

核能安全委員會
委託研究計畫研究報告

114 年用過核子燃料乾貯護箱熱測試後之輻射屏蔽
與熱流審驗技術精進
期末總報告

委託單位：核能安全委員會
執行單位：國立清華大學
計畫主持人：曾永信
子項主持人：王美雅、賴柏辰
計畫編號：NSC11312093L
報告日期：中華民國 114 年 12 月 11 日

114 年用過核子燃料乾貯護箱熱測試後之輻射屏蔽 與熱流審驗技術精進

受委託單位：國立清華大學

研究主持人：曾永信

協同主持人：王美雅、賴柏辰

研究期程：中華民國 114 年 3 月至 114 年 12 月

研究經費：新臺幣 3,009,861 元

核能安全委員會 委託研究

中華民國 114 年 12 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)

目 錄

一、 摘要(中、英文)	1
二、 計畫目標.....	3
三、 重要成果.....	4
四、 展望.....	9
五、 附件.....	10
「國外乾貯設施運轉經驗報告」期末報告.	I
子計畫 1： 「核一廠室外乾貯設施混凝土護箱輻射屏蔽安全餘裕分析」 期末報告.....	II
子計畫 2： 「核一廠室外乾貯設施混凝土護箱熱流安全餘裕分析」期末 報告.....	III

計畫名稱： 114 年用過核子燃料乾貯護箱熱測試後之輻射屏蔽與熱流審

驗技術精進

一、摘要

為協助管制機關審視核一廠室外乾貯設施熱測試之各項作業過程，並進一步釐清輻射屏蔽與熱流相關之各項分析結果之保守性，本研究藉由最先進的(STATE-OF-THE-ART)輻射屏蔽與熱流分析工具；包括 SCALE/TRITON 與 MAVRIC 以及 ANSYS FLUENT 進行分析技術精進，建立符合分析核一室外乾貯設施之模型。分析結果不僅顯示，核一乾貯熱測試之各項作業確實保有足夠之分析餘裕，台電公司針對全阻塞事故所規劃的溫度監測計畫亦有助於掌握護箱之實際狀況。惟為求管制作業之嚴謹與持續精進，仍建議台電公司可持續就監測所獲結果進行滾動式修正，以反映室外乾貯設施之營運狀況。

To assist the regulatory authority to review the serial operational procedures during the hot test of the Chinshan Nuclear Power Plant (CSNPP) outdoor dry storage facility (DSS), and to further clarify the conservatism of analytical results related to radiation shielding and heat transfer. This study employs state-of-the-art computational tools to enhance analytical techniques and modeling accuracy. Specifically, SCALE/TRITON, MAVRIC, and ANSYS FLUENT were utilized to develop a comprehensive analysis model representative of the CSNPP DSS. The analytical results

demonstrate that the hot test operations possess sufficient analytical margins, ensuring the reliability and safety of the procedures. Moreover, the temperature monitoring plan proposed by Taipower Co. for the fully blockage accident proves effective. However, the study team still recommends that a rolling update monitoring plan should be performed to ensure continuous improvement and maintain operational quality.

二、計畫目標

我國核一室外乾貯自民國 97 年取得執照後，因水土保持計畫議題而未能立即展開熱測試，直至 113 年新北市政府核准其水土保持計畫後方進行熱測試作業，並於 114 年取得運轉執照。為此一設施之作業與管制經驗可進一步作為未來乾貯施營運管制之基礎，管制機關核能安全委員會(以下簡稱核安會)受理審查台電公司核一廠用過核子燃料乾式貯存設施運轉執照申請後，對台電公司所提交的熱測試報告與修訂安全分析報告等文件進行審查之外，亦委託本研究團隊針對輻射屏蔽與熱流評估進行熱測試後之輻射屏蔽與熱流審驗技術精進。

整體計畫工作不僅針對安全分析與實際裝載之熱負載差異所致之輻射、熱流源項差異進行探討，亦希冀藉由國外熱測試行政作業記錄以及本案技術分析結果之回饋，提供瞭解國外管制機關對於分析偏差之容許基準，並藉由所導入之最新分析技術，將相關輻射屏蔽與熱流特性的議題獨立為兩個子項計畫，並逐一進行案例計算與結果研析：

子計畫一：核一廠室外乾貯設施混凝土護箱輻射屏蔽安全餘裕分析

子計畫二：核一廠室外乾貯設施混凝土護箱熱流安全餘裕分析

以期藉由彙整技術發現與國際先例之管制建議能持續精進我國核能安全管制能量。

三、 重要成果

●國際乾貯熱測試與老化管理實例研析

- (一) 研析美國 Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC)之相關管制文件顯示，美國核能管理委員會必須針對不同的核電廠機組狀態(如運轉中、除役過渡與除役電廠)，分別制定完整的熱測試規範、視察指引(Inspection Manual Chapters, IMC)與審查導則，此類文件包含 NRC 對特定類型燃料的管制資訊、政策聲明、技術指導、目標和視察程序等，可提供乾貯技術先進國家對用過核子燃料之管制經驗及要點。
- (二) 英國核能管制機關 Office for Nuclear Regulation (ONR)針對 Sizewell B 電廠乾貯設施之管制文件中指出，該設施採用的 HI-STORM 系統，搭配 MPC(Multi-Purpose. Canister，並施行試片腐蝕程度監控與 MPC 渦電流(Eddy Current)測試以確認護箱是否有發生應力腐蝕劣化的跡象。
- (三) 研究蒐集得 NRC 針對不同護箱與外界風場所受散熱能力之影響進行探討，本研究配合熱流分析技術進行探討後證實，外界風場對護箱所造成之散熱影響與其形式及風場條件有關。更值得注意的是，相較於室外乾貯，室內乾貯反而容易存在特定護箱受固定風場影響之情況，建議管制機關未來可

於室內乾貯審查時多加關注。

●子項一「核一廠室外乾貯設施混凝土護箱輻射屏蔽安全餘裕分析」

研究重要成果

(一) 屏蔽分析模式將各別採用 SCALE/TRITON 與 SCALE/MAVRIC 套件進行源項和遷移計算分析。建立具有詳細 56 束燃料束結構 INER-HPS、INER-HPS(AOS)系統之屏蔽分析模型(圖 1);以 TSC01 裝載之 56 束用過核子燃料作為源項分析標的，針對選定之標的燃料，參照其電廠運轉歷程進行輻射源項分析(圖 2)。

(二) 輻射屏蔽分析代表案例計算

1. 進出氣通道角度特性：INER-HPS 護箱側邊表面劑量率在出氣通道(上方)所在特定角度(45 度)之分布，可發現在進氣通道處(下方)的劑量率皆小於護箱側邊平均劑量率，但在出氣通道處的劑量率皆大於護箱平均劑量率。護箱側邊平均劑量率為考慮箱體周圍 360 度平均之劑量率結果，故考慮計分在特定角度有空氣流通之區域，其劑量率數值會大於平均劑量率。
2. INER-HPS 護箱周遭輻射場以加馬射線為主要貢獻，劑量率分布成指數衰減(圖 3)。考慮 25 組 INER-HPS 護箱，

提出三種場界劑量餘裕探討：方式(1)為最保守情節，考慮每組護箱皆為最近場界條件；方式(2)考慮了護箱隨距離變化之情形，相較方式(1)場界年劑量減少約 40%，此大幅下降的劑量比例代表輻射源項隨距離變化對分析標的重要影響；方法(3)參考了文獻中針對護箱自屏蔽效應的劑量衰減，相較方式(1)場界年劑量減少約 75%，展示出了乾貯箱體間自屏蔽效應的重要影響。

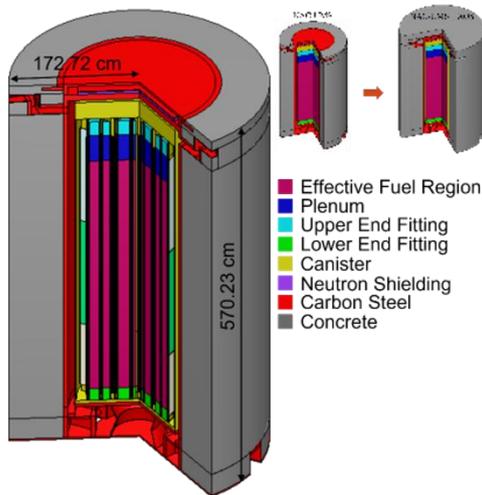


圖 1、建立 NAC-UMS/INER-HPS 屏蔽分析模型

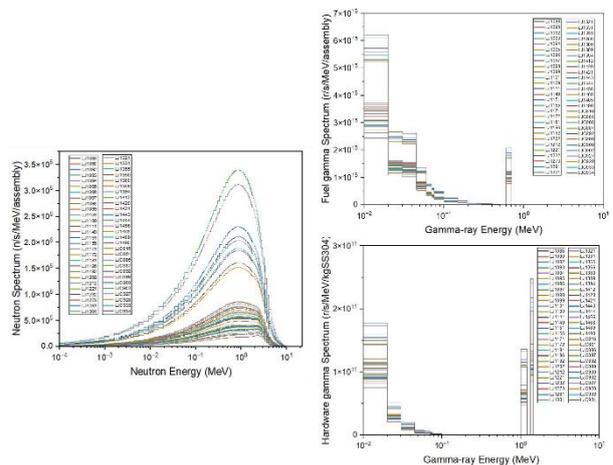


圖 2、建立 TSC01 源項能譜

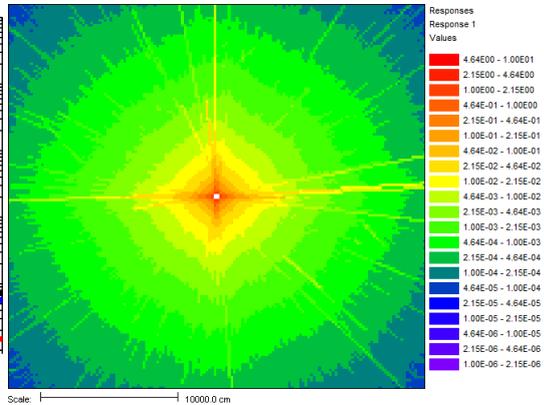
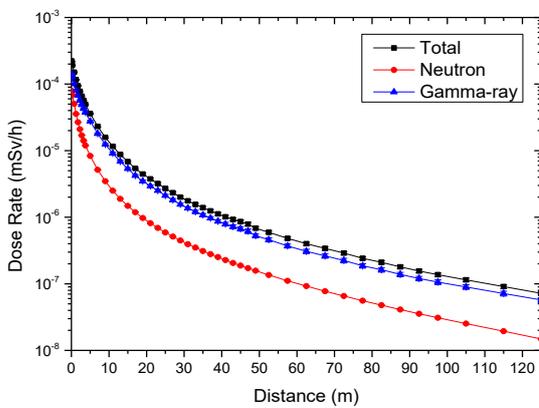


圖 3、INER-HPS 護箱周遭劑量率分布(左)1D(mSv/h)和(右)2D(mSv/y)

●子項二「核一廠室外乾貯設施混凝土護箱熱流安全餘裕分析」研究
重要成果

- (一) 本研究利用如圖 4 所示之傳送護箱、混凝土護箱與全場域分析模式，搭配 ANSYS FLUENT 進行熱流分析技術精進，使其可以掌握密封鋼筒內的自然對流現象，並在室外貯存評時詳實考慮日照輻射與風場之效應。圖 5 的溫度分布證實自然對流有助於改善充水階段之內部溫度分布與對外散熱能力，從而獲得比安全分析更長的可作業時間。而圖 6 則展示不同風速與風向下，25 組護箱在日照與外界風場之交互影響下將使進出氣口溫差略為出現變化，但整體而言溫差並未超過安全分析報告所提出之 36.6°C 監測條件，可證實台電所提運轉監測計畫係屬合理。
- (二) 表一展示不同熱負載下，核一乾貯護箱於常期貯存時之溫度結果；在與安全分析報告及設計限制比對後分別可以得知各元件於原有安全分析報告所載之分析結果具有約有 $4\sim 23^{\circ}\text{C}$ 之分析保守性，且距設計限制約有 $12\sim 180^{\circ}\text{C}$ 之溫度餘裕，可保設施營運安全無虞。

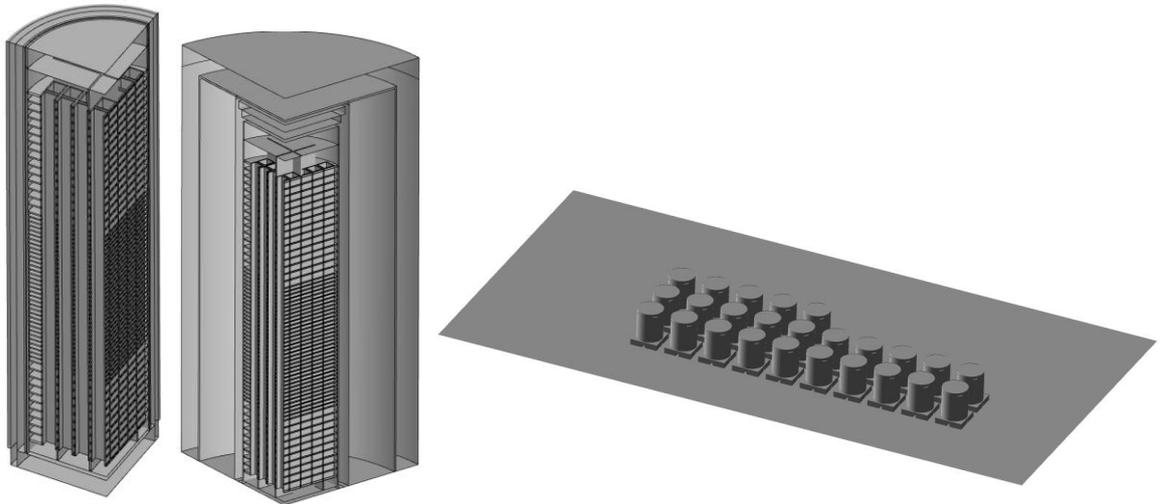


圖 4、本案所使用之傳送護箱(左)、混凝土護箱(中)與全廠域分析模型(右)

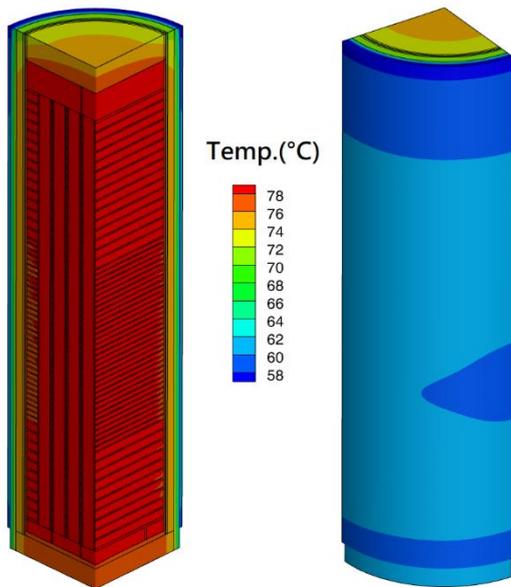


圖 5、考慮自然對流對傳送護箱之溫度分布

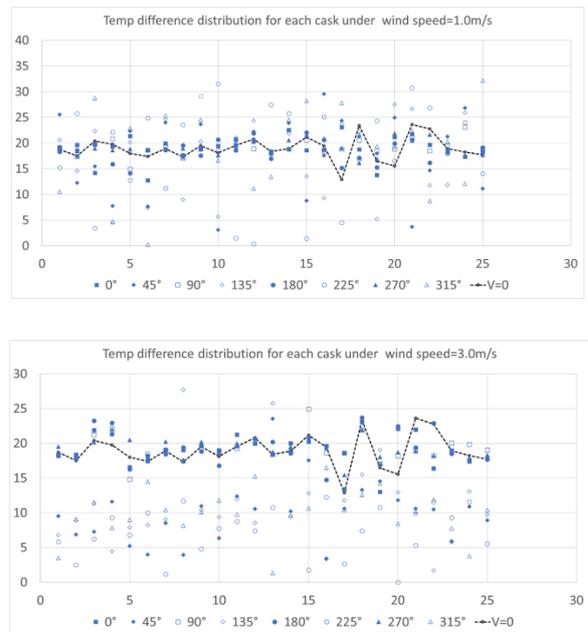


圖 6、核一乾貯所有護箱於不同風向與風速影響下之進出氣口溫差

表一、INER-HPS 混凝土護箱模式申照負載下之護箱溫度餘裕

	Cask25	7kW	14kW		Temp. Limit	基於設計限值之	
			Present	SAR		分析保守性	溫度餘裕
Fuel	121.0	149.5	218.79	236.8	400	18.01	181.21
Supp_disk	111.83	140.67	207.95	221.8	371.1	13.85	163.15
Con_disk	111.36	137.58	204.32	221.2	343.3	16.88	138.98
TSC	76.57	90.51	128.15	134.3	371.1	6.15	303.27
VCC	48.35	53.34	67.36	71.9	93.3	4.54	25.94
AOS	41.77	44.93	53.94	71.0	93.3	17.06	39.36
VCC(Average)	45.72	44.58	53.18	63.2	65.5	10.02	12.32
AOS(Average)	34.77	35.59	38.1	61.4	65.5	23.3	27.4

四、展望

本研究藉由導入最先進分析技術工具之契機，建立與時俱進之輻射屏蔽與熱流分析技術，並對我國核一廠室外乾貯設施之熱測試作業進行研析。整體分析工作自輻射源項開始，先後完成模式建立、材料性質處理與案例規劃及運跑。所建立之技術不僅可作為後續室內乾貯審驗之基礎，亦可證實過往廠家所提安全分析報告所載結果係為合理且保守。團隊在綜合資訊蒐集與技術分析後，向管制機關提出多項管制建議，以期精進我國管制技術與能量。

五、附件

- 「國外乾貯設施運轉經驗報告」期末報告
- 子計畫 1 「核一廠室外乾貯設施混凝土護箱輻射屏蔽安全餘裕分析」期末報告
- 子計畫 2 「核一廠室外乾貯設施混凝土護箱輻射屏蔽安全餘裕分析」期末報告」期末報告

核能安全委員會 委託研究計畫研究報告

114 年用過核子燃料乾貯護箱熱測試後之輻射

屏蔽與熱流審驗技術精進

國外乾貯設施運轉經驗報告

期末報告

委託單位：核能安全委員會

執行單位：國立清華大學

計畫主持人：曾永信

子項主持人：王美雅、賴柏辰

研究人員：張欽柏

計畫編號：NSC11312093L

報告日期：中華民國 114 年 12 月 11 日

114 年用過核子燃料乾貯護箱熱測試後之輻射屏

蔽與熱流審驗技術精進

國外乾貯設施運轉經驗報告

受委託單位：國立清華大學

研究主持人：曾永信

子項主持人：王美雅、賴柏辰

研究人員：張欽柏

研究期程：中華民國 114 年 03 月至 114 年 12 月

研究經費：新臺幣 3,009,861 元

核能安全委員會 委託研究

中華民國 114 年 12 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)

摘要

台電公司於 113 年 11 月及 12 月分別完成兩組核一廠乾貯護箱的熱測試作業，以少量測試驗證乾式貯存設施之設計及安全性後，於 114 年 5 月 1 日取得核一廠用過核子燃料乾式貯存設施運轉執照，核一廠乾貯設施遂正式進入運轉階段。本計畫針對國外乾式貯存設施在測試及運轉方面已有相當實績，以彙整國外管制機關之管制經驗為主要目標，廣泛蒐集乾式貯存設施測試資料及運轉報告、國外管制法規及管制機關管制報告、事件紀錄等，並彙整風場變化及老化腐蝕對乾貯設施之影響分析報告，除協助管制機關檢視熱測試結果，並提供設施運轉經驗以強化我國管制機關管制能量。

關鍵字：乾貯護箱、管制建議

ABSTRACT

The Taiwan Power Company had completed the hot tests of two dry storage casks at Chinshan Nuclear Power Plant with spent nuclear fuels in November and December 2024. After verifying the design and safety requirements of the dry storage facility (DSF) through these small-scale tests, it obtained the operating license for the DSF at the Chinshan Nuclear Power Plant on May 1, 2025. The DSF at Chinshan Nuclear Power Plant therefore officially commencing the operation phase. Given the advanced international experience in testing and operating dry storage facilities, this research project takes the collection of regulatory experience of foreign competent authorities. The study has already extensively collected dry storage facility testing data and operation reports, foreign regulation rules and regulatory reports of competent authorities, event records, etc., and compiled analysis reports of the effects of wind field on dry storage facilities. Besides to assist competent authorities to review dry-run test results, it also provides facility operation experience to strengthen our country's regulatory capabilities

Keywords: dry storage facility, regulatory recommendations

目錄

摘要.....	i
ABSTRACT.....	ii
目錄.....	iii
圖目錄.....	iv
第一章、前言.....	1
第二章、美國相關管制記錄.....	3
2.1 視察指引 IMC-2690.....	3
2.2 熱傳性能及環境影響.....	4
第三章、國外乾貯設施首次裝載及執照展延審查.....	9
3.1 Fort Calhoun 核電廠 ISFSI 首次裝載.....	9
3.2 Rancho Seco 核電廠 ISFSI 運轉前測試及首次裝載.....	13
3.3 Rancho Seco 核電廠 ISFSI 執照展延之 CISCC 議題審查.....	15
3.4 Diablo Canyon 核電廠 ISFSI 執照展延之 CISCC 議題審查.....	16
3.5 英國 Sizewell B 核電廠乾貯設施腐蝕監控.....	17
第四章、技術研析成果彙整.....	18
3.1 輻射屏蔽分析之技術要點回饋.....	19
3.2 熱流分析之技術要點回饋.....	19
第五章、國外乾貯設施運轉與技術研析之經驗回饋.....	21
參考文獻.....	22

圖目錄

圖 1、Limerick 核電廠乾貯筒熱效能資料	5
圖 2、Davis-Besse 核電廠乾貯筒連續 14 天空氣溫升	5
圖 3、TN 公司對 NUHOMS 32PTH 的測試裝置及空氣流徑	8
圖 4、MSO 結構 [15]	8
圖 5、TN 公司 OS197L TC 傳送護箱	11
圖 6、TN 公司建構的 AHSM FLUENT 模型	12
圖 7、Rancho Seco 核電廠 ISFSI 所使用之 MP187 傳送護箱	14

第一章、前言

依據 IAEA(International Atomic Energy Agency，國際原子能總署)2024 年報告 [1]，每年全球用過核子燃料所產生的放射性廢棄物約 7,000 THM (tones of heavy metal)，累積達到 427,800 THM。由於除役機組持續增加，全球對於放射性廢棄物貯存空間的需求將不斷上升。目前用過核子燃料貯存方式仍以水池貯存及再處理為主，乾式貯存則佔 24%。

我國核能機組配合國家政策，已於 114 年 5 月全數進入除役階段，用過核子燃料中期貯存以採用乾式貯存為主。其中最早除役的核一廠一號機，依據台電公司「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施試運轉計畫」 [2](以下簡稱試運轉計畫)，應於正式運轉前提交熱測試報告以作為設施運轉執照申請之依據。核一廠室外乾貯係使用由國家原子能科技研究院(原核能研究所，以下簡稱國原院)技轉自美國 NAC International Co.(以下簡稱 NAC 公司)，並依廠址特性與裝載需求進行開發之 INER-HPS 護箱。該護箱於民國 96 年取得管制機關核發之執照後，即著手進行護箱製造。台電公司更於 102 年 9 月試運轉計畫書核准後持續進行定期的冷測試作業，以維持裝載作業能力。此一階段持續至 113 年核一廠室外乾式貯存設施水土保持完工證明書核發，台電公司即開始執行熱測試作業，測試執行前並委由國原院著手更新既有程序書內容及相關裝載燃料特性，以符合設施整備進度、人員資格及待貯燃料現況。相關作業紀錄於 113 年 12 月左右彙整於熱測試報告，並就測試結果向管制機關申請運轉執照。經管制機關審查通過，台電公司於 114 年 5 月 1 日順利取得運轉執照，正式進入運轉階段。

在熱測試作業中，兩組護箱所實際裝填的用過核子燃料，其熱源項及輻射源項皆低於「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」 [3]的規劃，管制機關為求慎重起見，決定以實際裝載之輻射源項與熱源項進行安全分析及比對，以強化核物料管制措施的技術基準。舉例來說，協助台電公司進行核一廠乾貯申照與安裝之單位國家原子能科技研究院於進行熱測試前，著手針對安全分析報告與計算書進行更新，其中 100 年版 [4]與 113 年版 [5]的「核一廠用過核子燃料乾式貯存護箱燃料束配置報告」即顯示待貯燃料歷經上述時間的持續冷卻，各護箱配置之燃料熱源已有明顯改變。其最小熱源已由原先規劃的 3.8 KW 降低至 3.2 KW，而最熱護箱亦已由 5.8 KW 降低至 4.8 KW；整體降幅約略在

15~18%之間。若再與安全分析報告所載之允諾裝載值相比，則實際裝載的熱源可能僅有允諾裝載值的 46%~68%之間。而由於用過核子燃料之衰變熱源係來自於用其中的重元素與分裂產物之衰變，故其輻射源強度之變化比例亦與上述之熱源項變化相仿。

對熱流分析而言，安全分析報告與實際裝載情境的差異，主要源自於熱源項、環境溫度、流場狀況與日照效應等參數的保守假設，例如原始安全分析報告參考最高單日日均溫、最大日照熱輻射以及無對流保守環境等假設條件。但實際裝載時，護箱濕度及熱源項的差異、外界風場的效應與日照輻射隨氣候與季節變化，皆有可能產生大小不一的保守度。雖然分析與實際裝載的溫度差異將因為參數條件保守規劃，不致因為熱傳途徑與機制的差異而造成安全分析不保守的疑慮，但對於管制機關而言，仍需定期審視設施正式運轉後之監測紀錄，以確保設施運轉安全無虞。本報告依據我國乾貯設施需求，探討國外類似設施依據預設之裝載規劃進行安全分析並通過管制機關審查後，在運轉後是否仍有值得參考之安全議題或管制行動，以供管制機關參考

第二章、美國相關管制記錄

依據台電公司試運轉計畫，核一廠乾貯作業須完成整體功能驗證(Dry-Run)與熱測試(Hot-Test)並經管制機關審查通過，方能進入正式運轉；相較之下，美國由於各核電廠運轉狀態差異，NRC (Nuclear Regulatory Commission，美國核能管理委員會)必須針對不同的核電廠機組狀態(如運轉中、除役過渡與除役電廠)，分別制定完整的熱測試規範、視察指引(IMC, Inspection Manual Chapters)與審查導則。上述文件包含 NRC 對特定類型燃料的管制資訊、政策聲明、技術指導、目標和視察程序等，可提供乾貯技術先進國家對用過核子燃料之管制經驗及要點。

2.1 視察指引 IMC-2690

針對核子燃料及超 C 類廢棄物 (Greater-Than-Class C，GTCC) 貯存於獨立用過核子燃料貯存設施 (Independent Spent Fuel Storage Installation，ISFSI)的視察作業，NRC 在 IMC-2690 [6]制定了相關的視察程序，並將視察作業區分成四個階段：

第 1 階段：乾貯設施的設計、製造及建造階段

第 2 階段：基座施工及運轉前測試

第 3 階段：用過核子燃料裝載、卸載及例行運轉

第 4 階段：貯存狀態監控

其中第 2 階段視察包含 ISFSI 的現地施工作業、運轉前測試(Pre-Operational Test)、10 CFR 72.212(b)與 10 CFR 72.48 的法規要求、以及核子保安實體防護。至於我國「放射性物料管理法施行細則」第 26 條所要求之試運轉計畫，以驗證設備功能與程序為主，其中的整體功能驗證與 IMC-2690 的視察程序 IP 60854 [7]所針對之運轉前測試類似。

NRC 為要求持照廠商須確保用過核子燃料的處理、貯存及取出過程不得對公眾的健康及安全造成危害，因此在 IP 60854 中，要求持照廠商經由實際執行運轉前測試，評估及驗證其作業過程符合終期安全分析報告 (Final Safety Analysis Report，FSAR)、安全評估報告 (Safety Evaluation Report，SER)、合規證明(Certificate of Compliance，CoC)、執照、法規及技術規範的要求，視察涵

蓋的範圍則包括組織管理、人員訓練、作業程序書、裝載及卸載操作、設備功能、輻射防護、現場作業監控及品保稽核等。

在乾貯設施進入實際運轉階段後，NRC 對應的視察程序為 IP 60855 [8]。針對護箱內已裝載用過核子燃料的狀態，視察程序著重在裝載後之溫度與壓力是否符合設計限值，以及評估其熱傳性能(Thermal Performance)是否符合設計要求，影響熱傳性能的因子都在視察範圍，包括作業環境溫度，裝載燃料選定及確認、以及從洩水、乾燥到氬氣回充的作業流程，相關評估方法須依據乾貯系統的 FSAR 或技術規範執行。

IP 60855 提到有少部份西屋公司燃料組件，因頂部管嘴(Top Nozzle)發生 IGSCC(Intergranular Stress-Corrosion Cracking)腐蝕龜裂，導致在乾貯作業中進行燃料吊運時，頂部管嘴與燃料組件分離使燃料組件掉落。因此 NRC 於 IP 60855 中提醒視察員注意相關議題。

2.2 熱傳性能及環境影響

依據美國聯邦法規 10 CFR 72.212(b)，廠家於護箱裝載後 30 天內，須以書面將相關基本資料寄送給 NRC 註冊，資料內容包括護箱憑證編號(cask certificate number)、CoC 修訂版號(CoC amendment number)、護箱型號、以及護箱編號(cask identification number)。當電廠進行首次裝載時，技術規範(Technical Specification)會要求同時提送熱傳性能(thermal performance)資料。參考 Limerick 電廠在 2008 年的報告 [9]，該電廠使用 Transnuclear, Inc.(以下簡稱 TN 公司) NUHOMS-61BT 乾貯筒，提供之熱傳性能資料包括實際熱負載、計算空氣溫升及實際空氣溫升。依據 TN 公司技術規範 [10]規定，實際空氣溫升數據係來自護箱出口與周圍環境的空氣溫差，此一溫差應小於技術規範要求。

Dry Storage Canister Number	LGS-61B-003-A
Horizontal Storage Module Number	00-S114/HSM-011
Maximum Allowable Heat Load	18.3 kW
Actual Loaded Heat Load	9.51 kW
Calculated Temperature Rise	34 degrees F
Measured Temperature Rise	8 degrees F
Dry Storage Canister Number	LGS-61B-005-A
Horizontal Storage Module Number	00-S114/HSM-009
Maximum Allowable Heat Load	18.3 kW
Actual Loaded Heat Load	10.25 kW
Calculated Temperature Rise	35 degrees F
Measured Temperature Rise	19.5 degrees F

圖 1、Limerick 核電廠乾貯筒熱效能資料

Davis-Besse 電廠在 1996 年使用 NUHOMS-24P 乾貯桶裝載用過燃料，並於報告 [11] 中提供乾貯桶在裝填後連續 14 天的空氣溫升量測數據如下，

