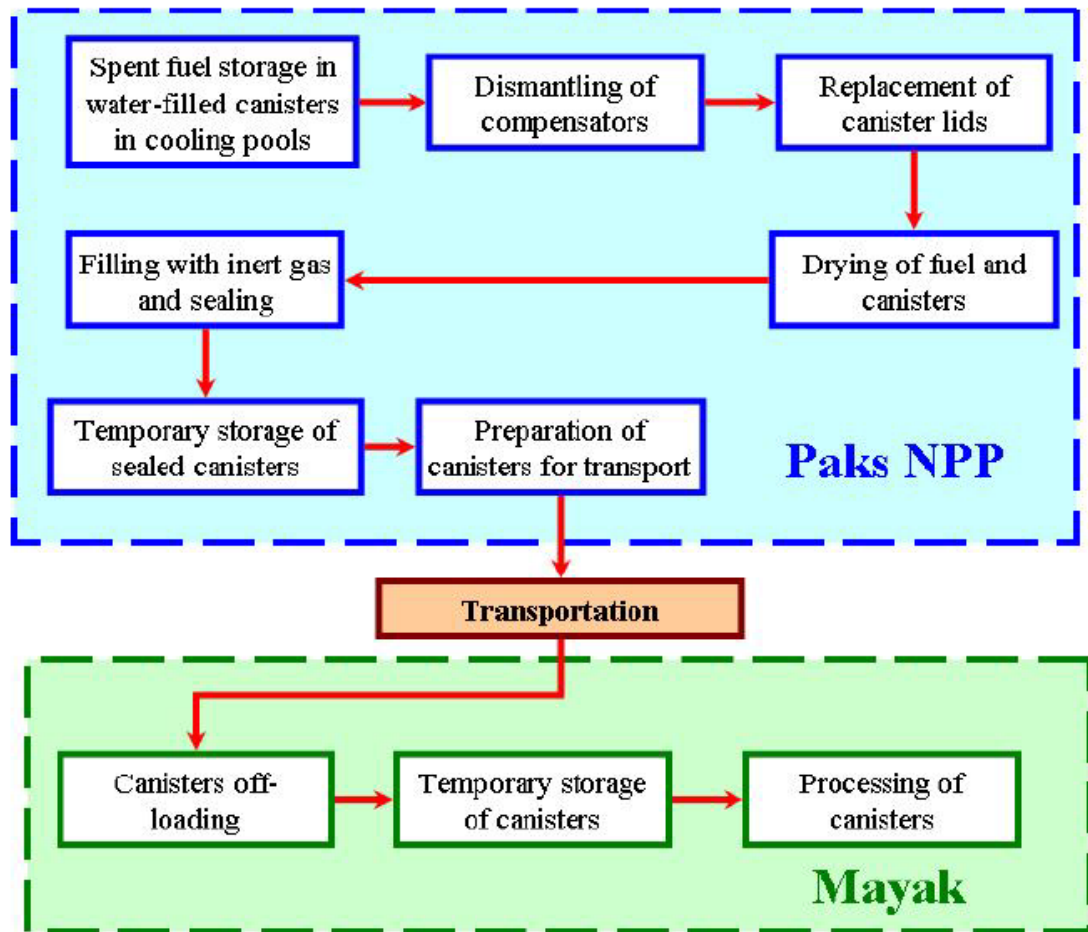


圖 28 Paks 電廠與 Mayak 再處理廠之破損燃料處理程序

### 5.3.5 德國 Greifswald 和 Rheinsberg 電廠破損燃料處理

Greifswald(KGR)和 Rheinsberg (KKR)最終關閉核電廠後，Greifswald(KGR)有三個明顯破損的 VVER 燃料組件裝入 CASTOR KRB MOX 護箱中，以便在 ZLN(臨時貯存設施)進行乾式貯存；2001 年時 Rheinsberg (KKR)電廠則有一個使用特殊提籃放置破損燃料部件並裝載於 CASTOR 護箱內經由火車送至 ISN (乾式貯存設施) [76]。

