

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 (2×10^{-6}) 出處[14],[15]。	I -29
圖 10、U.S. NRC 的限值 (2×10^{-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 (2×10^{-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 1.8×10^{-12} 、後續年約為 3.2×10^{-14} ；螺栓式護箱第一年風險值約為 5.6×10^{-13} 、後續年約為 1.7×10^{-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(2×10^{-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 1.8×10^{-12} and follow-up year risk is about 3.2×10^{-14} ; in bolted cask case, the first year risk is about 5.6×10^{-13} and follow-up year risk is about 1.7×10^{-13} . Although the risks of casks are different, with different design and different assumptions, they are much lower than the regulatory limits (2×10^{-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。

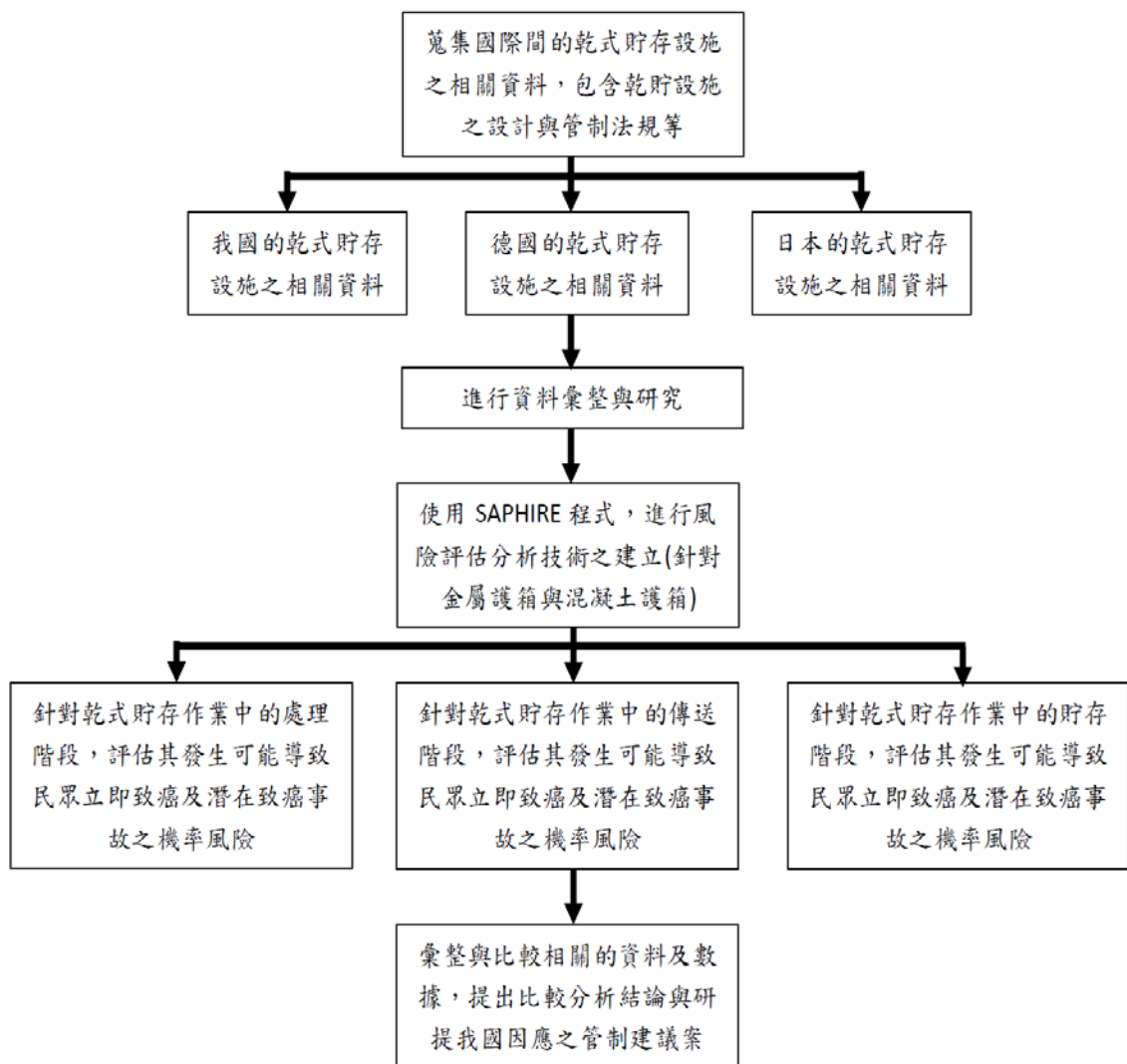


圖 1、研析方法與步驟之流程圖

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]。

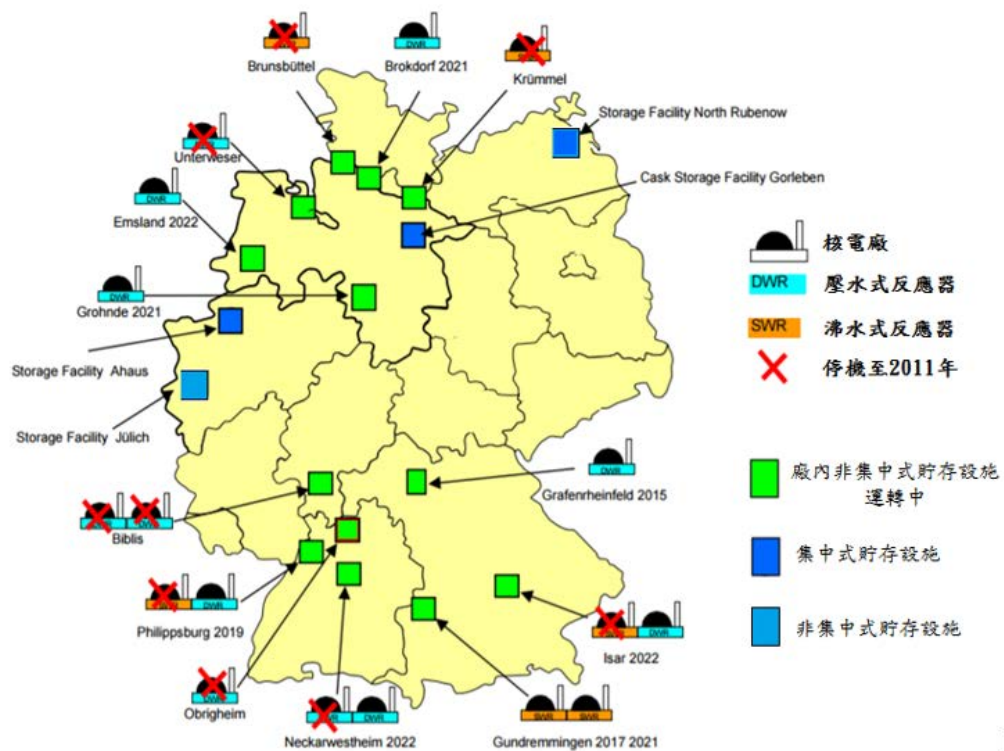


圖 2、德國乾式貯存設施分佈圖 [3]

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 m³ 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]。