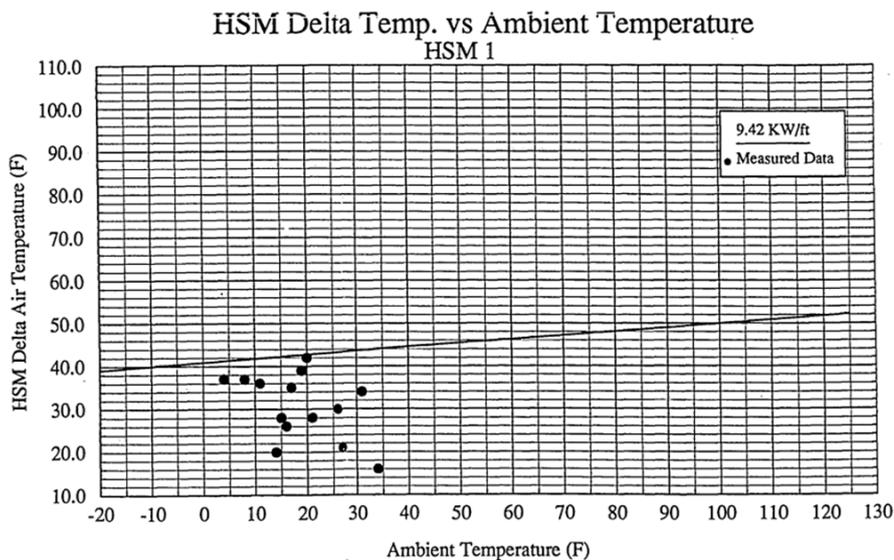


圖 2、Davis-Besse 核電廠乾貯筒連續 14 天空氣溫升

圖 2 顯示空氣溫升差異可達到 26°F，主要來自周圍空氣的流速、風向、日照及乾貯筒本身熱傳性質的影響。針對環境條件的影響，NRC 認為利用一組保守的假設條件(年均溫、濕度及風速等)進行分析，雖然可提供保守的計算結果，然而對於運轉時間長達數十年的乾貯設施而言，可能會有極端氣候條件出現的狀況，導致安全餘裕喪失。因此在 NUREG-2174 [12] 中利用 CFD(Computational Fluid Dynamic，計算流體力學)模擬各種可能的環境條件變化，顯示風向及風速對溫升的影響與乾貯筒的結構及擺放位置有關，尤其當環境條件變化較大時，溫升可能會隨之產生較大的變化，報告重點結論摘要如下：

1. NUREG-2174 參考 HI-STORM 100U 的結構，模擬置於地下的乾貯筒，由於其進風口與出風口的位置接近，當風向正對風口時流阻會加大，風速越大溫升會越大，模擬結果顯示，風速在 2.235m/s 時造成最大的燃料棒護套最高溫度 (Peak Cladding Temperature，以下簡稱 PCT) 上升。
2. 針對置於地上的乾貯筒，模擬結果顯示，四個以上風口的垂直型護箱，會隨著風速上升使溫升些微下降，而兩個風口的垂直型護箱則須視風向而定，如果風向正對風口則會造成空氣流阻，影響散熱的效果，使 PCT 上升。
3. 置於地上的水平型護箱，其受到風向及風速的影響較不明顯。
4. 依據模擬結果，環境溫度每上升 5.6K，PCT 會上升 8K。
5. 報告建議，熱傳效能評估應納入季節變化的影響。
6. 環境濕度上升，熱傳效能會提高。
7. 衰變熱上升，PCT 也會隨著上升。總熱負載每增加 2 kW，PCT 就會增加 22 K (40°F)。
8. 綜合圖 1 與圖 2 中 Limerick 與 Davis-Besse 核電廠提交護箱溫度監測之資訊顯示，國外廠家藉由監測護箱溫度表現以證明護箱確實如熱流設計般建立自然對流散熱機制，相關提交資訊亦獲國外管制機關同意。對比我國核一廠室外乾貯，藉由監測各護箱出氣口溫度並與設施環溫(護箱進口溫度)間之差值，亦符合確認護箱已建立散熱機制之精神。

至於乾貯系統廠商因應貯存環境的設計，TN 公司於 2005 年針對 NUHOMS 32PTH 的測試資料 [13] 顯示，進行測試時尚未將流速及流向的變化納入考量，單純針對固定流速及流向進行測試，其測試裝置及空氣流徑如圖 3。而 HOLTEC 公司所開發的 HI-STORM 100 系統可用於地表貯存且垂直擺放，上下兩端各有 4 個通氣口，該公司於 2024 年針對 HI-STORM 100 系統在低風速(0 to 15 miles per hour，以下簡寫為 mph)下所進行的模擬結果 [14] 顯示，低風速環境對於 PCT 有輕微影響但仍符合安全限值。

NAC 公司為其開發的 MAGNASTOR 系統，於 2019 年向 NRC 提出搭配金屬外包裝(Metal Storage Overpack，以下簡稱 MSO)的執照申請，並於 2022 年取得 CoC。依據 NAC 公司的終期安全分析報告 [15]，MSO 為由碳鋼構成的金屬護箱，設計時可選擇使用 MSO 或混凝土護箱裝載 TSC。MSO 下方有 4 個進氣

口，上方有 24 個出氣孔及 2 個機器人進出口，共 26 個空氣出口，其結構如圖 4 所示。針對 MSO 在低風速下的熱流分析結果，NRC 於安全評估報告 [16] 中的相關意見彙整如下：

1. NAC 公司利用簡化的 2D 軸對稱模型，將 2 個進氣口及 26 個出氣口分別簡化為沿著周徑的等效環狀氣孔進行模擬，結果雖符合設計要求，但 NRC 認為 MSO 的進氣口及出氣口實際上為分散的圓孔，在低風速下可能會造成氣流阻塞而使溫度升高。因此 NRC 自行利用 3D 模型進行分析 [17]，但未能定量低風速對溫升的影響。在廠商回覆 NRC 提出的 RSI(Request for Supplemental Information) 中，廠商認為低風速對於出氣口所造成的背壓，應小於進氣口所受背壓加上 MSO 內空氣受熱後，因密度差所造成的壓力，同時廠商認為 MSO 較有可能使用於室內乾貯設施，受低風速的影響不明顯。由於廠商並未提供有關室內乾貯相關的分析結果，NRC 不接受廠商所提「MSO 較有可能使用於室內乾貯設施」的解釋。

因此，廠商重新利用 3D 模型進行分析，在無風狀態下得出 PCT 為 734°F，相比 2D 模型的 PCT 為 724°F 高出 10°F。

2. NAC 公司的 3D 模型中，雖然已將進氣口依實際結構模擬為 26 個分散的等效方孔，然而 4 個進氣口仍模擬為單一個環狀孔。NRC 認為在低風速及無風狀態下，單一環狀孔的模型可能降低空氣流道被阻塞的效果。
3. NAC 公司在分析時所使用的環境溫度為 76°F(24.4°C)，NRC 認為部份廠址的實際環境溫度高於 76°F，要求於實際使用 MSO 時，必須再依照廠址實際條件進行分析，以確保安全餘裕。

針對本節所載環境因素之影響，本研究藉由子項二熱流分析進行核一乾貯全場域之研析，完成貯存場受風場影響之模式發展與測試，研析各類風場對於護箱散熱與通風之影響，並針對其計算結果進行探討。

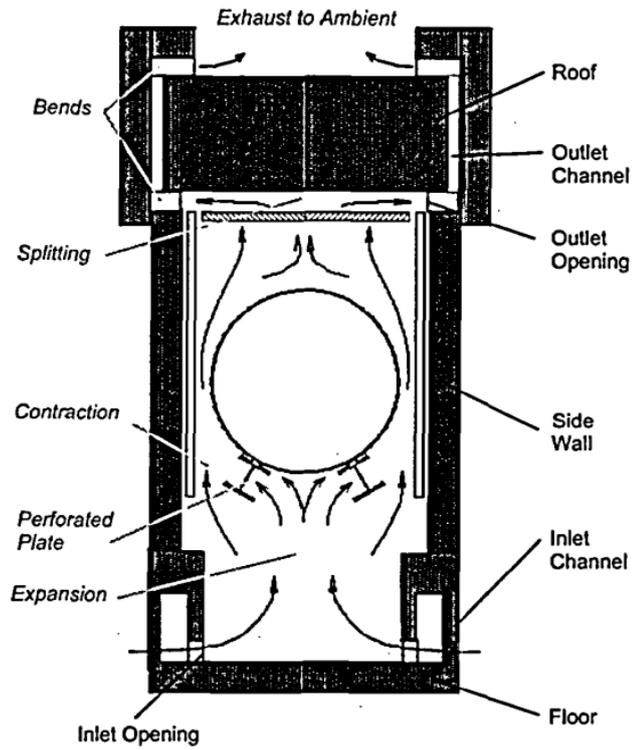


圖 3、TN 公司對 NUHOMS 32PTH 的測試裝置及空氣流徑

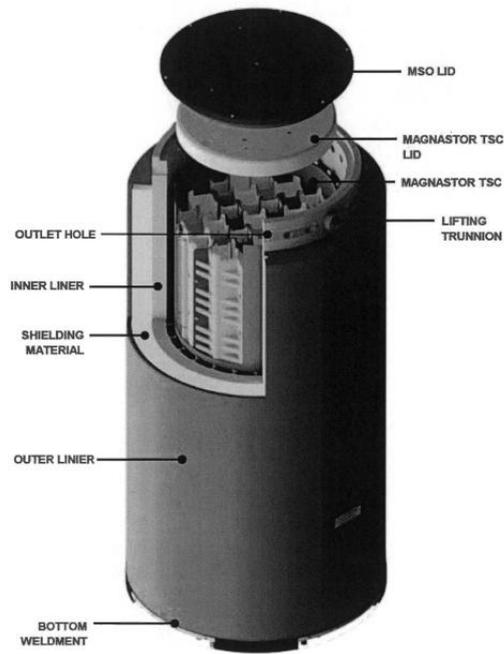


圖 4、MSO 結構 [15]

第三章、國外乾貯設施首次裝載及執照展延審查

本章主要檢視 NRC 對乾貯設施首次運轉的視察報告，彙整相關管制意見及建議供管制機關參考。第一個案例為 Fort Calhoun 核電廠 ISFSI 的首次裝載作業，本案廠家於首次裝載前提出設計變更，牽涉到安全分析方法論及法規豁免，本計畫參考相關報告說明 NRC 對本案之管制重點，可作為管制機關對於類似案例之管制參考。第二個案例為 Rancho Seco 核電廠 ISFSI 運轉前測試及首次裝載作業，此案於同一天執行兩項作業，由相關報告可了解現場作業狀況及廠家處理情形。另外由於乾貯設施長期運轉後，可能產生腐蝕的疑慮，經管制機關提出後，本案加入有關 CISCC(Chloride-Induced Stress Corrosion Cracking，氯離子誘發應力腐蝕龜裂)相關議題之蒐集。由於資料取得限制，主要以 Rancho Seco 核電廠 ISFSI 及 Diablo Canyon 核電廠 ISFSI 於執照展延時，NRC 之審查及視察報告為主，以為管制參考之用。

3.1 Fort Calhoun 核電廠 ISFSI 首次裝載

Fort Calhoun Station 核電廠(以下簡稱 FCS 核電廠)為 PWR 反應器，於 2016 年 10 月永久停止運轉。其乾貯設施於 2006 年即已開始運作，使用之護箱為 TN 公司 Standardized NUHOMS 32PT-S100。為配合大修期間爐心燃料退出及其他作業的需求，同年 7 月進行第一次用過燃料裝載，NRC 同時配合該作業進行視察。視察主要依據為 10 CFR 72 法規、NRC 發布之安全評估報告、設計廠家的 CoC 規範以及終期安全分析報告、。

依據安全評估報告 [18]所述，NRC 同意 FCS 核電廠提出之以下條件，核准在單次裝載作業中，使用 TN 公司 NUHOMS 32PT 乾貯系統搭配 OS197L TC 輕量化傳送護箱：

- (1)在裝載過程中，於焊接作業及焊接測試完成後，會將密封鋼筒內 750 加侖的水洩掉，FCS 核電廠提議於洩水同時進行真空乾燥以及氬氣充填，以確保燃料護套溫度及真空乾燥時間不超過技術規範(Technical Specification, TS) [19]1.2.8 的限制。

(2)採用與 FSAR 不同之熱流分析方法論，使用 ANSYS FLUENT 程式模擬傳送護箱(Transfer Cask)表面的溫度，並據此得出在傳送期間燃料護套的最高溫度。計算結果顯示，約有 280°F的安全餘裕。

(3)單次作業僅能裝載 4 個 32PT 密封鋼筒(Dry Shielded Canister, DSC)。

(4)每個密封鋼筒的衰變熱須低於 11 kW。

(5)燃料的冷卻時間不得低於 16.2 年。

(6)技術規範 1.2.11 所規定之劑量率限值，以下列條件取代：軸向劑量率限值 170 mrem/hr，徑向劑量率限值 110 mrem/hr。

針對首次裝載，技術規範 1.1.7 要求必須紀錄溫度量測結果，並以水平貯存模組(Horizontal Storage Module, HSM)的出口及入口空氣溫度，評估熱傳效能。技術規範 1.2.8 針對 24kW 衰變熱的用過燃料，要求於初始裝載後每天紀錄水平貯存模組溫度，溫度上升不可高於 100°F。在本次裝載作業中，第一個密封鋼筒實際裝載之用過燃料衰變熱為 9.9kW，預估之溫升值為 32.5~34°F，實際溫度上升為 16.5°F。全部四個密封鋼筒裝載完畢後，FCS 核電廠於 2006 年 8 月將彙整報告 [20]寄送給 NRC，顯示密封鋼筒的最大溫升皆低於預期，符合技術規範要求。

此一案例為 FCS 核電廠於乾貯設施進行首次裝載，由於裝載過程須配合大修作業，須採用輕量化傳送護箱，因此向管制機關申請設計規範部份條款豁免。豁免內容涉及衰變熱負載、輻射屏蔽、相關設計及分析方法，考量相關內容可做為我國管制機關參考，特將 NRC 對 TN 公司的視察報告 [21]摘要如下：

(1)技術規範 1.2.17a 要求衰變熱負載大於 8.4kW 時，真空乾燥時間限制在 31 小時以內。此一限制條件的基礎為 FSAR M.4.4.1 所述，密封鋼筒、提籃及燃料護套之溫度皆假設為 215°F。依照技術規範規定的程序，焊接上蓋時密封鋼筒內裝滿 750 加侖的水，待焊接完成後才進行洩水。而 TN 公司為配合 FCS 核電廠現場作業需求，在未取得 NRC 同意前，將程序修改為在密封鋼筒離開水池時即開始洩水，並在焊接過程中持續洩水。NRC 認為提前洩水可能導致燃料護套溫度超過 215°F，已超過 FSAR 計算基準且喪失保守度，必須事先申請 NRC 核准。

(2)技術規範 1.2.11 規定傳送護箱裝載密封鋼筒後之劑量率限值为：

a. 200 mrem/hr at 3 feet with water in the DSC cavity.

b. 500 mrem/hr at 3 feet without water in the DSC cavity

由於大修期間的重量限制，TN 公司將 OS197L TC 傳送護箱的部份屏蔽去除，但增加在除污區及運送過程的輔助屏蔽(Supplemental Shielding，如圖 5 所示)。NRC 認為傳送護箱在吊離水池到進入除污區之前並無足夠的屏蔽，且技術規範 1.2.11 所指的 3 英尺距離，係指與傳送護箱表面的距離，而非與輔助屏蔽表面的距離。同時，TN 公司所計算 OS197L TC 表面劑量率達 53,249 mrem/hr，超過規範值 56 倍。因此，NRC 要求 FCS 核電廠就使用 OS197L TC 作業提出申請。

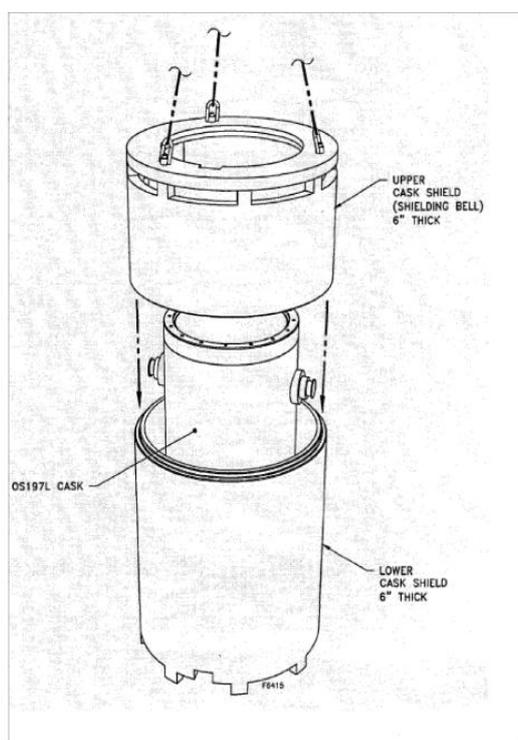


Figure 1 - Supplemental Shielding in Decontamination Area

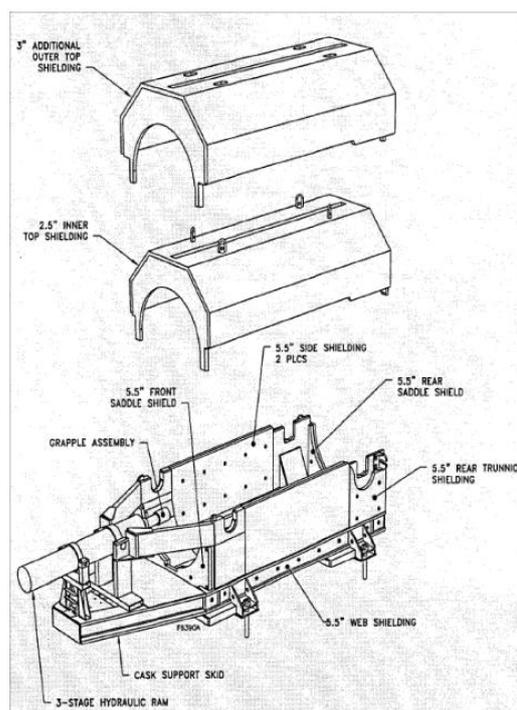


Figure 2 - Supplemental Shielding on Transfer Trailer

圖 5、TN 公司 OS197L TC 傳送護箱

(3)TN 公司認為 OS197L TC 傳送護箱加上輔助屏蔽後，其整體外型、結構、尺寸與 AHSM (Advanced Horizontal Storage Module，如圖 6)近似，因此使用 AHSM 的 FLUENT 模型，進行傳送護箱在運送拖車上的熱流分析。但 NRC 認為 DSC 裝載於 AHSM 的熱流狀態，與 DSC 裝載於傳送護箱再置入 AHSM 的狀態不同，包括幾何外型及熱流條件都有所差異。

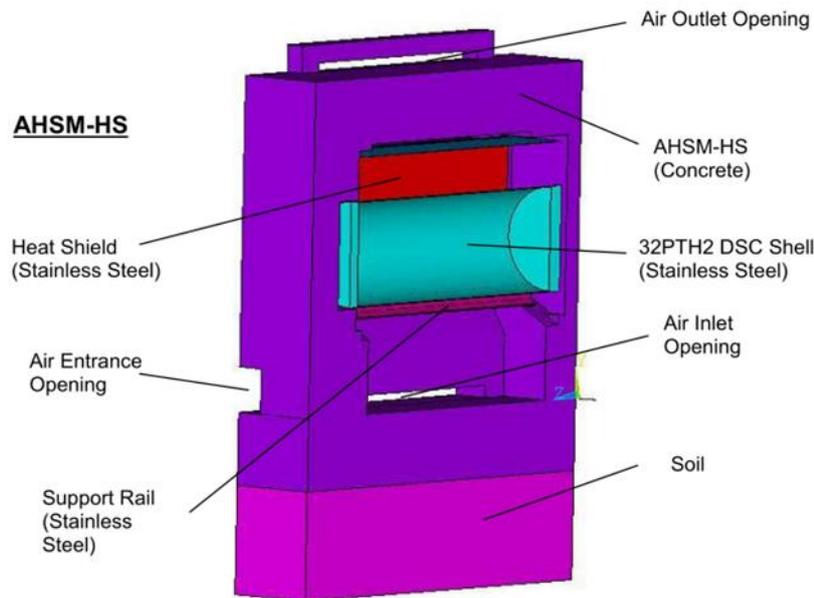


圖 6、TN 公司建構的 AHSM FLUENT 模型

在模擬的方法論上，TN 公司先是用簡化的計算求出傳送護箱的表面溫度分佈，再外插得出燃料溫度，NRC 認為這種計算方法並未獲得核准。在邊界條件的設定上，TN 公司假設傳送護箱的表面溫度為均勻分佈，但 NRC 認為在環狀空氣通道與屏蔽用的水影響下，實際溫度分佈應更加複雜。此外，整個模型只建構在二維尺度，且並未完整模擬整個傳送護箱。

在輻射熱傳的模擬方面，TN 公司使用 discrete ordinate methodology，使輻射熱傳的效應更加顯著，同時將模擬空間擴展到 AHSM 外圍的空氣流場，NRC 指出，從未核准過類似的邊界設定。在分析 DSC 裝載於 AHSM 的熱流場時，TN 公司使用 FLUENT 搭配 Icepak 網格產生器，而在 DSC 先裝載於傳送護箱的狀況下，TN 公司則是使用 FLUENT 搭配 Gambit 網格產生器。NRC 指出 FLUENT 搭配 Gambit 的作法並未經過核准，且 Gambit 與 Icepak 的網格產生能力不同，TN 公司並未就 FLUENT 搭配 Gambit 做過驗證。

NRC 深入檢視 TN 公司的模擬結果，發現傳送護箱的表面溫度上升 44°F，但燃料護套的最高溫度卻只上升 10°F，模擬結果不盡合理。

(4) TN 公司認為調整作業程序及修改分析假設，僅影響輸入參數並未影響到熱流分析的方法論。但 NRC 指出，依據 NEI 96-07, Appendix B, section B.3.8：

“On the other hand, an input parameter is considered to be an element of the methodology if: the method of evaluation includes a methodology describing

how to select the value of an input parameter to yield adequately conservative results.”

意即如果方法論已制定某個參數的設定方法，該參數就成為方法論的一部分，同時該文件 B.3.10 已將劑量轉換因數及假設源項歸類為方法論的範圍。由於改變密封鋼筒內的水位必定造成燃料護套溫度改變，亦即改變溫度源項，當然被視為改變方法論，NRC 就此部份要求於乾貯作業前提出申請。

相較於一般情況下的首次裝載，本案由於廠商申請變更設計，以輕量化的傳送護箱進行作業，並通過 NRC 核准。可由本案安全分析報告，就類似議題深入了解相關審查重點。

3.2 Rancho Seco 核電廠 ISFSI 運轉前測試及首次裝載

Rancho Seco 核電廠為 PWR 反應器，持照者為 Sacramento Municipal Utility District (以下簡稱 SMUD)。該電廠於 1989 年 6 月永久停止運轉，2001 年 3 月進行 ISFSI 的運轉前測試(Pre-operational test)，2001 年 4 月進行第一次燃料裝載於乾貯護箱 [22]。該電廠使用之乾貯系統為 TN 公司 Standardized NUHOMS，ISFSI 首次執照有效期間為 2000 年 1 月 30 日至 2020 年 1 月 30 日，SMUD 於 2018 年 3 月提出 40 年的執照展延申請並獲 NRC 核准。

NRC 於 2001 年 4 月視察 Rancho Seco 核電廠 ISFSI 的運轉前測試。依據視察報告，NRC 依 IP 36801 及 60854 視察運轉前測試，視察內容包括廠商作業程序書、作業設備及事前演練紀錄。廠商並拍攝影片，紀錄將用過核子燃料從密封鋼筒取出之過程，以佐證取出用過核子燃料的作業能力及程序。廠商同時利用模擬燃料組件執行裝載過程驗證，逐一進行每個位置的用過燃料裝載操作，並且聘請具有乾貯作業經驗之人員於現場擔任顧問，提供相關指導建議。

運轉前測試於 4 月 3 日順利完成後，Rancho Seco 核電廠即於當天直接進行首次用過核子燃料裝載，NRC 則依據 IP 60855 執行視察作業。在執行裝載前，作業人員檢視燃料各項重要特性，包括總衰變熱及燃料束最大衰變熱，確認後依照電廠規劃將高衰變及低衰變熱燃料交叉放置，使熱負載分布均勻。NRC 特別提到，該廠的技術規範並未針對用過燃料池的硼濃度制定限值，僅依靠 Boraflex 控制臨界反應。

為確認燃料組件是否適當安置於格架中，廠商事先計算正確的高度並於現場進行量測，結果發現兩者並不相符。廠商比較模擬燃料與用過核子燃料裝載時的高度差異，發現兩者一致，且現場判斷燃料束未卡在護箱內，廠商認為應與計算錯誤有關。

在裝載完成後進行檢查時，發現密封鋼筒與傳送護箱之間的密封環變形，並有氣泡持續從間隙中冒出，同時聽到有撞擊聲。廠商現場指揮人員決定終止作業並將密封鋼筒取出檢查，發現燃料束的位置比裝載時更低。進一步檢查發現，傳送護箱底部用來固定密封鋼筒的金屬鍵，原本應焊接在護箱內壁上且固定在鍵槽中，金屬鍵可能因固定或焊接不良無法承受重量，導致密封鋼筒直接撞擊到護箱底部。現場指揮人員指示檢查已裝載的用過核子燃料，確認是否有受損。

電廠於 4 月 10 日再次進行裝載作業，全程除紙筆書面確認，並以錄影方式紀錄，裝載順利完成。NRC 於現場視察作業情形，在程序書的部分，由於部分作業無法執行，例如將已裝載的燃料再取出，視察人員改以口頭詢問細節的方式確認現場人員的了解程度，例如燃料再取出前需進行抽氣檢驗以確認燃料是否破損。



- MP187 bottom end
- MP187 top end with lid

圖 7、Rancho Seco 核電廠 ISFSI 所使用之 MP187 傳送護箱

3.3 Rancho Seco 核電廠 ISFSI 執照展延之 CISCC 議題審查

在 2015 年修法之前，美國 NRC 依據 10 CFR 72.42 的授權給予 ISFSI 經營者 20 年的運轉許可，此類執照近年來陸續到期，各 ISFSI 經營者已相繼提出展延申請。經過 20 年的運轉，經營者依照運轉規範監控並維護 ISFSI 內的乾貯系統，已累積相當的運轉經驗，其申請展延的相關資料皆可作為我國乾貯設施管制參考。

依據 NUREG-1927 規定，經營者在申請執照展延時，必須於執照更新申請案 (License Renewal Application, 以下簡稱 LRA) 中提供以下資料作為審查依據：

- 老化管理評估 (Aging Management Review, 以下簡稱 AMR)：說明老化管理所依據的方法論，界定老化管理所包含的結構、系統及組件 (Structure、System and Component, 以下簡稱 SSCs)，並評估各 SSCs 可發生的老化機制。

- 老化管理計畫 (Aging Management Program, 以下簡稱 AMP)：針對像密封鋼筒這類由複數元件構成、而不具有明確壽命限制的系統，管理其老化機制或監測作業。

- 時限老化分析 (Time-Limited Aging Analyses, 以下簡稱 TLAA)：管理具有運轉壽命限制的 SSCs。

Rancho Seco 核電廠 ISFSI 於 2000 年 6 月 30 日首次獲得執照，為取得持續營運許可，於 2018 年 3 月 19 日向 NRC 提出執照更新申請。依據該廠 ISFSI 的 LRA [23]說明，針對氯離子誘發應力腐蝕龜裂 (Chloride-Induced Stress Corrosion Cracking, 以下簡稱 CISCC) 的老化機制，持照者認為該 ISFSI 不需對環境空氣中的氯離子濃度進行監控 [24]，但為求保守起見，仍納入 LRA 的老化機制分析範圍。相關資訊說明如下。

NRC 於 Information Notice 2012-20 [25]中提到，乾貯設施密封鋼筒所使用的不鏽鋼材料有發生 CISCC 的可能，其發生機制與環境中的氯鹽、溫度、相對濕度有關。乾貯設施周圍空氣中的鹽分會通過水平儲存模組的通氣孔，沈積在鋼筒表面，一旦鋼筒表面溫度及相對濕度達到合適的條件，鹽分即會發生潮解產生氯離子而促使 CISCC 發生。

由於 Rancho Seco 核電廠 ISFSI 處於內陸，距離海岸超過 100 公里，因此其空氣中的鹽分及濕度皆較低。該 ISFSI 參考 EPRI 報告 3002005371 [26] 所描述的方法，自行評估該廠發生 CISCC 的可能性，評估結果等級為 2 (等級 10 為最有可能發生，等級 1 為極不可能)，顯示該廠乾貯系統發生 CISCC 的機率極低。

作為前述評估結果的佐證，該 ISFSI 於執照更新申請前，使用履帶型機器人進行乾貯系統的檢查，檢查方式為透過 CCTV 影像檢視水平儲存模組內部及密封鋼筒的外觀狀況，檢查結果顯示經過 15 年以上的運轉，乾貯系統並未發生老化腐蝕的現象。此外，該廠 ISFSI 採集輔助廠房及汽機廠房內的結構物樣本，量測核電廠運轉期間所累積的氯鹽濃度為 $18.5\text{mg}/\text{m}^2$ ，遠低於 $100\text{mg}/\text{m}^2$ 的 CISCC 發生門檻 [27]。

基於前述分析，該 ISFSI 乾貯系統發生 CISCC 的機率極低，因此其 AMP 的老化及腐蝕機制監測，主要依賴目視外觀檢查。以密封鋼筒為例，檢查方式主要為定期使用履帶型機器人，檢查外觀及焊道是否有劣化、材料損耗 (loss of material) 或破裂，或者外觀是否發生腐蝕、污染或沉積物。NRC 於 LRA 的安全評估報告 [28] 中，評估該 ISFSI 的監測方法可被接受，於審核後核准通過其 LRA 及老化管理計畫。

3.4 Diablo Canyon 核電廠 ISFSI 執照展延之 CISCC 議題審查

Diablo Canyon 核電廠 ISFSI (以下簡稱 DC ISFSI) 於 2004 年 3 月 22 日取得運轉執照，於 2022 年 3 月 9 日申請執照展延並提出 LRA，於 2025 年 6 月獲得展延許可。該 ISFSI 位置緊鄰美國加州海岸，因此其廠址環境的空氣鹽分及濕度比較高，對於乾貯設施的考驗亦較為嚴苛。該廠所使用的乾貯系統為 Holtec 公司 HI-STORM 100，主要貯存元件為 HI-STORM 100SA 混凝土護箱及 MPC 密封鋼筒。

依據該廠 LRA [29]，對於腐蝕及老化的主要管理措施為外觀目視檢查，確認是否有因腐蝕造成的材料缺損、破洞、裂縫等等，尤其是針對焊接所造成的熱影響區，或者是表面上的沉積物。針對 MPC 的檢查結果，如果在穿透厚度焊道 (through thickness weld) 或臨時性的組裝附件 1 英吋以內區域 [30]，發現孔蝕，就必須進行進一步檢測或分析，以確定其嚴重程度。

2014年DC ISFSI與EPRI合作針對8個MPC進行檢查，以確認乾貯系統經過10年運轉後是否發生老化或缺陷，檢查方式為使用機器人由通氣口進入混凝土護箱，進行MPC的外觀檢查，以及溫度量測、表面採樣。該廠依據EPRI的方法，計算8個MPC發生CISCC的可能性指數 V_{can} ，計算結果分佈於1.5~9之間(等級10為最有可能發生，等級1為極不可能)。檢查結果雖然在表面發現含氯的鹽類，但並無CISCC或其他腐蝕發生。依據NUREG-2214，乾貯系統的老化檢測除了使用目視檢視，亦可使用機器人對缺陷進行表面及立體的檢測，以確認缺陷的範圍、深度及其對結構的影響程度，由於本次LRA前的檢測並未發現腐蝕的現象，DC ISFSI並未進行類似的檢測作業。