3 個不同部分的 VVER 破損燃料元件用特殊的夾持裝置 (gripping devices) 包裝入特別的密封鋼桶(canister)中。新的提籃了為 CASTOR KRB-MOX 建造。這些提籃是一個銲接結構用來承裝特殊鋼桶。在成功的冷測試(cold testing)後，3 個 CASTOR KRB-MOX 護箱放置在 1 號機組的重裝池 (reloading pond) 中。具有不同部分破損燃料元件在水中放入提籃內。已裝載的 CASTOR KRB MOX 護箱的清除作業與 CASTOR 440/84 護箱幾乎是相同的工作步驟。由於殘留的餘熱，CASTOR KRB MOX 護箱(圖 29、圖 32)在乾燥過程中被加熱。

針對乾燥後護箱內室的殘留濕度，知道為破損燃料棒中具多少水是很重要的，因為這些破損燃料無法被乾燥，所以殘留水分可能在貯存期間被釋出。故在處理用過核子燃料時必須區分燃料棒是否密封（即完整或有缺陷燃料元件）



圖 29 裝載完成的 CASTOR KRB-MOX 護箱

CASTOR 440/84(圖 30、圖 31)是為運輸和儲存 84 個六角形破損燃料元件、控制組件的燃料部份和 PWR 不同核心部件 (WVER 440 和 70) 而開發的護箱。

CASTOR 440/84 由鑄鐵製成且附有球形石墨的厚壁圓柱體、雙蓋系統以及用於燃料元件使用提籃所組成，籃子由 84 根六角硼化不銹鋼管製成。

雙蓋系統（一次蓋和二次蓋）封閉成一個特殊的受控壓力區（相當於緩衝空間），其壓力高於護箱內部和外部環境。因此在貯存期間，護箱的密封性可藉由與壓力閥的相連而控制。為了防止受到機械和天氣的影響，在雙蓋系統上方放置一個保護板。為了提高中子的吸收性，在護箱內部設置聚乙烯棒。護箱外表面的放射狀鰭片（radial fins）增加了傳傳導。在護箱頂部和底部附有耳軸以便處理。