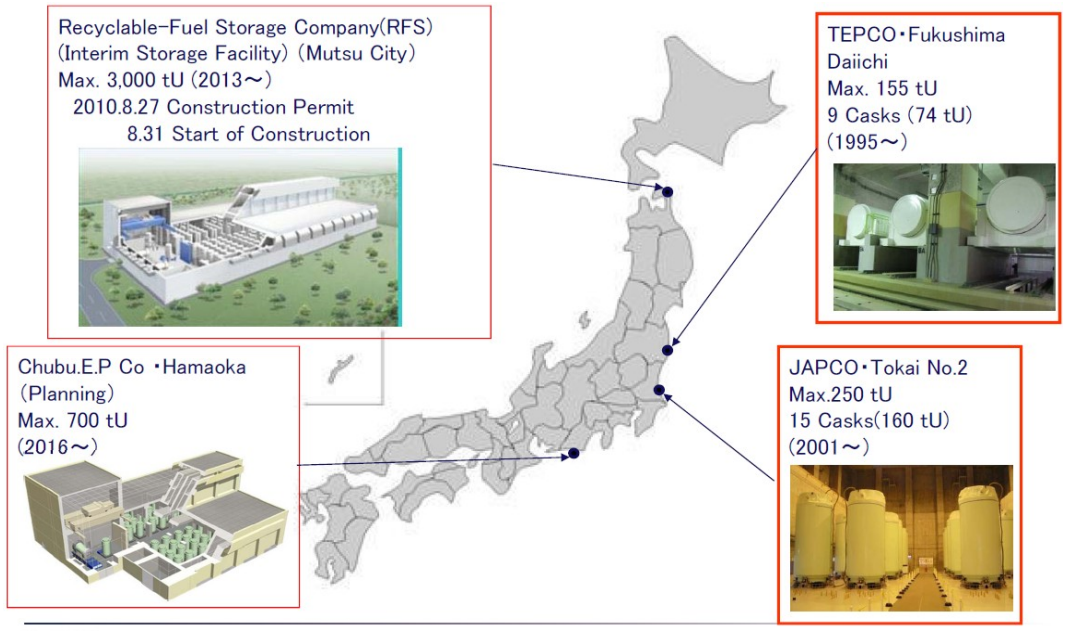


圖 3、日本乾式貯存設施分佈圖 [1]

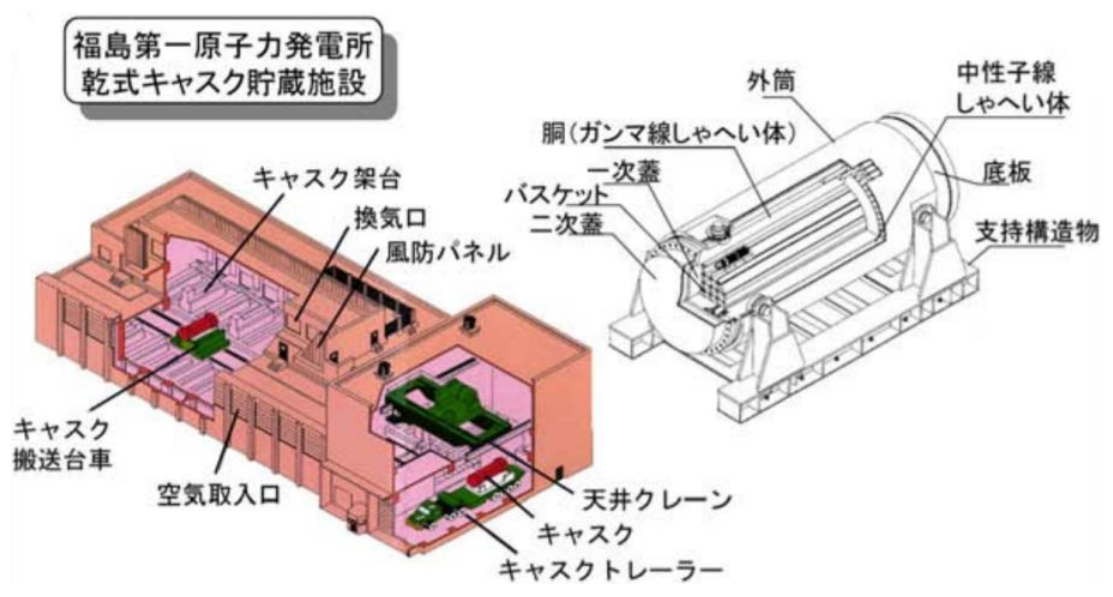


圖 4、日本福島第一核電廠室內乾式貯存設施圖 [7]

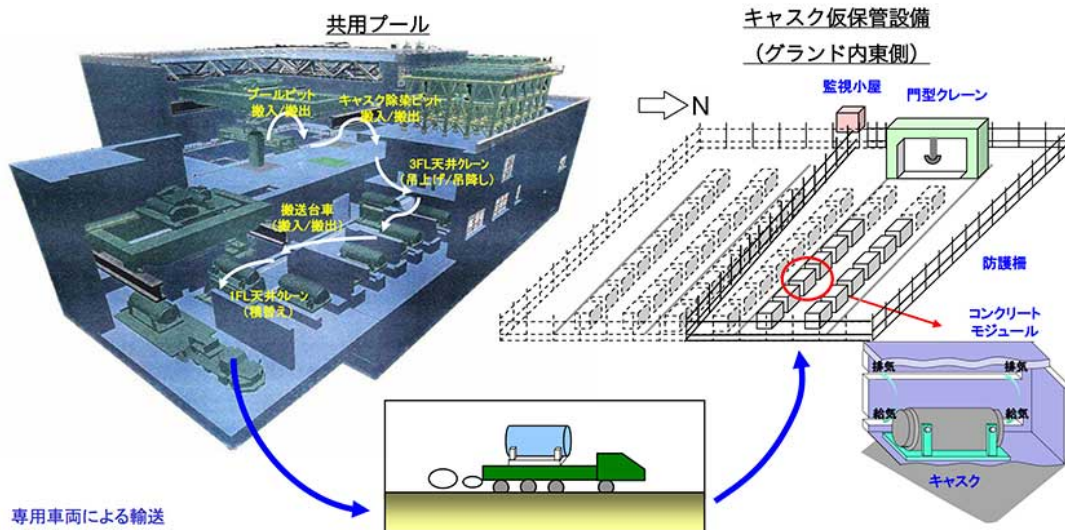


図 5、日本福島第一核電廠露天乾式貯蔵施設図[8]

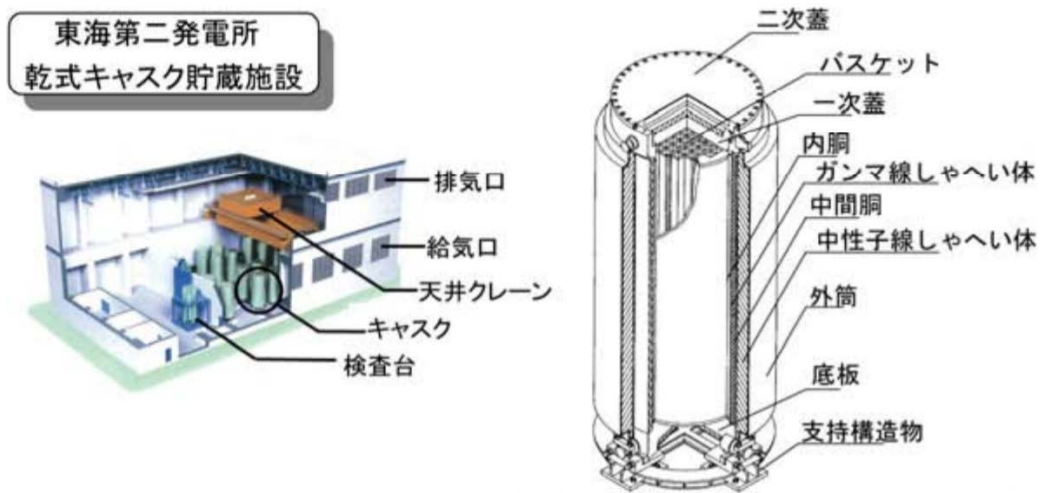


図 6、日本東海第二核電廠室内乾式貯蔵施設図[10]

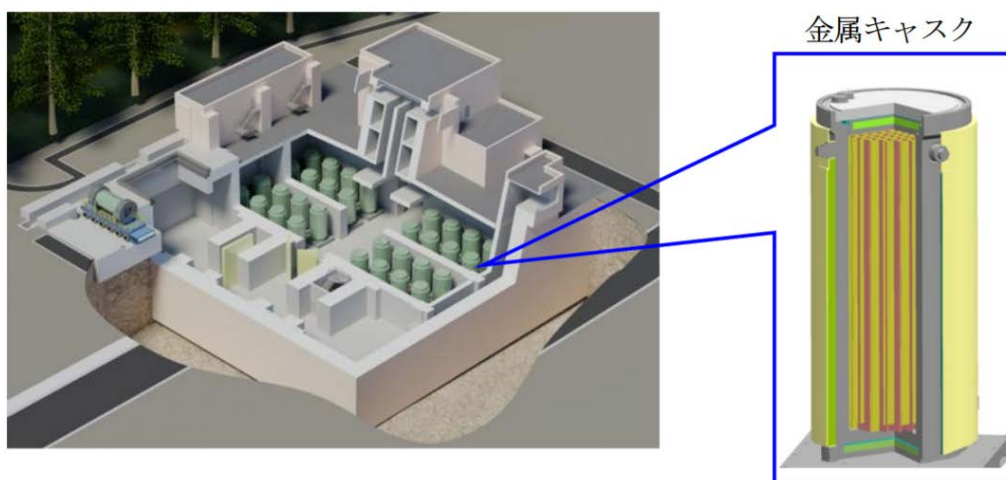


図 7、日本濱岡核電廠室内乾式貯蔵施設図[11]