3.5 英國 Sizewell B 核電廠乾貯設施腐蝕監控

Sizewell B 核電廠乾貯設施係採用 HOLTEC 公司 HI-STORM 系統，搭配 MPC(Multi-Purpose. Caniste，多功能密封鋼筒)貯存用過核子燃料。依據英國管制機關 ONR(Office for Nuclear Regulation)於 Sizewell B 乾式貯存設施評估報告 [27] 中的說明，該設施除以試片監控腐蝕程度，同時利用渦電流(Eddy Current)測試設備檢查 MPC 表面狀態，以確認是否有發生應力腐蝕劣化的跡象。另外該廠建置一模擬裝置，模擬 MPC 的外型尺寸及熱流條件，可在相同的環境條件下監控腐蝕劣化的產生情形。

第四章、技術研析成果彙整

為能全面性研析可供管制機關參考之資訊，以期提升我國乾貯管制之能量，本報告藉由研析國際管制資訊蒐集得多項對申照分析與營運期間監管之資訊，所獲重要管制資訊如下：

1. 技術研析結果顯示，無論是輻射屏蔽或是熱流分析工具之選用，美國 NRC 並未採取正面表列之方式並提供工具清單，而是就已提審之廠家安全分析報告，審視其分析工具(含模式)是否已有使用與被審查經驗。NRC 已具有使用與審查經驗者，可於確認其使用能力(如過往分析記錄、平行驗證等)後採取相對簡易之審查作業認定其適用性。
2. 相較於分析工具的管制，分析人員之使用經驗與資格反倒是關鍵影響分析結果之因素，審查其安全分析結果前應藉由合適之機制確認分析人員是否有能力駕馭分析工具。
3. 研析美國 Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC)之相關管制文件顯示，美國核能管理委員會對)必須針對不同的核電廠機組狀態(如運轉中、除役過渡與除役電廠)，分別制定完整的熱測試規範、視察指引(IMC, Inspection Manual Chapters)與審查導則，此類文件包含 NRC 對特定類型燃料的管制資訊、政策聲明、技術指導、目標和視察程序等，可提供乾貯技術先進國家對用過核子燃料之管制經驗及要點。
4. 針對設施運轉期間的腐蝕因子監控，本計畫蒐集國外乾貯設施的相關作業報告，除了一般的環境溫度及濕度監控以外，由於老化腐蝕為長期、緩慢的反應，不容易由環境參數加以監控，因此經常利用機器人及攝影機進行乾貯桶表面的檢視，包括表面是否有孔洞、裂縫或者有鹽類堆積等。部分如 Sizewell B 核電廠的相關資料亦提到，利用渦電流檢測腐蝕等非破壞檢測技術亦有助於確認護箱表面受應力腐蝕機制影響之程度。但受限各國資料公開程度，無法進一步蒐集其技術說明，僅提供上述資訊供管制機關參考。

此外，考量研究中由計畫團隊所導入之輻射屏蔽與熱流工具、技術與經驗對技術領域亦有可供管制機關參考之發現，以下將逐節進行彙整。

3.1 輻射屏蔽分析之技術要點回饋

1. NUREG-2215 審查導則之審查目標：確認乾貯系統是否滿足 10 CFR 72.104 與 10 CFR 72.106 所要求的屏蔽功能。乾貯設施於正常運作及異常狀況時對最接近廠(場)界之任何人員所造成之總有效劑量，不得超過 0.25 mSv/y；位於控制區最近廠(場)界上或其外側的任何人員，不得因任何設計基準事故其所接受到之有效劑量不得超過 50 mSv；貯存設施與控制區之最近廠(場)界的最小距離必須至少為 100 m。
2. NAC-UMS 護箱側邊表面劑量率分布，因 NAC-UMS 護箱為混凝土護箱，其側邊表面總劑量率以加馬射線為主要貢獻，以有效燃料的區域為大值；NAC-UMS 護箱頂部表面劑量率分布，以密封鋼筒跟混凝土外殼中間的空氣通道為劑量最大處，內部密封鋼筒上方以中子為劑量主要貢獻，外部混凝土外殼以加馬射線為劑量主要貢獻。
3. 進出氣孔角度特性：NAC-UMS 護箱側邊表面劑量率出氣通道(上方位置)角度 45 度，可發現在進氣通道(下方位置)四個特定角度(45、135、225 和 315 度)的劑量率皆小於護箱側邊平均劑量率，但在出氣通道(上方位置)四個特定角度的劑量率皆大於護箱平均劑量率。護箱側邊平均劑量率為考慮箱體周圍 360 度平均之劑量率結果，故在特定角度有空氣流通之區域，劑量率之差異會較大。
4. INER-HPS 護箱側邊表面劑量率分布，同 NAC-UMS 護箱仍以加馬射線為主要貢獻。因有外加屏蔽，有效燃料區域劑量率衰減約 1/100(~ 10^{-4} mSv)，進出氣通道外劑量率因不受增加屏蔽厚度的直接影響，僅略為減少，而成為側邊劑量率的最大值區域，為工作人員主要劑量限度來源；INER-HPS 護箱頂部表面劑量率分布，受外加屏蔽影響，原密封鋼筒跟混凝土外殼中間的空氣夾層劑量衰減約 2 個數量級，整體分布較平緩。

3.2 熱流分析之技術要點回饋

1. 熱流分析子項藉由涵蓋性穩態案例與實際熱負載之組合確認，無論護箱內的流體為何(水或氬氣)，護箱內因流體自然形成熱對流可以使熱測試

作業各作業階段之溫度最大值遠低於設計溫度限制，故即使原作業程序書中未規劃護箱裝載至回充氬氣間各個行動的溫度監測，亦不影響整體作業之安全性。

2. NUREG-2174[12]提及在特定風場條件下，部分僅具單方向進氣口之護箱可能受到風場影響而導致護箱空氣流量受到影響；但本研究採全場域分析後證實，護箱列置亦將略為影響護箱之通風能力；值得注意的是，室內乾貯設廠房與護箱將存在一特定不變之風場狀況，故此現象於室內乾貯之分析中尤需注意。
3. 既有安全分析之結果確實有足夠之保守度以涵蓋護箱於燃料池或 5 樓防震架施作期間之各種可能條件變動，例如燃料池溫度、施工期間因其他因素而暫停作業等皆不致影響作業之安全性。
4. 依據全場域分析結果顯示，目前台電公司規劃藉由出氣口溫差進行護箱狀態的監測機制，確實能掌握大部分護箱在不同風場與風向下狀態；即使罕見瞬時風場可能造成的溫度偏差，可能只會出現短暫的誤警報，但並不存在護箱實際散熱能力異常之狀況；且此一監測機制確實能在護箱全阻塞時達到示警之效果，惟建議台電公司可逐步就實際貯存後之監測結果進行監測條件(36.6°C)之最適化，以收全阻塞事故提早鑑別之效。

第五章、國外乾貯設施運轉與技術研析之經驗回饋

我國核一廠乾貯設施已完成整體功能測試及熱測試，進入運轉階段，本研究計畫為提供相關管制經驗，持續蒐集國外先進國家乾貯設施管制法規及運轉經驗，彙整重要資訊或注意事項提供管制機關參考如下：

1. 乾貯護箱的空氣溫升易受貯存環境影響，包括周圍空氣的流速、風向、日照及乾貯筒本身的熱傳性質。參考 NUREG-2174 的模擬結果，顯示風向及風速對溫升的影響與乾貯筒的結構及擺放位置有關，尤其當環境條件變化較大時，溫升可能會隨之產生較大的變化。建議熱傳效能評估應納入季節變化的影響。另外值得注意的是室內乾貯可能因為廠房與護箱列置之相對位置而使特定護箱出現與 NUREG-2174 所提相似情境。
2. 目前乾貯作業管制允許電廠以 CFD 模擬結果作為審查依據，然而現場作業狀況可能與模擬條件及假設有所差異，甚至可能須視現場作業條件進行調整。建議可於作業前請電廠提出差異說明，俾利管制機關審查分析結果之適用性。
3. 依據所蒐集的運轉中 ISFSI 執照更新資料，對乾貯設施腐蝕效應的監控，以目視檢查為主，例如使用機器人檢測密封鋼筒表面。如發現腐蝕或缺陷，則進行表面或立體檢測，環境參數僅作為參考之用。

參考文獻

- 1、 IAEA, "Nuclear Technology Review 2024", 2024.
- 2、 台灣電力公司, "核一廠用過核子燃料乾式貯存設施試運轉計畫", 2013.
- 3、 台灣電力公司, "核一廠用過核子燃料乾式貯存安全分析報告", 2007.
- 4、 國家原子能科技研究院, 核一廠用過核子燃料乾式貯存護箱燃料束配置報告, 2011.
- 5、 國家原子能科技研究院, 核一廠用過核子燃料乾式貯存護箱燃料束配置報告, 2014.
- 6、 NRC, "INSPECTION MANUAL CHAPTER 2690", 2024.
- 7、 NRC, "INSPECTION PROCEDURE 60854", 2021.
- 8、 NRC, "INSPECTION PROCEDURE 60855 ", 2021.
- 9、 Limerick Generation Station, "Registration of Use of Casks to Store Spent Fuel and First System Thermal Performance Assessment", 2008.
- 10、 Transnuclear, Inc., "TECHNICAL SPECIFICATIONS STANDARDIZED NUHOMS CERTIFICATE OF COMPLIANCE NO. 1004 AMENDMENT NO. 9", 2007.
- 11、 Davis-Besse Nuclear Power Station, "Registration of Dry Spent Fuel Storage Cask Use and Cask Heat Transfer Characteristics", 1996.
- 12、 NRC, "NUREG-2174 Impact of Variation in Environmental Conditions on the Thermal Performance of Dry Storage Casks", 2016.
- 13、 Transnuclear, Inc., "Pre-Test Prediction of the Thermocouple Temperatures for the HSM Thermal Testing", 2005.
- 14、 Holtec International, "Final Safety Analysis Report for the HI-STORM 100 CASK System", 2024.
- 15、 NAC International Inc., "MAGNASTOR FSAR, Amendment 10 Revision 19C ", 2019.
- 16、 NRC, "Final Safety Evaluation Report NAC International, Inc. MAGNASTOR Storage System Docket NO.72-1031 Amendment No.10", 2022.
- 17、 NRC, "APPLICATION FOR AMENDMENT NO. 10 TO THE MODEL NO. MAGNASTOR ® STORAGE CASK – REQUEST FOR SUPPLEMENTAL INFORMATION", 2020.

- 18 、 NRC, "EXEMPTION FROM 10 CFR 72.48, 10 CFR 72.212 AND 72.214 FOR DRY SPENT FUEL STORAGE ACTIVITIES - FORT CALHOUN (TAC NO. L23984)", 2006.
- 19 、 Transnuclear, Inc., "TECHNICAL SPECIFICATIONS STANDARDIZED NUHOMS HORIZONTAL MODULAR STORAGE SYSTEM CERTIFICATE OF COMPLIANCE NO. 1004 AMENDMENT NO. 8 ", 2005.
- 20 、 Fort Calhoun Station, "Fort Calhoun Station Unit No. 1, Independent Spent Fuel Storage Installation (ISFSI) Cask Registration and Summary Report of Cask Heat Removal Characteristics", 2006.
- 21 、 NRC, "NRC INSPECTION REPORT NO. 72-1004/2006-204 AND NOTICE OF VIOLATION", 2006.
- 22 、 NRC, "NRC INSPECTION REPORT FOR INSPECTIONS 50-312/2001-03; 72-11/2001-01 AND 50-312/2001-04; 72-11/2001-02," 2001.
- 23 、 Rancho Seco Nuclear Generating Station, Rancho Seco ISFSI License Renewal Application, Revision 3, 2019.
- 24 、 Rancho Seco Nuclear Generating Station, "Enclosure 3 to DPG-19-042 RAIs and Responses", 2019.
- 25 、 NRC, "Information Notice 2012-20: Potential Chloride-Induced Stress Corrosion Cracking of Austenitic Stainless Steel and Maintenance of Dry Cask Storage System Canisters", 2012.
- 26 、 EPRI, "Susceptibility Assessment Criteria for Chloride-Induced Stress Corrosion Cracking (CISCC) of Welded Stainless Steel Canisters for Dry Cask Storage Systems", 2015.
- 27 、 G. Oberson, D. Dunn, T. Mintz, et al., "US NRC-Sponsored Research on Stress Corrosion Cracking Susceptibility of Dry Storage Canister Materials in Marine Environments," WM2013 Conference, 2013..
- 28 、 NRC, "Final Safety Evaluation Report for the Rancho Seco Independent Spent Fuel Storage Installation License Renewal", 2020.
- 29 、 PG&E, Diablo Canyon Independent Spent Fuel Storage Installation Site-Specific License Renewal Application, Revision 3, 2024.
- 30 、 NRC, "Managing Aging Processes in Storage", 2019.
- 31 、 NRC, "NRC INSPECTION REPORT FOR INSPECTIONS 50-312/2001-03; 72-11/2001-01 AND 50-312/2001-04; 72-11/2001-02", 2001.
- 32 、 Office for Nuclear Regulation, "Assessment of Sizewell B Dry Fuel Store Post Operational Safety Case, Stage Submission 1 Revision 1, NP/SC 7575, EC 338898-1", 2016.

核能安全委員會 委託研究計畫研究報告

114 年用過核子燃料乾貯護箱熱測試後之輻射屏

蔽與熱流審驗技術精進

子項一：核一廠室外乾貯設施混凝土護箱輻射

屏蔽安全餘裕分析

期末報告

委託單位：核能安全委員會

執行單位：國立清華大學

計畫主持人：曾永信

子項主持人：賴柏辰

計畫編號：NSC11312093L

報告日期：中華民國 114 年 12 月 11 日

114 年用過核子燃料乾貯護箱熱測試後之輻射屏蔽與熱流審驗技術精進

子項一：核一廠室外乾貯設施混凝土護箱輻射屏蔽安全餘裕分析

受委託單位：國立清華大學

研究主持人：曾永信

子項主持人：賴柏辰

研究期程：中華民國 114 年 03 月至 114 年 12 月

研究經費：新臺幣 3,009,861 元

核能安全委員會 委託研究

中華民國 114 年 12 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)

摘要

台電公司核一廠室外乾貯設施已完成熱測試作業，並且管制機關已核發乾貯設施運轉執照。在熱測試作業的過程中，乾貯護箱得以在實際裝填用過核子燃料下，進行整體裝載作業之測試，並同時獲取與安全分析相關之實測數據，故以熱測試實際裝載燃料之射源項與熱負載條件再行分析，並與安全分析報告模擬結果比對，以評估乾貯設施實際運轉時之安全餘裕與管制措施的妥適性。本計畫藉由近期發展之乾貯輻射屏蔽與熱流管制評估技術，以熱測試所選用之核子燃料源項(如加馬、中子源項、能譜與熱源項)進行相關分析技術建立，並導入細部分析模式與物理現象(如密封鋼筒內自然對流)，再行審視安全分析報告分析結果之保守程度，另蒐集國外乾貯設施實際運轉之紀錄，瞭解國外管制機關對於分析偏差之容許基準，藉以建立分析模式並研提安全管制要點，爰完成本研究計畫，以作為後續設施運轉期間安全管制之參考依據。

關鍵字：用過核子燃料、乾貯護箱、熱測試、輻射屏蔽

ABSTRACT

The Taiwan Power Company has completed the hot test of its first spent nuclear fuel dry storage facility at Chinshan nuclear power plant and has obtained its operating license from regulatory authority. With the experience and measured data collected during the test, it is deemed appropriate to reevaluate the radiation shielding and heat transfer scenarios considered in its safety analysis report but with the actual loading content in the hot test cask. The results could be compared with those listed in the safety analysis report based on the design basis fuel, allowing us to estimate the safety margin or to assess the appropriateness of various assumptions made during the safety analysis. This project intends to use state-of-the-art technology in radiation shielding and heat transfer to perform relevant analyses of the dry storage cask loaded with 56 spent nuclear fuels selected for the hot test. Neutron and gamma-ray sources of these spent nuclear fuels will be considered in radiation shielding analysis and the corresponding decay heat will be considered in heat transfer analysis. The characteristics of the resulting radiation and temperature distributions over the cask will be carefully evaluated with special emphasis on the effects of detailed modeling on the source term and cask geometry. The main purpose for such comprehensive and detailed modeling is to compare the results with the simplified models assumed in the analysis report and to predict the distribution as realistically as possible for making a trustworthy comparison with field measurements. We also collected operation reports of dry storage facilities around the world to gain experience in similar comparisons between calculations and measurements. Overall, the results obtained from this study will be beneficial to provide solid technical support to regulatory bodies in reviewing the future dry storage facilities in Taiwan.

Keywords: spent nuclear fuel; dry storage cask; hot test; radiation shielding

目錄

摘要.....	i
ABSTRACT.....	ii
目錄.....	iii
圖目錄.....	v
表目錄.....	vii
第一章、背景說明與目的.....	1
1.1 研究背景說明.....	1
1.2 計畫研究標的.....	4
1.2.1 標的用過核子燃料特性說明.....	5
1.2.2 標的護箱之選用.....	6
第二章、輻射屏蔽安全分析方法.....	8
第三章、蒐集並研析核一廠乾貯設施熱測試及國外乾貯設施運轉後輻射屏蔽相關資訊.....	13
3.1 國外乾貯設施運轉後之輻射屏蔽相關蒐集資料.....	13
3.2 核一廠乾貯熱測試輻射屏蔽分析相關資訊.....	19
3.3 NUREG-2215 報告相關輻射屏蔽分析章節簡述.....	21
第四章、乾貯護箱輻射屏蔽分析模式建立.....	25
4.1 標的護箱屏蔽分析模型.....	25
4.2 TSC01 用過核子燃料源項評估.....	31
第五章、輻射屏蔽分析代表案例計算.....	45
5.1 INER-HPS (TSC01)護箱屏蔽分析案例.....	45
5.2 INER-HPS(AOS)護箱屏蔽分析案例.....	52
5.3 設施廠界劑量餘裕探討.....	60

第六章、研提輻射屏蔽分析評估審查重點或注意事項.....	71
第七章、結論.....	74
參考文獻.....	76

圖目錄

圖 1- 1、核一廠貯存場 30 組混凝土護箱佈置圖(安全分析報告圖 6.4.7-1).....	7
圖 1- 2、核一廠室外乾貯之熱測試護箱列置規劃	7
圖 2- 1、SCALE 程式功能示意圖(SCALE 6.3.2 User Manual)	9
圖 2- 2、SCALE 程式應用領域對應程式產品.....	10
圖 2- 3、TRITON 程式套件執行流程.....	10
圖 2- 4、MAVRIC 控制模組流程.....	12
圖 3- 1、EPRI 報告中測試計畫護箱實際運送之案例.....	15
圖 3- 2、韓國與美、日兩國用過核子燃料規劃比較	16
圖 3- 3、核一廠一期室外乾貯系統	18
圖 3- 4、核一熱測試乾貯系統 56 束用過核子燃料的配置(A: 12、B: 18、C: 26)	19
圖 3- 5、核一廠乾貯護箱裝載作業流程	20
圖 3- 6、NUREG-2215 屏蔽分析程式建議	21
圖 3- 7、NUREG-2215 對於屏蔽分析採何種程式並無特定限制	22
圖 3- 8、NUREG-2215 屏蔽分析報告須包含內容	24
圖 3- 9、NUREG-2215 屏蔽分析法規要求與接受準則	24
圖 4- 1、INER-HPS 混凝土護箱模型	27
圖 4- 2、INER-HPS 混凝土護箱與密封鋼筒材料組成	28
圖 4- 3、具有詳細燃料束結構護箱屏蔽分析模型	29
圖 4- 4、具有詳細燃料束結構護箱屏蔽分析模型 X-Y 剖面	29
圖 4- 5、INER-HPS 屏蔽分析模型和外加屏蔽示意圖	30
圖 4- 6、台電公司核一廠室外屏蔽護箱貯存系統	30
圖 4- 7、TSC01 56 束燃料束配置.....	33
圖 4- 8、TSC01 56 束燃料束燃耗歷程.....	34
圖 4- 9、核一廠用過核子燃料基本資料(Ref[1]表 6.1.2-1).....	36
圖 4- 10、GE8×8-1 模型	37
圖 4- 11、GE8×8-2 模型	37
圖 4- 12、TSC01 燃料中子能譜.....	38
圖 4- 13、TSC01 燃料光子能譜.....	38
圖 4- 14、TSC01 結構光子能譜.....	39
圖 4- 15、TSC01 56 束燃料束配置中標示出 6 束衰變熱評估差異.....	44
圖 5- 1、INER-HPS 護箱側邊表面劑量率分布	48
圖 5- 2、INER-HPS 護箱頂部表面劑量率分布	48
圖 5- 3、INER-HPS 護箱側邊表面劑量率加馬射源貢獻	49
圖 5- 4、INER-HPS 護箱頂部表面劑量率加馬射源貢獻	49

圖 5- 5、INER-HPS 護箱側邊表面劑量率@出氣通道(上方)角度(45 度).....	50
圖 5- 6、INER-HPS 護箱側邊表面劑量率@進氣通道(下方)角度(90 度)(計分錯誤)	50
圖 5- 7、INER-HPS 護箱側邊表面劑量率@進氣通道(下方)角度(90 度).....	51
圖 5- 8、INER-HPS(AOS) 護箱側邊表面劑量率分布.....	57
圖 5- 9、INER-HPS(AOS) 護箱頂部表面劑量率分布.....	57
圖 5- 10、INER-HPS(AOS) 護箱側邊表面劑量率加馬射源貢獻.....	58
圖 5- 11、INER-HPS(AOS) 護箱頂部表面劑量率加馬射源貢獻.....	58
圖 5- 12、INER-HPS(AOS) 護箱側邊表面劑量率@出氣通道(上方)角度(45 度)	59
圖 5- 13、INER-HPS(AOS) 護箱側邊表面劑量率@進氣通道(下方)角度(90 度)	59
圖 5- 14、INER-HPS(AOS) 護箱劑量率分布隨距離變化模型：上(側視)、下(俯視)	60
圖 5- 15、INER-HPS(AOS) 護箱周遭劑量率分布隨距離變化.....	63
圖 5- 16、INER-HPS(AOS) 護箱周遭光子劑量率貢獻分布隨距離變化.....	63
圖 5- 17、INER-HPS(AOS) 護箱周遭劑量率分布(2D)(mSv/y).....	64
圖 5- 18、INER-HPS(AOS) 護箱周遭(左)中子(右)光子劑量率分布(2D) (mSv/y)	64
圖 5- 19、方法(2)考慮護箱距離 10 個護箱位置示意圖.....	69
圖 5- 20、原核一廠 1 期室外乾貯陣列分群(30 組)，圖右側為南方.....	69
圖 5- 21、核一廠 1 期室外乾貯陣列分群(25 組)，圖右側為南方.....	69
圖 5- 22、各分群劑量率貢獻對應 Group 1 比例.....	70
圖 5- 23、核一廠乾式貯存設施輻射即時監測資訊(2025/12/03)	70

表目錄

表 1-1、台灣核電廠用過核子燃料池貯存表	6
表 3-1、第一組護箱熱測試執行成果量測數值節錄	20
表 4-1、燃料束源項評估運行條件	40
表 4-2、TYPE A(GE8×8-1)和 TYPE B(GE8×8-2)之 SS304 添加比例	40
表 4-3、TSC01 56 束用過核子燃料源項強度	41
表 4-4、TSC01 內 TRITON 與熱測試計算書差異大於 10%之燃料束	44
表 5-1、INER-HPS 護箱表面區域計分結果	47
表 5-2、INER-HPS(AOS) 護箱表面區域計分結果	54
表 5-3、第一組護箱熱測試劑量率量測結果與 INER-HPS 護箱和 INER- HPS(AOS)護箱表面劑量率評估結果比較	56
表 5-4、考慮護箱距離變化之場界餘裕估算	66
表 5-5、乾貯護箱分群標準	68
表 5-6、考慮護箱間的自屏蔽效應之場界餘裕估算	68

第一章、背景說明與目的

1.1 研究背景說明

我國核一室外乾貯自民國 97 年取得執照後，因為水土保持計畫相關議題直至 113 年方由新北市政府核准，至此台電公司方有機會正式著手進行熱測試整備工作。台電公司於熱測試進行前亦著手針對程序書與其裝載燃料之特性進行更新，使其能反映設施、人員與待貯燃料之現況。完成上述準備工作並經管制機關同意後，即於同年 10 月展開熱測試工作，相關作業紀錄更於 113 年 12 月彙整於熱測試報告；管制機關核能安全委員會(以下簡稱核安會)自 114 年 2 月 6 日受理審查台電公司核一廠用過核子燃料乾式貯存設施運轉執照申請，對台電公司所提交的熱測試報告與修訂安全分析報告等文件進行審查，確認整體設施安全性後，於 114 年 5 月 1 日核發運轉執照。

隨著熱測試作業的展開，乾貯護箱得以在實際裝填用過核子燃料下，進行整體裝載作業之測試，並同時獲取與安全分析相關之實測數據。此一數據將因為燃料熱負載之差異，而使系統之輻射屏蔽及熱流特性與安全分析報告[1]所載資訊有極大差異。除此之外，即使是以實際裝載之資訊進行比較，100 年版[2]與 113 年版[3]的「核一廠用過核子燃料乾式貯存護箱燃料束配置報告」亦顯示待貯燃料歷經 13 年的溼式貯存，各護箱配置之燃料熱源已有明顯改變，其最小熱源已由原先規劃的 3.8 kW 降低至 3.2 kW，而最熱護箱亦已由 5.8 kW 降低至 4.8 kW；整體降幅約略在 15~18%之間。如此顯著的源項差異勢必對輻射防護與運轉作業造成明顯影響，管制機關遂決定以熱測試實際裝載燃料之射源項與熱負載條件再行分析以確認最新分析技術的精確性，最後將精進後的分析結果與安全分析報告模擬結果比對，並作為評估未來乾貯設施實際運轉時是否具有充分安全餘裕與妥適管制措施的判定依據。

相較於我國乾貯實務作業的初執行，美國等乾貯技術領先國早已有多項與核一乾貯設施相似的護箱投入營運，美國管制機關核管會 U.S. NRC (Nuclear Regulatory Commission)亦針對核電廠機組狀態之不同(如運轉中、除役過渡與除役電廠)制定有完整的熱測試規範與視察指引(IMC, Inspection Manual Chapters)或審查導則[4-8]，上述文件提供了管制機關對特定類型檢查的管理資訊、政策聲明、技術指導、目標和程序，或可提供本研究研析技術先進國家對用過核子燃料乾式貯存之管理要點。此外，透過 ADAMS 系統亦可查找到 NRC 針對各項視察行動更制定有視察程序 (IP, Inspection Procedures)[9] 供視察員參考，其中 IP 60851(Design Control of ISFSI Components)、IP 60852(ISFSI Component Fabrication by Outside Fabricators)和 IP 60859(ISFSI License Renewal Inspection)等項分別針對設計組件控制，組件製造與執照更新等項進行管制，上述資訊雖未直接與熱測試相關，但仍屬應管制事項，故可從中研析其中的管制資訊，並要求廠家於實際運轉前提供妥適規劃。Agencywide Documents Access and Management System, ADAMS 是美國核能管制委員會(以下簡稱核管會)(U.S. Nuclear Regulatory Commission, NRC)的官方檔案管理系統。透過此系統，NRC 提供其資料庫或公開文件資料集的存取權限。

然而無論是目前已執行完畢的核一廠熱測試，亦或是國際各營運中設施的過往紀錄，考量熱測試或監測紀錄主要係確認各項作業達到允收標準或未出現作業偏差，可預期單純參採上述的資源來源並不足以完成本案的各項工作。因此研究中亦有必要蒐集作業場地之各項資訊，如設施廠房、乾貯熱流與輻射資訊、鄰近氣象站資訊(如風場等)，並搭配國際實驗報告，如 NUREG-2152[10]、NORTH ANNA HBU (High Burnup) TN-32 等比熱測試更為詳細之實測數據以補不足，並協助本計畫發展更精進的乾貯輻射屏蔽與熱流管制評估技術。為能妥適就工作項目進研析，本研究進一步分為兩個子計畫，分別探討熱測試組態下護箱之輻射屏蔽與熱流特性：

子計畫一：核一廠室外乾貯設施混凝土護箱輻射屏蔽安全餘裕分析

子計畫二：核一廠室外乾貯設施混凝土護箱熱流安全餘裕分析

本研究的兩個子計畫將針對各項乾貯熱測試視察重點，共同蒐集國外乾貯設施實際運轉之紀錄，瞭解國外管制機關對於分析偏差之容許基準，並藉由所導入之最新分析技術，深入分析相關輻射屏蔽與熱流特性的議題，最後將所建立之技術與研究發現加以整合為設施運轉管制建議，以強化對於用過燃料乾式貯存審查之管制技術與能力，並蒐集 NRC 管制規範及紀錄，彙整後提出管制建議。

1.2 計畫研究標的

子計畫一建立適用於核一廠室外乾貯設施混凝土護箱輻射屏蔽安全餘裕分析技術並進行相應屏蔽分析案例研析，依下列步驟逐步進行：

1. 蒐集並研析核一廠乾貯設施熱測試及國外乾貯設施運轉後輻射屏蔽相關資訊。
2. 建立核一廠乾貯護箱輻射屏蔽計算模型，與熱測試數據進行比對，並探討分析與實測數據間差異之原因。
3. 依據新建立之分析模式，評估核一廠乾貯安全分析報告單一護箱表面與廠界劑量之餘裕。
4. 研提乾貯設施運轉管制要點或建議事項。

本計畫將針對 INER-HPS(有外加屏蔽(Add on Shield, AOS))護箱(後續將以 INER-HPS(AOS)護箱表示)於熱測試時裝載之選定用過核子燃料進行輻射屏蔽之研析，並同步蒐集國際有關熱測試規範、紀錄與設施運轉紀錄等資料作為熱測試驗證分析模式發展之基礎，以進行 INER-HPS(AOS)裝載具低輻射源燃料(衰變熱相對低)時之特性研析，並希冀能藉由最新分析模式的導入，量化安全分析申照條件下之護箱輻射特性。

考量本研究需就乾貯護箱貯存低源項用過核子燃料(衰變熱相對低)之輻射屏蔽進行分析，並與台電公司進行進行熱測試所紀錄之數據進行比對，藉以精進相關技術並提出審查注意要點，故本團隊需選定與執行熱測試護箱一致之乾貯系統並搭配該護箱於最初申照時框列之燃料作為設計基準燃料。因此，本研究於執行期間將擬選用國內核一廠一期室外乾貯之護箱 INER-HPS(AOS)，並搭配其安全分析報告所選用之設計基準燃料作為參考資料進行本計畫之屏蔽流分析的起點，以作為後續比較或彙整審查要點之依據。

1.2.1 標的用過核子燃料特性說明

自 114 年 5 月 17 日後，核三廠 2 號機組正式停機，台灣三座電廠皆已進入除役階段，表 1- 1 為核安會網站上公告之台灣核電廠用過核子燃料池貯存表(統計至 114 年 11 月 24 日)[11]，提供各電廠仍貯放於各機組反應爐內之用過核子燃料束數目、用過燃料池暫存數目、目前乾貯場貯放數目及各電廠須處理的用過核子燃料束總數目。其中，核一廠室外乾貯設施熱測試作業已於 113 年年底完成，並在 114 年 4 月底獲得核一廠用過核子燃料乾式貯存設施運轉執照。目前乾貯設施現場記錄(114 年 11 月 30 日)已裝載 7 個 INER-HPS(AOS)系統，在 5 月 13 日時紀錄為已裝載 2 個 INER-HPS(AOS)，約歷時 6 個月半的時間可裝載 5 個系統，平均一個月多可裝載 1 個系統。

