

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-31
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-34
5.3. 室內與露天乾貯之輻射屏蔽的差異研析.....	IV-39
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-39
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-45
5.3.3 室內乾貯廠房設計靈敏度分析.....	IV-49
5.4 建議室內乾貯之輻射屏蔽評估的管制重點.....	IV-56
6. 結論.....	IV-58
7. 參考文獻.....	IV-61

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-13
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-31
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-34
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-34
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-37
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-37
圖 5.3-1、(左)燃料中子及(右)燃料光子射源能譜。	IV-40
圖 5.3-2、(左)簡化混凝土護箱及(右)簡化金屬護箱。	IV-41
圖 5.3-3、混凝土護箱露天貯存示意圖。	IV-42
圖 5.3-4、金屬護箱露天貯存示意圖。	IV-42
圖 5.3-5、乾貯設施決定論法計算伴隨射源示意圖。	IV-42
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-43
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-43
.....	IV-43
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-43
.....	IV-43

圖 5.3-9、簡化混凝土護箱外加屏蔽。	IV-45
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-46
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-46
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-47
圖 5.3-13、室內乾貯廠房進氣口位置變化示意圖	IV-49
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-50
圖 5.3-15、室內乾貯廠房出氣口煙囪高度變化示意圖	IV-50
圖 5.3-16、室內乾貯廠房出氣口煙囪高度變化示意圖	IV-51
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-52
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-53
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-54
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-54
圖 5.3-21、燃料光子射源項之光子劑量隨距離分布	IV-54
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-55

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-32
表 5.2-4、MAGNASTOR 護箱表面區域偵檢器計分 MAVRIC 結果	IV-33
表 5.2-5、MAGNASTOR 護箱屏蔽案例兩種分析方法計算時間比較	IV-36
表 5.2-6、MAGNASTOR 護箱表面區域偵檢器計分 MCNP、MAVRIC 與 ADVANTG/MCNP 結果	IV-38
表 5.3-1、乾貯設施 MAVRIC 計算時間資訊。	IV-42

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。

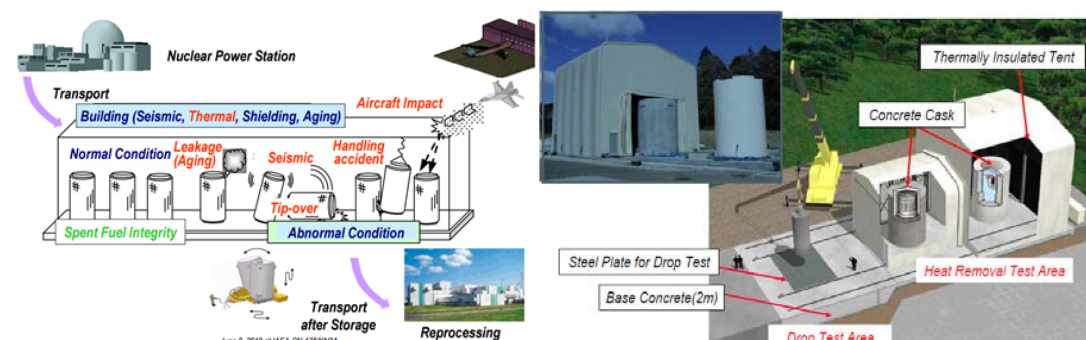


圖 5.1-1、(左)金屬護箱安全驗證示意圖和(右)混凝土護箱測試實驗示意圖[10]

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。

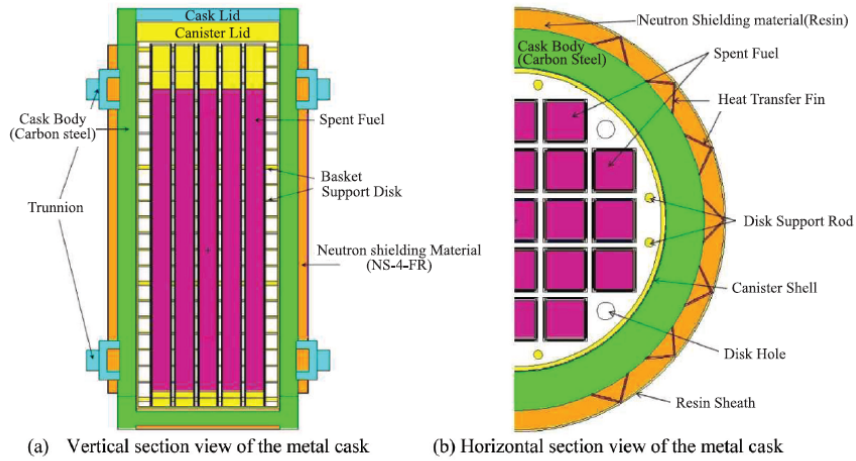


Fig. 4. Shielding Analysis Model for Single Storage Cask

圖 5.1-2、金屬護箱屏蔽計算模型[12]

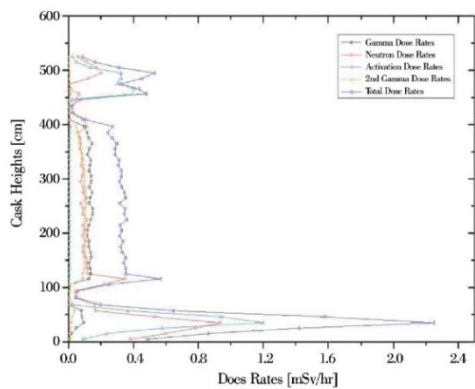


Fig. 6. Dose Rate Results at Cask Surface

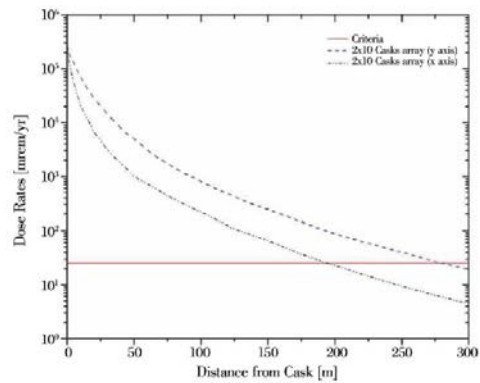


Fig. 9. Dose Rate Results of 2x10 Array in Lengthwise and Crosswise Orientations

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]

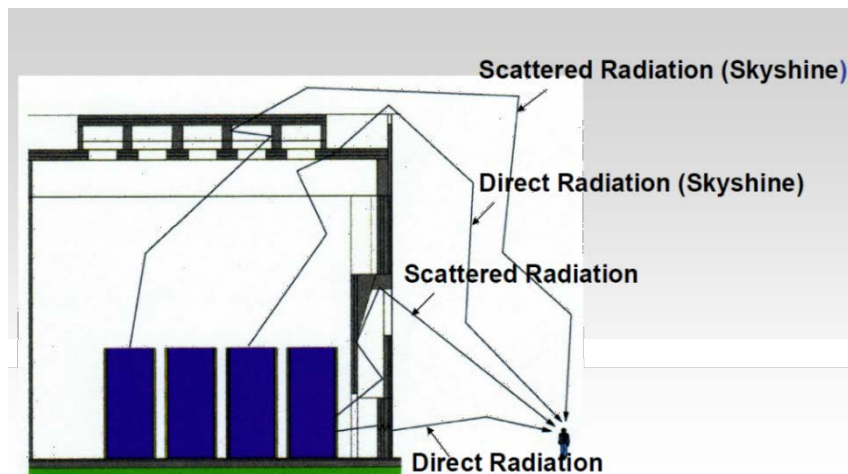


圖 5.1-4、建物輻射屏蔽分析方式[13]