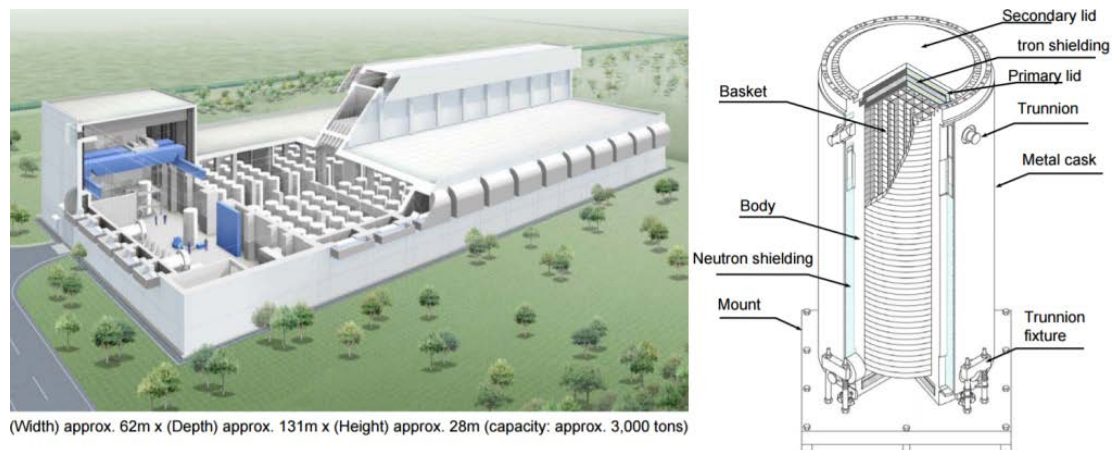


圖 8、日本 RFSC 第一期設施圖[12]

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 1.8×10^{-12} 。在後續年的機率論式危險度評估結果為每年 3.2×10^{-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 5.6×10^{-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(2×10^{-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 2×10^{-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 2×10^{-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(2×10^{-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
傳送護箱掉落於				
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
熱事故				
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
貯存護箱掉落於				
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
貯存護箱傾倒				
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
熱事故				
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		
重物撞擊				
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	
爆炸引起之衝擊				
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		
熱事故				
排氣阻塞				
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	
火災引起之升壓或溫差				
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	7×10^{-6} 至 1.2×10^{-3}	7×10^{-7} 至 1.2×10^{-4}
CRUD	1.5×10^{-3}	1.5×10^{-4}

表 10、MACCS2 外釋劑量計算結果

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
惰性氣體	放射性核種	CRUD				
0.12	1.2×10^{-3}	1.5×10^{-3}	50	0	3.6×10^{-4}	1.85
0.12	1.2×10^{-3}	1.5×10^{-3}	120	0	2.1×10^{-4}	0.14
0.12	1.2×10^{-4}	1.5×10^{-4}	50	0	5.2×10^{-5}	0.22
0.12	7×10^{-6}	1.5×10^{-3}	50	0	4.3×10^{-6}	0.026
0.12	7×10^{-6}	1.5×10^{-3}	120	0	2.6×10^{-6}	0.0036
0.12	7×10^{-7}	1.5×10^{-4}	50	0	4.3×10^{-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	2.2×10^{-3}	6.4×10^{-2}	NG	1	1.5×10^{-12}	1.9×10^{-16}
2	不適用					0
3: 傳送護箱掉落	5.6×10^{-5}	1	NG	1	1.0×10^{-10}	5.6×10^{-15}
4: 傳送護箱掉落	5.6×10^{-5}	1.0×10^{-6}	A11	1.5×10^{-4}	3.6×10^{-4}	3.0×10^{-18}
5: 傳送護箱掉落	5.6×10^{-5}	1.0×10^{-6}	A11	1.5×10^{-4}	3.6×10^{-4}	3.0×10^{-18}
6: 傳送護箱掉落	5.6×10^{-5}	1.0×10^{-6}	A11	1.5×10^{-4}	3.6×10^{-4}	3.0×10^{-18}
7: 傳送護箱掉落	5.6×10^{-5}	1.0×10^{-6}	A11	1.5×10^{-4}	3.6×10^{-4}	3.0×10^{-18}
8: 傳送護箱掉落	5.6×10^{-5}	1.0×10^{-6}	A11	1.5×10^{-4}	3.6×10^{-4}	3.0×10^{-18}
9-10	不適用					0
11-17: 傳送護箱 掉落	5.6×10^{-5}	1.0×10^{-6}	A11	1.5×10^{-4}	3.6×10^{-4}	3.0×10^{-18}
18: 降低傳送護箱 通過設備 100 呎掉 落	5.6×10^{-5}	0.020	NG	1	1.0×10^{-10}	1.0×10^{-16}
			OT	1.5×10^{-4}	3.6×10^{-4}	6.0×10^{-14}
19	不適用					0
20: 多功能密封鋼 筒掉落(19 呎掉 落)	5.6×10^{-5}	0.28	NG	1	1.0×10^{-10}	1.6×10^{-15}
			OT	1.5×10^{-4}	3.6×10^{-4}	8.5×10^{-13}
21: 多功能密封鋼 筒掉落(19 呎掉 落)	5.6×10^{-5}	0.28	NG	1	1.0×10^{-10}	1.6×10^{-15}
			OT	1.5×10^{-4}	3.6×10^{-4}	8.5×10^{-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	7.0×10^{-7}	1.0×10^{-6}	A11	X	3.6×10^{-4}	2.5×10^{-16}
	6.3×10^{-9}	0.014	A11	X	3.6×10^{-4}	3.2×10^{-14}
	3.5×10^{-14}	1	A11	X	3.6×10^{-4}	1.3×10^{-17}
	3.7×10^{-9}	0		X	N/A	0
第一年風險總計						1.8×10^{-12}

貯存後續年						
34: 地震事件傾倒	7.0×10^{-7}	1.0×10^{-6}	All	X	3.6×10^{-4}	2.5×10^{-16}
被飛機擊中	6.3×10^{-9}	0.014	All	X	3.6×10^{-4}	3.2×10^{-14}
被隕石擊中	3.5×10^{-14}	1	All	X	3.6×10^{-4}	1.3×10^{-17}
飛機燃料火災	3.7×10^{-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	1.77×10^{-12}	0	3.22×10^{-14}	1.8×10^{-12}
貯存後之後 續年: 潛在致癌事 故之機率風 險	N/A	N/A	3.2×10^{-14}	3.2×10^{-14}

*遠低於 U.S. NRC 的限值(2×10^{-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 5×10^{-7} fatality/yr.
- (2) Public individual risk of latent cancer fatality (LCF) (QHG 2) is negligible if less than or equal to 2×10^{-6} fatality/yr or 4 mrem/yr.
- (3) Public individual risk of serious injury (QHG 3) is negligible if less than or equal to 1×10^{-6} fatality/yr.
- (4) Worker individual risk of acute fatality (QHG 4) is negligible if less than or equal to 1×10^{-6} fatality/yr.
- (5) Worker individual risk of LCF (QHG 5) is negligible if less than or equal to 1×10^{-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
Worker	Annual dose	*1E-05	0.25 mSv (25 mrem)	NMSS (QHG)
Public	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 NMSS Management
Slide # 9