參考「核一廠用過燃料乾式貯存安全分析報告」[1]，INER-HPS(AOS)系統其內部密封鋼筒源自 NAC-UMS 系統，可裝載 56 束沸水式反應器的用過核子燃料束，並以符合乾貯系統設計基準單一護箱 14 kW 之熱負載限值條件，進行屏蔽設計與分析。安全分析報告內設定的設計基準燃料燃耗條件為：最大燃耗度 36,000 MWD/MTU，最少冷卻時間 10 年，²³⁵U 初始平均濃縮度 1.9-3.25 wt%)，以此作為最保守之燃料條件輻射源項，其中又以 GE8×8-1 燃料(每燃料束 186.271 kg 為燃料中最重者)作為代表燃料型式。核一廠需處理的用過核子燃料束總量為 6,874 束，其中涵蓋有 GE8×8-1、GE8×8-2、SPC8×8、GE9B、ATRIUM-10 和 GE12 六種燃料類型，其中 GE12 僅有 4 束使用記錄，後續進行相關用過核子燃料射源項評估時仍以前五種燃料類型(GE8×8-1、GE8×8-2、SPC8×8、GE9B 和 ATRIUM-10)進行分析。

本研究選定之標的用過核子燃料係參考自最新版本的「核一廠用過核子燃料乾式貯存護箱燃料束配置報告」[3]，針對熱測試的第 1 組乾貯系統(3.1916 kW)，後續以 INER-HPS 作為代表，參照其選定的 56 束特定編號燃料束，以蒐集之核一廠運轉歷程，利用第二章介紹的輻射屏蔽安全分析方法，分別評估 56 束特定

編號燃料束之源項。

表 1-1、台灣核電廠用過核子燃料池貯存表

	機組	商轉年	反應爐貯存數量(束)	用過燃料池貯存數量(束)	乾貯場貯存數量(束)	用過燃料總量(束)
核一廠	一號機	1978	0	3,054	392	6,874
	二號機	1979	352	3,076		
核二廠	一號機	1981	624	4,808	NA	10,868
	二號機	1983	624	4,812		
核三廠	一號機	1984	0	1,879	NA	3,785
	二號機	1985	0	1,906		
統計至 114 年 11 月 24 日						

1.2.2 標的護箱之選用

標的乾貯系統，選定與熱測試相同的乾貯系統 INER-HPS，該護箱係以 NAC-UMS 護箱[12]為基礎，並考慮核一廠之廠址特性與廠界劑量要求，並調整傳送護箱厚度與總重、混凝土護箱輻射屏蔽設計而來。後續章節進行輻射屏蔽代表案例計算時，將同步考慮建立 INER-HPS 系統與其外部加上外加屏蔽的 INER-HPS(AOS)系統之屏蔽分析模型，相關兩乾貯系統之遷移計算所需資訊皆主要參考自「核一廠用過燃料乾式貯存安全分析報告」[1]。

台電公司已完成之熱測試規劃，是放置兩組護箱系統。後續整體室外乾貯設施的貯放規劃與原先的安全分析報告中係規劃 30 組護箱之列置不同(圖 1-1)，後續整體室外乾貯設施的貯放規劃貯放 25 組護箱列置(圖 1-2)。兩者列置規劃差異主要係在靠乾華溪上游之方向第 1 列(編號 26-28 之護箱)與位於中央處的 2 組系統(編號 29、30 之護箱)。

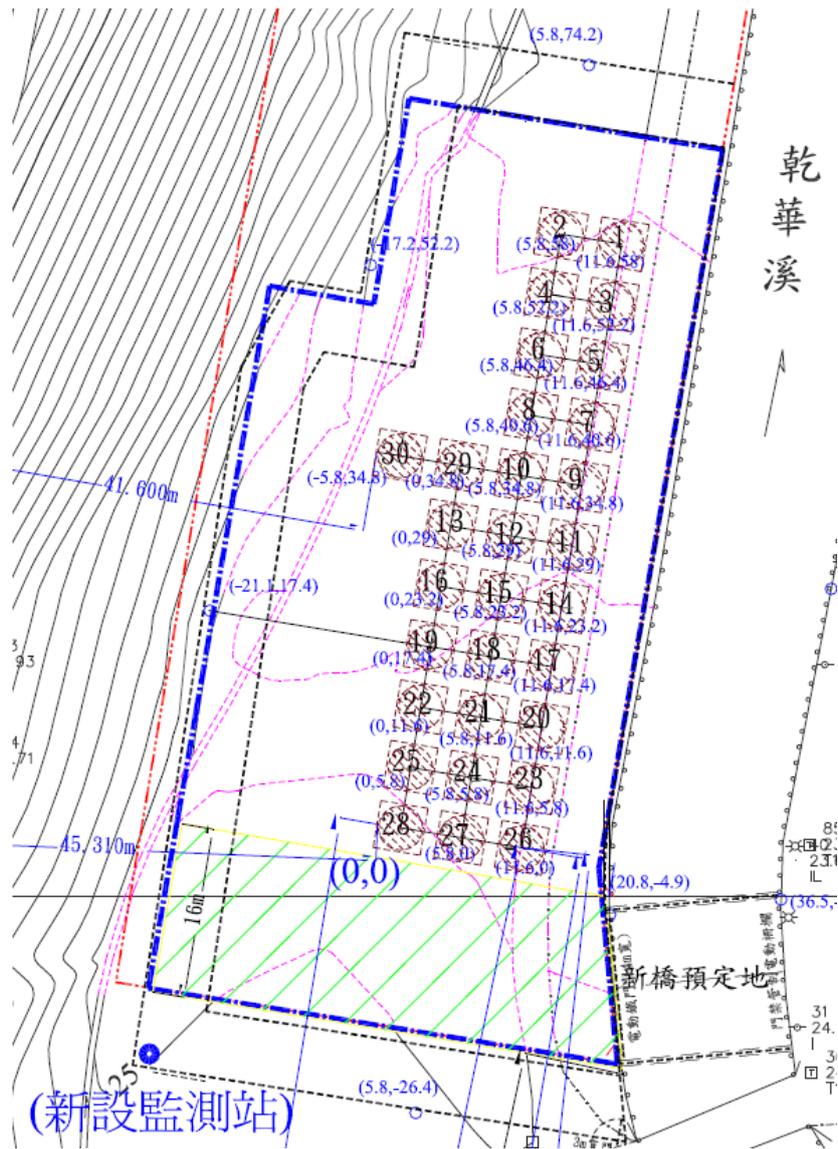


圖 1-1、核一廠貯存場 30 組混凝土護箱佈置圖(安全分析報告圖 6.4.7-1)



圖 1-2、核一廠室外乾貯之熱測試護箱列置規劃

第二章、輻射屏蔽安全分析方法

本研究針對核一廠熱測試計畫之室外乾貯設施混凝土護箱系統建立屏蔽分析模式，規劃同時建立 INER-HPS 系統與 INER-HPS(AOS)系統之屏蔽分析模型，以 TSC01 裝載之 56 束選定之用過核子燃料作為源項分析標的，針對選定之 56 束用過核子燃料，參照其電廠運轉歷程進行輻射源項分析。上述研究規劃包含用過核子燃料乾貯設施屏蔽分析相關兩大關鍵技術：用過核子燃料射源項評估與乾貯護箱輻射遷移計算，本團隊將延續過往研究經驗[13-15]和文獻建議將各別採用 SCALE 程式集中的 SCALE/TRITON 與 SCALE/MAVRIC 套件進行分析，這兩套技術應是目前絕大部分國際同儕公認所謂 STATE-OF-THE-ART 的方法，簡述如下。

SCALE 程式集[16]包含了許多經驗證及比較確認過的反應器物理與輻射分析相關套件，包括臨界安全分析、反應器爐心與燃料晶格物理、輻射屏蔽、燃料燃耗與放射性源項特性及對應靈敏度與不準度分析等多方面之程式工具(圖 2- 1)，SCALE 程式集為美國核管會(NRC)贊助橡樹嶺國家實驗室(Oak Ridge National Laboratory, ORNL)所開發，由 ORNL 負責持續發展、維護、測試和管理的工作。SCALE 程式集的整體規模龐大，有興趣之使用者可藉由美國輻射安全信息計算中心(Radiation Safety Information Computational Center, RSICC)申請取得該程式集的原始碼或執行檔。SCALE 程式集依照其設計應用領域的差異，對應不同領域劃分出對應程式套件，程式套件則由各種功能序列所組成，目前最新版本為 SCALE 6.3.2。

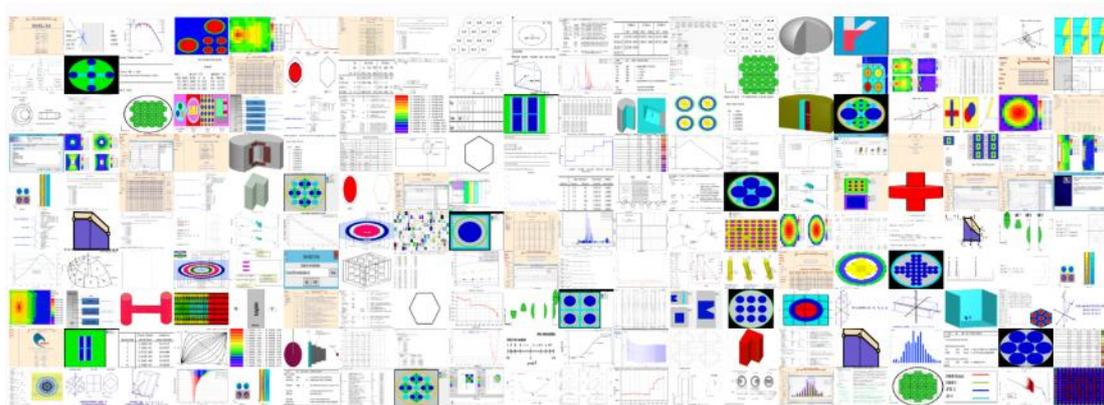


圖 2- 1、SCALE 程式功能示意圖(SCALE 6.3.2 User Manual)

TRITON 程式套件為 SCALE 程式集內反應器物理應用領域相關程式之一(圖 2- 2)，其反應器物理計算功能可耦合中子遷移計算與 ORIGEN 序列進行用過核子燃料內材料核種組成隨時間變化之應用。TRITON 程式套件運作流程可參考圖 2-3，套件內主要包含三種功能計算：核種截面處理計算(Cross-Section Processing)、多能群粒子遷移計算(Multigroup Transport)與燃耗計算(Depletion)。核種截面處理計算是應用 XSProc 序列，可同時處理多能群與連續能量的作用截面計算，包含考慮核種在共振區自屏蔽的作用。多能群粒子遷移計算有幾種不同的計算程式可供選擇：一維 S_N 遷移程式 XSDRN、二維 S_N 遷移程式 NEWT 和三維蒙地卡羅程式 KENO-V.a、KENO-VI 與 Shift；除了多能群粒子遷移計算外，三維蒙地卡羅程式亦可應用於連續能量粒子遷移計算。基於遷移計算的通率分布進一步處理各區域物質的代表性截面，TRITON 程式套件可以利用 ORIGEN 程式進行可靠的燃耗追蹤；ORIGEN 為 SCALE 程式集中進行核種燃耗及衰變計算之功能模組，解一系列描述核種產生、燃耗和衰變等作用的微分方程。該微分方程組同時描述各核種(數百到數千個各式核種)經衰變或核分裂而產生，加上考慮經由衰變鏈增加或減少的平衡方程式，該微分方程組的解可以得到隨時間變化的各核種組成及其數量，以及各核種對外表現的輻射與放熱特性。

End user Application Area	Product	Example Sequences
	Polaris	polaris
Reactor Physics	TRITON	t-depl t5-depl t5-depl t-depl-1d
Criticality Safety	CSAS	csas5 csas6
	VADER	vader
Spent Fuel Inventory	ORIGAMI	origami
	ORIGEN	arp origen
Activation and Decay	ORIGEN	couple origen
Radiation Shielding	MAVRIC	mavric
Sensitivity and Uncertainty	TSUNAMI	tsunami-3d-k5 tsunami-3d-k6 tsunami-ip tsar tsurfer tsunami-1d tsunami-2d
	Sampler	sampler

圖 2-2、SCALE 程式應用領域對應程式產品

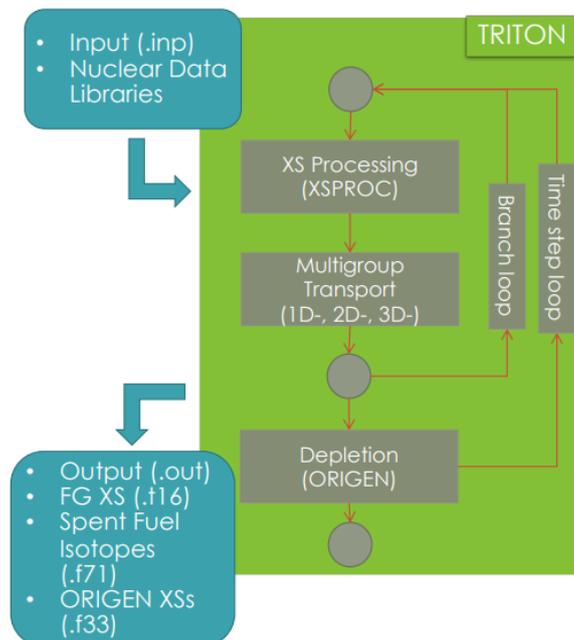


圖 2-3、TRITON 程式套件執行流程

MAVRIC 程式套件為 SCALE 程式集內輻射屏蔽應用領域程式(圖 2- 2)。

MAVRIC 程式套件利用 Monaco 蒙地卡羅程式，同時伴隨通量計算(Adjoint)捨棄一維的 XSDRNPM 遷移程式而改用三維的 Denovo 角分格座標遷移程式，實現了 CADIS (Consistent Adjoint Driven Importance Sampling)蒙地卡羅變異數降低的技術，專門發展來加速執行非常困難的大型蒙地卡羅計算問題，MAVRIC 程式套件流程可參照圖 2- 4，CADIS 變異數降低技術是由 J. C. Wagner 與 A. Haghghat 等人所提出[18-19]，藉由一次簡化的決定論法運算，產生後續蒙地卡羅計算模擬核心參數權重射源及粒子重要性地圖。就本團隊所知，MAVRIC 程式是目前唯一能全序列自動化實現 CADIS 進行蒙地卡羅計算的工具，該程式能自動化地利用具有一致性的重要性遷移地圖及權重射源作為變異數降低技巧的運算序列。此序列主要應用於單純類比蒙地卡羅計算技術無法有效處理的困難輻射遷移問題，其單純使用計算機計算能力求解的方式，其可用性往往在投入實際輻射屏蔽問題時連帶因為計算效率不彰，只能在有限時間與計算資源下取得具較大相對誤差的結果，甚至無法計算出任何結果。藉由套用高效率的 CADIS 計算理論，MAVRIC 先進行一次粗略的多能群格點座標遷移計算，由計算所得之伴隨函數的分佈建構下一階段粒子遷移的重要性地圖及射源偏移權重，此一加速器技巧用於引導最後的蒙地卡羅模擬，可以大幅提升整體計算效率，有機會能在合理的時間限制內得到合理誤差範圍的評估結果。

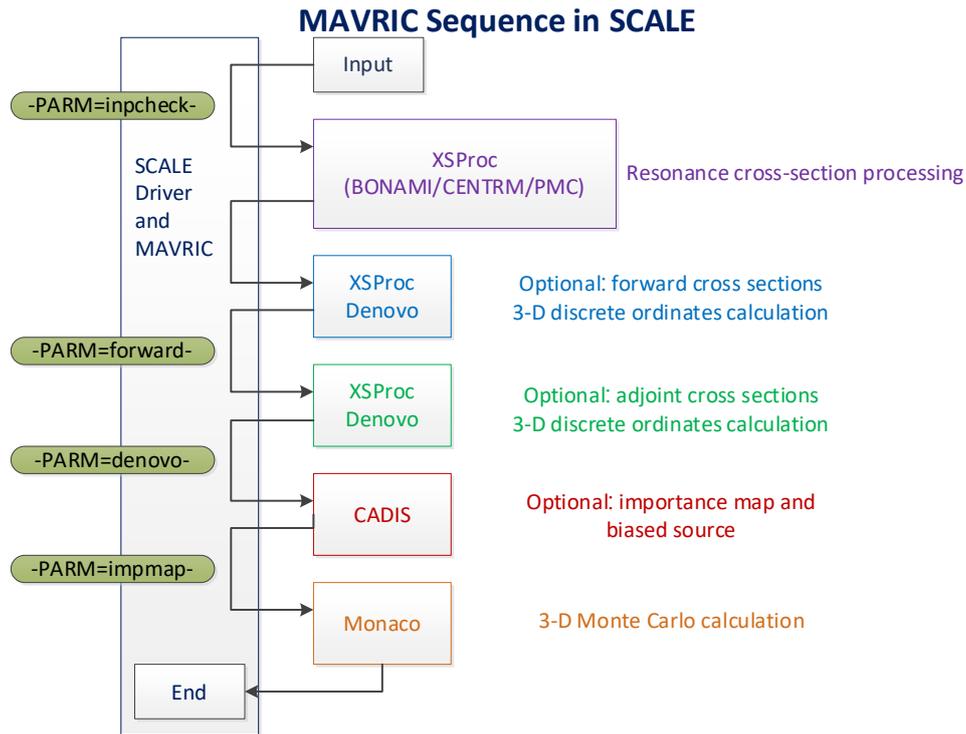


圖 2- 4、MAVRIC 控制模組流程

延續團隊成員過往的對於 SCALE/TRITON 和 SCALE/MAVRIC 分析技術的了解與經驗，本團隊有信心可以在計畫期程內完成招標規範所設定的工作項目，此兩套分析技術將分別用於評估熱測試實際裝載之用過核子燃料的源項，並據以探討該源項對熱測試使用之乾貯護箱所造成的周遭輻射場特性與分布，分析結果除了與熱測試可用數據進行比對，探討計算評估與實測數據間差異之原因，精進相關分析技術，並可藉此量化評估核一廠乾貯安全分析報告與實際情況之餘裕。

第三章、蒐集並研析核一廠乾貯設施熱測試及國外乾貯設施運轉後輻射屏蔽相關資訊

本研究所蒐集之乾貯熱測試與運轉後輻射屏蔽分析相關資訊，將分為幾個部分進行說明：(1) 國外乾貯設施運轉後之輻射屏蔽相關蒐集資料除章節內節錄之文獻外，請參閱「國外乾貯設施運轉經驗報告」計畫報告；(2) 核一廠乾貯熱測試輻射屏蔽分析相關資訊，主要針對 TSC01 列置簡述，及目前蒐集到的 TSC01 護箱表面劑量率量測結果；(3) 針對目前最新版本 NRC 發布之相關乾貯設施審查計畫 NUREG-2215 報告，進行對應輻射屏蔽分析內容作簡述。

3.1 國外乾貯設施運轉後之輻射屏蔽相關蒐集資料

第一篇文獻是美國電力研究院(Electric Power Research Institute, EPRI)開展一個有關高燃耗用過核子燃料乾貯護箱研究與發展之第一個五年期測試計畫[20]，蒐集有關 NORTH ANNA HBU (High Burnup)裝載高燃耗用過核子燃料之 TN-32 護箱資訊，圖 3-1 為該報告內所描述案例的護箱測試與運送相關照片。此測試計畫概述了被蒐集的資料以及實施測試計畫所需的乾貯系統設計、程序和許可。建立測試計畫的主要目標是為了得到具有可靠性的數據，供乾貯系統模型建置與分析、未來的乾貯系統設計、護箱許可執照更新或新乾貯設施執照申請等作業之參考資訊，內容非常值得後續相關研究的參考。

其研究目的包含建立高燃耗用過核子燃料(>45 GWD/MTU)在乾貯系統中貯存的相關實驗資料，但主要為熱流溫度監測和氣體採樣監測部分，有關高燃耗燃料源項(PWR 17×17)裝載在 TN-32 護箱等屏蔽分析相關安全性，已在 TN-32 護箱屏蔽特性已在原分析報告內作確認。但報告仍點出高燃耗燃料的中子源會顯著高於原 TN-32 護箱分析報告假設，因燃料燃耗增加，分裂產物的累積，故燃料源項

強度和能譜分析需要更新。研究目的亦包含希望可提供獨立的乾式貯存設施執照延長或更新的相關監測資料，亦或是為未來用過核子燃料再取出運輸可能性作參考。

NORTH ANNA 電廠裝載高燃耗燃料於 TN-32 護箱，文獻試驗模擬完整的乾式貯存流程，裝填燃料、排水、抽氣、回填氬氣、插入溫度探針量測不同位置的溫度趨勢、貯存 10 年以上(或更久)，最後再取出燃料進行破壞性與非破壞性檢測比對貯存前後燃料特性。

除上述乾貯裝填程序可作參考外，此文獻提供了第一組長時期實際尺寸裝載高燃耗乾貯系統的量測資訊，可作為獨立乾貯設施申請運轉執照展延和用過核子燃料運輸安全評估參考，也驗證了高溫乾燥(接近 400 °C)對高燃耗燃料外包封的影響。

第二篇文獻是韓國團隊也有類似相關計畫推動中，針對乾貯系統之重要監測參數與標準，參考美國和日本等已有實際案例的資訊，借鏡其他行業經驗證或相對完善的方法論，結合韓國乾式貯存的需求，建立該國熱測試評估標準的經驗與準則，其中有將韓國內部乾貯相關數據與美、日兩國數據比較可供後續研究參考(圖 3-2)[21]。

報告回顧了乾式貯存用過核子燃料的完整性評估方法，特別討論了美國與日本在燃料完整性標準制定、試驗數據、溫度上限與劣化機制研究上的差異，並評估韓國是否需要建立國內標準的必要性。定義乾式貯存的兩個核心目標：避免燃料破損(gross rupture)和再取出可能性(retrievability)，其中溫度是一種重要的可控制參數，因此燃料棒溫度上限的判定是各國用過核子燃料完整性標準的基礎。

文獻提及影響源項的主要因素為：燃耗(burnup)、衰變熱(decay heat、冷卻時間(cooling time)和反應爐運轉歷程(operation history)。衰變熱是源項強度的主要指標，因此是乾式貯存熱分析與完整性評估的核心參數。報告最後提出，乾貯的核心是維持燃料完整性與可取出性，美國和日本皆已建立成熟但為不同的標準，

韓國應依自身情況(電廠高容量因子(capacity factor)、高比例的 PWR 燃料)，建立自己國家的燃料溫度限制、氫化物標準、燃料完整性判定標準。須優先建置國家級燃料材料試驗資料庫，以支持乾式貯存系統設計與審查。



Figure 3-1: Placing Dry Storage Casks on the ISFSI Concrete Pad at North Anna.

圖 3- 1、EPRI 報告中測試計畫護箱實際運送之案例

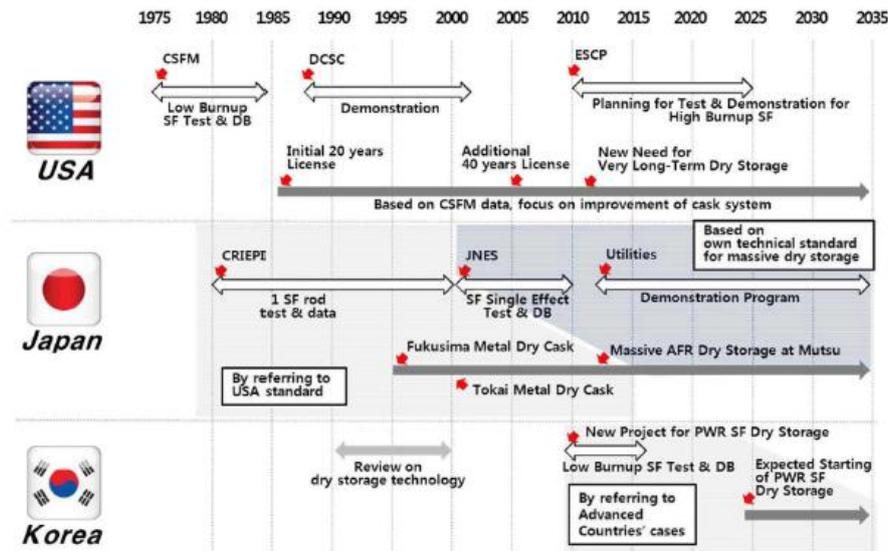


Fig. 6. Chronological Spent Fuel Dry Storage and its Integrity Evaluation.

圖 3-2、韓國與美、日兩國用過核子燃料規劃比較

第三篇文獻，為我國國家原子能科技研究院(國原院)團隊也有針對用過核燃料後端技術進行相關研究與論文發表，討論我國高階放射性廢棄物管理現況和策略替代方案，文獻中提供部分我國核後端現況可供後續計畫研究參考，如圖 3-3 為國內核一廠一期室外乾貯系統示意圖[22]。

文獻旨在回顧台灣核燃料週期策略(open vs. closed cycle)，整理台灣用過核子燃料貯存技術，包括濕式貯存、乾式貯存和地質最終處置，說明台灣的政策背景及面臨的社會與技術挑戰，文章指出面對核能退場與無核家園政策，用過核子燃料的安全貯存與最終處置仍是不得不面對的長期責任。

台灣核燃料週期政策，目前屬於直接處置策略(open cycle)，主要程序包含：反應爐移除用過核子燃料，即放置於用過燃料池冷卻，進行溼式貯存；冷卻數年後移至乾式貯存設施(貯放 40-60 年)；最終處置於深層地質處置場。文章提到，用過核子燃料再處理(reprocessing)雖非政策主軸，但仍保留海外再處理的選項。

台灣獨立的獨立乾式貯存設施系統架構，參照圖 3-3，INER-HPS 系統包含：TSC(Transportable Storage Canister)可運輸貯存鋼筒、TFR(Transfer Cask)傳送護箱、

VCC(Vertical Concrete Cask)混凝土護箱、AOS(Add-On Shield)外加屏蔽。貯存設施遠處(100 m 外)年劑量須小於 0.25 mSv，乾貯系統屏蔽設計須確保足夠的輻射屏蔽能力。

最終處置(Geological Disposal)是國際共識的最終解決方案，台電自 2004 年起規劃用過核子燃料地質處置的五階段計畫：可行性研究、潛在場址調查、場址確定、驗與工程設計，預計 2055 年起投入營運，採用 KBS-3 瑞典／芬蘭深層處置技術，但台灣目前進度仍在「場址調查與評估」階段。

文章最後結論，台灣用過核子燃料管理除了技術問題，更面臨社會溝通與政策挑戰，需整合技術、法規與公眾參與以落實長期管理。

第四篇文獻為，美國學者 A. Newman 發表論文針對美國、韓國和台灣的重大用過核子燃料後端管理決策或事件進行討論，包含下列主題，例如：對美國探討商業核能公司接收用過核燃料而產生的財務影響；對韓國探討放射性廢棄物處置庫的選址可能產生的財務和社會經濟影響；對台灣探討核一廠用過燃料池空間不足對運作造成的影響，其總結相關實際案例經驗可供其他的國家推動用過核子燃料乾貯規劃的借鏡參考[23]。

第四篇文獻比較美國、南韓與台灣三國在用過核子燃料管理上的代表性事件，並從中萃取出六項對新興核能國家的政策教訓。美國，代表事件為能源部無法自 1998 年起按法規接收用過核子燃料，面臨巨額法律賠償與財務後果；南韓，代表事件為完成 Wolsong 的低/中階廢棄物處置場(WLDC)，整體社會接受度與可信度；台灣，代表事件為國聖一號機因用過燃料池滿載而被迫停機，用過燃料儲存容量不足而導致營運危機。最後核心論點是後端燃料週期若未於早期妥善規劃，最終會演變成昂貴且具有政治風險的問題，甚至危及整體核能計畫的存續。總結成功關鍵是早期規劃、透明溝通、政治協調與制度穩定性。



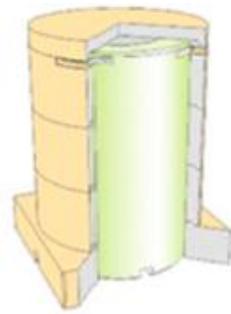
Canister (TSC)



Transfer Cask (TFR)



Concrete Cask (VCC)



Add-on Shield (AOS)

圖 3-3、核一廠一期室外乾貯系統

3.2 核一廠乾貯熱測試輻射屏蔽分析相關資訊

參考台電公司核一熱測試乾貯系統資訊，「核一廠用過核子燃料乾式貯存護箱燃料束配置報告」[3]，本團隊了解熱測試乾貯護箱系統實際內部燃料配置的設計規劃(圖 3- 4)，其配置概分為三個區塊，A 區塊為較高衰變熱燃料、B 區塊為次高衰變熱燃料、以及 C 區塊為較低衰變熱燃料區塊(此處之高中低衰變熱為相對比較的結果)，本研究後續分析之建模將參考此實際配置，並依蒐集之燃料規格與運轉資訊逐一進行熱測試源項的建立，包含用過核子燃料的三個輻射源項與對應之衰變熱。

	1	2	3	4	5	6	7	8	9
1			C	C	C	C	C		
2		C	C	B	B	B	C	C	
3		C	B	A	A	A	B	C	
4	C	B	B	A	A	A	B	B	C
5	C	B	B	A	A	A	B	B	C
6		C	B	A	A	A	B	C	
7		C	C	B	B	B	C	C	
8			C	C	C	C	C		

圖 3- 4、核一熱測試乾貯系統 56 束用過核子燃料的配置(A: 12、B: 18、C: 26)

檢視台電公司核一廠室外乾式貯存設施第一組護箱熱測試執行成果及運轉執照申請規劃[24]資料，圖 3-5 為核一廠護箱裝載作業流程，包含以下 8 個步驟：有密封鋼筒吊入傳送護箱、傳送護箱下水、燃料裝填、屏蔽上蓋安裝及護箱出水、上蓋封銲真空乾燥及檢測、密封鋼筒傳送至護箱、護箱移置乾貯場及外加屏蔽吊裝及貯存。

節錄其中護箱移置乾貯場，輻射度量儀器量測結果，混凝土護箱出廠前表面

劑量率量測如表 3-1。節錄其中外加屏蔽吊裝，輻射度量儀器量測結果，混凝土護箱外加屏蔽後劑量率量測如表 3-1。

表 3-1、第一組護箱熱測試執行成果量測數值節錄

量測劑量率(mSv/h)	混凝土護箱	量測劑量率(mSv/h)	外加屏蔽後
頂部表面平均	0.003948	頂部表面平均	0.00005
側邊表面平均	0.000963	側邊表面平均	0.00036
進、出氣通道平均	0.00799	頂部 1 m 平均	0.00005
		側邊 1 m 平均	0.00018

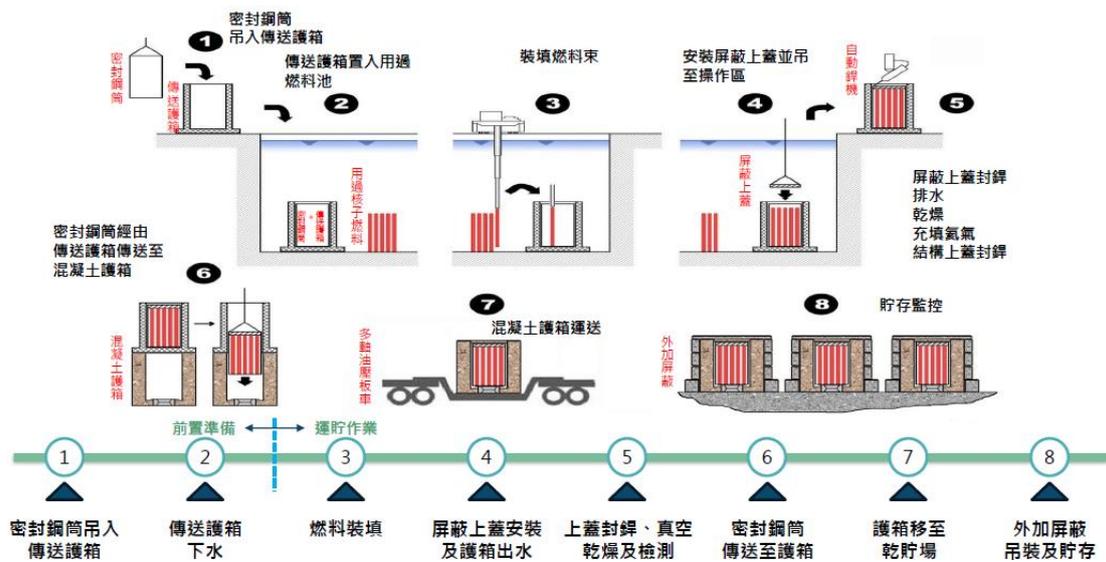


圖 3-5、核一廠乾貯護箱裝載作業流程

3.3 NUREG-2215 報告相關輻射屏蔽分析章節簡述

下列將針對 NUREG-2215 審查導則內相關屏蔽分析部分，作內容簡述[25]：

屏蔽分析程式之適用性：NUREG-2215 審查導則列出常用於申請執照的程式，包含 MCNP 和 SCALE 及其他曾經用於或可能適用的相關程式。在已核准的 CoC、執照和修訂申請案中使用過的軟體不可視為 NRC 對該軟體的常態性核准，使用者的能力與各項參數的合理性以及使用前的平行驗證方是關鍵，檢附報告原文圖 3- 6。NUREG-2215 審查導則也提及無論在安全分析報告(Safety Analysis Report, SAR)的分析中使用何種電腦程式，均應確認申請人已對所使用之程式的適用性與合理性提出足夠的說明與佐證。申請人須說明與佐證的詳盡程度會有所差異，對於廣泛使用、具備良好聲譽且能處理複雜問題的程式，相較於特定專屬的程式或功能受限的程式，所需要提供的詳盡程度較少，從而減少管制機關對於 SAR 的審查負擔，檢附報告原文圖 3- 7。

The Electric Power Research Institute (EPRI) has published a valuable primer on shielding computer codes and analysis techniques (Broadhead 1995). Computer codes that have commonly been used in CoC and specific license applications include MCNP and SCALE. Codes that have been used or may be useful include the following (grouped by code type):

- Monte Carlo codes: MORSE, MONACO/MAVRIC, MCBEND, SCALE, MCNP
- Discrete Ordinates codes: DORT, ANISN, DANTSYS, DOORS 3.2
- Point Kernel codes: QAD-CGGP, RANKERN
- Others: SKYSHINE-II, STREAMING

The NRC recognizes that there are other codes available that may also be useful for DSS or DSF shielding analyses. These codes come from a variety of sources, including government organizations and commercial vendors. Note that the previous use of these codes (in approved CoC, license, or amendment applications) does not constitute generic NRC approval of these codes.