CASTOR 護箱的裝載與貯存要求列於圖 33



圖 30 CASTOR 440/84 護箱（一）

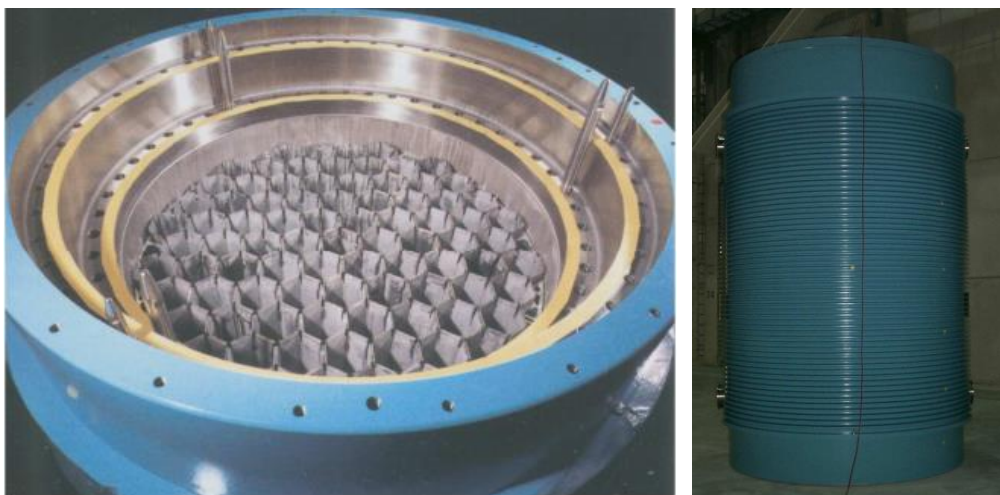


圖 31 CASTOR 440/84 護箱（二）



圖 32 CASTOR KRB – MOX 護箱

## Requirements for CASTOR – loading and storage

max. number of fuel assemblies		84
max. residual heat power	kW	12.5
max. activity	Bq	2.7 E+17
max. residual humidity after drying	- inner cask room	g/m <sup>3</sup> 4.85
	- buffer space	g/m <sup>3</sup> 9.4
	- between sealings	g/m <sup>3</sup> 9.4
permissible water mass in total in the CASTOR atmosphere	g	21
He-leak rate of the first barrier	hPa l/s	1.0 E-7
He-leak rate of the second barrier	hPa l/s	1.0 E-7
gas environment		Helium
gas pressure after tightness test	hPa	min. 450 max. 500
gas (He) pressure in the buffer space	hPa	6000
number of adsorption candles		2
surface dose rate	mSv/h	≤ 0.2 (γ) ≤ 0.3 (n) (ICRP-60)
surface contamination	Bq/cm <sup>2</sup>	≤ 4 (β,γ) ≤ 0.4 (α)
special permissible FE - configuration to decrease ambient dose outside the cask		

圖 33 CASTOR 護箱的裝載與貯存要求

### 5.3.6 英、法國破損燃料處理

英國針對破損燃料開發了一種稱為多元件瓶 (Multi-element bottle, MEB ) (圖 34)，MEB 為運輸和貯存用破損燃料的容器。例如：其中幾個燃料棒彎曲並

且下部噴嘴損壞的 BWR 燃料組件用鋼筋加固，並放置於專用容器內貯存在 MEB 中。之後如 5.1.1 小節所提及英國電廠使用的 AGR 損壞燃料/組件在熱室經乾燥包裝後，才會運送至 Sellafield 的 THORP 再處理廠進行熱氧化處理。

而具有多根破損燃料棒的燃料組件則用線和環形儀器（圖 35）加強，於再加工之前一樣得放置在設計特殊的容器內。此外，在對於重新組裝的燃料或是完整用過核子燃料不同的結構或狀態進行再處理的情況下，預先進行剪切試驗。

[62]



圖 34 BWR 燃料用 MEB



圖 35 加強多根破損燃料棒的燃料組件 [77]



在法國破損燃料的情況是將損壞的燃料棒存放在核電廠的膠囊(Capsule，圖 36)中，將膠囊裝載在膠囊容器(Capsule canister，圖 37)中，並使用有運輸執照之運輸桶送往 AREVA La Hague 用過核子燃料再處理設施。另一方面，洩漏燃料棒(gas-leaking fuel rod)不需要特別裝載至膠囊中，使用具有運輸洩漏燃料執照之運送容器即可[78]。

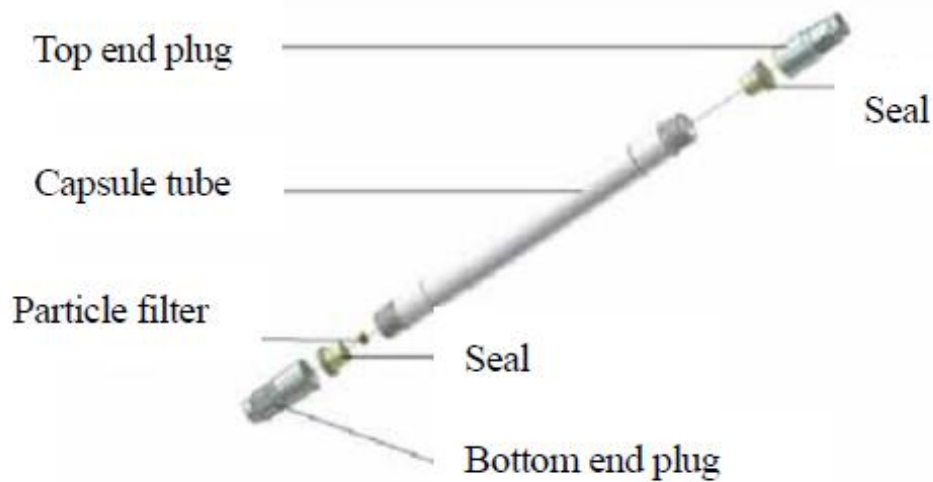


圖 36 破損燃料收納膠囊(Capsule)