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

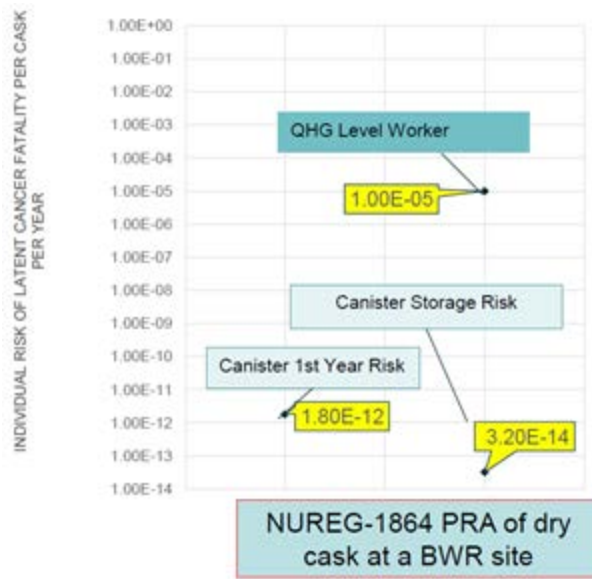


圖 10、U.S. NRC 的限值(2×10^{-6})與 NUREG-1864 報告的數值之比較[15]。

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 5.6×10^{-13} (只針對單一護箱)，而在後續幾年的風險為每年 1.7×10^{-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 3.2×10^{-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 8.5×10^{-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 8.3×10^{-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	5.0×10^{-03}
無法制止且長達 1 小時以上之火災	3.0×10^{-03}
在墊上錯誤裝載重物	2.6×10^{-06}
操作員忽視吊具結構缺陷	9.3×10^{-03}
未檢測出製造缺陷	3.6×10^{-03}
檢查過程檢測機械失效	2.3×10^{-02}
透過程序找到起重機問題 D58.0.10	2.9×10^{-02}
用過核子燃料裝載錯誤導致過多熱負載	2.4×10^{-08}
提供錯誤的中子吸收劑	2.2×10^{-04}
無法用惰性氣體加壓與排空氣	4.0×10^{-03}
錯誤讀取真空度	1.7×10^{-03}
操作員損壞或密封內部過壓	5.9×10^{-03}
操作員損壞或密封外部過壓	6.5×10^{-03}
操作員無法檢測出高中子輻射通過護箱表面	3.1×10^{-04}
測試期間檢測高輻射信號失效	1.0×10^{-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
護箱處理階段					
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 ⁻⁰⁶ 1.0 1.0 1.0	5.3 x 10 ⁻⁰⁶	1.1 x 10 ⁻⁰⁸	5.8 x 10 ⁻¹⁴
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 ⁻⁰⁶ 1.0 1.0 1.8 x 10 ⁻⁰⁵	9.54 x 10 ⁻¹¹	2.2 x 10 ⁻⁰⁶	2.1 x 10 ⁻¹⁶
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 ⁻⁰⁸ 1.0 1.00 1.0	3.3 x 10 ⁻⁰⁸	1.1 x 10 ⁻⁰⁸	3.6 x 10 ⁻¹⁶
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 ⁻⁰⁸ 1.0 1.0 1.8 x 10 ⁻⁰⁵	5.9 x 10 ⁻¹³	2.2 x 10 ⁻⁰⁶	1.3 x 10 ⁻¹⁸
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 ⁻¹⁰ 1.0 1.0	1.0 x 10 ⁻¹⁰	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 ⁻⁰⁸ 3.2 x 10 ⁻⁰² 1.0	7.4 x 10 ⁻¹⁰	7.9 x 10 ⁻⁰⁴	5.8 x 10 ⁻¹³
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 ⁻⁰⁸ 1.0	9.0 x 10 ⁻⁰⁸	0.0 可忽略	
9	腐蝕造成護箱失效 (群組 9)	2.5 x 10 ⁻⁰⁹	2.5 x 10 ⁻⁰⁹	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 ⁻⁰⁶ 3.8 x 10 ⁻⁰⁶ 1.0	2.0 x 10 ⁻¹¹	5.4 x 10 ⁻⁰⁶	1.1 x 10 ⁻¹⁶
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 ⁻⁰⁸ 1.0 3.2 x 10 ⁻⁰²	1.0 x 10 ⁻⁰⁹	5.4 x 10 ⁻⁰⁶	5.6 x 10 ⁻¹⁵
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 ⁻¹⁰ 1.3 x 10 ⁻⁰⁴ 1.0	1.3 x 10 ⁻¹⁴	5.4 x 10 ⁻⁰⁶	7.2 x 10 ⁻²⁰
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 ⁻⁰⁸ 2.6 x 10 ⁻⁰⁷ 1.0	2.2 x 10 ⁻¹⁴	5.4 x 10 ⁻⁰⁶	1.2 x 10 ⁻¹⁹
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 ⁻⁰⁹ 1.0 1.0	1.0 x 10 ⁻⁰⁹	3.2 x 10 ⁻⁰⁴	3.2 x 10 ⁻¹³
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 ⁻⁰⁹ 2.6 x 10 ⁻⁰⁷ 1.0	1.1 x 10 ⁻¹⁵	5.4 x 10 ⁻⁰⁶	5.9 x 10 ⁻²¹
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 ⁻⁰⁹ 1.0	2.5 x 10 ⁻⁰⁹	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 ⁻⁰⁷ 1.0 1.0	9.0 x 10 ⁻⁰⁷	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 ⁻⁰⁹ 4.5 x 10 ⁻⁰³ 1.0	3.3 x 10 ⁻¹¹	5.4 x 10 ⁻⁰⁶	1.8 x 10 ⁻¹⁶
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 ⁻⁰⁷ 1.7 x 10 ⁻⁰² 1.0	1.5 x 10 ⁻⁰⁸	5.4 x 10 ⁻⁰⁶	8.3 x 10 ⁻¹⁴
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 ⁻⁰⁷ 1.7 x 10 ⁻⁰² 1.0	1.6 x 10 ⁻⁰⁸	5.4 x 10 ⁻⁰⁶	8.5 x 10 ⁻¹⁴
23a	高溫和導彈造成的護箱影響(群組 23a)	2.5 x 10 ⁻¹¹	1.6 x 10 ⁻⁰⁸	5.4 x 10 ⁻⁰⁶	2.3 x 10 ⁻¹⁸

	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 ⁻⁰²			
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 ⁻¹¹ 3.7 x 10 ⁻⁰² 1.0	9.2 x 10 ⁻¹³	2.3 x 10 ⁻⁰⁴	2.1 x 10 ⁻¹⁶
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 ⁻¹¹ 7.3 x 10 ⁻⁰⁴ 1.0	1.83 x 10 ⁻¹⁴	1.2 x 10 ⁻⁰²	2.2 x 10 ⁻¹⁶

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

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	6.3×10^{-14}	N/A
護箱傳送	3.3×10^{-13}	N/A
護箱貯存	1.7×10^{-13}	1.7×10^{-13}
總計	5.6×10^{-13}	1.7×10^{-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
護箱處理階段							
1a	IE1	於處理階段護箱 掉落 (群組 1)	5.3×10^{-6}	5.3×10^{-6}	1.1×10^{-8}	$5.8E \times 10^{-14}$	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)	5.3×10^{-6}	9.54×10^{-10}	2.2×10^{-6}	2.1×10^{-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	1.8×10^{-5}				
2a	IE2	於處理階段護箱 側落 (群組 2)	3.38×10^{-0}	3.3×10^{-8}	1.1×10^{-8}	3.6×10^{-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)	3.3×10^{-8}	5.9×10^{-13}	2.2×10^{-6}	1.3×10^{-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	1.8×10^{-05}				
3	IE3	於處理階段護箱最大高度掉落 (群組 3)	1.0×10^{-10}	1.0×10^{-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)	2.3×10^{-08}	7.4×10^{-10}	7.9×10^{-04}	5.8×10^{-13}	2
	CI5	群組 3 肇始事件後護箱失效	3.2×10^{-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)	9.0×10^{-08}	9.0×10^{-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)	2.5×10^{-09}	2.5×10^{-09}	0.0		1
	FI9	燃料護套完整性失效 (# 9)	1.0		可忽略		
護箱傳送階段							
11	IE11	於傳送階段護箱	5.3×10^{-06}	2.0×10^{-11}	5.4×10^{-06}	1.1×10^{-16}	3