圖 3- 6、NUREG-2215 屏蔽分析程式建議

Regardless of the code(s) used in the SAR analysis, confirm that the applicant has justified the applicability and appropriateness of the particular code(s) for the SAR analysis. The extent of the justification may vary, with codes that are well established, have a broad user base, and have capabilities to handle complex problems needing less justification than a proprietary code or a code that is limited in its capabilities. Confirm that the applicant used a computer code version that is demonstrated to be adequate for the analysis and is valid for the particular computational platform used to perform the analysis. Computer codes are periodically updated to be compatible with the latest operating system, correct errors found in previous versions, or incorporate updated methods. Therefore, consider whether additional confirmatory assessments and review are needed to validate the shielding predictions by an applicant that uses older or unsupported codes or code versions. This consideration should include a recognition that the applicant may use these codes later as the CoC holder or licensee to evaluate changes to the DSS or DSF design or operations under 10 CFR 72.48, "Changes, tests, and experiments," and the associated implications.

圖 3-7、NUREG-2215 對於屏蔽分析採何種程式並無特定限制

NUREG-2215 審查導則載明乾貯設施安全分析報告屏蔽相關審查目標：乾貯系統是否符合 10 CFR 72.236(d)的要求，即為乾貯系統是否具備足以滿足 10 CFR 72.104 與 10 CFR 72.106 要求的屏蔽與密封功能。

乾貯設施於正常運作及異常狀況時對最接近廠(場)界之任何人員所造成之總有效劑量，不得超過 0.25 mSv/y(台電公司近期公開招標之核一廠及核二廠用過核子燃料室內乾式貯存設施採購案，設定有效劑量限值為 0.05 mSv/y)；位於控制區最近廠(場)界上或其外側的任何人員，不得因任何設計基準事故(正常、異常及意外事故)其所接受到之有效劑量不得超過 50 mSv；貯存設施與控制區之最近廠(場)界的最小距離必須至少為 100 m。

乾貯系統的設計與後續開始貯放後之乾貯設施運轉過程中所產生的職業曝露需充分考量合理抑低(ALARA)原則。

NUREG-2215 審查導則載明乾貯設施安全分析報告屏蔽相關內容須包含：乾貯系統與設施屏蔽設計的描述(設計準則與設計特色)、用過核子燃料輻射源項設定(用過核子燃料初始鈾濃縮度、源項評估程式、中子與光子源項及其他影響原項之參數)、屏蔽分析模型設定(乾貯系統與裝載的用過核子燃料幾何與材料資訊)及屏蔽分析過程(屏蔽分析程式、劑量轉換因子、劑量分析位置及結果確認)，如圖 3-8 所示。

NUREG-2215 審查導則載明乾貯設施安全分析報告屏蔽相關法規要求與可

接受準則：主要為 10 CFR 72.104 與 10 CFR 72.106 的規範，還有 10 CFR 72.236 的部分規範，如圖 3-9，節錄如下：

(a)燃料資訊：燃料型式、初始濃縮度、燃耗程度、冷卻時間..等

(b)提供對於安全至關重要的結構、系統與元件之設計依據與設計準則

(d)提供足夠的輻射屏蔽與密封功能，符合 10 CFR 72.104 和 10 CFR 72.106 的規定

(g)用過核子燃料乾貯系統的設計必須在申請的存放時間內安全的貯放用過核子燃料，並允許進行必要的維護作業。

NUREG-2215 審查導則載明乾貯設施安全分析報告屏蔽相關乾貯系統評估接受準則：乾貯系統輻射屏蔽功能必須符合 10 CFR 72.104 規定的輻射劑量要求，包含評估正常或異常狀況下乾貯系統的周遭劑量率分布與評估乾貯設施對場界的周遭劑量率分布；應充分說明乾貯系統中與屏蔽相關的設計特性，以便評估屏蔽效果與劑量率。應針對乾貯系統周圍多個位置，進行不同情節的劑量率評估，以便在 ALARA 原則下進行職業曝露評估；輻射屏蔽功能必須足以使設計符合 10 CFR 72.106 規定：針對不同意外情節，考慮適當的乾貯系統配置與情節假設(e.g., 事故持續時間、事故後恢復或修復所需時間等)，評估適當距離之劑量(最小距離為 100 m)；乾貯系統之屏蔽設計應符合 10 CFR Part 20 的法規要求。

6.3 Areas of Review

This chapter addresses the following areas of review:

- **shielding design description**
 - design criteria
 - design features
- **radiation source definition**
 - initial enrichment
 - computer codes for radiation source definition
 - gamma sources
 - neutron sources
 - other parameters affecting the source term
- **shielding model specification**
 - configuration of shielding and source
 - material properties
- **shielding analyses**
 - computer codes
 - flux-to-dose-rate conversion
 - dose rates
 - confirmatory analyses
- consideration of reactor-related GTCC waste storage (**SL**)
- supplementary information

圖 3- 8、NUREG-2215 屏蔽分析報告須包含內容

Table 6-1b Relationship of Regulations and Areas of Review (CoC)

Areas of Review	10 CFR Part 72 Regulations		
	72.104(a) ^A	72.106(b) ^A	72.236
Shielding Design Description	•	•	(b)(d)(g)
Radiation Source Definition	•	•	(a)
Shielding Model Specification	•	•	(d)(g)
Shielding Analyses	•	•	(d)(g)

A This requirement applies to CoCs and CoC applications through the requirement in 10 CFR 72.236(d).

圖 3- 9、NUREG-2215 屏蔽分析法規要求與接受準則

第四章、乾貯護箱輻射屏蔽分析模式建立

本研究針對核一廠熱測試計畫之室外乾貯設施混凝土護箱系統建立屏蔽分析模式。本團隊將延續過往研究經驗[13-15]和文獻建議，針對用過核子燃料乾貯設施屏蔽分析相關兩大關鍵技術：用過核子燃料射源項評估與乾貯護箱輻射遷移計算，將各別採用 SCALE 程式集中的 SCALE/TRITON 與 SCALE/MAVRIC 套件進行分析，這兩套技術應是目前絕大部分國際同儕公認所謂 STATE-OF-THE-ART 的方法。

此章節將分為兩個部分，逐步建立完整的乾貯護箱輻射屏蔽分析模型：4.1 節，建立 INER-HPS 系統與 INER-HPS(AOS)系統之屏蔽分析模型，設定乾貯系統幾何與材料資訊，取代以往安全分析報告採用的均質化密封鋼筒(Homogenized Canister)護箱屏蔽分析模型，以具詳細燃料束裝載結構的密封鋼筒(Detailed Canister)，其密封鋼筒內部具有 56 束燃料束幾何結構作屏蔽分析模型分析探討，過程中資料不足處則參考核一廠用過燃料乾式貯存安全分析報告，以下簡稱為安全分析報告[1]；4.2 節，以 TSC01 裝載之 56 束選定之用過核子燃料作為源項分析標的，參考核一廠用過核子燃料乾式貯存護箱燃料束配置報告[3]，針對選定之 56 束用過核子燃料，參照其電廠運轉歷程進行輻射源項分析。

4.1 標的護箱屏蔽分析模型

本研究選擇以 INER-HPS 混凝土護箱作為標的護箱，INER-HPS 系統內部可裝載 56 束沸水式反應器的用過核子燃料束，建構模型部分幾何結構與材料設定主要參考自核一廠用過燃料乾式貯存安全分析報告的公開資料[1]。本節分別建構兩種護箱屏蔽分析模型作討論，首先完成 INER-HPS 混凝土護箱屏蔽分析模型，護箱外部(混凝土外殼)依參考資料進行詳細的幾何模型建構，內部為具詳細

燃料束裝載結構的密封鋼筒(Detailed Canister)，其密封鋼筒內部具有 56 束燃料束幾何結構作屏蔽分析模型探討，待確認完成後持續進行 INER-HPS(AOS)混凝土護箱分析模型建置。

INER-HPS 混凝土護箱模型主要分兩部分：內部為不鏽鋼材質的密封鋼筒與外部為具有碳鋼內襯的混凝土外殼。其中重要屏蔽部件分兩方向作描述：徑向由密封鋼筒內而外為密封鋼筒殼(1.6 cm)、內襯(6.4 cm)及混凝土外殼(71.9 cm)所組成；軸向由密封鋼筒下往上為密封鋼筒蓋(25.4 cm)、鋼屏蔽塞(10.5 cm)、混凝土屏蔽材料(3.8 cm)，以及混凝土護箱鋼蓋(3.8 cm)所組成。圖 4-1 為安全分析報告提供之 INER-HPS 護箱幾何參考圖，圖 4-2 為護箱與密封鋼筒材料組成，建構屏蔽模型過程主要參考自安全分析報告[1]，密封鋼筒內部燃料束結構於公開資料不足部分為研究者自行假設資料(僅考慮燃料束格架主體結構，忽略周圍其他小型組件與構造；另外，報告中未明列之材料組成皆假設為不鏽鋼材質)。

圖 4-3 為 INER-HPS 護箱屏蔽分析模型，其內部具有 56 束詳細燃料束結構的密封鋼筒，56 束燃料束結構依其燃料特性區分為四區：上端板區、充氣區、有效燃料區及下端板區。內部的密封鋼筒與外部具有碳鋼內襯的混凝土外殼間有空氣通道，且在護箱上、下方各具有四個進、出氣通道，並為 90° 角度交錯。圖 4-4 為具有詳細燃料束結構的 INER-HPS 屏蔽分析模型 X-Y 平面剖面，可以清楚的確認密封鋼筒內部 56 束燃料束幾何結構。

INER-HPS(AOS)混凝土護箱分析模型建置，外加屏蔽目的為加強 INER-HPS 混凝土護箱的屏蔽效果(保留進出氣通道)，在 INER-HPS 側面增加一層混凝土屏蔽厚度為 35 cm，且在 INER-HPS 頂部增加一層混凝土屏蔽厚度為 30 cm，其幾何示意可參照圖 4-5，為利後續同步分析護箱表面劑量率分布，故修改原系統外加屏蔽底部塊狀設計(圖 4-6[26])為圓柱狀，此修改對後續輻射屏蔽分析為一保守之參數設定。

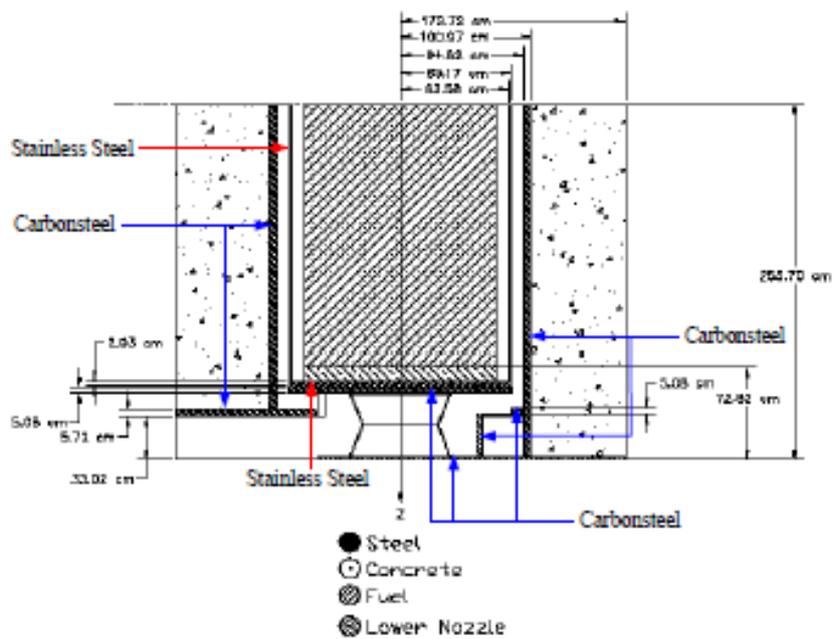
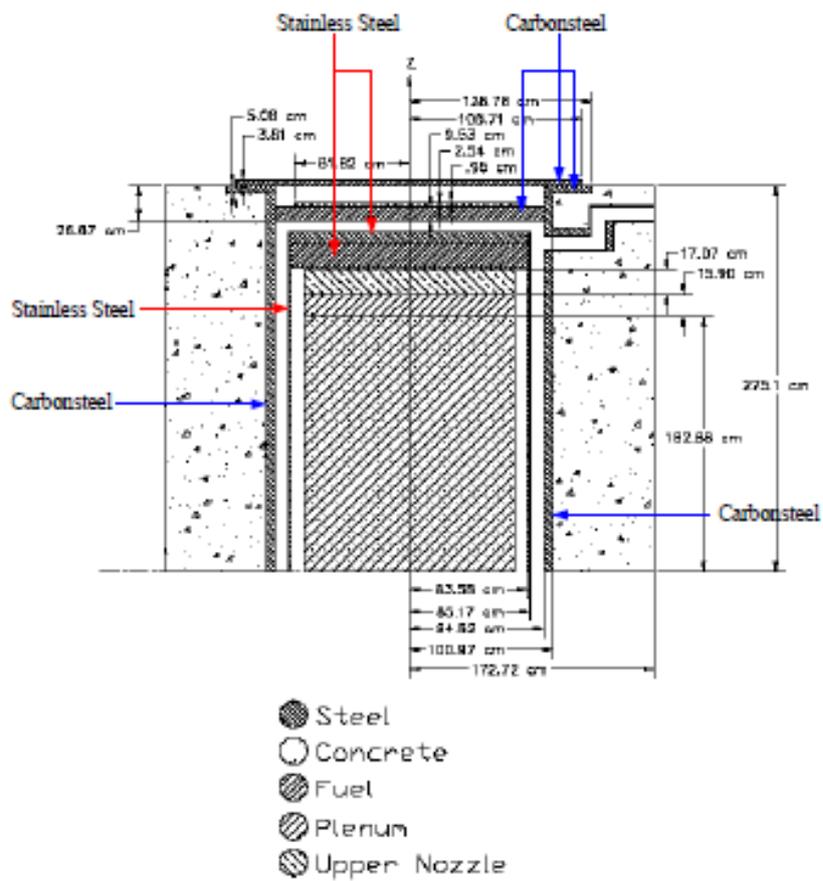


圖 4-1、INER-HPS 混凝土護箱模型

材質名稱	組成元素	重量百分比 (%)	密度 (g/cm ³)
混凝土	H	0.999887	2.2426
	O	53.2129	
	Na	2.89923	
	Al	3.39904	
	Si	33.6908	
	Ca	4.39857	
	Fe	1.39962	
不銹鋼 (SS-304)	Cr	18.9995	7.9200
	Mn	1.99990	
	Fe	69.5003	
	Ni	9.50029	
碳鋼	C	1.00088	7.8212
	Fe	98.9991	
鉛	Pb	100.00	11.344
中子屏蔽 (NS-4-FR)	H	6.00890	1.63
	¹⁰ B	0.0872125	
	¹¹ B	0.383659	
	C	27.6920	
	N	1.98790	
	O	42.5097	
	Al	21.3306	
空氣	C	0.00012	0.001225
	N	0.75527	
	O	0.23178	
	Ar	0.01283	

圖 4-2、INER-HPS 混凝土護箱與密封鋼筒材料組成

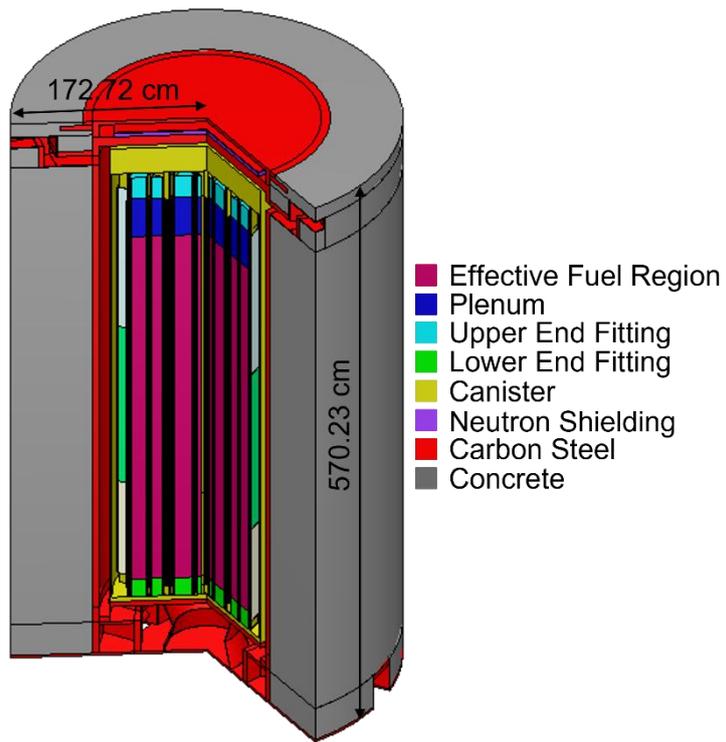


圖 4-3、具有詳細燃料束結構護箱屏蔽分析模型

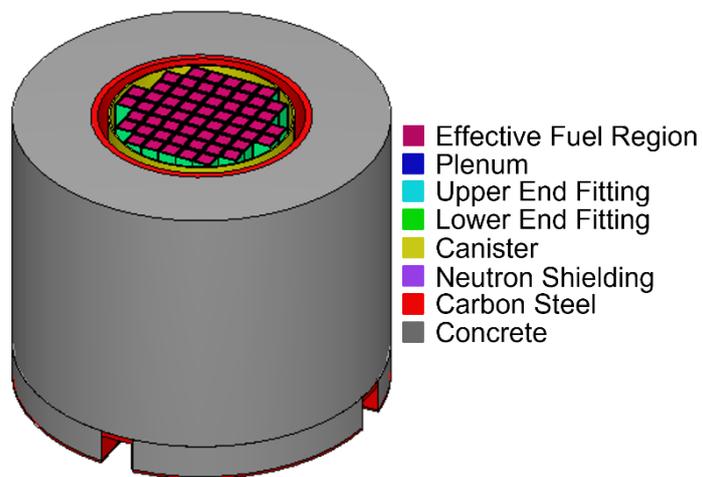


圖 4-4、具有詳細燃料束結構護箱屏蔽分析模型 X-Y 剖面

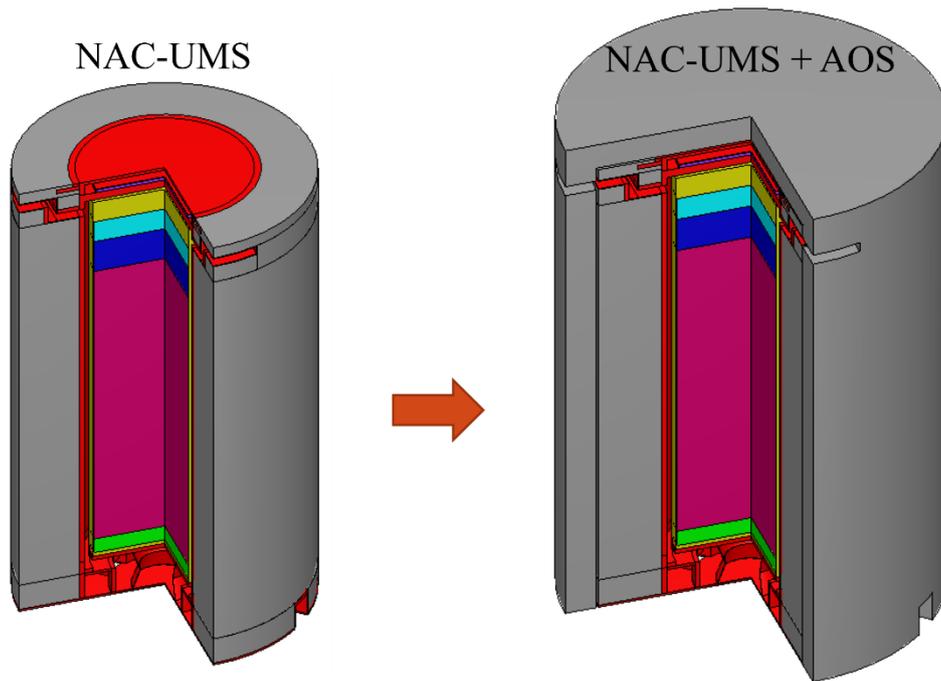
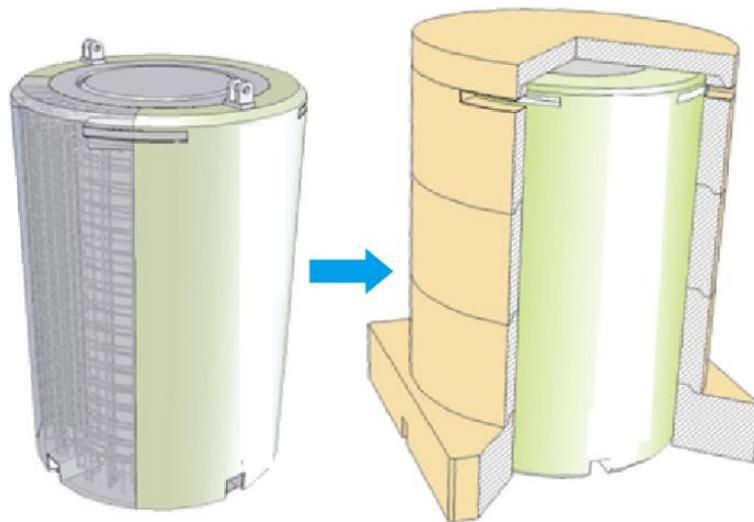


圖 4-5、INER-HPS 屏蔽分析模型和外加屏蔽示意圖



混凝土護箱

水泥厚度:72公分
 與密封鋼筒間隙約9.5公分
 外徑:3.45 公尺
 高度:5.70 公尺
 空重:112.73公噸
 內襯碳鋼厚度6.4公分

外加屏蔽

水泥厚度:35公分
 外徑:4.20 公尺
 高度:6.03 公尺
 重量:81.20公噸

圖 4-6、台電公司核一廠室外屏蔽護箱貯存系統

4.2 TSC01 用過核子燃料源項評估

用過核子燃料源項分析，最關鍵且困難的技術點在於進行正確可靠的用過核子燃料燃耗評估，需要追蹤核子燃料在反應器爐心運營過程中其核種組成變化，它必須同時考慮中子遷移計算與核種組成變化計算，透過不斷地遞迴運算來反映核子燃料在爐心的變化，最後依據評估週期最後的核種組成得到各個輻射源項的強度與特性分布，以利後續乾貯護箱與設施的輻射粒子遷移計算。

在前兩年度的研究報告中[13-14]，BWR 部分參考「核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱系統輻射屏蔽分析技術研究」報告，選定美國 NAC 公司的“MAGNASTOR System 安全分析報告 Docket No. 72-1031”附件的 BWR label 09b 案例作為研究的驗證案例；PWR 部分參考“International Comparison of a Depletion Calculation Benchmark on Fuel Cycle Issues”報告中的 TAKAHAMA 案例，驗證壓水式反應器其燃料型式為 17×17 之 Takahama-3。利用 SCALE/TRITON 分析技術，對兩文獻案例重建驗證的過程，使本團隊確立程式使用信心，累積用過核子燃料束計算經驗。

參考核一廠用過核子燃料乾式貯存護箱燃料束配置報告[3]，以 TSC01 裝載之 56 束選定之用過核子燃料作為源項分析標的，利用 SCALE/TRITON 分析技術，參照其電廠運轉歷程進行用過核子燃料輻射源項評估。圖 4- 7 為 TSC01 56 束燃料束配置，總熱負載為 3.1916 kW，用過燃料束評估時間至 2022/9/30，後續源項資料呈現方式皆為第一欄至第八欄。圖 4- 8 為 TSC01 56 束燃料束燃耗歷程，後續 TRITON 程式套件設定將依 56 束各束燃料束燃耗歷程進行源項分析。

由圖 4- 8 可發現，TSC01 所選定的燃料束型式僅包含 GE8×8-1 和 GE8×8-2 兩種型式，參考自核一廠用過燃料乾式貯存安全分析報告的表 6.1.2-1[1]，提供了燃料束型式幾何尺寸資訊，分別建置了 GE8×8-1(圖 4- 10)和 GE8×8-2(圖 4- 11)源項分析模型，TSC01 源項模擬案例採用 1.9 wt% ²³⁵U 作為燃料，燃燒功率與燃耗值分別為 26.574 MW/MTU 以及 36 GWD/MTU，進行三個周期的燃料循環，

每個周期間的冷卻時間為 50 天，最後取其停爐後冷卻 10 年做為模擬結果，詳細運行狀況如表 4- 1 所示。在護套中依每公噸加入一公斤 SS304 進行燃料格架的模擬，TYPE A(GE8×8-1)和 TYPE B(GE8×8-2)添加之 SS304 比例如表 4-2 所示。

以 TRITON 程式套件，參照 TSC01(總熱負載為 3.1916 kW，用過燃料束評估時間至 2022/9/30) 56 束各束燃料束燃耗歷程，進行用過核子燃料源項分析結果如表 4- 3 所列，可作為後續第五章進行輻射屏蔽代表案例用過核子燃料源項資訊，圖 4- 12 為 TSC01 56 束燃料束之燃料中子能譜，圖 4- 13 為 TSC01 56 束燃料束之燃料光子能譜，圖 4- 14 為 TSC01 56 束燃料束之結構光子能譜。

燃料中子源項取自 TRITON 程式套件分析結果(能譜分布)，加上考慮總射源率和平均燃耗射源率的比值($r=1.582$ ，參考自安全分析報告 p.6.4.4-5[1])，即可獲得燃料中子源項強度。

燃料光子源項參考 TRITON 程式套件分析結果(能譜分布)，加上考慮總射源率和平均燃耗射源率的比值($r=1$ ，參考自安全分析報告 p.6.4.4-5[1])，即可獲得燃料光子源項強度。

結構光子參考自安全分析報告之表 6.4.4-3[1]，其提供設計基準燃料其他結構物(1 kg 不鏽鋼)加馬輻射能譜與強度，以 1 kg 不鏽鋼的加馬輻射強度乘以安全分析報告之表 6.4.4-1 提供的燃料束各區其他結構物重量，再乘上燃料各區的區域通量比例(充氣區為 0.2；上端板區為 0.1；格架區為 1.0；下端板區為 0.15。參考自安全分析報告 p.6.4.4-3)即可獲得燃料束各區結構光子源項強度。

第 1 組燃料配置

	DJ	DH	DG	DF	DE	DD	DC	DB	DA
1		drain							
			41W	45W	44W	44W	36W		
2		41W	45W	44W	44W	36W	41W	45W	
3		46W	55W	81W	87W	84W	57W	48W	
4	40W	52W	56W	96W	98W	84W	58W	46W	41W
5	36W	50W	56W	96W	98W	98W	58W	46W	36W
6		47W	56W	86W	89W	80W	56W	47W	
7		46W	51W	52W	53W	54W	52W	43W	
8			39W	44W	43W	44W	41W	vent	

SFP LOC
Fuel ID
Decay. Heat

HEAT LOAD: 3.1916kW (冷卻時間計算至 09 / 30 / 111)