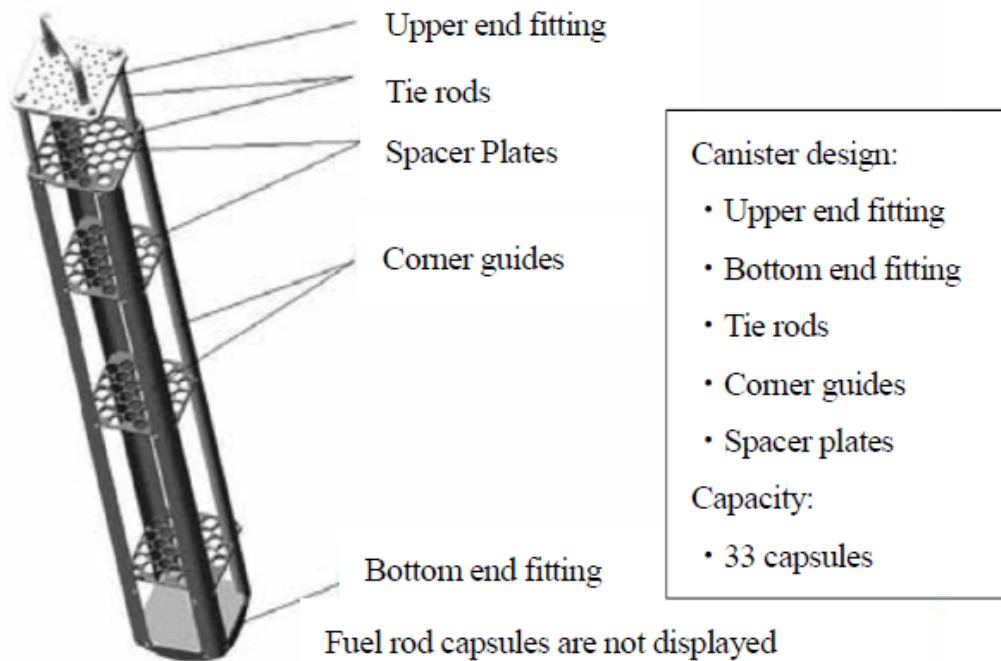


圖 37 收納燃料之膠囊容器

## 5.4 我國除役電廠破損用過核子燃料乾式貯存的管制建議

綜合第 5 章前 3 個子章節，針對我國除役電廠破損用過核子燃料乾存列出以下幾點管制建議：

1. 電廠應透過線上監測、運轉歷史及啜吸檢測之方式或其組合確保用過核子燃料之完整性
2. 對於存在或具有破損風險之用過核子燃料，於乾貯前需就其破損狀況，評估採用特別設計之包裝或容器之必要，以確保其貯存期間不致發生劣化及燃料重排現象並保有再取出性。
3. 破損燃料經再包裝後若與完整燃料共同存放於一護箱中時，需就裝載破損燃料可能造成的臨界、熱流、結構與屏蔽進行評估，並確保其於意外事故中不致發生超出設計限值之情事。

## 6. 結論

本計畫已經完成國際用過破損核子燃料管理方法之最新動態、國際破損用過核子燃料之定義以及分類、國際破損用過核子燃料乾式貯存管制法規研究的蒐集，在處理破損用過核子燃料之方法中，根據匯整國際資訊，除了烏克蘭採取更換或修理結構組件來進行處理外，大多都使用裝罐的方法來避免放射性物質外洩。