	T	掉落 (群組 11)					
	CI11	群組 11 肇始事件	3.8×10^{-06}				
	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	3.3×10^{-08}	1.0×10^{-09}	5.4×10^{-06}	5.6×10^{-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	3.2×10^{-02}				
	T	後護箱失效					
13	IE13	傳送階段時護箱	1.0	1.3×10^{-14}	5.4×10^{-06}	7.2×10^{-20}	3
	T	於最大高度掉落而失效					
	CI13	群組 13 肇始事件	1.3×10^{-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	8.3×10^{-08}	2.2×10^{-14}	5.4×10^{-06}	1.2×10^{-19}	3
	T	組 14)					
	CI14	群組 14 肇始事件	2.6×10^{-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	1.0×10^{-09}	1.0×10^{-09}	3.2×10^{-04}	3.2×10^{-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	4.2×10^{-09}	1.1×10^{-15}	5.4×10^{-06}	5.9×10^{-21}	3
	T	溫和強力造成護箱失效					
	CI16	群組 15 肇始事件	2.6×10^{-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	2.5×10^{-09}	2.5×10^{-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					
護箱貯存階段							
18	IE18	高內壓事件 (群	9.0×10^{-07}	9.0×10^{-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	7.3×10^{-09}	3.3×10^{-11}	5.4×10^{-06}	1.8×10^{-16}	3
	S	響 (群組 19)					
	CI19	群組 19 肇始事件	4.5×10^{-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	9.0×10^{-07}	1.5×10^{-08}	5.4×10^{-06}	8.3×10^{-14}	3

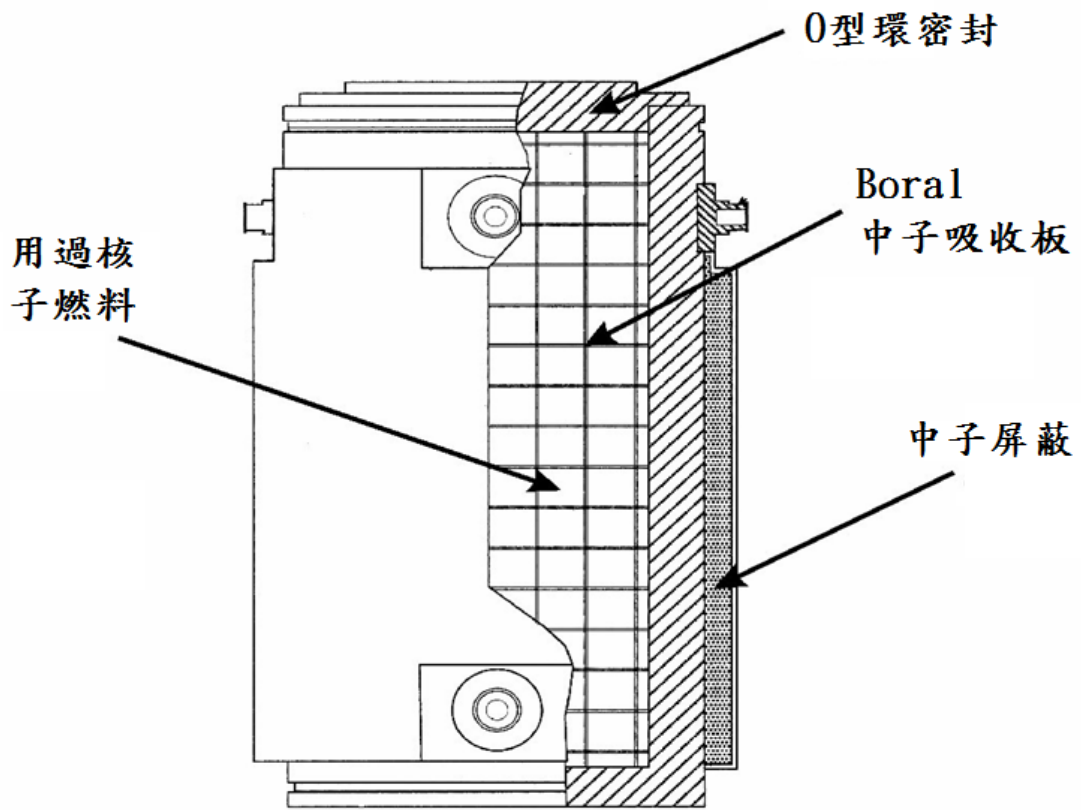
	S	護箱失效 (群組 20)					
	CI20	群組 20 肇始事件	1.7×10^{-02}				
	S	後護箱失效					
	FI20	群組 20 燃料護套	1.0				
	S	失效					
21	IE21	重負荷超過護箱	9.3×10^{-07}	1.6×10^{-08}	5.4×10^{-06}	8.5×10^{-14}	3
	S	結構限制 (群組 21)					
	CI21	群組 21 肇始事件	1.7×10^{-02}				
	S	後失去護箱					
	FI21	群組 21 燃料護套	1.0				
	S	失效					
23a	IE23	由於高溫 and 大型	2.5×10^{-11}	1.6×10^{-08}	5.4×10^{-06}	2.3×10^{-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	1.7×10^{-02}				
	Sa	倒失去護箱					
23b	IE23	由於高溫 and 大型	2.5×10^{-11}	9.2×10^{-13}	2.3×10^{-04}	2.1×10^{-16}	4
	S	導彈造成的護箱					
		影響(群組 23b)					
	CIP2	由於侵入事件群	3.7×10^{-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	2.5×10^{-11}	1.83×10^{-14}	1.2×10^{-02}	2.2×10^{-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	7.3×10^{-4}				
	群組 23c 燃料護 套失效	1.00				

表 23、EPRI 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	6.3×10^{-14}	3.3×10^{-13}	1.7×10^{-13}	5.6×10^{-13}
貯存後之後 續年: 潛在致癌事 故之機率風 險	N/A	N/A	1.7×10^{-13}	1.7×10^{-13}

*遠低於 U.S. NRC 的限值(2×10^{-6})



TN-32/40

圖 11、 TN32 / 40 設計布局[16]

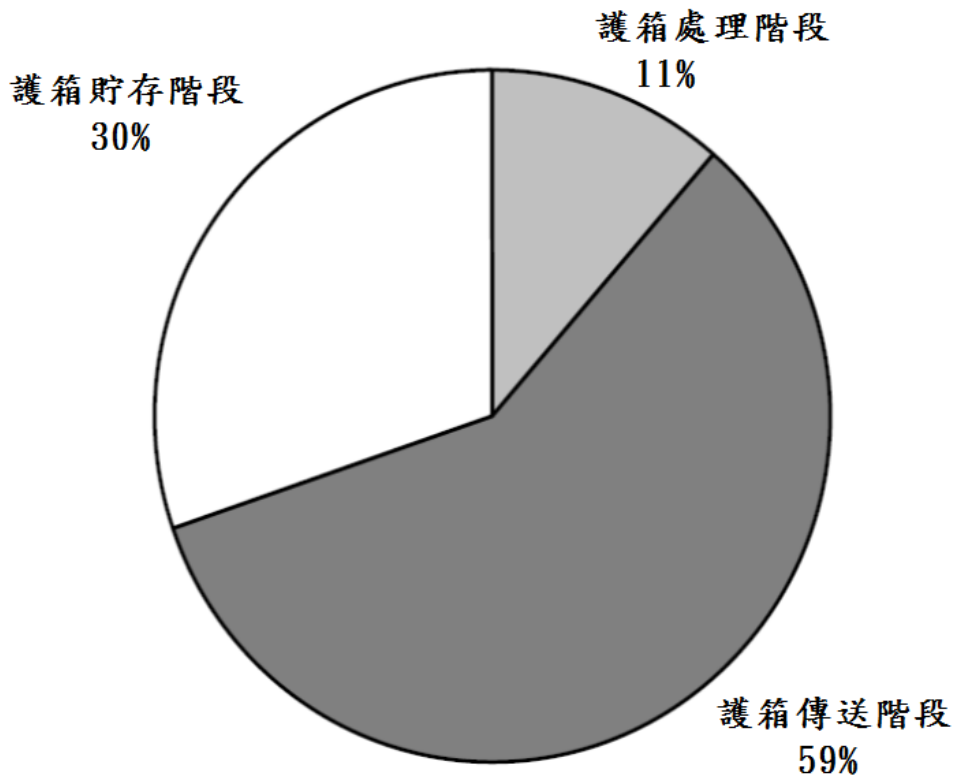


圖 12、各階段機率論式危險度評估結果之比例圖[16]