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；

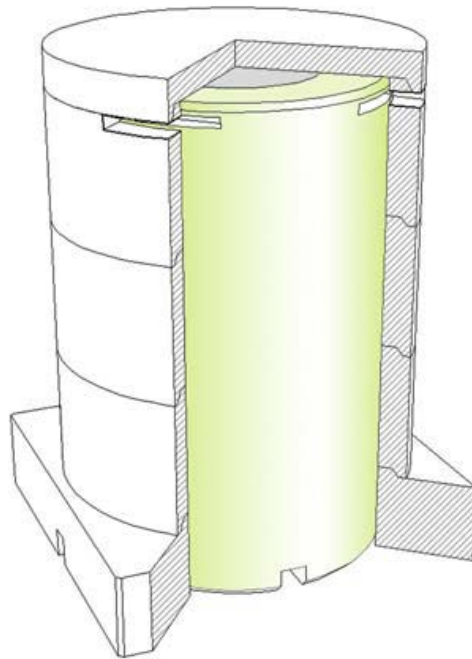


圖 5.1-5、核一廠乾貯之 INER-HPS 系統[1]

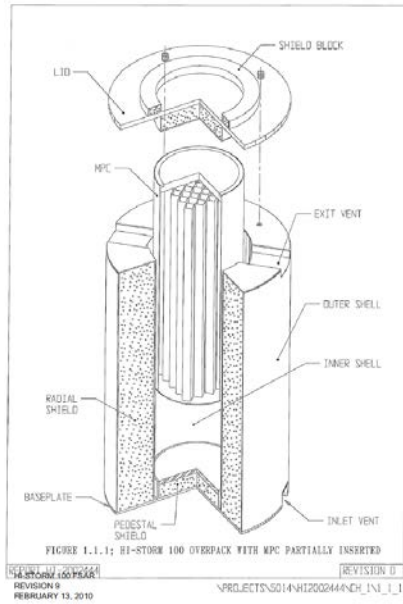


圖 5.1-6、Holtec 公司 HI-STORM100 護箱[15]

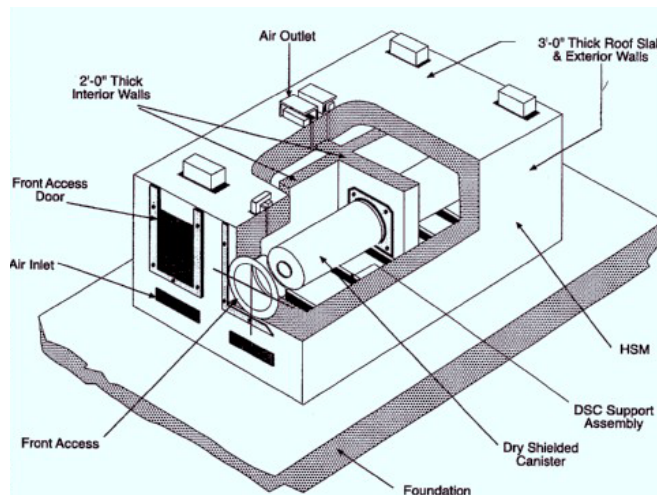


圖 5.1-7、AREVA 公司的 NUHOMS 混凝土模組式[17]

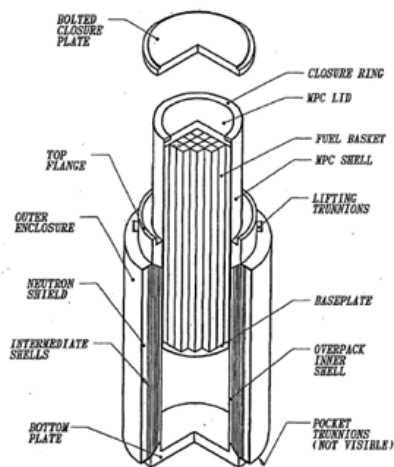


圖 5.1-8、Holtec 公司的 HI-STAR100 金屬護箱[16]

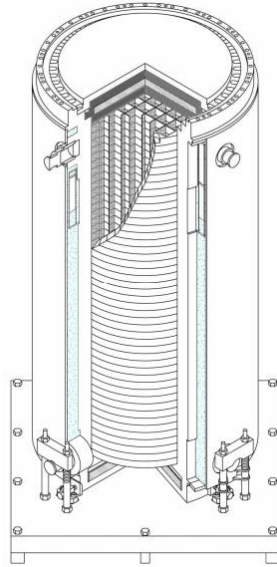


圖 5.1-9、日本 Mutsu Recycle Fuel Storage Center 乾式貯存系統[18]

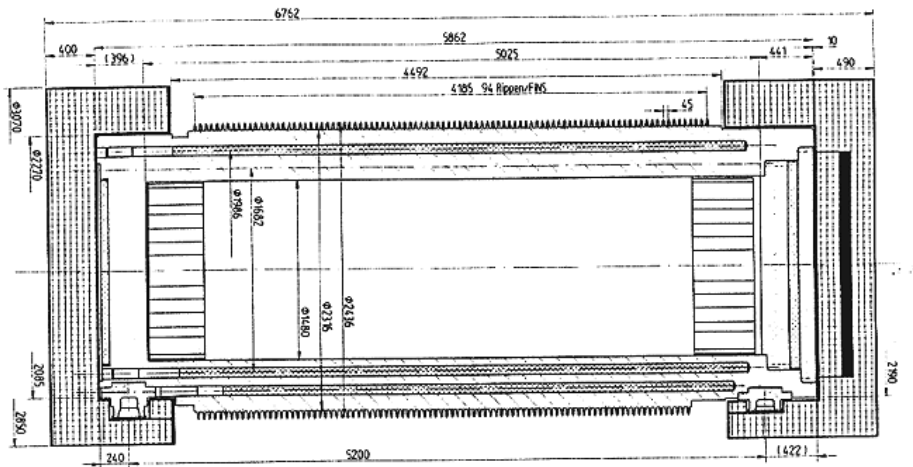


圖 5.1-10、德國 CASTOR 系統概略設計資訊[18]

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。

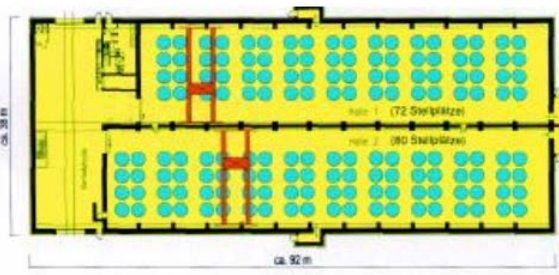
綜合上述整合與歸納，未來可能採用之室內乾貯廠房，其系統資訊大致可歸入出以下幾點：

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)



©BFS

(c)



(d)