DATE: 04 / 19 / 111

圖 4-7、TSC01 56 束燃料束配置

SNFs in Cask-01																				
Name	Type	MTU(kg)	Length(cm)	Down(day)	Cycles	Enrich	SP(MW/MTU)	Burnup(MWD/MTU)	Cool(year)	SP1	SP2	SP3	SP4	UP1	UP2	UP3	UP4	Down1	Down2	Down3
1	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	11.911801	12304.3	42.133	5.48	25.25	0	0	697	336	0	0	59	0	0
2	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	12.847083	13269.5	42.133	7.06	24.85	0	0	697	336	0	0	59	0	0
3	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	12.741929	13156.1	42.133	6.96	24.73	0	0	697	336	0	0	59	0	0
4	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	12.577784	12988.8	42.133	7.35	23.42	0	0	697	336	0	0	59	0	0
5	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	10.517827	10864.2	42.133	7.36	17.07	0	0	697	336	0	0	59	0	0
6	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	13.421536	13863.9	42.133	13.35	13.57	0	0	697	336	0	0	59	0	0
7	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	14.739595	15221.7	42.133	11.18	22.12	0	0	697	336	0	0	59	0	0
8	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	15.564278	16080.8	42.133	12.51	21.9	0	0	697	336	0	0	59	0	0
9	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	15.997958	16524.5	42.133	11.43	25.47	0	0	697	336	0	0	59	0	0
10	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	14.817757	15307.4	42.133	13.38	17.8	0	0	697	336	0	0	59	0	0
11	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	14.765798	15251.6	42.133	10.43	23.76	0	0	697	336	0	0	59	0	0
12	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	13.421751	13869.0	42.133	7.94	24.8	0	0	697	336	0	0	59	0	0
13	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	13.387587	13826.8	42.133	13.56	13.03	0	0	697	336	0	0	59	0	0
14	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	15.781288	16301.9	42.133	11.67	24.31	0	0	697	336	0	0	59	0	0
15	GE88-2	0.183	381	147	4	2.66	24.921026	23599.4	39.059	25.23	17.28	18.84	11.47	336	368	243	365	45	57	45
16	GE88-2	0.183	381	147	4	2.66	26.609819	25197.7	39.059	26.96	18.68	24.75	8.91	336	368	243	365	45	57	45
17	GE88-2	0.183	381	147	4	2.66	25.782941	24417.3	39.059	26.06	18.57	25.62	7.13	336	368	243	365	45	57	45
18	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	16.457649	16999.3	42.133	11.74	26.24	0	0	697	336	0	0	59	0	0
19	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	13.804297	14258.0	42.133	13.57	14.29	0	0	697	336	0	0	59	0	0
20	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	11.524319	11905.1	42.133	7.65	19.56	0	0	697	336	0	0	59	0	0
21	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	15.069740	15563.1	42.133	10.87	23.78	0	0	697	336	0	0	59	0	0
22	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	16.122176	16651.5	42.133	11.17	26.39	0	0	697	336	0	0	59	0	0
23	GE88-2	0.183	381	147	4	2.66	29.087213	27545.7	39.059	20.16	23.14	17.75	21.76	336	368	243	365	45	57	45
24	GE88-2	0.183	381	147	4	2.66	29.711221	28136.5	39.059	24.67	18.61	20.38	22.05	336	368	243	365	45	57	45
25	GE88-2	0.183	381	147	4	2.66	25.892230	24523.1	39.059	27.45	23.64	10.49	11.09	336	368	243	365	45	57	45
26	GE88-1	0.186	370.84	497	3	1.9	12.998265	16999.8	40.181	14	13.51	9.35	0	697	368	243	0	440	57	0
27	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	13.458674	13898.6	42.133	13.54	13.29	0	0	697	336	0	0	59	0	0
28	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	11.880110	12266.1	42.133	5.46	25.19	0	0	697	336	0	0	59	0	0

圖 4- 8、TSC01 56 束燃料束燃耗歷程

Name	Type	MTU(kg)	Length(cm)	Down(day)	Cycles	Enrich	SP(MW/MTU)	Burnup(MWD/MTU)	Cool(year)	SP1	SP2	SP3	SP4	UP1	UP2	UP3	UP4	Down1	Down2	Down3
29	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	10.497402	10848.7	42.133	7.34	17.05	0	0	697	336	0	0	59	0	0
30	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	14.338848	14811.8	42.133	9.58	24.21	0	0	697	336	0	0	59	0	0
31	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	16.213391	16743.3	42.133	12.3	24.33	0	0	697	336	0	0	59	0	0
32	GE88-2	0.183	381	147	4	2.66	29.093277	27552.3	39.059	25.16	17.25	18.51	22.61	336	368	243	365	45	57	45
33	GE88-2	0.183	381	147	4	2.66	29.693451	28122.2	39.059	22.78	19.76	20.06	22.8	336	368	243	365	45	57	45
34	GE88-2	0.183	381	147	4	2.66	29.693598	28118.9	39.059	22.86	19.67	20.25	22.68	336	368	243	365	45	57	45
35	GE88-1	0.186	370.84	497	3	1.9	13.033012	17050.6	40.181	14.02	13.51	9.48	0	697	368	243	0	440	57	0
36	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	13.287073	13723.5	42.133	13.17	13.53	0	0	697	336	0	0	59	0	0
37	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	10.558565	10909.6	42.133	7.41	17.09	0	0	697	336	0	0	59	0	0
38	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	13.548839	13994.1	42.133	8.39	24.25	0	0	697	336	0	0	59	0	0
39	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	16.159238	16696.7	42.133	11.44	25.95	0	0	697	336	0	0	59	0	0
40	GE88-2	0.183	381	147	4	2.66	26.385748	24983.9	39.059	19.93	24.73	24	9.2	336	368	243	365	45	57	45
41	GE88-2	0.183	381	147	4	2.66	27.157359	25716.9	39.059	19.98	25.93	23.87	10.03	336	368	243	365	45	57	45
42	GE88-2	0.183	381	147	4	2.66	24.559928	23259.9	39.059	19.67	21.46	18.57	11.62	336	368	243	365	45	57	45
43	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	16.168824	16705.4	42.133	13.16	22.41	0	0	697	336	0	0	59	0	0
44	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	13.611581	14060.8	42.133	13.54	13.76	0	0	697	336	0	0	59	0	0
45	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	13.266427	13707.4	42.133	13.39	13.01	0	0	697	336	0	0	59	0	0
46	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	14.779757	15270.9	42.133	10.36	23.95	0	0	697	336	0	0	59	0	0
47	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	14.876263	15369.3	42.133	13.38	17.98	0	0	697	336	0	0	59	0	0
48	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	15.296014	15803.3	42.133	10.6	25.04	0	0	697	336	0	0	59	0	0
49	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	15.493377	16006.9	42.133	12.55	21.6	0	0	697	336	0	0	59	0	0
50	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	14.938615	15434.6	42.133	11.71	21.64	0	0	697	336	0	0	59	0	0
51	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	12.525141	12935.2	42.133	13.53	10.44	0	0	697	336	0	0	59	0	0
52	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	11.326397	11694.8	42.133	5.38	23.65	0	0	697	336	0	0	59	0	0
53	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	12.573424	12983.6	42.133	7.92	22.22	0	0	697	336	0	0	59	0	0
54	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	12.596643	13009.6	42.133	13.54	10.64	0	0	697	336	0	0	59	0	0
55	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	12.804124	13228.7	42.133	8.01	22.75	0	0	697	336	0	0	59	0	0
56	GE88-1	0.186	370.84	59	2	1.9	11.841060	12239.5	42.133	5.43	25.15	0	0	697	336	0	0	59	0	0

圖 4- 8、TSC01 56 束燃料束燃耗歷程(續)

燃料棒參數	GE8x8-1*1	GE8x8-2*2	SPC8x8*3	GE9B*4	ATRIUM™-10*5
外直徑, cm	1.252	1.227	1.229	1.227	1.005
護套內直徑, cm	1.08	1.064	1.052	1.064	0.884
護套材質	Zr-2	Zr-2	Zr-2	Zr-2	Zr-2
有效堆疊 (stacked) 密度, g/cm ³	10.32	10.32	10.26	10.45	10.349
燃料丸直徑, cm	1.057	1.041	1.027 / 1.03*6	1.044	0.867
軸向最高面平均 (peak-planar-average) 濃縮度, wt% U-235	1.95	3.25	3.24	3.69	4.372
燃料束參數	GE8x8-1	GE8x8-2	SPC8x8	GE9B	ATRIUM™-10
燃料束最大平均濃縮度, wt% U-235	1.90	3.05	3.14	3.302	3.845
燃料棒陣列	8X8	8x8	8x8	8x8	10x10
燃料棒數	63	62	62	60	91 (full-length : 83, part-length : 8)
有效燃料長度, cm	370.84	381.0	381.0	381.0	379.6
燃料棒間距, cm	1.626	1.626	1.628	1.626	1.295
水棒數	1	2	2	1	1 (square water channel displace 9 fuel rods)
水棒材質	Zr-2	Zr-2	Zr-2	Zr-2	Zr-4
水棒外直徑, cm	1.252	1.501	1.229	3.404	3.50
水棒內直徑, cm	1.08	1.349	1.052	3.20	3.355
燃料匣內距, cm	13.406	13.406	13.406	13.406	13.406
燃料匣厚度, cm	0.254	0.254	0.254	0.254	0.203
燃料匣材質	Zr-4	Zr-4	Zr-4	Zr-4	Zr-2
統計至 87/4/30 退出總束數	GE8x8-1	GE8x8-2	SPC8x8	GE9B	
一號機	408	432	800	172	
二號機	408	460	716	112	

- *1) 資料來源：GE NEDC-20128
 *2) 資料來源：GE NEDC-25227
 *3) 資料來源：XN-NF-86-126(P) Rev.0
 *4) 資料來源：GE EDB No. 1939
 *5) 資料來源：Framatome ANP EMF-2892(P) Revision 0
 *6) 對高濃縮度燃料丸為 1.03，對其它則為 1.027

圖 4-9、核一廠用過核子燃料基本資料(Ref[1]表 6.1.2-1)

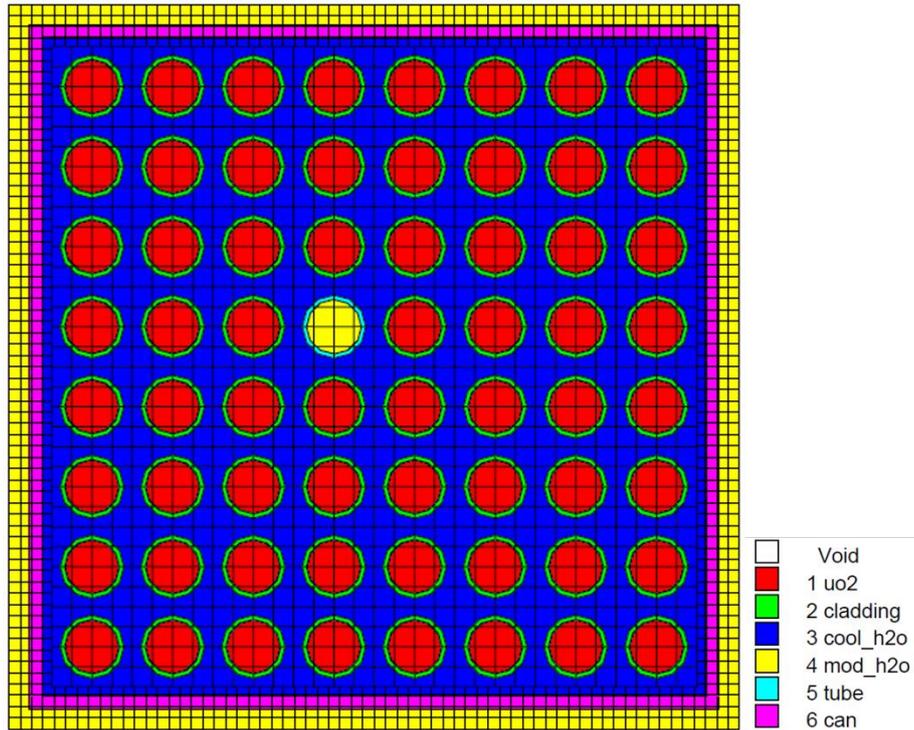


圖 4- 10、GE8x8-1 模型

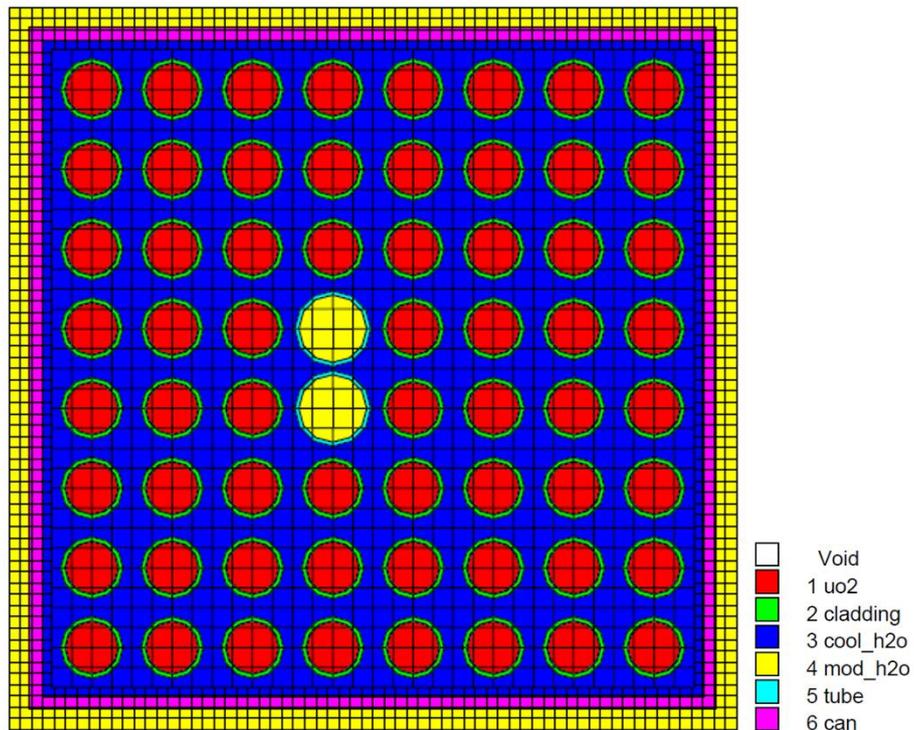


圖 4- 11、GE8x8-2 模型

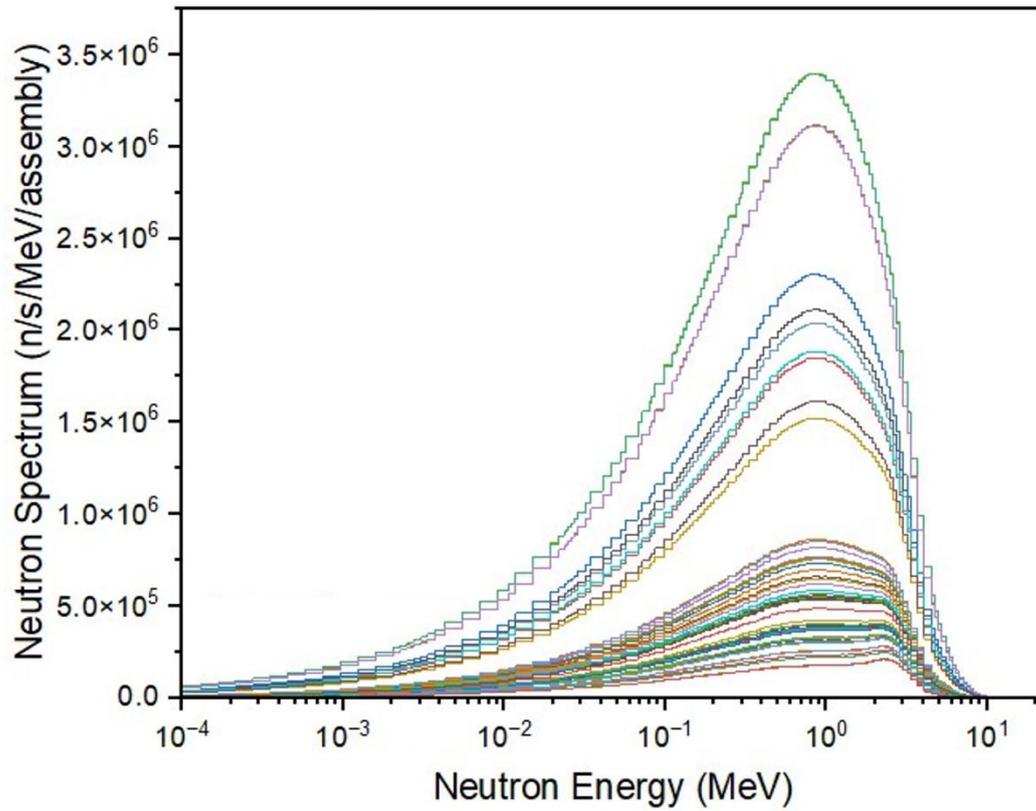


圖 4- 12、TSC01 燃料中子能譜

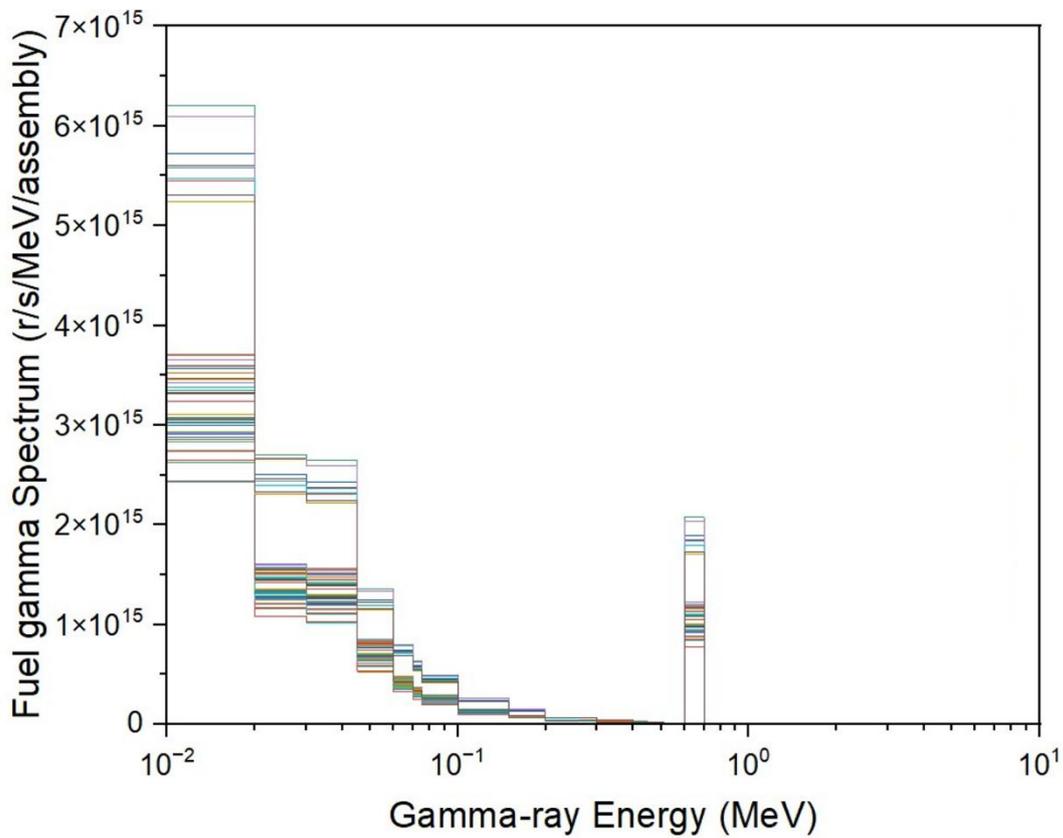


圖 4- 13、TSC01 燃料光子能譜

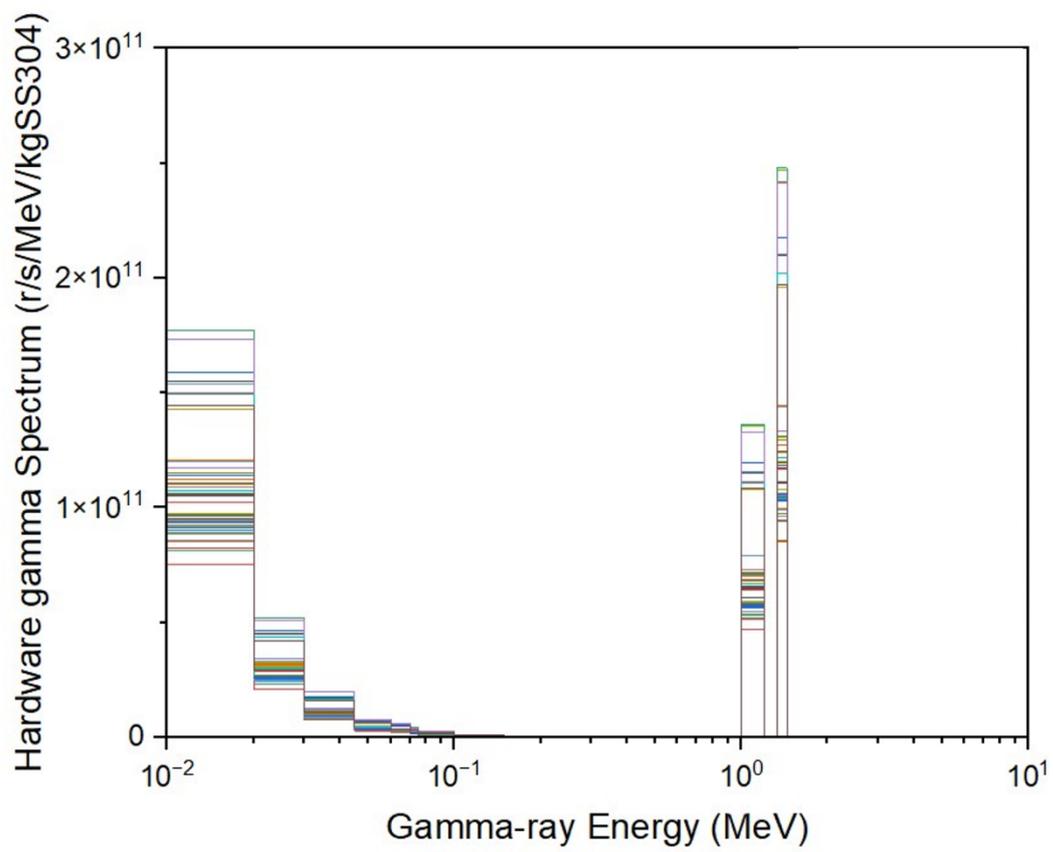


圖 4- 14、TSC01 結構光子能譜

表 4- 1、燃料來源項評估運行條件

Operating Conditions	
uox density from ISFSI(g/cm ³)	10.412
Burnup(MWD/MTU)	36000
U-235 enrichment(%)	1.9
cooling time(years)	10
uptime/downtime(days)	451.57/50
Power(MW)	26.574
Cycles	3
T-fuel(K)	840
T-clad(K)	620
T-mod inlet(K)	553
T-mod ave(K)	562
density-mod inlet 0% void(g/cc)	0.743
density-mod ave 40% void(g/cc)	0.446

表 4- 2、TYPE A(GE8×8-1)和 TYPE B(GE8×8-2)之 SS304 添加比例

Fuel Type	TYPE A	TYPE B
Fuel length(cm)	370.84	381.00
Water rod cladding area (cm ²)	0.315	0.340
# water rod/assembly	1	2
Fuel rod cladding area (cm ²)	0.315	0.293
# fuel rod/assembly	63	62
Total cladding weight/assembly (kg/assembly)	49.05	47.15
Cladding weight(kg/MTU)	260.68	255.51
MTU/fuel length(g/cc)	507.37	484.32
Total MTU → add kg SS304	0.188	0.185
SS304 (%)	0.382%	0.390%
ZIRC2 (%)	99.618%	99.610%
Density of Cladding (g/cm ²)	6.5653	6.5654

表 4-3、TSC01 56 束用過核子燃料源項強度

	衰變熱 (kW/assembly)	燃料中子 (n/s/assembly)	燃料光子 (γ /s/assembly)	結構光子 (γ /s/kg SS304)
1	40.03	1.525E+06	2.159E+14	2.625E+10
2	43.45	1.912E+06	2.312E+14	2.799E+10
3	43.04	1.862E+06	2.294E+14	2.777E+10
4	42.45	1.791E+06	2.264E+14	2.730E+10
5	34.84	1.085E+06	1.908E+14	2.255E+10
6	45.46	2.188E+06	2.383E+14	2.777E+10
7	50.42	2.981E+06	2.615E+14	3.133E+10
8	53.51	3.599E+06	2.749E+14	3.293E+10
9	55.11	3.962E+06	2.825E+14	3.419E+10
10	50.70	3.032E+06	2.619E+14	3.100E+10
11	50.54	3.001E+06	2.623E+14	3.158E+10
12	45.59	2.196E+06	2.407E+14	2.911E+10
13	45.33	2.169E+06	2.376E+14	2.764E+10
14	54.31	3.777E+06	2.788E+14	3.363E+10
15	80.04	8.369E+06	4.199E+14	5.055E+10
16	85.79	1.082E+07	4.453E+14	5.383E+10
17	82.79	9.524E+06	4.324E+14	5.184E+10
18	56.82	4.383E+06	2.900E+14	3.518E+10
19	46.89	2.394E+06	2.447E+14	2.860E+10
20	38.54	1.389E+06	2.082E+14	2.479E+10
21	51.65	3.216E+06	2.672E+14	3.218E+10
22	55.56	4.073E+06	2.846E+14	3.453E+10
23	95.11	1.571E+07	4.865E+14	6.186E+10
24	97.36	1.712E+07	4.955E+14	6.310E+10
25	83.37	9.715E+06	4.336E+14	5.180E+10
26	58.16	4.576E+06	2.931E+14	3.764E+10
27	45.59	2.205E+06	2.388E+14	2.781E+10
28	39.90	1.511E+06	2.152E+14	2.617E+10
29	34.78	1.081E+06	1.905E+14	2.252E+10
30	48.96	2.720E+06	2.555E+14	3.081E+10
31	55.89	4.150E+06	2.856E+14	3.447E+10
32	95.18	1.573E+07	4.863E+14	6.172E+10
33	97.30	1.710E+07	4.958E+14	6.334E+10
34	97.28	1.709E+07	4.958E+14	6.332E+10

35	58.35	4.626E+06	2.940E+14	3.777E+10
36	44.96	2.119E+06	2.361E+14	2.751E+10
37	34.99	1.097E+06	1.916E+14	2.264E+10
38	46.04	2.261E+06	2.426E+14	2.928E+10
39	55.73	4.111E+06	2.852E+14	3.457E+10
40	84.97	1.046E+07	4.427E+14	5.389E+10
41	87.73	1.176E+07	4.547E+14	5.569E+10
42	78.78	7.908E+06	4.152E+14	5.023E+10
43	55.74	4.116E+06	2.846E+14	3.417E+10
44	46.17	2.288E+06	2.415E+14	2.816E+10
45	44.90	2.110E+06	2.357E+14	2.742E+10
46	50.59	3.014E+06	2.626E+14	3.165E+10
47	50.93	3.075E+06	2.630E+14	3.113E+10
48	52.51	3.390E+06	2.711E+14	3.278E+10
49	53.23	3.541E+06	2.736E+14	3.276E+10
50	51.19	3.124E+06	2.647E+14	3.167E+10
51	42.07	1.763E+06	2.229E+14	2.566E+10
52	37.85	1.320E+06	2.057E+14	2.491E+10
53	42.41	1.790E+06	2.261E+14	2.714E+10
54	42.35	1.794E+06	2.241E+14	2.583E+10
55	43.28	1.895E+06	2.301E+14	2.766E+10
56	39.79	1.502E+06	2.148E+14	2.612E+10

本研究使用 SCALE/TRITON 對於 TSC01 中的 56 束用過核子燃料進行燃耗計算，透過多項參數的設定，如燃耗值、燃料型態等，得出該燃料護箱中 56 根燃料束的衰變熱與射源項數值。發現衰變熱在圖 4-15 框起來的 6 根燃料束，在 TRITON 的評估結果與熱測試計算書報告中的差異大於 10%，其餘 50 根燃料束則差異皆小於 4%。6 根燃料束衰變熱比值如表 4-4 所示，差異最多的是 E 燃料束，在熱測試計算書中的衰變熱為 36 W，而在 TRITON 中模擬計算之數值為 50.7 W，TRITON 評估的數值高估於熱測試計算書約 41%。若與另一根燃料束 G 進行比對，在接近的燃耗值與燃耗比度，燃料束 E 與燃料束 G 分別為 14.82 和 14.78 MW/MTU 與 15307 和 15271 MWD/MTU，搭配上兩根燃料束具有相同的停機與開機的時間段、冷卻時間與鈾濃縮度條件之下，其 TRITON 計算結果與熱測試計算書差異燃料束 E 為 41%，燃料束 G 則為-1%。如此的差異可能源自於進行模擬時，本研究以平均的燃耗度進行模擬計算，並未考量到實際電廠中的各種臨時跳機與檢修，燃料束會被從爐心中暫時移除停止燃耗，僅考慮電廠大修之停機時間；亦可能是在熱測試計算書中有筆誤的情形發生，因為在圖 4-15 中的熱負載數值總合與 56 根燃料束之衰變熱總合有所不同，圖中的標記為共計 3,192 W，但燃料數上的衰變熱總合為 3,132 W[28]。

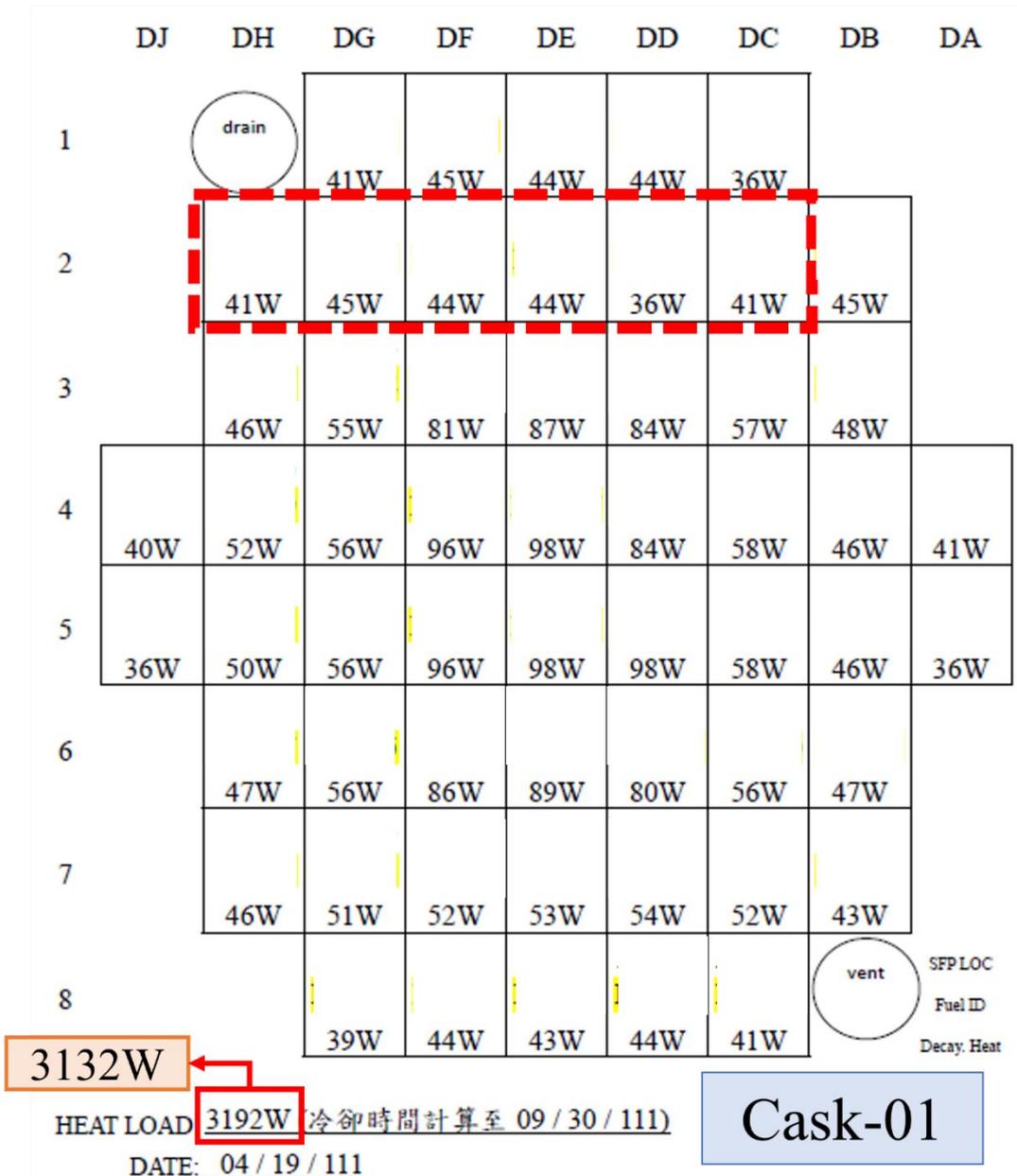


圖 4-15、TSC01 56 束燃料束配置中標示出 6 束衰變熱評估差異

表 4-4、TSC01 內 TRITON 與熱測試計算書差異大於 10% 之燃料束

	A	B	C	D	E	F
TRITON/HotTest	1.11	1.12	1.22	1.25	1.41	1.23

第五章、輻射屏蔽分析代表案例計算

本章以 SCALE/MAVRIC 程式利用 4.1 節建立的 INER-HPS 護箱屏蔽分析模型和 INER-HPS(AOS)護箱屏蔽分析模型，搭配 4.2 節以 SCALE/TRITON 完成評估之 TSC01 選定 56 束用過核子燃料輻射源項，進行乾貯護箱輻射屏蔽分析代表案例計算，進行乾貯系統周遭輻射場特性分布探討。