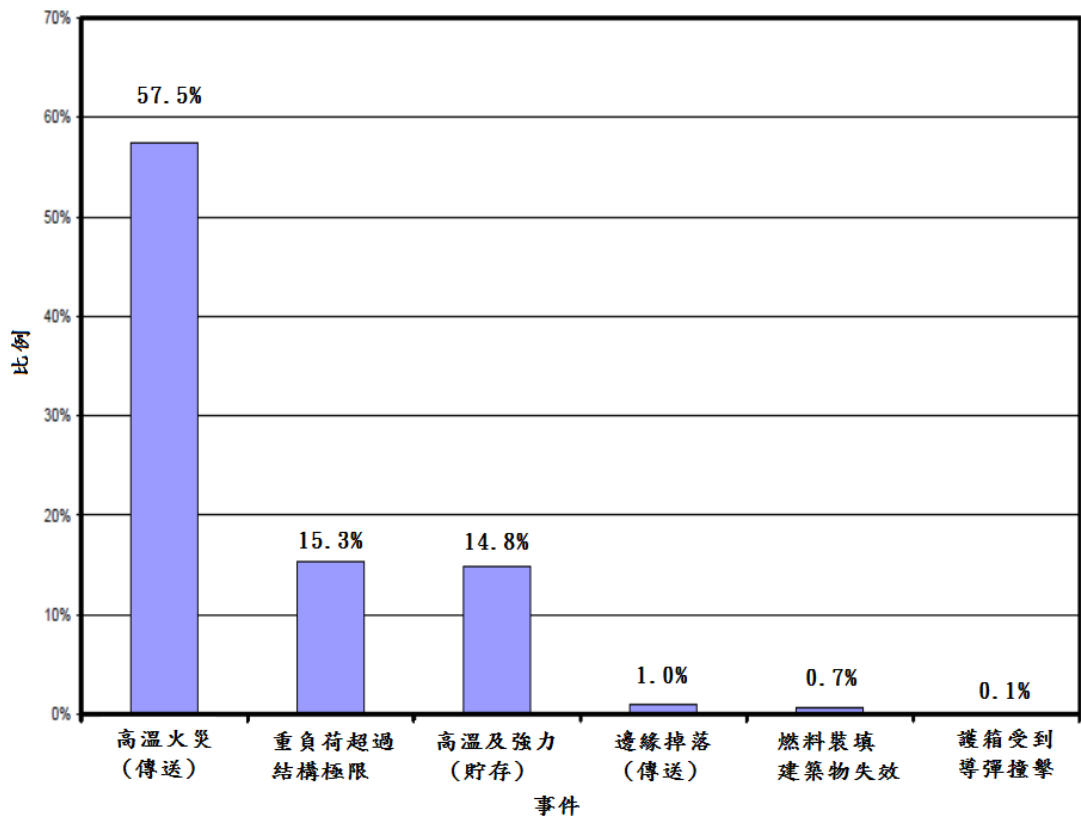


圖 13、各事故機率論式危險度評估結果之比例圖[16]