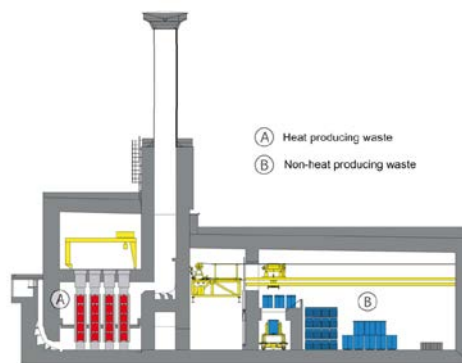


圖 5.1-12、各國鋼筋混凝土廠房(a)德國 STEAG、(b)德國 WTI、(c)日本 RFS、(d)荷蘭 HABOG

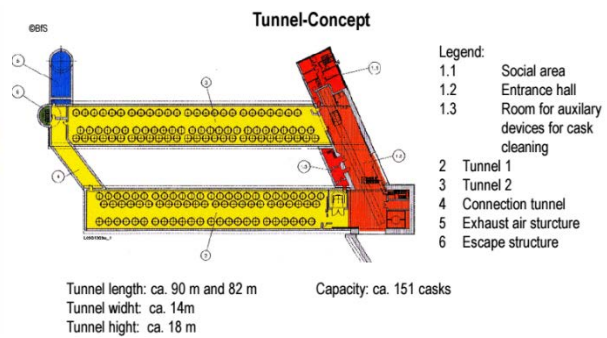
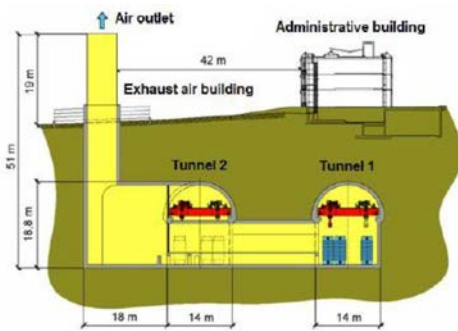


圖 5.1-13、德國巴登-符騰堡州坑道式室內乾貯廠房(左)側視圖、(右)上視圖

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 ²		-	-	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 μ 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[11] [14] [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 < 3.0 mSv/h。</p> <p>2. 傳送護箱側壁之劑量率 < 4.0 mSv/h。</p> <p>3. 混凝土護箱側壁之劑量率 < 0.5 mSv/h。</p> <p>4. 混凝土護箱空氣進出口表面之劑量率 < 1 mSv/h。</p> <p>5. 混凝土護箱頂蓋表面之劑量率 < 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 < 10 mSv/h。</p> <p>2. 傳送護箱(vehicle)表面劑量率 < 2 mSv/h。</p> <p>3. 離傳送護箱(vehicle)表面 2 公尺範圍輻射劑量率 < 0.1 mSv/h。</p> <p>4. 正常使用範圍內輻射劑量率 < 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 < 2 mSv/h。</p> <p>2. 距離金屬護箱 1 公尺範圍輻射劑量率 < 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 < 0.1 mSv/h。</p> <p>2. 護箱表面任意點劑量率 < 10 mSv/h。</p> <p>3. 護箱表面平均劑量率 < 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。

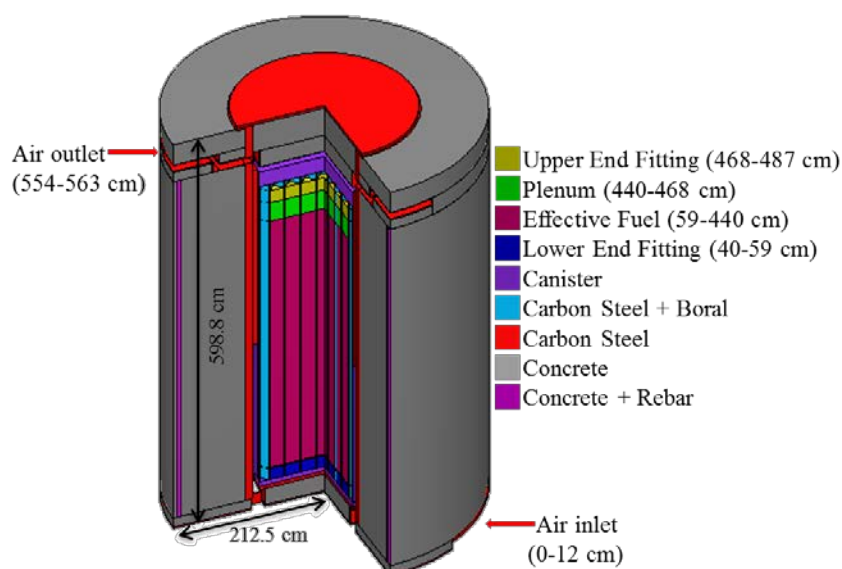


圖 5.2-1、MAGNASTOR 屏蔽模型示意圖

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	1.80×10^{-5}	0.65	16	1.82×10^{-5}	1.54	4.49	1.01
	Top n	2.65×10^{-4}	4.60	0.33	2.61×10^{-4}	4.62	0.50	0.98
	Side γ	2.81×10^{-4}	0.72	13	2.85×10^{-4}	2.39	1.86	1.01
	Top γ	2.25×10^{-4}	1.60	2.70	2.24×10^{-4}	4.80	0.46	1.00
FG	Side γ	7.22×10^{-5}	0.12	463	7.32×10^{-5}	0.15	549	1.01
	Top γ	2.68×10^{-4}	5.83	0.19	2.79×10^{-4}	6.04	0.358	1.04
HG	Side γ	1.56×10^{-5}	0.12	429	1.57×10^{-5}	0.16	506	1.01
	Top γ	4.89×10^{-4}	1.88	1.84	4.63×10^{-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

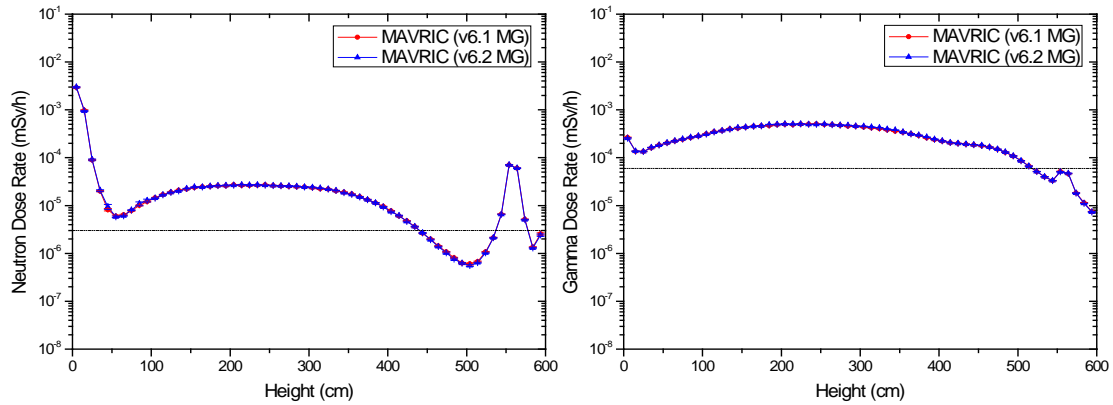


圖 5.2-2、MAGNASTOR 護箱側邊表面(左)中子(右)光子劑量分布，
(MAVRICv6.1 MG vs. v6.2 MG)

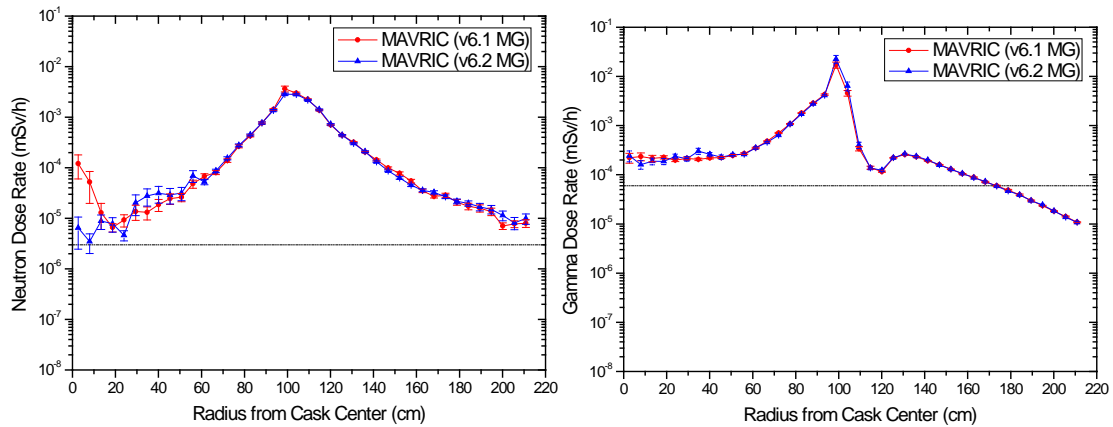


圖 5.2-3、MAGNASTOR 護箱頂部表面(左)中子(右)光子劑量分布，
(MAVRICv6.1 MG vs. v6.2 MG)