5.1 節提供 INER-HPS 護箱屏蔽分析模型表面劑量率分析結果，5.2 節提供 INER-HPS(AOS)護箱屏蔽分析模型表面劑量率分析結果及 5.3 節對應 5.2 節 INER-HPS(AOS)護箱屏蔽分析模型劑量率分析結果，進行設施廠界劑量餘裕探討。

5.1 INER-HPS (TSC01)護箱屏蔽分析案例

INER-HPS(TSC01)護箱屏蔽分析案例，我們考慮 INER-HPS 護箱系統裝載 TSC01 選定之 56 束用過核子燃料束，進行 INER-HPS (TSC01)護箱表面劑量率分布探討。以 4.1 節建立之 INER-HPS (圖 4-5)屏蔽分析模型，裝載 TSC01 選定之 56 束用過核子燃料束源項(表 4-3)。

本節計算皆以個人桌上型電腦 Windows 10 作業系統搭載 3.70 GHz Intel i9-10900K CPU 和 128 GB RAM 進行分析，案例含有三種射源項：燃料中子(Fuel Neutron, FN)、燃料光子(Fuel Gamma, FG)和結構光子(Hardware Gamma, HG)。以 SCALE/MAVRIC 程式，應用 FW-CADIS 理論，結合決定論法(S_N)和蒙地卡羅法(MC)進行護箱屏蔽分析計算。決定論法程式劃分 201,600 (72×70×40)個格點，將伴隨射源設定於護箱模型的上方與四周周圍區域(目的是迫使護箱內部的輻射粒子有效地遷移至護箱外部)，應用 28N19G 分群截面進行 2 次快速地決定論法計算，以燃料中子(需同時考慮中子和光子兩種粒子)為例整體耗時約 15 min，燃料光子與結構光子個別整體耗時約 4 min。後續蒙地卡羅程式參照前述決定論法程

式建構的權重射源與重要性地圖，應用連續能量粒子截面進行約 22 h 的蒙地卡羅模擬，進行護箱周遭表面劑量分析。

為進行護箱表面劑量率分布探討，設計以格點計分(Mesh Tally)，採總徑跡長計量方法(Total Track Length Estimator)來定出總粒子通量率，再乘以給定之劑量轉換因子轉成周圍等效劑量。在此，本研究選擇以 ICRP-74 號報告提供的周圍等效劑量轉換因子(Ambient Dose Equivalent) $H^*(10)$ 作為計分(Tally)的響應函數值。格點計分定義在護箱側邊和頂部表面 1 cm 處，側邊格點計分將每個高度的各方位角作平均，而頂部格點計分將每個半徑的各方位角作平均。為了探討進、出氣通道對於劑量率的影響，亦設定了護箱側邊進氣通道(下方)位置角度 90 度和出氣通道(上方)位置角度 45 度的格點計分。也另外設置了兩個區域計分(Region Tally)，針對護箱表面側邊和頂部的平均劑量率作紀錄。

圖 5-1 為 INER-HPS 護箱側邊表面劑量率分布，橫軸為護箱高度由 0 至 600 cm 處，縱軸為護箱側邊表面劑量率分布，單位為 mSv/h。因 INER-HPS 護箱為混凝土護箱，其側邊表面總劑量率(黑線)為中子(紅線)和加馬射線(藍線)之加總，側邊表面劑量率分布以有效燃料的區域為大值。

圖 5-2 為 INER-HPS 護箱頂部表面劑量率分布，橫軸為護箱半徑由內而外為 0 至 180 cm(實際護箱模型半徑為 172.72 cm，可參閱圖 4-3)，圖 5-2 縱軸為護箱側邊表面劑量率分布，單位為 mSv/h。以密封鋼筒跟混凝土外殼中間的空氣通道為劑量最大處，內部密封鋼筒上方以中子為劑量主要貢獻，外部混凝土外殼以加馬射線為劑量主要貢獻。

圖 5-3 為 INER-HPS 護箱側邊表面劑量率加馬射源貢獻，在護箱側邊有效燃料區域以燃料光子源項為主要貢獻。圖 5-4 為 INER-HPS 護箱頂部表面劑量率加馬射源貢獻，空氣通道頂部以燃料光子為主要貢獻、密封鋼筒內部以燃料中子為主要貢獻，混凝土外殼頂部以結構光子為主要貢獻，密封鋼筒上方因為多層金屬屏蔽導致加馬射線遷移不易，僅有燃料中子可獲得有效統計誤差內之答案。

圖 5-5 為 INER-HPS 護箱側邊表面劑量率在出氣通道(上方)所在特定角度(45 度：45、135、225 及 315 度)之分布，可發現在進氣通道處(下方)的劑量率皆小於護箱側邊平均劑量率(黑線)，但在出氣通道處(上方)的劑量率皆大於護箱平均劑量率。護箱側邊平均劑量率(黑線)為考慮箱體周圍 360 度平均之劑量率結果，故考慮計分在特定角度有空氣流通之區域，其劑量率數值會大於平均劑量率。

圖 5-6 為 INER-HPS 護箱側邊表面劑量率進氣通道(下方)所在特定角度(90 度：0、90、180 和 270 度)之分布，可發現因為評估時計分角度設定錯誤，以圖例 75-105(135)作說明，原本應計分 75-105 度，但因設定錯誤變成 75-135 度，此角度涵蓋了出氣通道的貢獻，故(135)藍、(225)粉紅和(315)綠線在出氣通道高度皆與護箱側邊平均劑量率(黑線)相近，僅有(0)紅線正確呈現，在出氣通道高度小於平均劑量率。圖 5-7 為 INER-HPS 護箱側邊表面劑量率進氣通道(下方)所在特定角度(90 度：0、90、180 和 270 度)之正確分布。

表 5-1 為 INER-HPS 護箱表面區域計分結果，與表 3-1 量測數值相比，頂部平均劑量率近乎相同；在側邊平均 INER-HPS 護箱表面區域計分結果約為量測值的 8 倍；進氣口平均值參考(圖 5-5 和圖 5-6)約為 0.002 mSv/h，約為量測值的 0.28 倍，因缺乏量測實驗執行的資訊，兩者差異原因需再有更多的探討。

表 5-1、INER-HPS 護箱表面區域計分結果

側邊	劑量率 (mSv/h)	相對誤差 (%)	頂部	劑量率 (mSv/h)	相對誤差 (%)
中子	1.32773E-04	0.82	中子	1.87071E-03	0.78
光子	7.59233E-03	0.12	光子	1.89264E-03	2.75
加總	0.00773	0.12	加總	0.00376	1.44

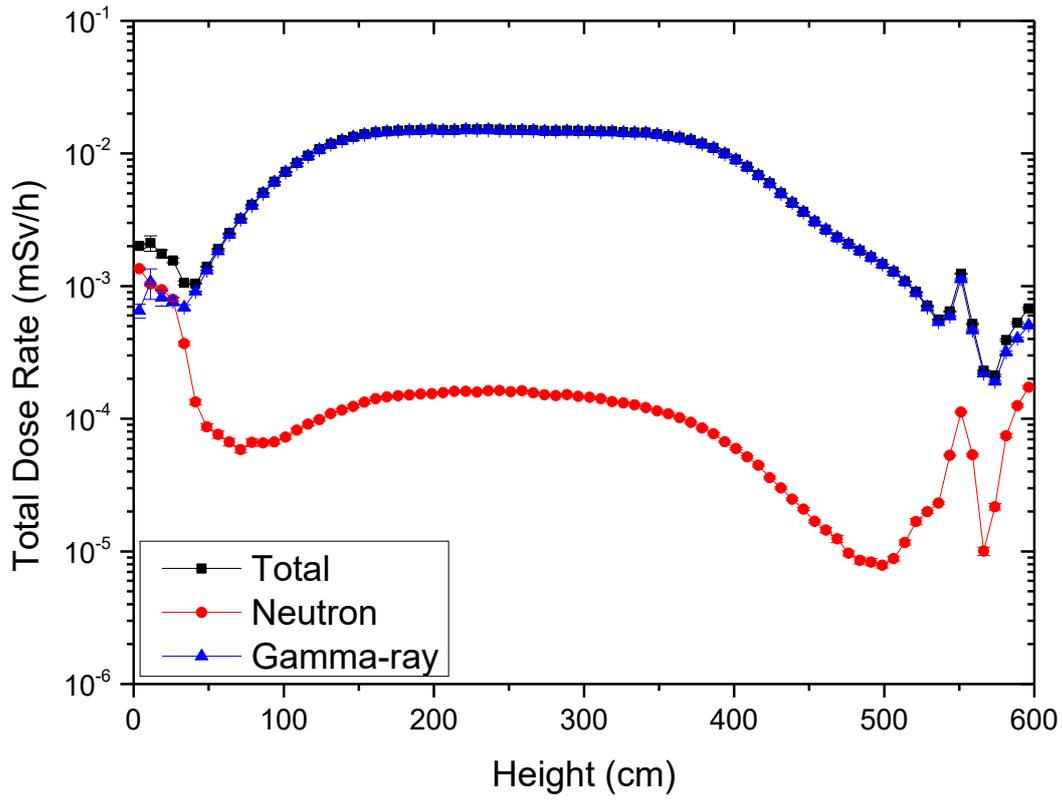


圖 5- 1、INER-HPS 護箱側邊表面劑量率分布

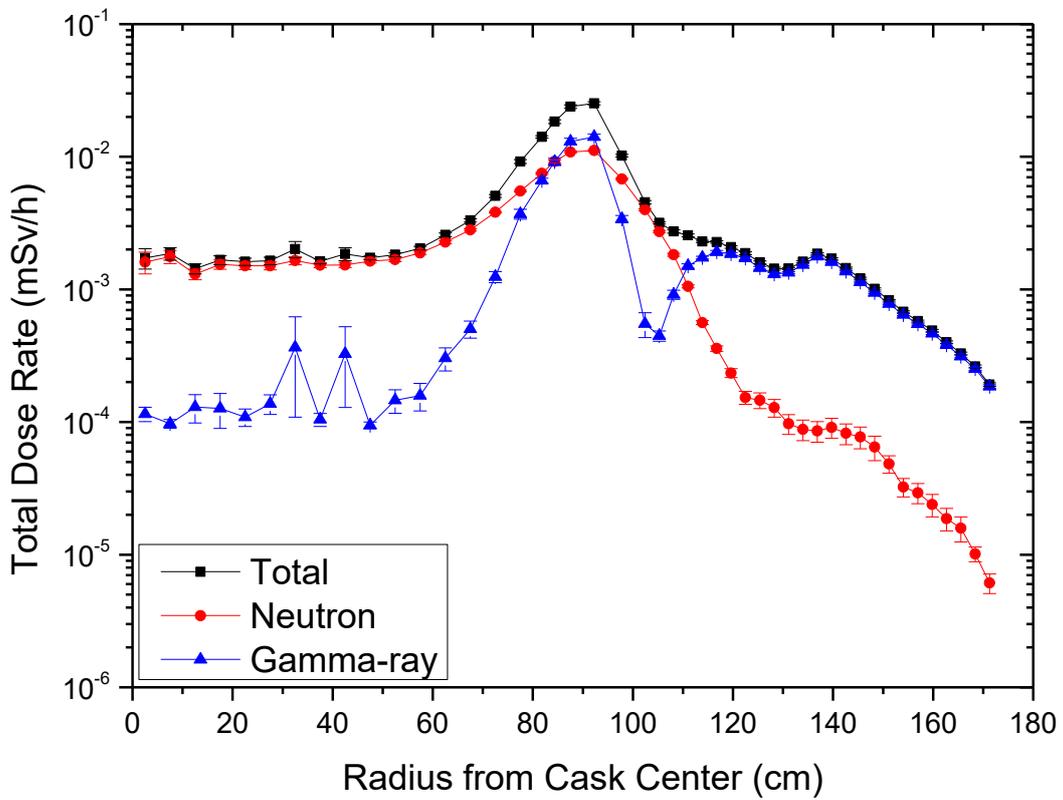


圖 5- 2、INER-HPS 護箱頂部表面劑量率分布

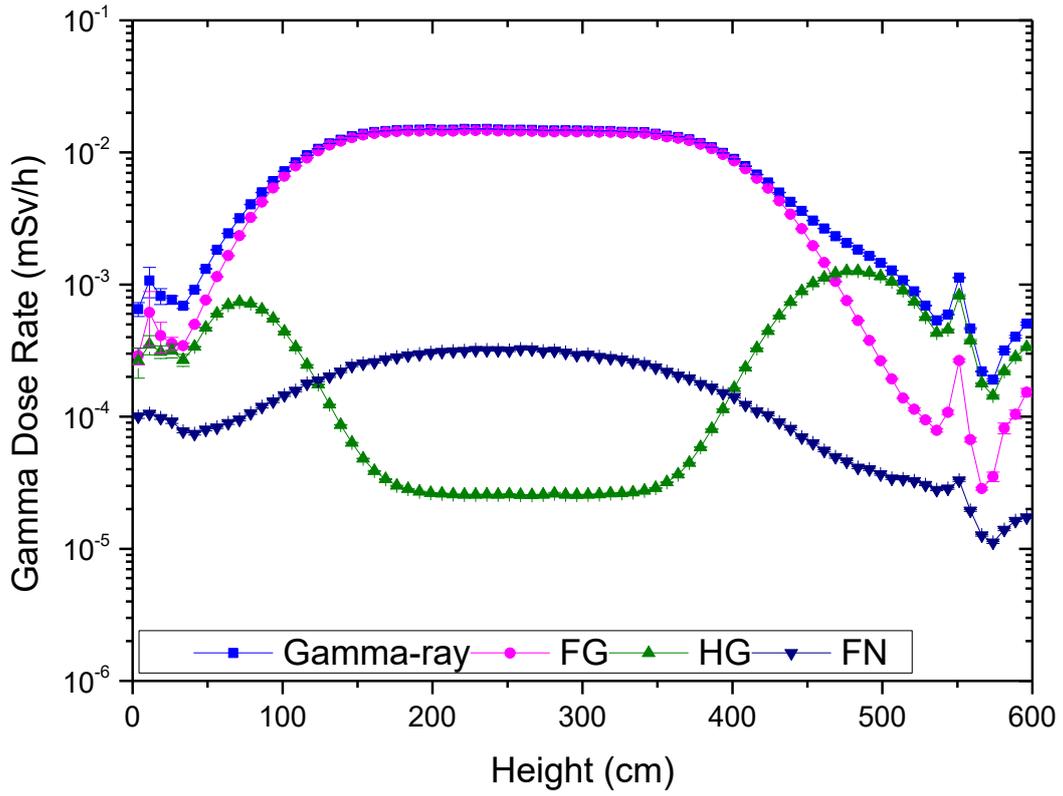


圖 5- 3、INER-HPS 護箱側邊表面劑量率加馬射源貢獻

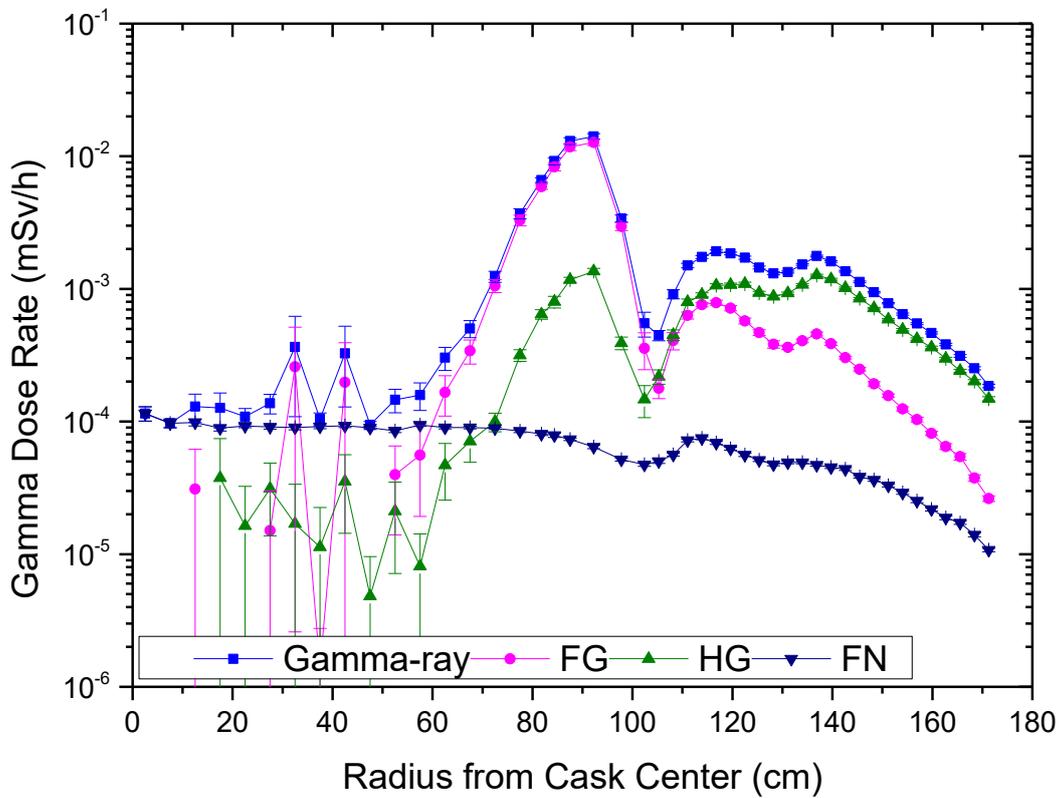


圖 5- 4、INER-HPS 護箱頂部表面劑量率加馬射源貢獻

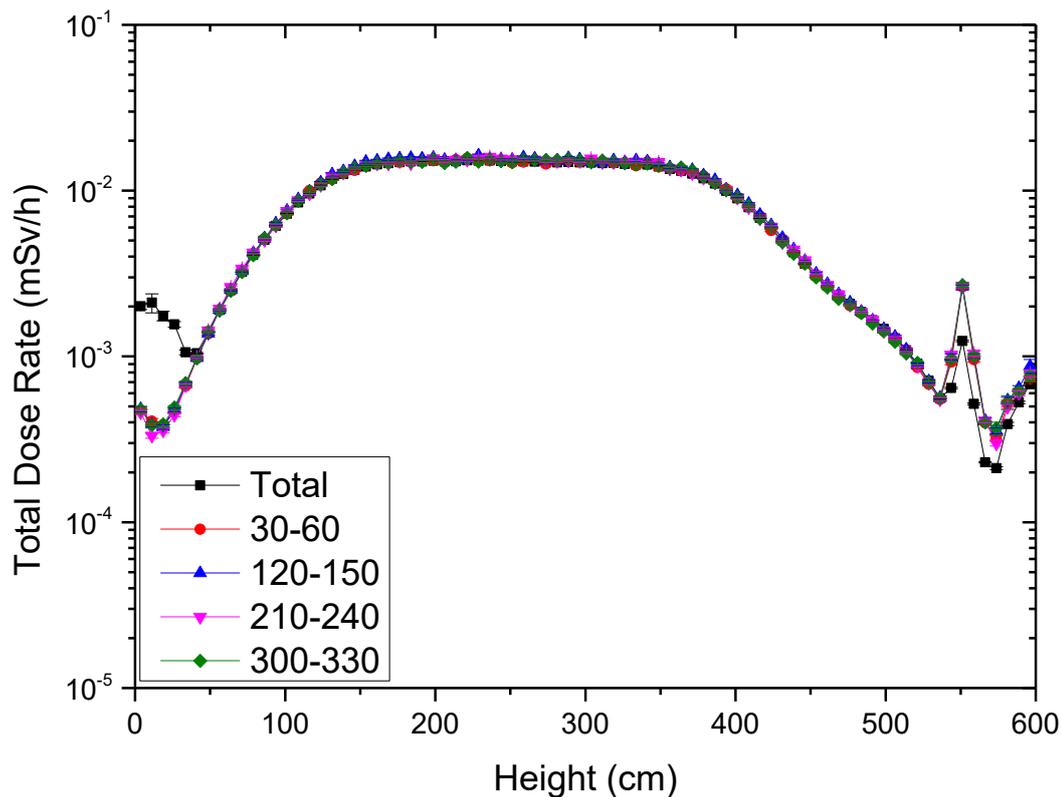


圖 5-5、INER-HPS 護箱側邊表面劑量率@出氣通道(上方)角度(45 度)

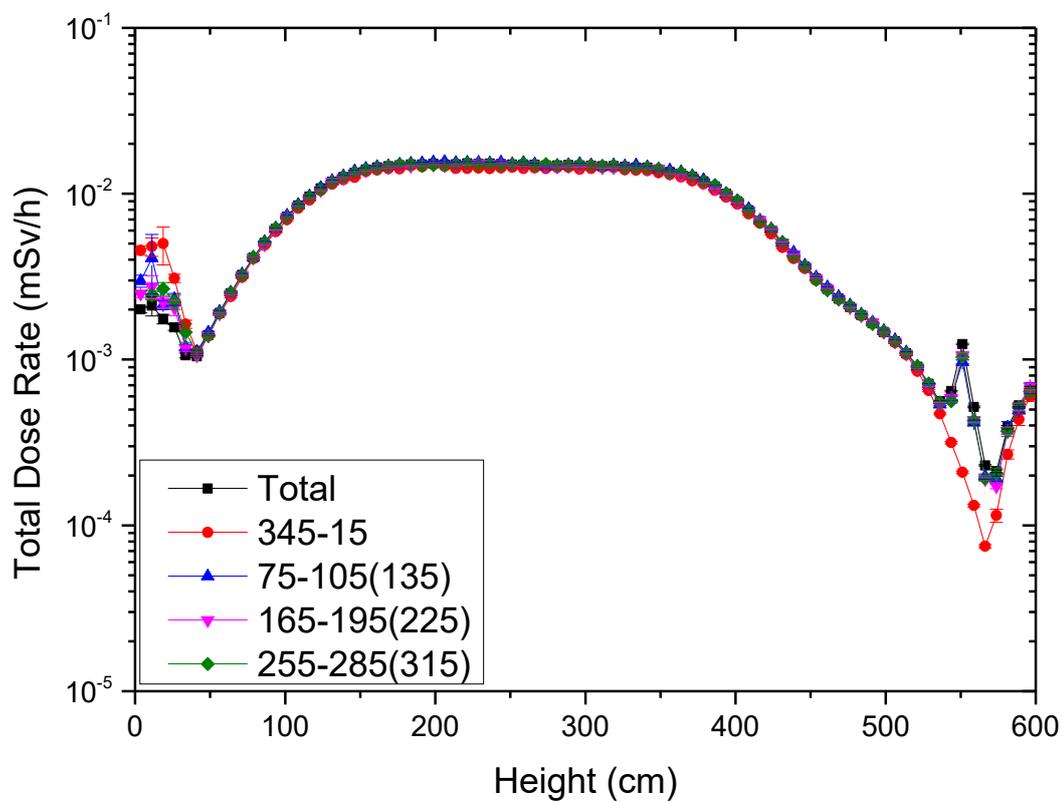


圖 5-6、INER-HPS 護箱側邊表面劑量率@進氣通道(下方)角度(90 度)(計分錯誤)

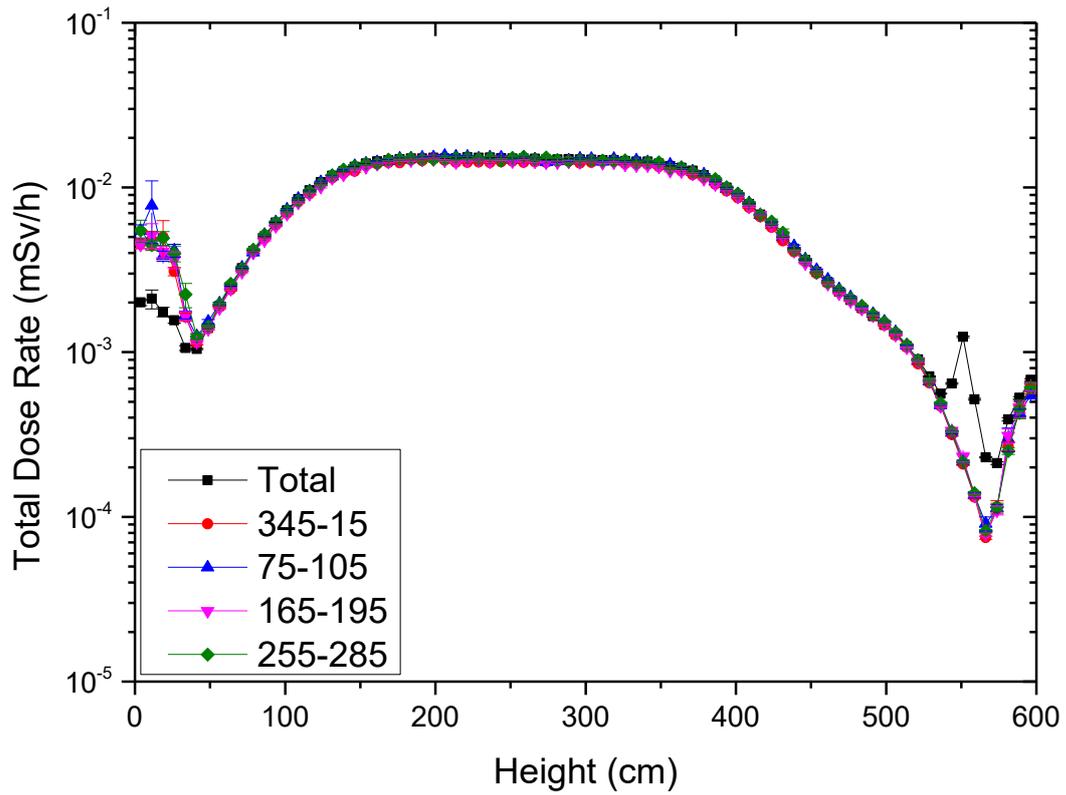


圖 5-7、INER-HPS 護箱側邊表面劑量率@進氣通道(下方)角度(90 度)

5.2 INER-HPS(AOS)護箱屏蔽分析案例

INER-HPS(AOS)護箱屏蔽分析案例，我們考慮 INER-HPS(AOS)護箱系統裝載 TSC01 選定之 56 束用過核子燃料束，進行 INER-HPS(AOS)護箱表面劑量率分布探討。以 4.1 節建立之 INER-HPS 屏蔽分析模型，裝載 TSC01 選定之 56 束用過核子燃料束源項(表 4-3)。

本節計算皆以個人桌上型電腦 Windows 11 作業系統搭載 4.30 GHz AMD Ryzen 9 9950X CPU 和 128 GB RAM 進行分析，案例含有三種射源項：燃料中子(Fuel Neutron, FN)、燃料光子(Fuel Gamma, FG)和結構光子(Hardware Gamma, HG)。以 SCALE/MAVRIC 程式，應用 FW-CADIS 理論，結合決定論法(S_N)和蒙地卡羅法(MC)進行護箱屏蔽分析計算。決定論法程式劃分 316,848 ($84 \times 82 \times 46$)個格點，同於 5.1 節 INER-HPS 分析案例的設定，將伴隨射源設定於護箱模型的上方與四周周圍區域(目的是迫使護箱內部的輻射粒子有效地遷移至護箱外部)，應用 28N19G 分群截面進行 2 次快速地決定論法計算，以燃料中子(需同時考慮中子和光子兩種粒子)為例整體耗時約 12 min，燃料光子與結構光子個別整體耗時約 3 min。後續蒙地卡羅程式參照前述決定論法程式建構的權重射源與重要性地圖，應用連續能量粒子截面進行約 12 h 的蒙地卡羅模擬，進行護箱周遭表面劑量分析。簡易比較 5.2 節與 5.1 節兩者案例執行電腦效能差異，Ryzen 9 9950X CPU 約為 Intel i9-10900K CPU 之兩倍優化。

為進行護箱表面劑量率分布探討，設計以格點計分(Mesh Tally)，採總徑跡長計量方法(Total Track Length Estimator)來定出總粒子通量率，再乘以給定之劑量轉換因子轉成周圍等效劑量。在此，本研究選擇以 ICRP-74 號報告提供的周圍等效劑量轉換因子(Ambient Dose Equivalent) $H^*(10)$ 作為計分(Tally)的響應函數值。格點計分定義在護箱側邊和頂部表面 1 cm 處，側邊格點計分將每個高度的各方位角作平均，而頂部格點計分將每個半徑的各方位角作平均。為了探討進、出氣

通道對於劑量率的影響，亦設定了護箱側邊進氣通道(下方)位置角度 90 度和出氣通道(上方)位置角度 45 度的格點計分。也另外設置了兩個區域計分(Region Tally)，針對護箱表面側邊和頂部的平均劑量率作紀錄。

圖 5- 8 為 INER-HPS(AOS)護箱側邊表面劑量率分布，橫軸為護箱高度由 0 至 615 cm 處，縱軸為護箱側邊表面劑量率分布，單位為 mSv/h。同於圖 5- 1 仍以加馬射線(藍線)劑量率為主要貢獻。受護箱有外加屏蔽設置的影響，有效燃料區域劑量率與圖 5- 1 相比衰減為 $1/100$ ($\sim 10^{-4}$ mSv/h)，進出氣通道外劑量率因不受增加屏蔽厚度的直接影響，僅略為減少，而成為側邊劑量率的最大值區域，為工作人員主要劑量限度來源。

圖 5- 9 為 INER-HPS(AOS)護箱頂部表面劑量率分布，橫軸為護箱+AOS 合計半徑由內而外為 0 至 215 cm(實際 INER-HPS 護箱模型半徑為 172.72 cm，AOS 頂部厚度為 30 cm，可參閱圖 4- 5)，圖 5- 9 縱軸為護箱頂部表面劑量率分布，單位為 mSv/h。受外加屏蔽影響，原以密封鋼筒跟混凝土外殼中間的空氣夾層為劑量最大處，劑量率衰減約 2 個數量級，其餘密封鋼筒跟混凝土外殼區域衰減約 1 個數量級。

圖 5- 10 為 INER-HPS(AOS)護箱側邊表面劑量率加馬射源貢獻，有效燃料區域劑量率分布特性同於圖 5- 3，以燃料光子源項為主要貢獻。整體劑量率分布同於圖 5- 8 衰減約為 $1/100$ ，但進出氣通道不受影響成為劑量最大值區域。圖 5- 11 為 INER-HPS 護箱頂部表面劑量率加馬射源貢獻，同於圖 5- 9 空氣夾層處劑量率銳減約 2 個數量級。