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。

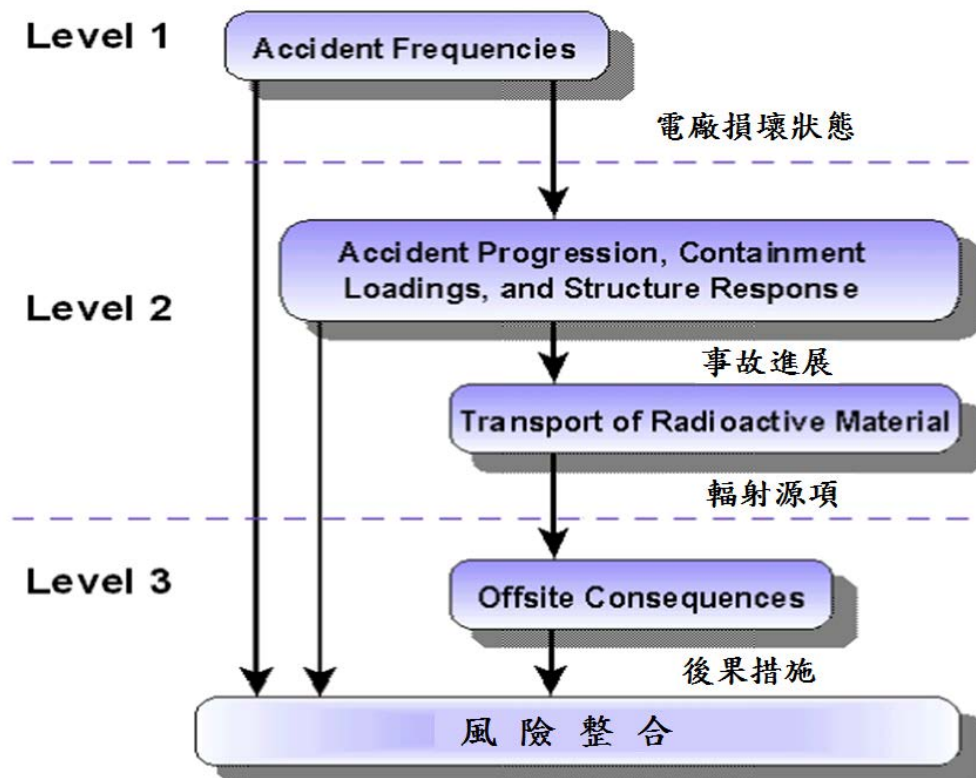


圖 14、機率論式危險度評估之分級

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

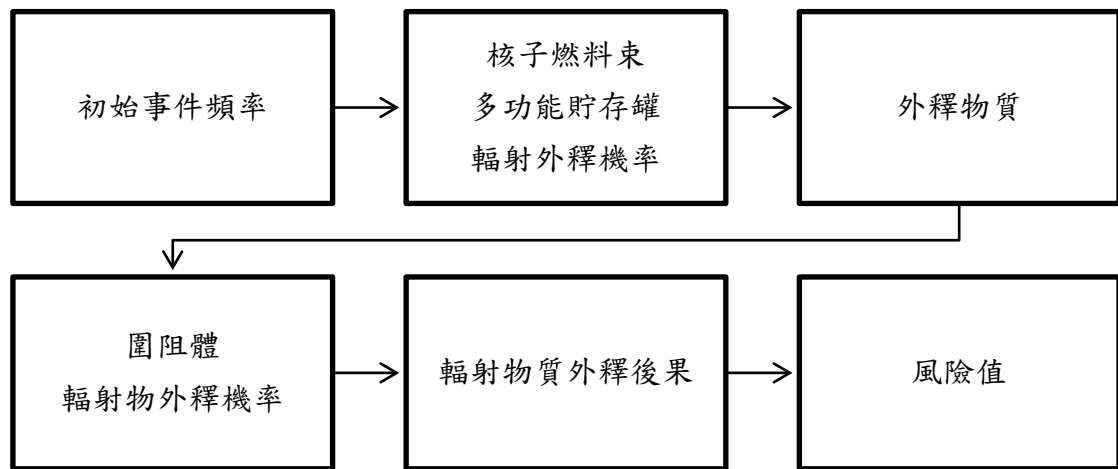


圖 15、機率論式危險度評估之流程

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)。

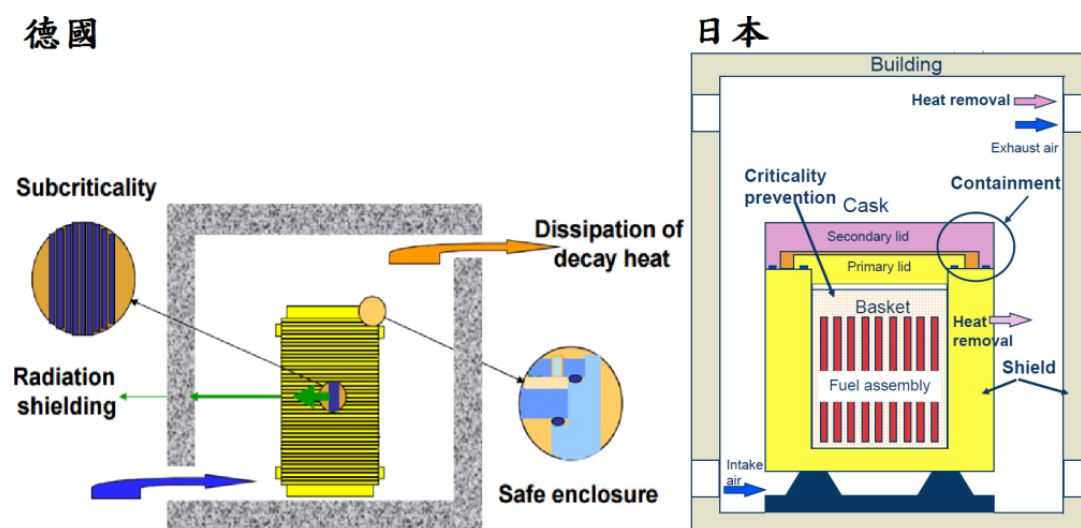


圖 17、德國與日本室內乾式貯存設施安全機能設計概念示意圖 [5][18]。

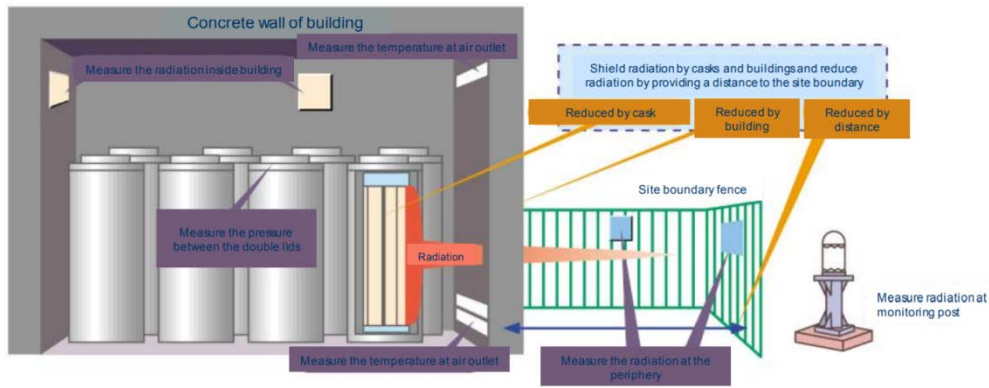


圖 18、德國與日本室內乾式貯存設施監控位置示意圖[18]。

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)。

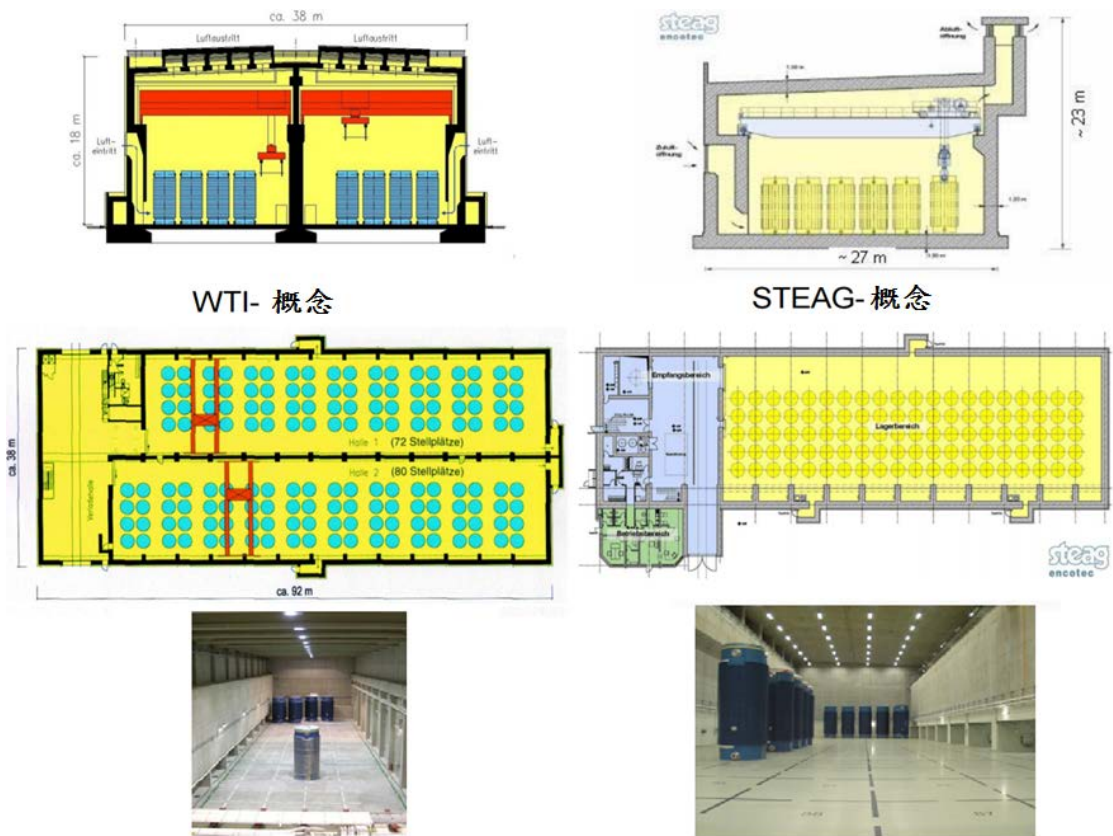


圖 19、德國貯存廠房(Storage building)設計之兩種技術樣態示意圖[4][5]。

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)。

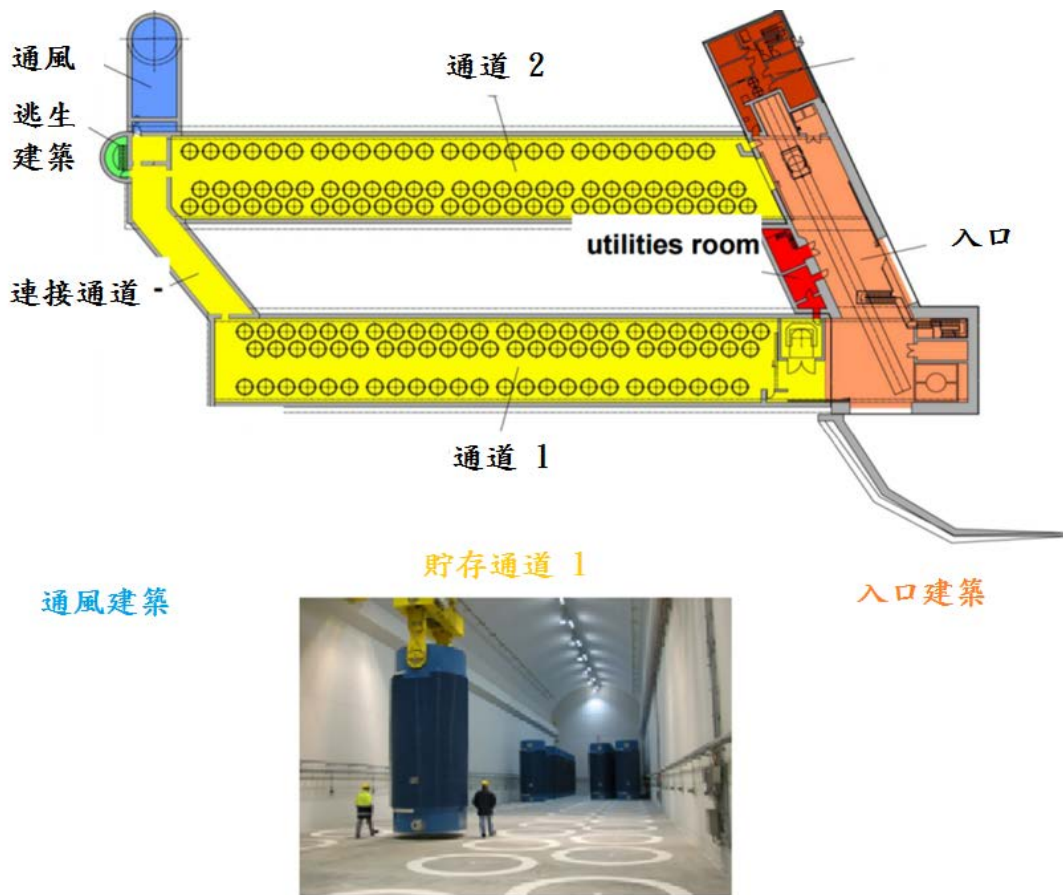


圖 20、德國貯存坑道(Storage tunnel)設計概念示意圖[2][3]。

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
Krömmel	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		
Philippensburg	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。

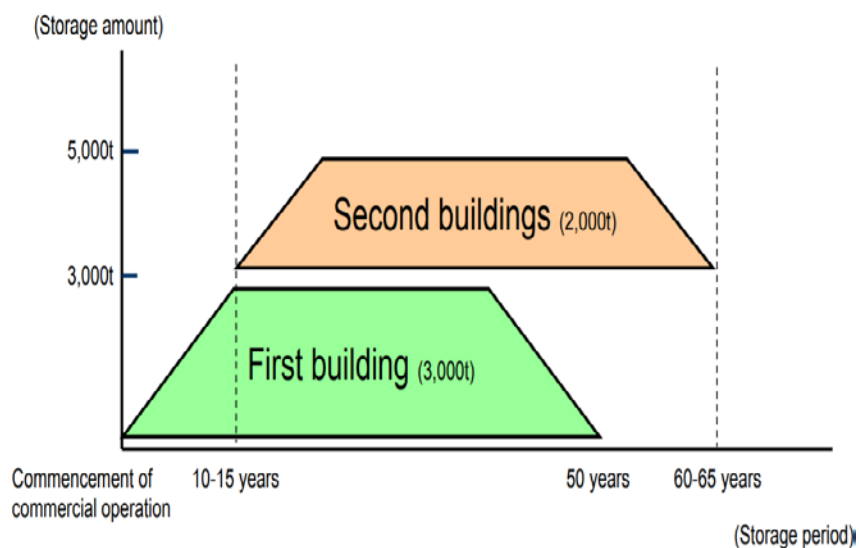


圖 21、日本 RFSC 室內乾式貯存設施之貯放時程示意圖[12]。

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		氬氣			
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 8.5×10^{-13} ，且有 20 與 21 此 2 項總和高達 1.7×10^{-12} ，相比之下 EPRI 的護箱箱掉落風險值僅有 5.8×10^{-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 3.2×10^{-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 3.2×10^{-14} (飛機撞擊)而 EPRI 則是 8.3×10^{-14} (高溫和強力)與 8.5×10^{-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 3.1×10^{-10} 以下，遠小於 NRC 訂定的民眾致癌風險值 2×10^{-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 1×10^{-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 1×10^{-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 2×10^{-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	2.2×10^{-3}	N/A