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。

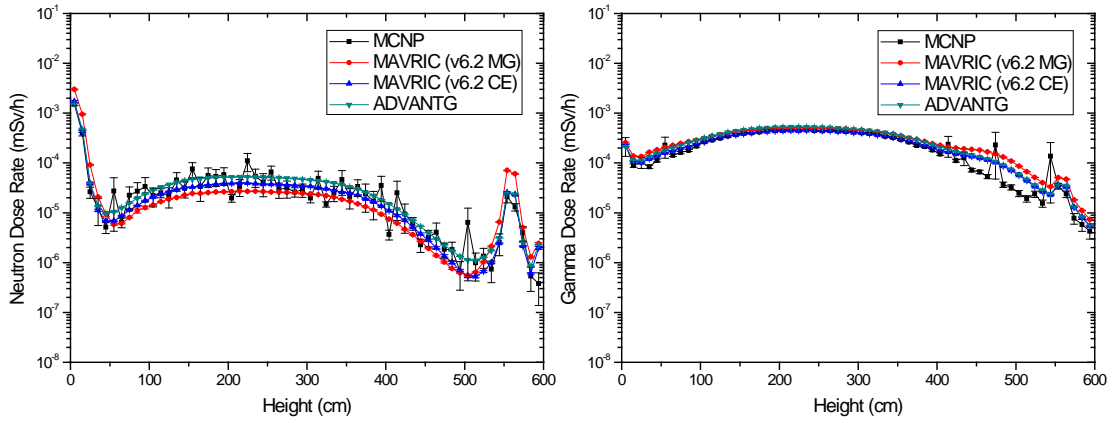


圖 5.2-4、MAGNASTOR 護箱側邊表面(左)中子(右)光子劑量分布(MAVRICv6.2 MG vs. v6.2 CE vs. ADVANTG/MCNP)

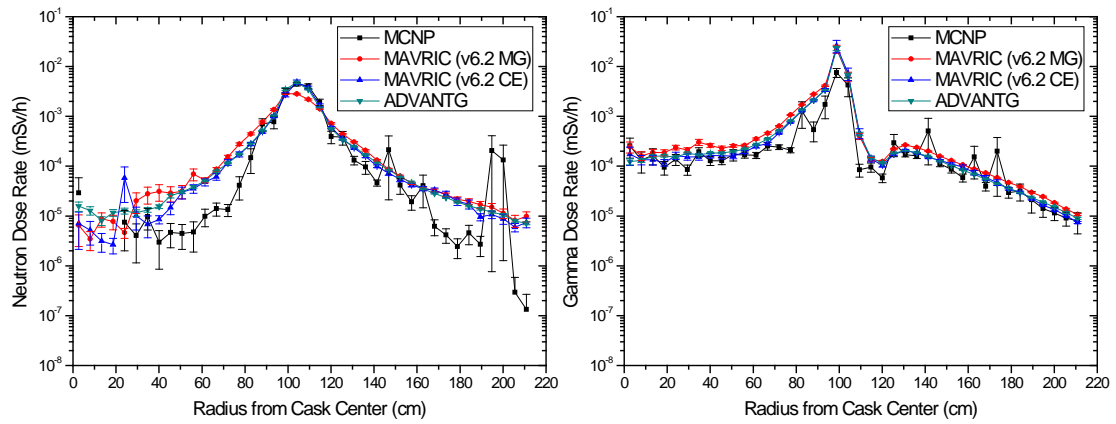


圖 5.2-5、MAGNASTOR 護箱頂部表面(左)中子(右)光子劑量分布(MAVRICv6.2 MG vs. v6.2 CE vs. ADVANTG/MCNP)

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	3.33×10^{-5}	7.72	0.11	2.58×10^{-5}	1.93	2.94	3.53×10^{-5}	0.52	24
	Top n	1.45×10^{-4}	19.84	0.02	1.82×10^{-4}	5.40	0.38	1.91×10^{-4}	2.16	1.37
	Side γ	3.20×10^{-4}	0.60	18	2.65×10^{-4}	2.47	1.79	3.22×10^{-4}	0.64	16
	Top γ	2.09×10^{-4}	4.07	0.39	1.73×10^{-4}	4.25	0.61	2.03×10^{-4}	1.96	1.67
FG	Side γ	-	-	-	5.03×10^{-5}	0.20	339	4.99×10^{-5}	0.10	641
	Top γ	-	-	-	2.09×10^{-4}	9.32	0.16	2.13×10^{-4}	4.29	0.35
HG	Side γ	3.68×10^{-6}	78.23	0.001	8.92×10^{-6}	0.23	280	8.78×10^{-6}	0.11	529
	Top γ	2.50×10^{-4}	47.03	0.003	3.64×10^{-4}	7.79	0.24	3.50×10^{-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 8.577×10^9 n/s 及 7.155×10^{16} γ /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。