關於破損燃料乾式貯存目前國際實際案例並不多，本計畫收集了關於破損燃料處理之 4 個案例來提供我國之後處理破損燃料之參考，且因應我國後續可能進行的除役工作，用過核子燃料貯存安全與管理成為重點工作。為此，本計畫依據蒐集之參考資料為我國除役電廠破損用過核子燃料乾式貯存提出管制建議如 5.4 節所述。

管理破損用過核子燃料為國際共通的議題，如何維持管制/管理技術與安全要求合乎國際水準，則需仰賴掌握新知及與國際互動接軌。本計畫之完成提供我國管制機關最新的國際資訊，藉助國際經驗，作為國內後續安全管制之參考依據。

## 7. 参考文献

1. 台湾電力公司，“核一廠除役計畫書-第九章第五節，”頁次 9-46，106 年 2 月。
2. 台湾電力公司，“核一廠除役計畫書-第十章第一節，”頁次 10-24，106 年 2 月。
3. Dr. R. Diersch, Dr. G. Dreier, H. Stelzer, *Castor V - The Package System for Transport And Storage Of Spent Fuel Assemblies.*”
4. 青森県原子力立地対策課，“使用済燃料中間貯蔵施設に係る安全性チェック・検討会結果”，Jun, 2008
5. 日東京電力株式会社，“福島第一原子力発電所共用プール建屋から 乾式キャスク仮保管設備への既設の乾式貯蔵キャスク 1 基の構内輸送について”，Apr 2013
6. 日本原子力発電株式会社，“平成 25 年度 東海発電所・東海第二発電所の年間主要事業計画について”，Apr 2013
7. 中部電力株式会社，“浜岡原子力発電所 使用済燃料乾式貯蔵施設の建設計画の変更について”，Jul 2014
8. Office for Nuclear Regulation, *Dry fuel storage inspection*, <http://www.onr.org.uk/intervention-records/2014/sizewell-b-14-214.htm>.
9. 台湾電力公司，“核一廠用過燃料式貯存設施安全分析報告，”民國 97 年 1 月。
10. 台湾電力公司，“核二廠用過燃料式貯存設施安全分析報告，”民國 101 年 3 月。
11. 國立清華大學核子工程與科學研究所，“除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存安全管制技術研究計畫書，”民國 106 年 2 月。
12. IAEA, *Nuclear Energy Series NO. NF-T-3.6 Management of Damaged Spent Nuclear Fuel.*
13. U.S. Nuclear Regulatory Commission, *SFST ISG-1, Rev. 2, Classifying the Condition of Spent Nuclear Fuel for Interim Storage and Transportation Based on Function*, Division of Spent Fuel Storage and Transportation Interim Staff Guidance No. 1, 2007.
14. U.S. Nuclear Regulatory Commission, *SFST ISG-2, Rev. 2, " Fuel Retrievability in Spent Fuel Storage Applications*, Division of Spent Fuel Storage and