處理階段護箱掉落	5.6×10^{-5}	5.3×10^{-6}
處理階段護箱側落	N/A	3.3×10^{-8}
處理階段護箱最大高度掉落	5.6×10^{-5}	1.0×10^{-10}
燃料裝填建築結構失效	N/A	2.3×10^{-8}
護箱燃料裝填錯誤	N/A	9.0×10^{-8}
腐蝕造成護箱失效	0	2.5×10^{-9}
傳送階段護箱掉落	5.6×10^{-5}	5.3×10^{-6}
傳送階段護箱側落	N/A	3.3×10^{-8}
傳送階段護箱最大高度掉落	5.6×10^{-5}	1.0×10^{-10}
運輸車事故	$<1 \times 10^{-6}$	8.3×10^{-8}
火災	0	1.0×10^{-9}
高溫和強力造成護箱失效	(1)	4.2×10^{-9}
腐蝕造成護箱密封失效	(1)	2.5×10^{-9}
高內壓事件	(1)	9.0×10^{-7}
護箱受到導彈影響	(1)	7.3×10^{-9}
重負荷超過護箱結構限制	5.6×10^{-5}	9.3×10^{-7}
高溫和導彈造成的護箱影響	(1)	2.5×10^{-11}
飛機撞擊	6.3×10^{-9}	1.7×10^{-11} 至 2.6×10^{-15}
地震	7.0×10^{-7}	7.9×10^{-04} 至 2.83×10^{-06}
隕石	3.5×10^{-14}	7.3×10^{-09}
第一年風險總計	1.8×10^{-12}	5.6×10^{-13}
後續年風險總計	3.2×10^{-12}	1.7×10^{-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

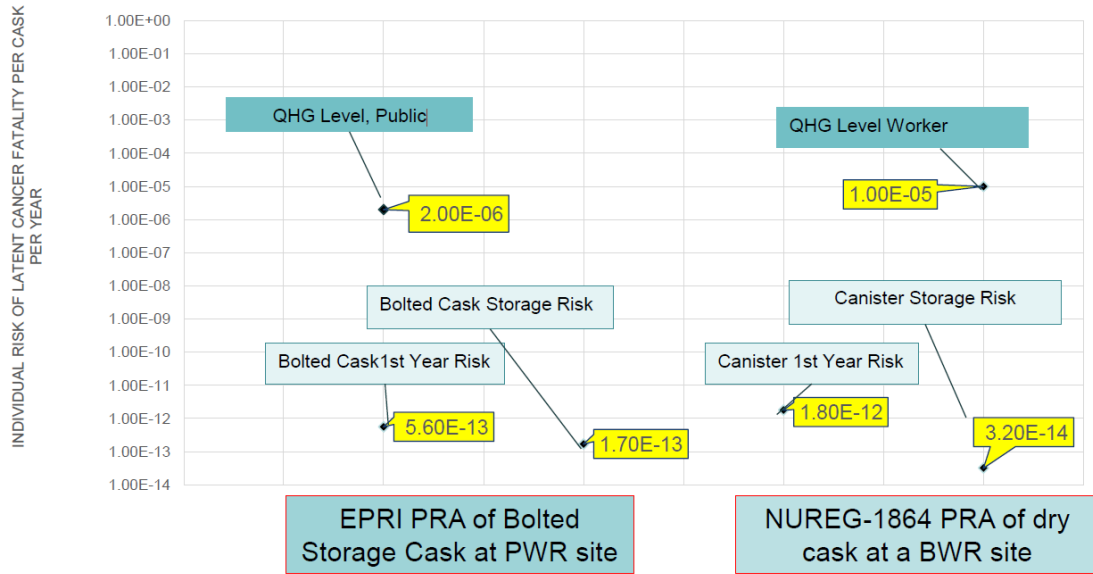


圖 22、NUREG-1864 以及 EPRI 報告的數值與 NRC 的限值(2×10^{-6})之比較。

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	2.62×10^{-7}
后里地區	$\sim 2 \times 10^{-8}$
七星+后里	2.74×10^{-7}

參考來源: 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 1.8×10^{-12} ，在貯存後之後續年的機率論式危險度評估結果為每年 3.2×10^{-14} ，皆小於美國核能管制委員會的限值(2×10^{-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 5.6×10^{-13} (只針對單一護箱)，而在貯存後之後續年的風險為每年

1.7×10^{-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(2×10^{-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 3.2×10^{-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 8.5×10^{-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 8.3×10^{-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 1×10^{-11} 等級，皆較 NRC 訂定的民眾風險限值(2×10^{-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
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”
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
25. 行政院原子能委員會, <https://infcis.iaea.org/NFCIS/Facilities>