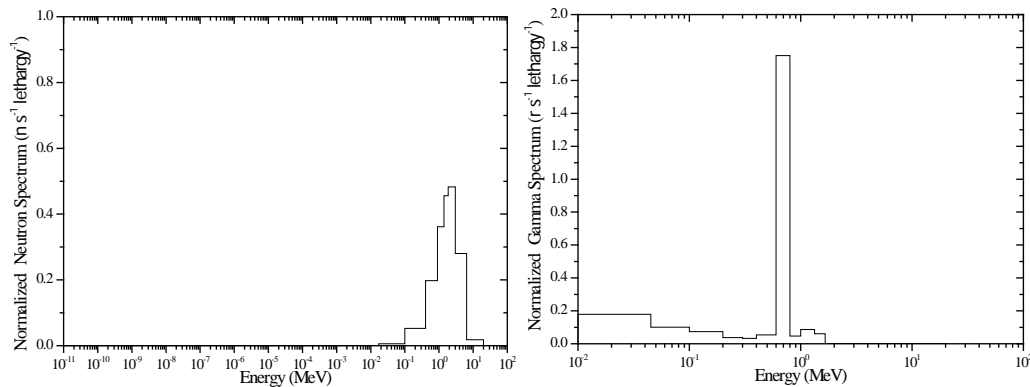


圖 5.3-1、(左)燃料中子及(右)燃料光子射源能譜。

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。

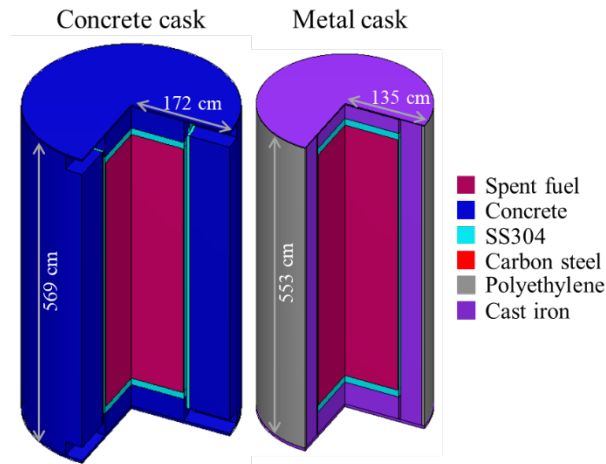


圖 5.3-2、(左)簡化混凝土護箱及(右)簡化金屬護箱。

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。

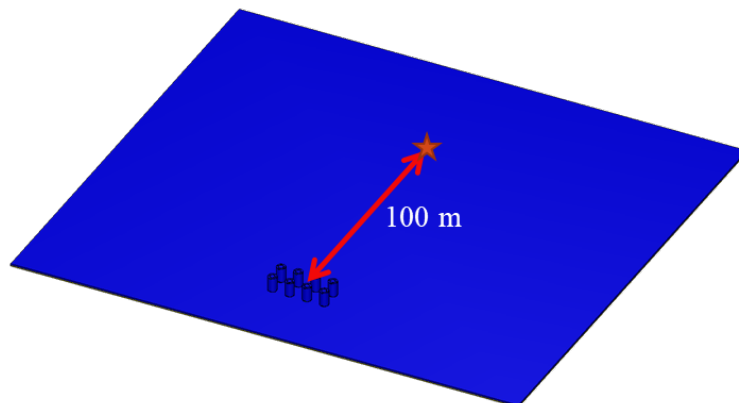


圖 5.3-3、混凝土護箱露天貯存示意圖。

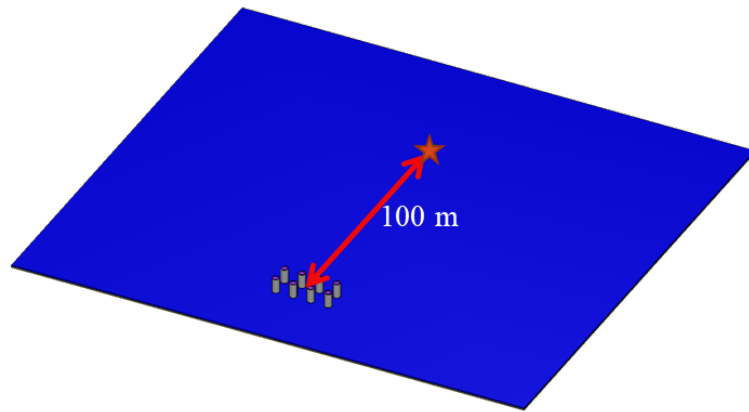


圖 5.3-4、金屬護箱露天貯存示意圖。

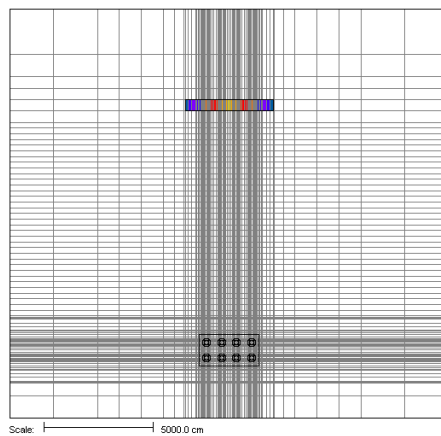


圖 5.3-5、乾貯設施決定論法計算伴隨射源示意圖。

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。

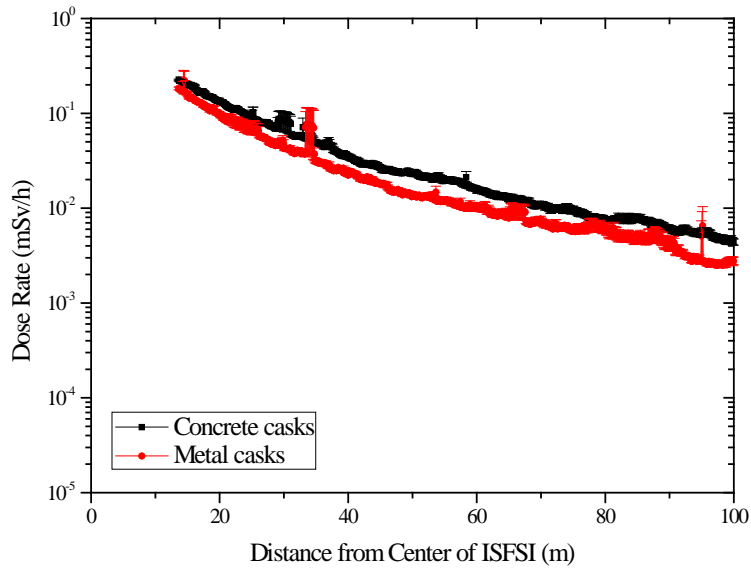


圖 5.3-6、混凝土和金屬護箱露天貯存設施劑量率隨距離之變化。

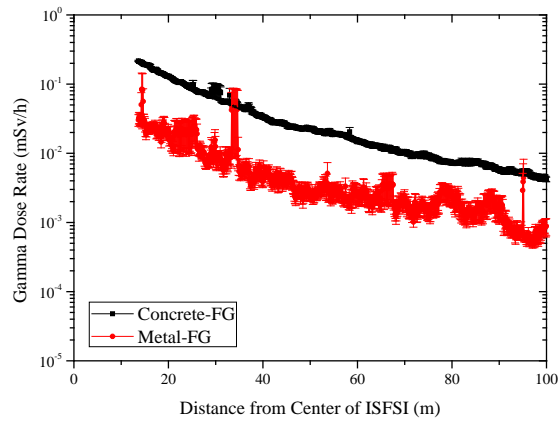


圖 5.3-7、混凝土和金屬護箱露天貯存設施燃料光子劑量率隨距離之變化。

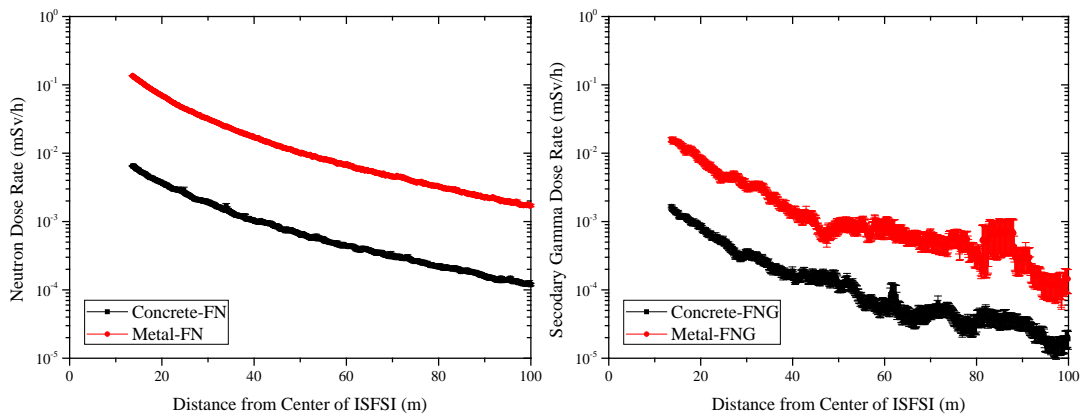


圖 5.3-8、混凝土和金屬護箱露天貯存設施燃料中子劑量率隨距離之變化。

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。

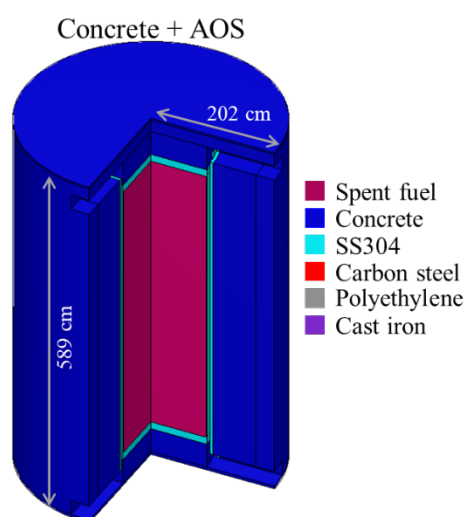


圖 5.3-9、簡化混凝土護箱外加屏蔽。

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)= $14.831 \text{ (m}^2\text{)}/4\cong 4 \text{ m}^2$