- Transportation Interim Staff Guidance No. 2, 2016.
15. DECC, *Implementing Geological Disposal: A Framework for the long-term management of higher activity radioactive waste, White Paper*, July 2014.
  16. J. Kyffin and A. Hillier, *Technological Development to Support a Change in the United Kingdom's Strategy for Management of Spent AGR Oxide Fuel*, IAEA International Conference on the Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors, Vienna, 15-19 June 2015.
  17. U.S. Nuclear Regulatory Commission , “*Press Release 16-024: NRC Issues Final Supplement to Yucca Mountain Environmental Impact Statement,*” May 5, 2016.
  18. U.S. Nuclear Regulatory Commission , “*Press Release 15-051: NRC Issues Draft Supplement to Yucca Mountain Environmental Impact Statement,*” August 13, 2015.
  19. American National Standard Institute, *Characterizing Damaged Spent Nuclear Fuel for the Purpose of Storage and Transport, ANSI N14.33-2005*, Washington DC, 2005.
  20. R. L. Kellar, *Spent Fuel Storage Integration in the United States: Planning for Storage and Transportation*, IAEA International Conference on the Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors, Vienna, 15-19 June 2015.
  21. K. S. Cole, *Spent Fuel Dry Storage: Challenges and Lessons Learned from Recent Project Experience at Shutdown Nuclear Plants in the US*, IAEA International Conference on the Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors, Vienna, 15-19 June 2015.
  22. Einziger, R., Brown, C.L., Hornseth, G.P., Helton, S.R., Osgood, N.L., & Interrante, C.G. (2007).*Damage in spent nuclear fuel defined by properties and requirements*, International Atomic Energy Agency (IAEA): IAEA.
  23. <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-g-n/hungary.aspx>, accessed 13/12/16.
  24. IAEA, *Spent Fuel Performance Assessment and Research: Final Report of a Coordinated Research Project (SPAR-II) 2004-2008*, IAEA-TECDOC-1680, 2012.
  25. J. Zsoldos, *Handling of damaged spent fuel in Hungary, IAEA Technical Meeting on Lessons Learned in Spent Fuel Management*, Vienna, 8-10 July 2014.
  26. [http://www.oecd-nea.org/rwm/profiles/germany\\_profile.pdf](http://www.oecd-nea.org/rwm/profiles/germany_profile.pdf), accessed 13/12/16.

27. K. Linnemann, U. Herbrich, F. Wille and H. Volzke, *Spent Fuel Management: Current Situation in Germany*, IAEA Technical Meeting on Lessons Learned in Spent Fuel Management, Vienna, 8-10 July 2014.
28. W. Goll and W. Hummel, *Issues in Handling Damaged Fuel in Germany*, IAEA Workshop on Handling Damaged Fuel, Vienna, December 2005.
29. K. Linnemann, V. Ballheimer, L. Muller, A. Rolle, F. Wille and B. Droste, *Aspects of Spent Fuel Behaviour Assessment for Transport Packages*, IAEA International Conference on the Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors, Vienna, 15-19 June 2015.
30. 保加利亞：低放處置進度向前邁進  
<http://archived.chns.org/s.php?page=23&id=1&id2=982.html>, accessed 13/11/17
31. I. Mele, *Experience with Damaged Spent Fuel in Slovenia*, IAEA Workshop on Handling Damaged Fuel, Vienna, December, 2005.
32. IAEA, *Management of Damaged Spent Nuclear Fuel*, IAEA Nuclear Energy Series No. NF-T-3.6, 2009.
33. D. Berkriev, *Failed and Damaged Spent Fuel Issues at Kozloduy NPP: Current Status*, IAEA Workshop on Handling Damaged Fuel, Vienna, December 2005.
34. 鄭敬瀚、黃崇豪，”赴瑞典西屋公司進行核電廠除役技術交流及參觀 SKB 公司用過核子燃料處理設施出國報告”，核能研究所，104 年 6 月 29 日
35. SKB, *Spent nuclear fuel for disposal in the KBS-3 repository*, Technical Report TR-10-13, December 2010.
36. A. Wikmark, *Damaged Irradiated Nuclear Fuel; Development of Transport and Intermediate Storage Solutions*, Waste Management 2014 Conference, Phoenix, Arizona, USA, 2-6 March 2014.
37. [http://rata.lt/wp-content/uploads/2015/12/rata\\_gera\\_net.pdf](http://rata.lt/wp-content/uploads/2015/12/rata_gera_net.pdf), accessed 13/12/16.
38. Artūras Šmaižys, *RBMK-1500 Spent Nuclear Fuel Storage Experience at Ignalina NPP*, LITHUANIAN ENERGY INSTITUTE, Technical Meeting on Spent Fuel Storage Options, 2013, Vienna, Austria.
39. <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-g-n/japan-nuclear-fuel-cycle.aspx>, accessed 13/12/16.
40. 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”，平成 29 年 4 月 26 日。
41. 吳才基、丁宇、張仁坤，”赴日本參加高放射性廢棄物地質處置交流年會並