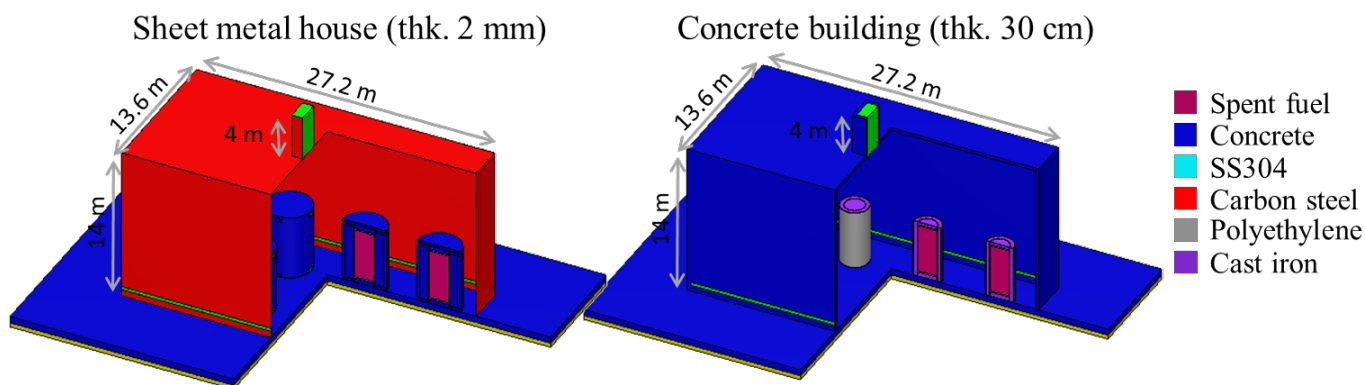


圖 5.3-10、(左)混凝土護箱置於鋼構廠房及(右)金屬護箱置於鋼筋混凝土廠房。

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。

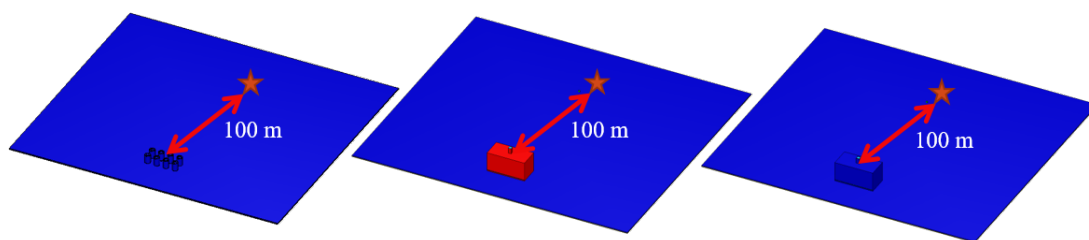


圖 5.3-11、左混凝土護箱外加屏蔽露天貯存、中混凝土護箱外加屏蔽置於鋼構廠

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。

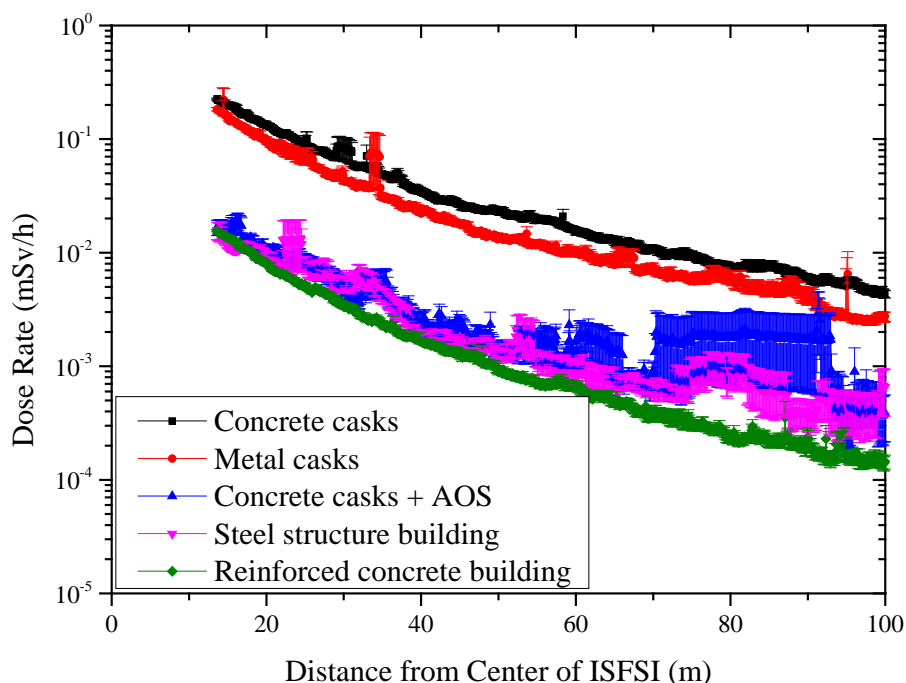


圖 5.3-12、混凝土護箱外加屏蔽露天貯存、混凝土護箱外加屏蔽置於鋼構廠房室內貯存、與金屬護箱置於鋼構廠房室內貯存劑量率變化

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。

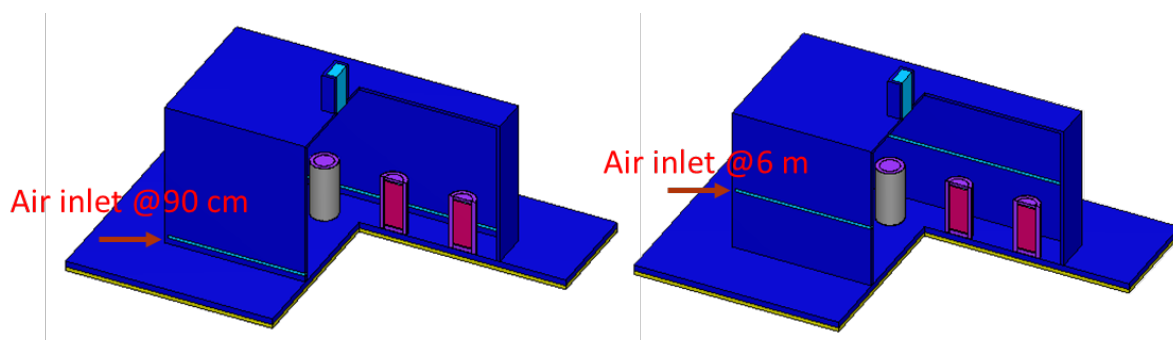


圖 5.3-13、室內乾貯廠房進氣口位置變化示意圖

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。

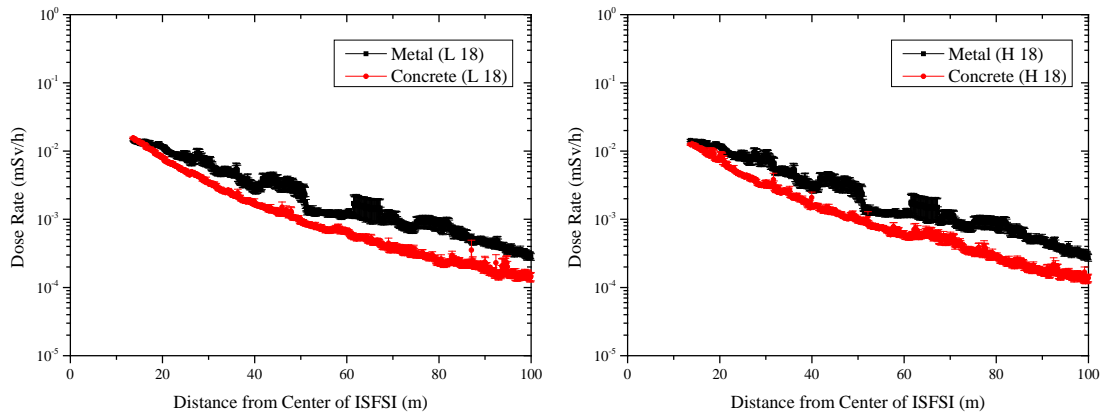


圖 5.3-14、室內乾貯廠房進氣口位置變化設施外劑量率比較

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。

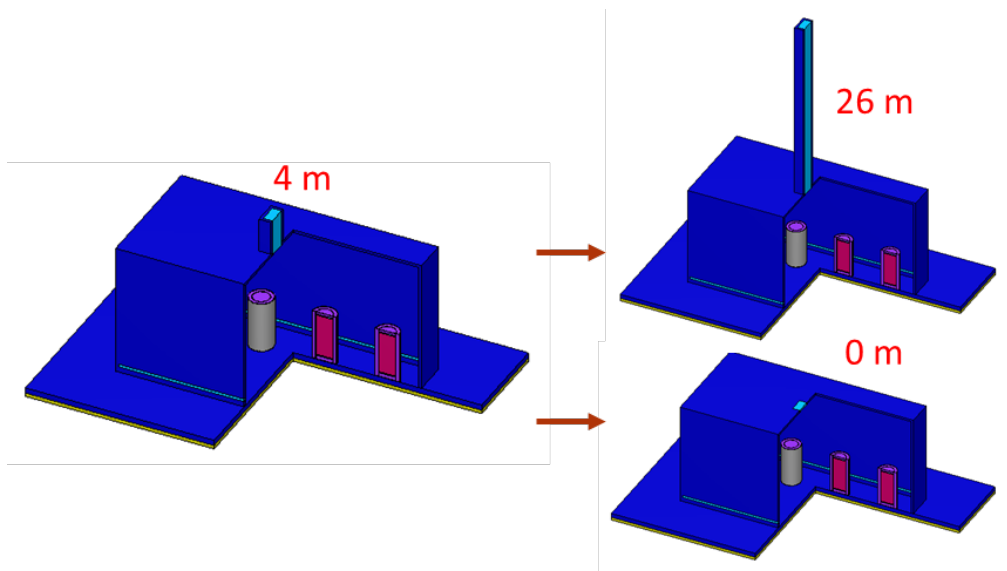


圖 5.3-15、室內乾貯廠房出氣口煙囪高度變化示意圖

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。

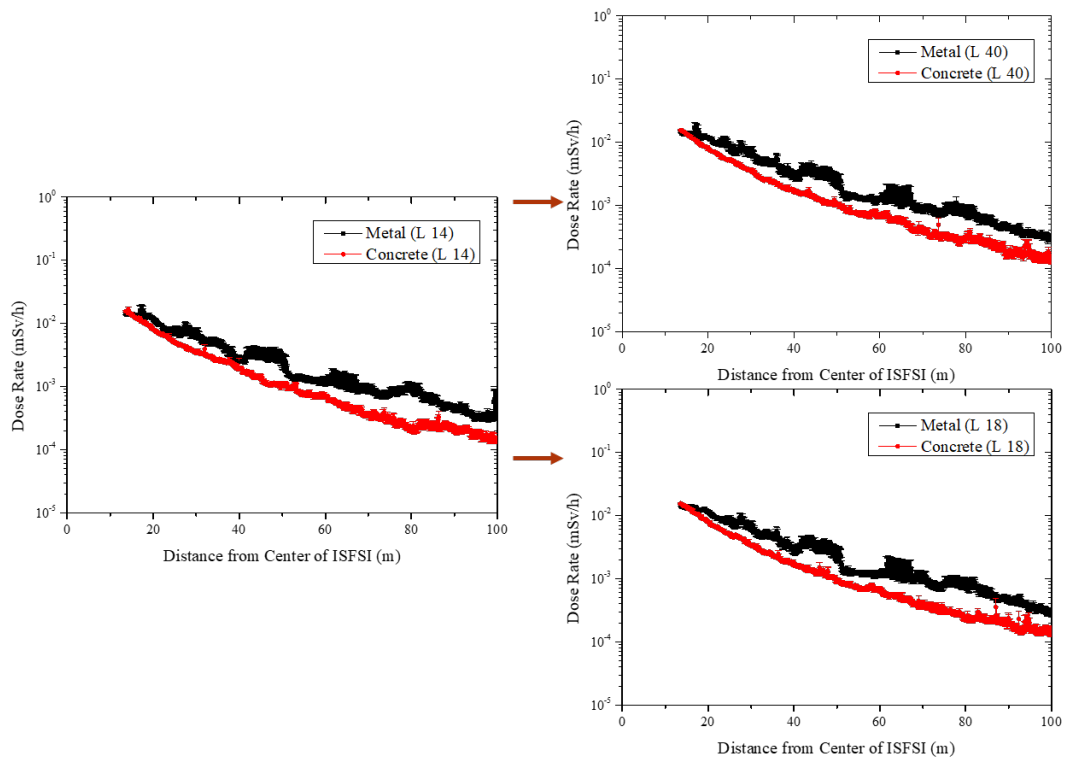


圖 5.3-16、室內乾貯廠房出氣口煙囪高度變化示意圖

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 8.577×10^9 n/s 及 7.155×10^{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。