參訪貯存、處置設施及研究機構報告”，105 年 11 月 29 日

42. Matthew French, David Nixon, Roger Thetford, Mark Cowper ,*Packaging of Damaged Spent Fuel*, RWM007659, 204895-UA00, 2016
43. IAEA Nuclear Energy Series, Technical Reports, *Management of Damaged Spent Nuclear Fuel* , No. NF-T-3.6, 2009.
44. Johnson, E.R., “*Acceptance of failed SNF assemblies by the Federal waste management system*”, Properties, Storage & Transport of Damaged Spent Fuel, ORNL/Sub/86-SA094/5, JAI-325, March 1990, Presented at Saclay, 2 June 1993.
45. U.S. Nuclear Regulatory Commission , *DD-84-9, Shipments of High Level Nuclear Power Plant Waste, John G Davis, Director, USNRC/NMSS* (1984).
46. U.S. Nuclear Regulatory Commission , *Spent Fuel Program Office Interim Staff Guidance (ISG) No. 1, Rev. 1, Classifying the Condition of Spent Nuclear Fuel for Interim Storage and Transportation based on Function*, 2007.
47. U.S. Nuclear Regulatory Commission , *Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel and High-Level Waste, 10 CFR 72*, US Govt Printing Office, Washington, DC (2005) 355.
48. U.S. Nuclear Regulatory Commission , *Packaging and Transport of Radioactive Materials, 10 CFR 71*, US Govt Printing Office, Washington, DC (2005) 278.
49. Dr. R. Diersch, Dr. G. Dreier, H. Stelzer, *Castor V - The Package System for Transport and Storage of Spent Fuel Assemblies*, U Gesellschaft für Nuklear-Behälter mbH.
50. 游玉煌, ”核一廠用過核燃料真空啜吸完整性檢測報告”, 核能研究所, 100 年 8 月。
51. “「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」及び「使用済燃料中間貯蔵施設における金属製乾式キャスクとその収納物の長期健全性について」について”, 日本原子力安全委員会, 2002.
52. 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”, 平成 29 年 4 月 26 日
53. “リサイクル燃料備蓄センター使用済燃料貯蔵事業変更許可申請書”, 平成 26 年 1 月 15 日
54. “使用済燃料中間貯蔵施設における金属製乾式キャスクについて (HDP-69B 型)”, 日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社の一部加筆, 平成 21 年 5 月