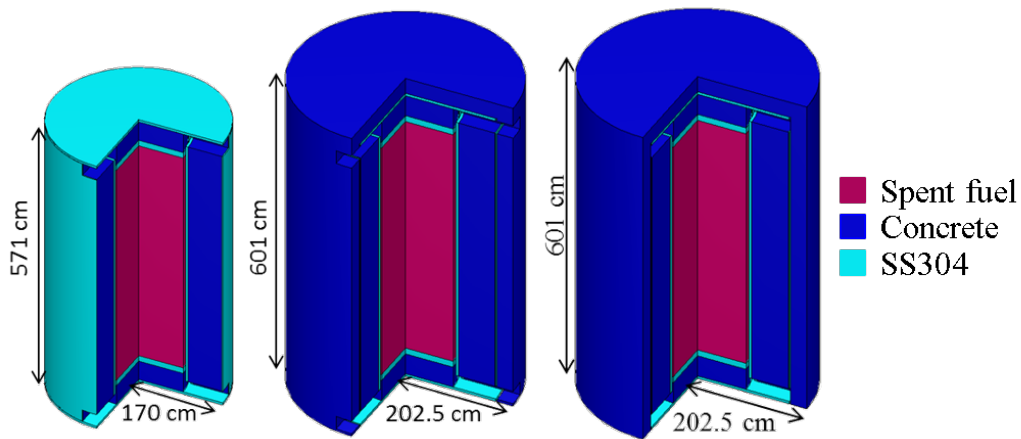


圖 5.3-17、(左)混凝土護箱、(中)混凝土護箱外加屏蔽、及(右)混凝土護箱外加屏蔽但封住八個進出氣口端。

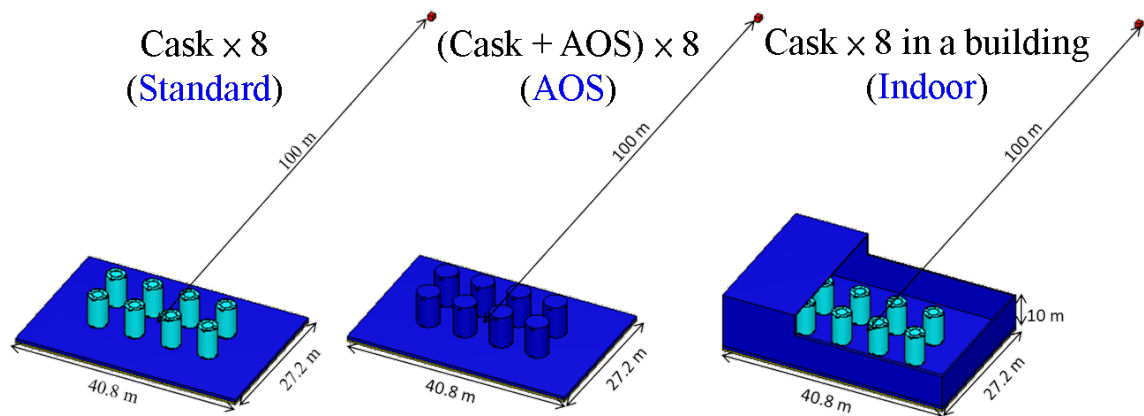


圖 5.3-18、(左)Standard：混凝土護箱置於露天乾貯場、(中)AOS：混凝土護箱加外加屏蔽、及(右)Indoor：混凝土護箱加外加屏蔽但封住進出氣口端。

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 25×10^7 個粒子，燃料光子模擬 50×10^8 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。

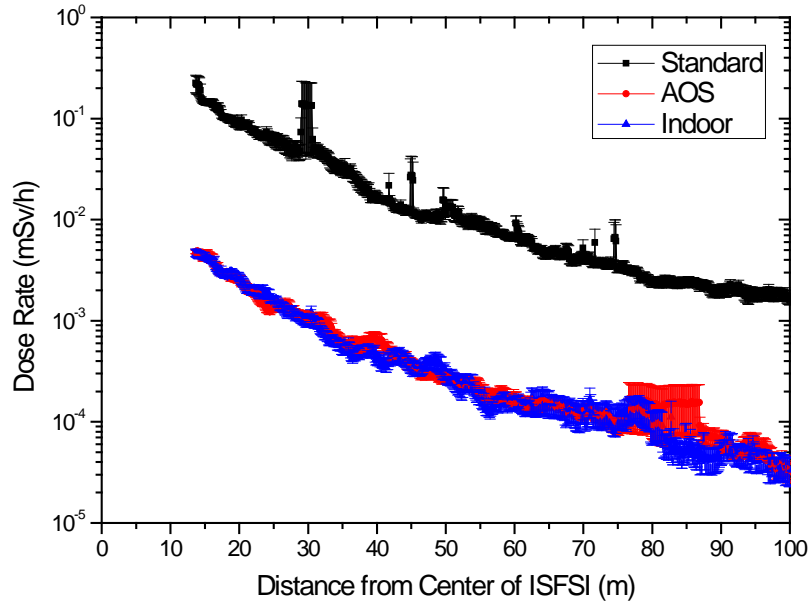


圖 5.3-19、三種貯存型式案例場界劑量隨距離變化(AOS 無進出氣孔端)

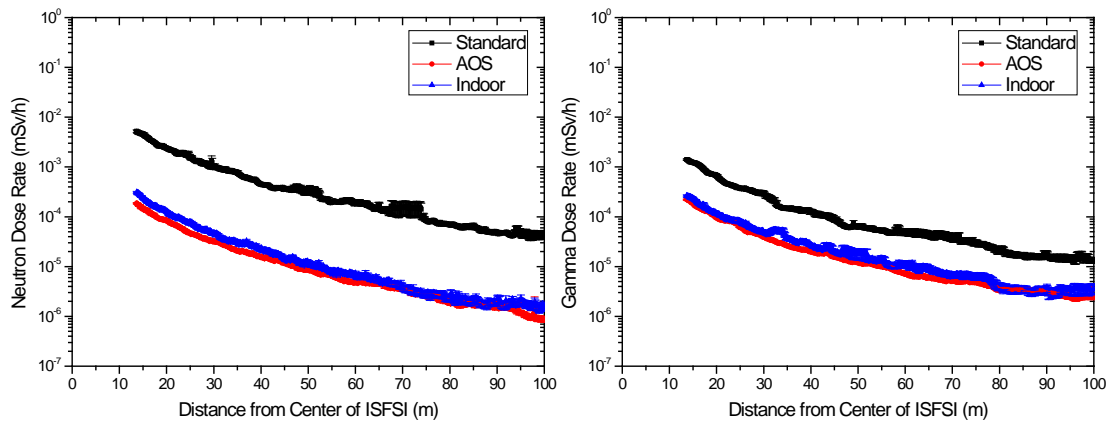


圖 5.3-20、燃料中子射源項之(左)中子與(右)二次光子劑量隨距離分布

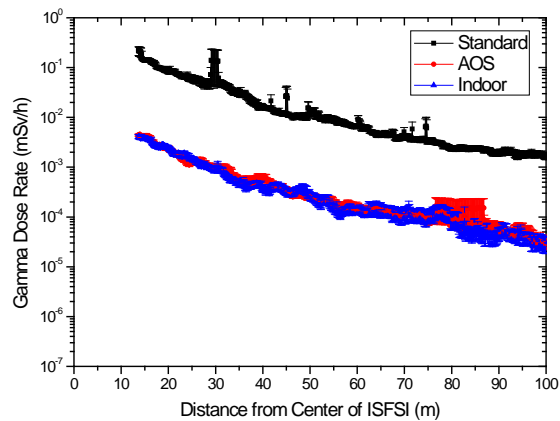


圖 5.3-21、燃料光子射源項之光子劑量隨距離分布

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。

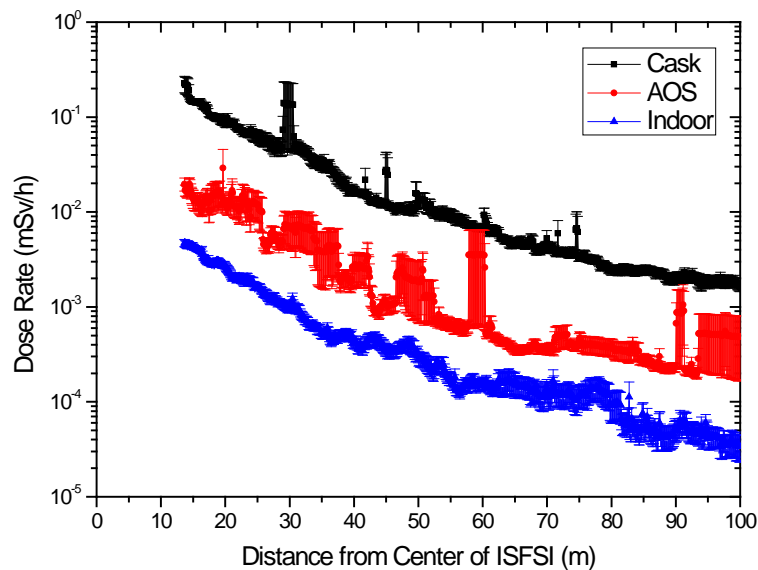


圖 5.3-22、三種貯存型式案例場界劑量隨距離變化(AOS 有進出氣孔端)

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 Cask 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. 混凝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.