55. IAEA, *IAEA Safety Standards Series No. SSG-15, Storage of Spent Nuclear Fuel, Specific Safety Guide*, 2012, Vienna.
56. 紀立民、陳智隆，”放射性核廢棄物處置管制技術國際動態與發展現況分析研究”，能研究所，2016
57. 核研所，”德國與日本室內乾式貯存法規要求與現況研析”，頁次 4-11，核研所
58. ESK, *Guidelines for dry cask storage of spent fuel and heat-generating waste*, Revised version of 10.06.2013.
59. 核研所，荷蘭室內乾式貯存法規要求與現況研，頁次 2-3，2016。
60. *Design and Operation of Storage Facilities for Radioactive Waste and Spent Fuel Assemblies*, NESI-G04, 2015.
61. “Transport and Storage Casks for Interim Storage”, NESI-G05, 2011.
62. “使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理方法の検討—平成 25、26 年 度 成 果 概 要 報 告 ” — JAEA-Review,2015-018,DOI:10.11484/jaea-review-2015-018, accessed 1/11/17.
63. “容器承認申請書”，原技發第 121 號 <https://www.nsr.go.jp/data/000030483.pdf> 2014 年 2 月 21 日
64. W. S. Woodward, *Underground Interim Storage of Spent Nuclear Fuel – HI-STORM UMAX*, IAEA International Conference on the Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors, Vienna, 15-19 June 2015.
65. [http://us.areva.com/home/liblocal/docs/Catalog/AREVA-TN/ANP\\_U\\_354\\_V1\\_1\\_1\\_ENG\\_MP197HB\\_TC.pdf](http://us.areva.com/home/liblocal/docs/Catalog/AREVA-TN/ANP_U_354_V1_1_1_ENG_MP197HB_TC.pdf), accessed 5/11/17.
66. [http://us.areva.com/home/liblocal/docs/Catalog/AREVA-TN/ANP\\_U\\_354\\_V3\\_14\\_ENG\\_MP197HB\\_TC.pdf](http://us.areva.com/home/liblocal/docs/Catalog/AREVA-TN/ANP_U_354_V3_14_ENG_MP197HB_TC.pdf), accessed 5/11/17.
67. 技術研究組合，国際廃炉研究開発機構，”燃料デブリ取り出し関連の研究開発の状況”，平成 26 年 7 月 18 日
68. DOE/SNF/REP-084 *TMI Fuel Characteristics for Disposal Criticality Analysis*, 2013.
69. Andrew P. Szilagyi, *Three Mile Island Unit 2 Overview and Management Issues*, OECD-Nuclear Energy Agency – 12th Meeting of the WPDD, France, 2011i.
70. B. Koenning, J. Fernandez Puga, J. Rausch and R. Ziehm, *Nuclear Waste Management Treatment Facility and Spent Fuel Storage at the Ignalina Nuclear Power Plant*, Waste Management 2009 Conference, Phoenix, Arizona, USA, 1-5,



March 2009.

71. A. Smaizys, *RBMK-1500 Spent Nuclear Fuel Storage Experience at Ignalina NPP*, IAEA Technical Meeting on Spent Fuel Storage Options, Vienna, 2-4 July 2013.
72. Z Hózer et al, *Activity release from damaged fuel during the PAKs-2 cleaning tank incident in the spent fuel storage pool*, Journal of Nuclear Materials No 392, pages 90-94, 2009.
73. Republic of Hungary, *National Report: Document prepared in the framework of the Convention on Nuclear Safety: Annex 8: Damaged Fuel Elimination Project*, Fourth Report, 2007.
74. E.A. Zvir, V.P. Smirnov, and I. Hamvas, *Management of Damaged SNF Handling Operations at Paks NPP*, IAEA International Conference on Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors ,Vienna, 2010
75. E. A. Zvir, V. P. Smirnov and I. Hamvas, *Management of damaged SNF: handling operations at Paks NPP*, IAEA International Conference on the Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors, Vienna, 31 May-4 June 2010.
76. H. Förtsch, and E. Thurow, *Fuel Management in EWN*.
77. A .H. C. Callaghan, et al., *The Management of Non-standard, Failed and Damaged Oxide Fuels at Sellafield*, © British Nuclear Group, 2005.
78. International Atomic Energy Agency, *Spent Fuel Performance Assessment and Research: Final Report of a Coordinated Research Project (SPAR-II)*, IAEA TECDOC 1680, © IAEA, Vienna, 2012.
79. U.S. Nuclear Regulatory Commission, *SFT ISG-11, Rev. 3, Cladding Considerations for the Transportation and Storage of Spent Fuel*, Division of Spent Fuel Storage and Transportation Interim Staff Guidance, 2016.
80. Dr. Shang, *Regulations and Best Practices on Radioactive Waste Management in Germany*, 「核能電廠用過核燃料室內乾貯安全審查與管制研討會」, 2017 年 4 月 19-20 日, 原子能委員會
81. IAEA, *IAEA Safety Standards Series No. SSG-15, Storage of Spent Nuclear Fuel, Specific Safety Guide*, 2012, Vienna.