圖 5- 12 為 INER-HPS(AOS)護箱側邊表面劑量率在出氣通道(上方)所在特定角度(45 度：45、135、225 及 315 度)之分布，同於圖 5- 5 之特性，發現在進氣通道處(下方)的劑量率皆小於護箱側邊平均劑量率(黑線)，但在出氣通道處(上方)的劑量率皆大於護箱平均劑量率。

圖 5-13 為 INER-HPS(AOS)護箱側邊表面劑量率進氣通道(下方)所在特定角度(90 度：0、90、180 和 270 度)之分布，同於圖 5-7 之特性，發現在進氣通道處(下方)的劑量率皆大於護箱側邊平均劑量率(黑線)，但在出氣通道(上方)的劑量率皆小於護箱側邊平均劑量率(黑線)。

表 5-2 為 INER-HPS(AOS)護箱表面區域計分結果，與表 3-1 量測數值相比，外加屏蔽頂部平均劑量率近乎相同(已逼近儀器量測低限值)；外加屏蔽側邊平均表面區域計分結果約為量測值的 0.35 倍，且此數值已屬於天然背景輻射劑量率層級，因缺乏量測實驗資訊，兩者差異原因需再有更多的探討。

表 5-2、INER-HPS(AOS) 護箱表面區域計分結果

側邊	劑量率 (mSv/h)	相對誤差 (%)	頂部	劑量率 (mSv/h)	相對誤差 (%)
中子	1.94977E-05	2.63	中子	1.15796E-05	1.28
光子	1.05209E-04	1.86	光子	3.54017E-05	1.77
加總	0.00012	1.62	加總	0.00005	1.37

總結 5.1 節與 5.2 節相關 INER-HPS 和 INER-HPS(AOS)乾貯護箱表面劑量率評估結果和 3.2 節蒐集之核一廠室外乾式貯存設施第一組護箱熱測試執行成果量測數值節錄進行比較分析，總結列表於表 5-3。本研究提供護箱表面(側邊(圖 5-1)和頂部(圖 5-2))詳盡的表面劑量率分布，由圖 5-1 和圖 5-2 對比可知，側邊表面平均劑量率會大於頂部表面平均劑量率，表 5-1 呈現相同的結果(側邊表面劑量率約為頂部表面劑量率的 2 倍)，但熱測試量測值並未符合此趨勢。由圖 5-1 和圖 5-2 中亦能發現，在護箱表面不同的位置作量測其結果差異很大，量測位置是為一個很重要的影響變因。故表 5-3 中呈列出側邊評估值對比量測值有 8 倍差異，都仍屬於可接受的比較差異範圍(數量級別)，除非能有明確的量測位置才能夠更精準地作比較。但因目前公開的量測數值，主要為熱測試作業中為確保整

體作業符合台電程序書相關的劑量規範，僅作為確認目的，而非為了與程式評估結果作比較。

進出氣通道部分，由圖 5-1 可發現護箱下方的進氣通道外劑量率會略大於護箱上方的出氣通道外劑量率(~2 倍)，表 5-3 量測值(7.99 $\mu\text{Sv/h}$)應是在護箱底部進氣通道外作量測，而表 5-3 呈現的評估值為所有上下進出氣通道(8 個區域)的平均劑量率。量測時若是以中子偵檢儀器對護箱側邊進出氣通道位置作量測，應能發現進氣通道(下)劑量率明顯大於出氣通道(上)劑量率(~1 個數量級)，但在加馬射線劑量率分布並無此特性。此處也呈現出偵檢器選擇的重要性，而目前公開的量測數值並未說明是否為總劑量率，故難以進行輻射源的區分。本研究採用的屏蔽分析方法，將用過核子燃料的燃料中子、燃料光子和結構光子分開計算，能清楚的區分出中子和加馬射線劑量率，也可以針對各劑量區域探究主要輻射貢獻源。

考量外加屏蔽後，INER-HPS(AOS)護箱(側邊增加 35 cm 厚的混凝土，頂部增加 30 cm 厚的混凝土，側邊表面劑量率約會衰減為 1/100 (~10-4 mSv/h)，頂部表面最大值處約會衰減為 1/100 (~10-4 mSv/h)。表 5-3 量測值部分，側邊劑量率減少約 60 %，頂部劑量率減少約兩個數量級，相較對應增加的屏蔽厚度，實屬不太合理。圖 5-8 和圖 5-9 提供 INER-HPS(AOS)護箱表面劑量率分布評估結果，此時劑量率數值已屬於天然背景輻射劑量率層級，且貼近多數偵檢儀器的量測低限值，量測儀器的採用需要特別的注意。

若要將計算評估結果與實驗量測數值進行對比，此為非常具有挑戰性的研究，須在計算初始將預計採用的量測儀器(考量輻射粒子的作用機制、機率與作用粒子響應函數)、方法和位置納入評估考量，才能夠進行特定有意義的計算評估和實驗量測值比較。

表 5-3、第一組護箱熱測試劑量率量測結果與 INER-HPS 護箱和 INER-HPS(AOS)護箱表面劑量率評估結果比較

INER-HPS 護箱	量測劑量率 ($\mu\text{Sv/h}$)	本研究評估劑 量率($\mu\text{Sv/h}$)	相對誤差 (%)	比值 (評估/量測)
側邊表面平均	0.963	7.73	0.12	8.02
頂部表面平均	3.948	3.76	1.44	0.95
進出氣通道平均	7.99	2.22	0.01	0.28
INER-HPS(AOS) 護箱	量測劑量率 ($\mu\text{Sv/h}$)	本研究評估劑 量率($\mu\text{Sv/h}$)	相對誤差 (%)	比值 (評估/量測)
側邊表面平均	0.36	0.12	1.62	0.35
頂部表面平均	0.05	0.05	1.37	0.94

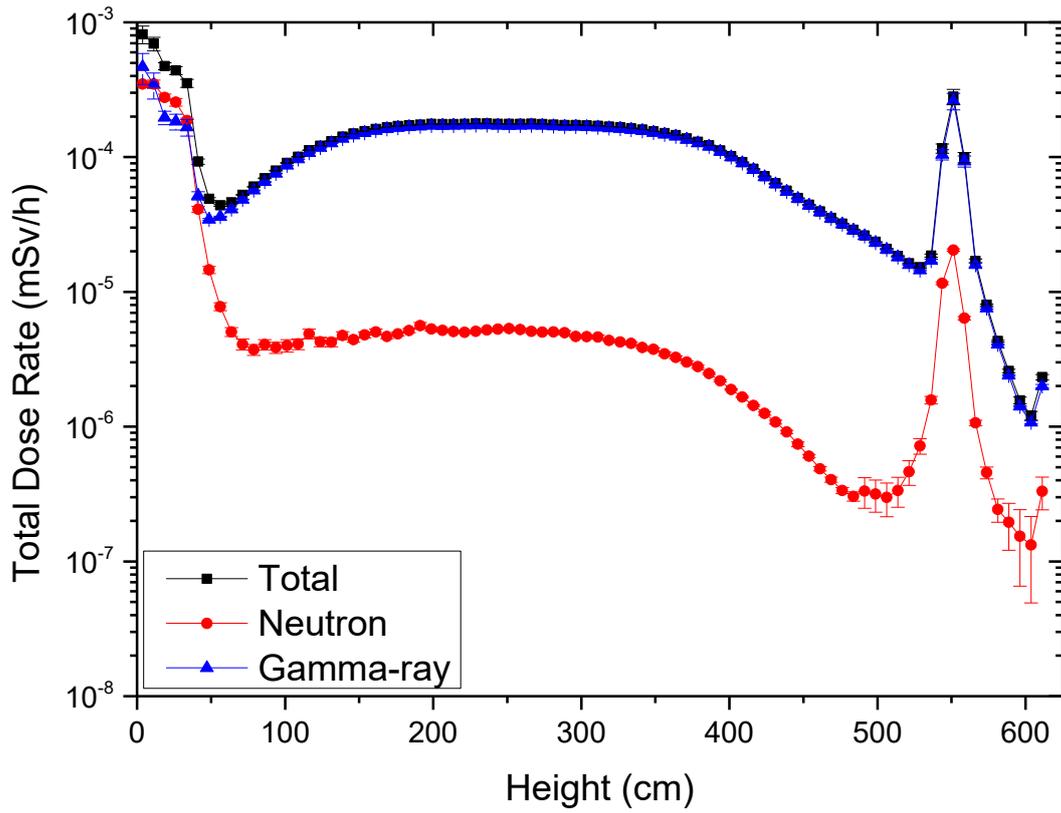


圖 5-8、INER-HPS(AOS) 護箱側邊表面劑量率分布

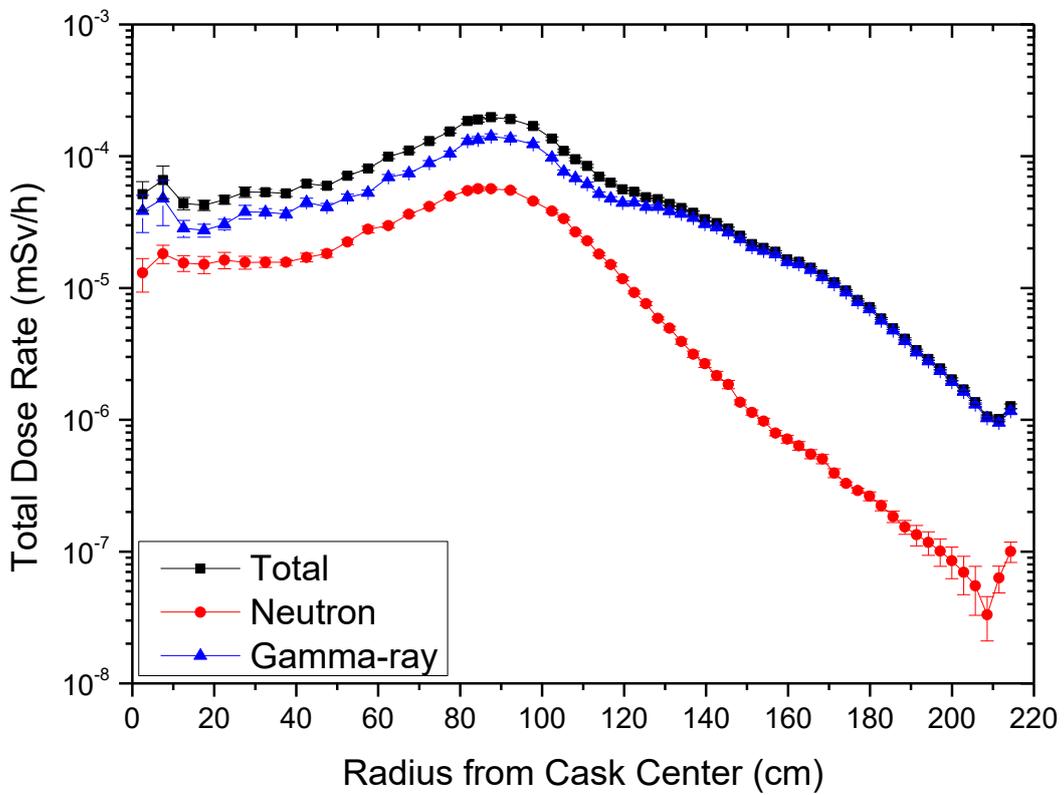


圖 5-9、INER-HPS(AOS) 護箱頂部表面劑量率分布

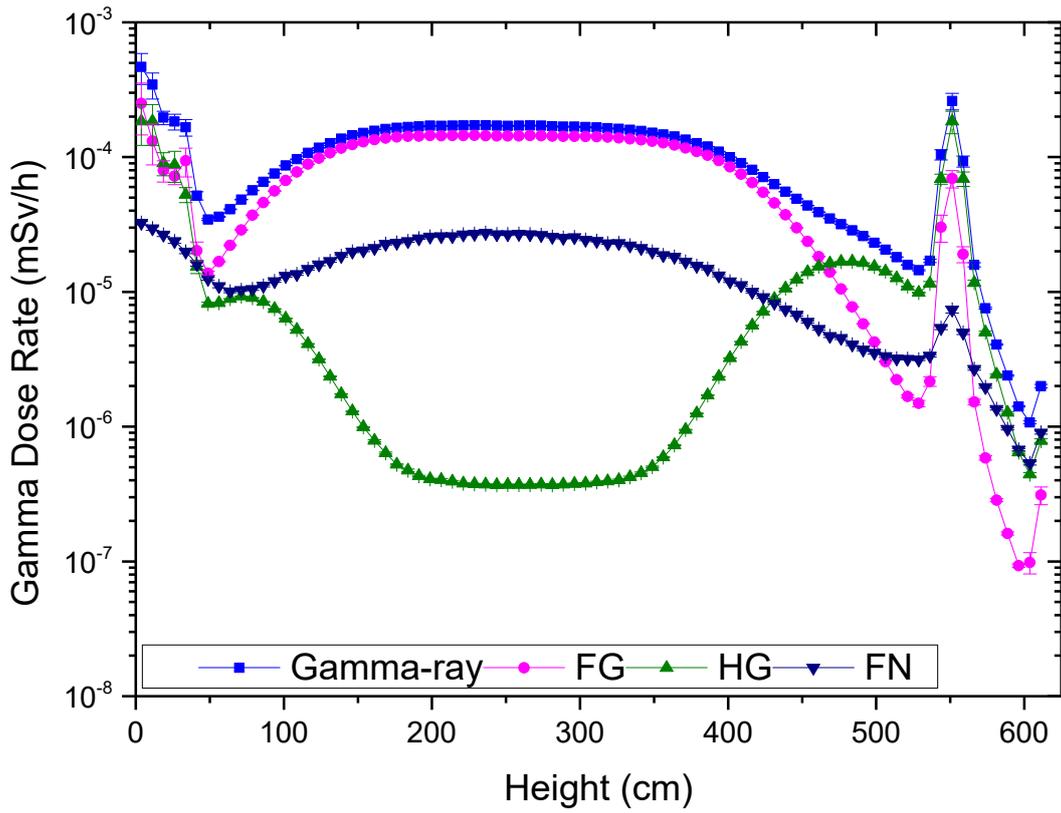


圖 5- 10、INER-HPS(AOS) 護箱側邊表面劑量率加馬射源貢獻

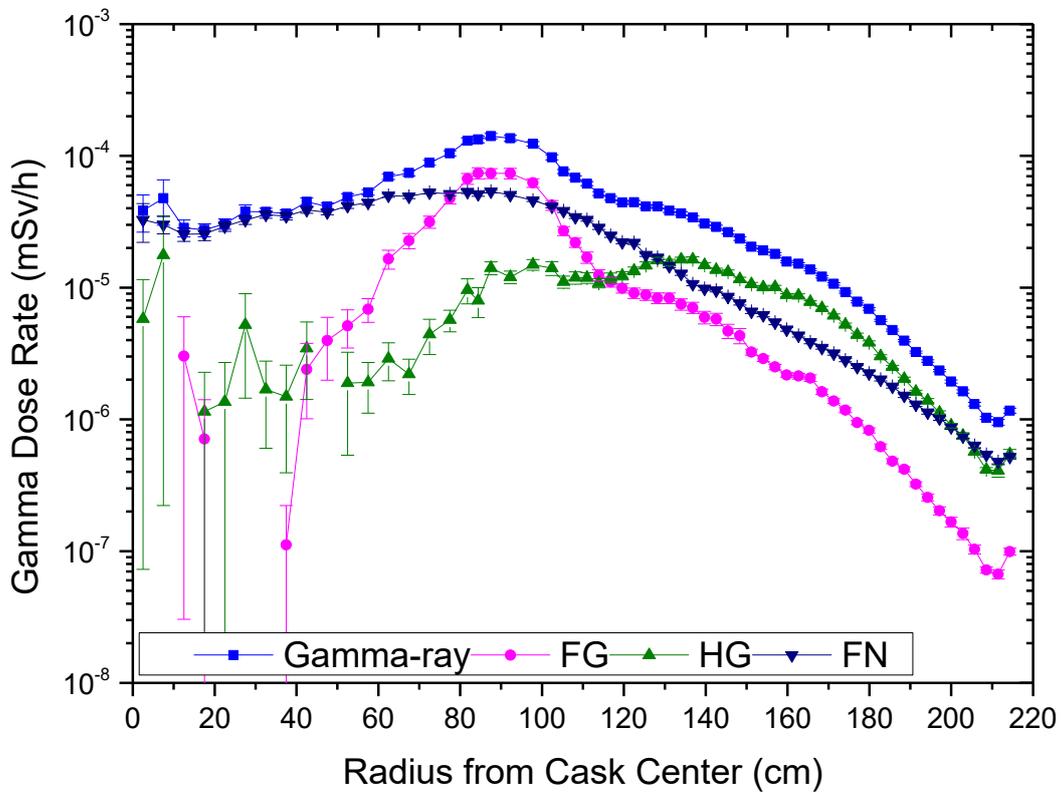


圖 5- 11、INER-HPS(AOS) 護箱頂部表面劑量率加馬射源貢獻

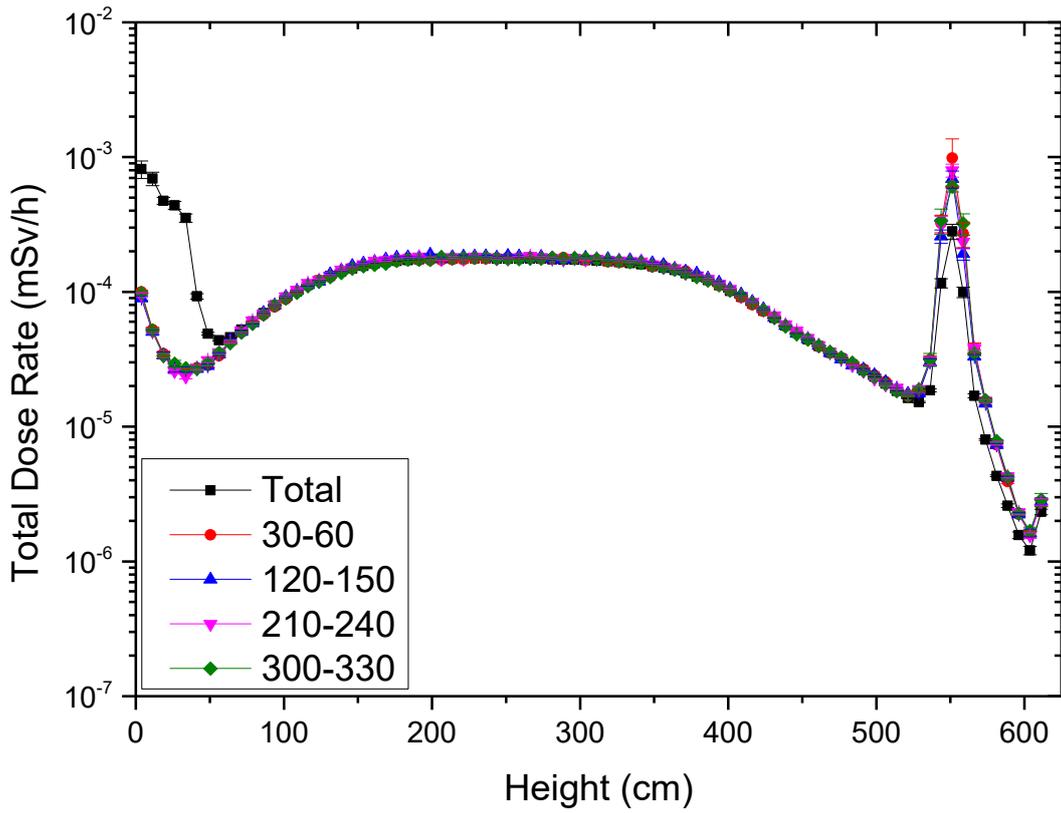


圖 5- 12、INER-HPS(AOS) 護箱側邊表面劑量率@出氣通道(上方)角度(45 度)

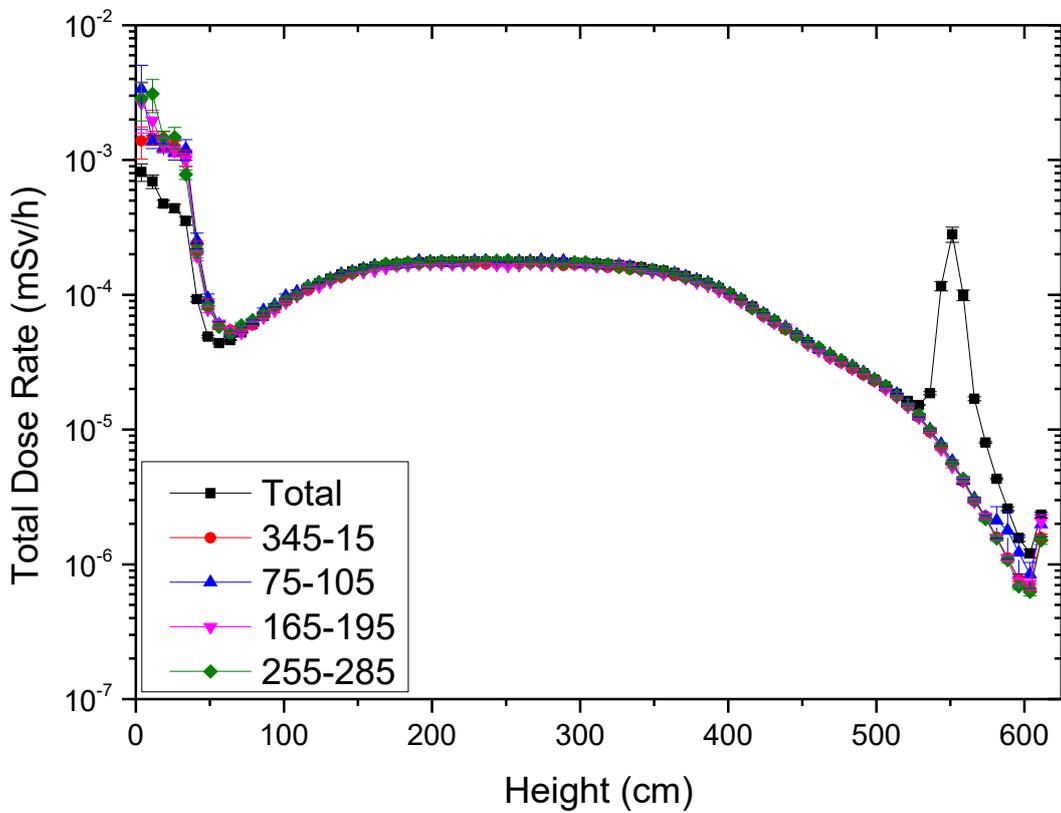


圖 5- 13、INER-HPS(AOS) 護箱側邊表面劑量率@進氣通道(下方)角度(90 度)

5.3 設施廠界劑量餘裕探討

5.1 節為 INER-HPS(TSC01)護箱屏蔽分析案例，考慮 INER-HPS 屏蔽分析模型，裝載 TSC01 選定之 56 束用過核子燃料束，進行 INER-HPS(TSC01)護箱表面劑量率分布探討。5.2 節為 INER-HPS(AOS)護箱屏蔽分析案例，考慮 INER-HPS 和外加屏蔽分析模型，裝載 TSC01 燃料束源項，進行 INER-HPS(AOS)護箱表面劑量率分布。本節將延續 5.2 節之成果，考慮 INER-HPS(AOS)護箱屏蔽分析模型，同樣裝載 TSC01 燃料束源項，評估單一乾貯系統隨距離變化之劑量率分布。

以 INER-HPS(AOS)護箱屏蔽分析模型，考慮單一 INER-HPS(AOS)護箱系統，評估其平均劑量率(高度為 0-2 m，人員所在區域)由護箱表面至護箱外約 150 m 處之分布，模型示意如圖 5-14。

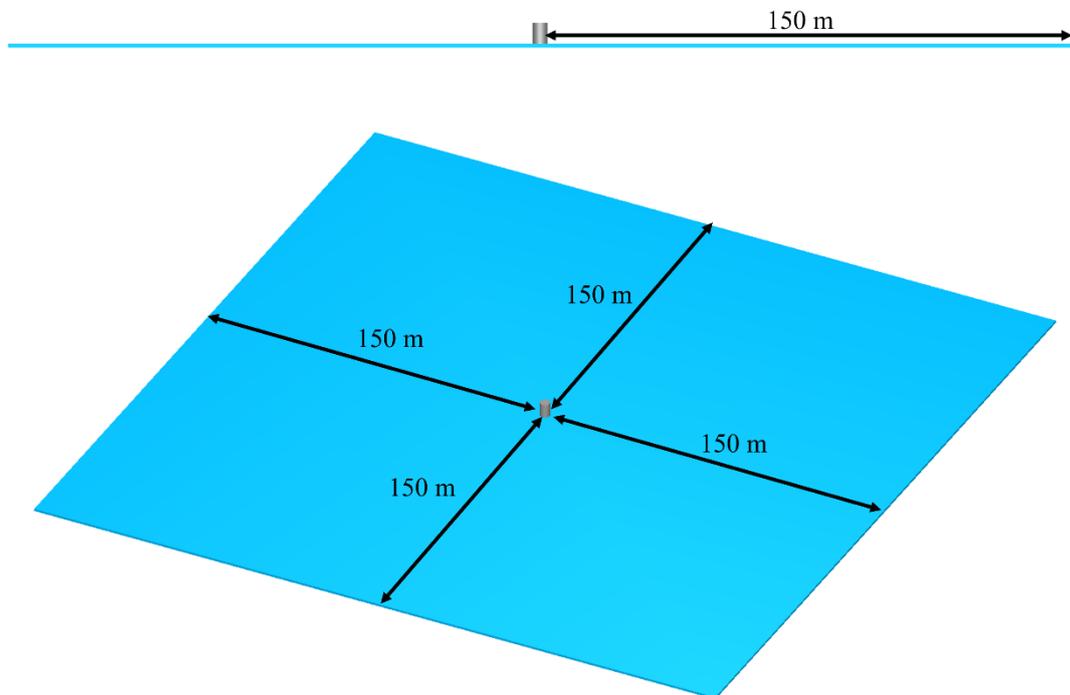


圖 5-14、INER-HPS(AOS) 護箱劑量率分布隨距離變化模型：上(側視)、下(俯視)

本節計算皆以個人桌上型電腦 Windows 11 作業系統搭載 4.30 GHz AMD Ryzen 9 9950X CPU 和 128 GB RAM 進行分析，案例含有三種射源項：燃料中子(Fuel Neutron, FN)、燃料光子(Fuel Gamma, FG)和結構光子(Hardware Gamma, HG)。以 SCALE/MAVRIC 程式，應用 FW-CADIS 理論，結合決定論法(S_N)和蒙地卡羅法(MC)進行護箱屏蔽分析計算。決定論法程式劃分 926,640 (132×130×54)個格點，將伴隨射源設定於護箱模型四周周圍區域直至廠邊界(目的是迫使護箱內部的輻射粒子有效地遷移至護箱外部並向外移動至廠邊界)，應用 28N19G 分群截面進行 2 次快速地決定論法計算，以燃料中子(需同時考慮中子和光子兩種粒子)為例整體耗時約 35 min，燃料光子與結構光子個別整體耗時約 12 min。後續蒙地卡羅程式參照前述決定論法程式建構的權重射源與重要性地圖，應用連續能量粒子截面進行約 50 h 的蒙地卡羅模擬，進行護箱周遭(~150 m)輻射場(Z=0-2 m)特性分析。

圖 5-15 為 INER-HPS(AOS)護箱周遭輻射場總劑量(中子(紅線)+加馬射線(藍線))率隨距離變化。橫軸為離護箱表面之距離由 0 至 125 m 處，縱軸為護箱在高度 0-2 m 範圍內之劑量率分布，單位為 mSv/h。INER-HPS(AOS)護箱表面劑量率最大值為 2.22×10^{-4} mSv/h，劑量率分布隨距離越遠成指數衰減，在距護箱表面 125 m 處時，其劑量率低於 10^{-7} mSv/h。圖 5-15 呈現 INER-HPS(AOS)護箱周遭輻射場總劑量率隨距離變化，以加馬射線為主要貢獻。在護箱表面其中子和光子劑量率占比約為 35：65，至距離護箱 125 m 處占比約為 20：80。圖 5-16 為 INER-HPS(AOS)護箱周遭光子劑量率貢獻分布隨距離變化，以燃料光子(粉線)為主要貢獻，結構光子(綠線)次之，二次光子(深藍)最少，距離護箱 125 m 處其個別占比約為 60：25：15。

圖 5-17 為 INER-HPS(AOS)護箱周遭二維劑量率分布，單位為 mSv/y，中心白色點為護箱所在位置，劑量率由護箱源項處向護箱外部逐步衰減，特別是在進

氣通道(底部，90 度處)劑量率較大。圖 5-18 則為 INER-HPS(AOS)護箱周遭二維之中子和光子劑量率分布，可明顯由呈現的色塊發現，以光子為主要劑量貢獻來源。

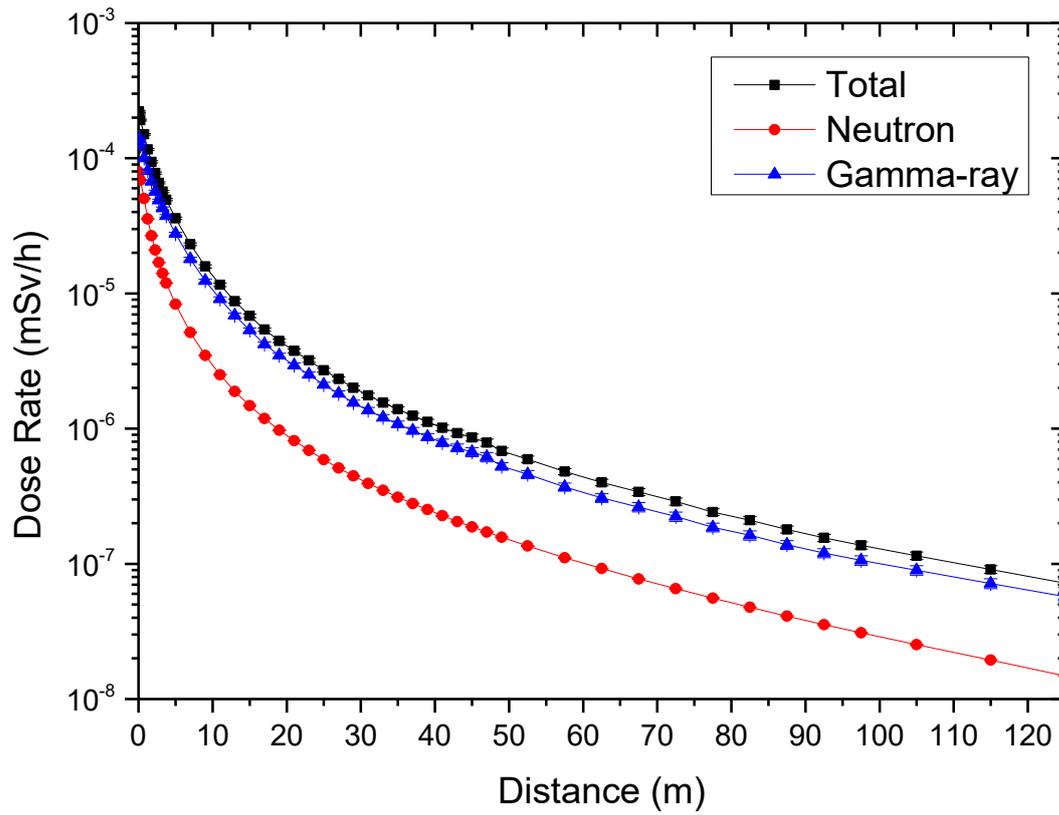


圖 5- 15、INER-HPS(AOS) 護箱周遭劑量率分布隨距離變化

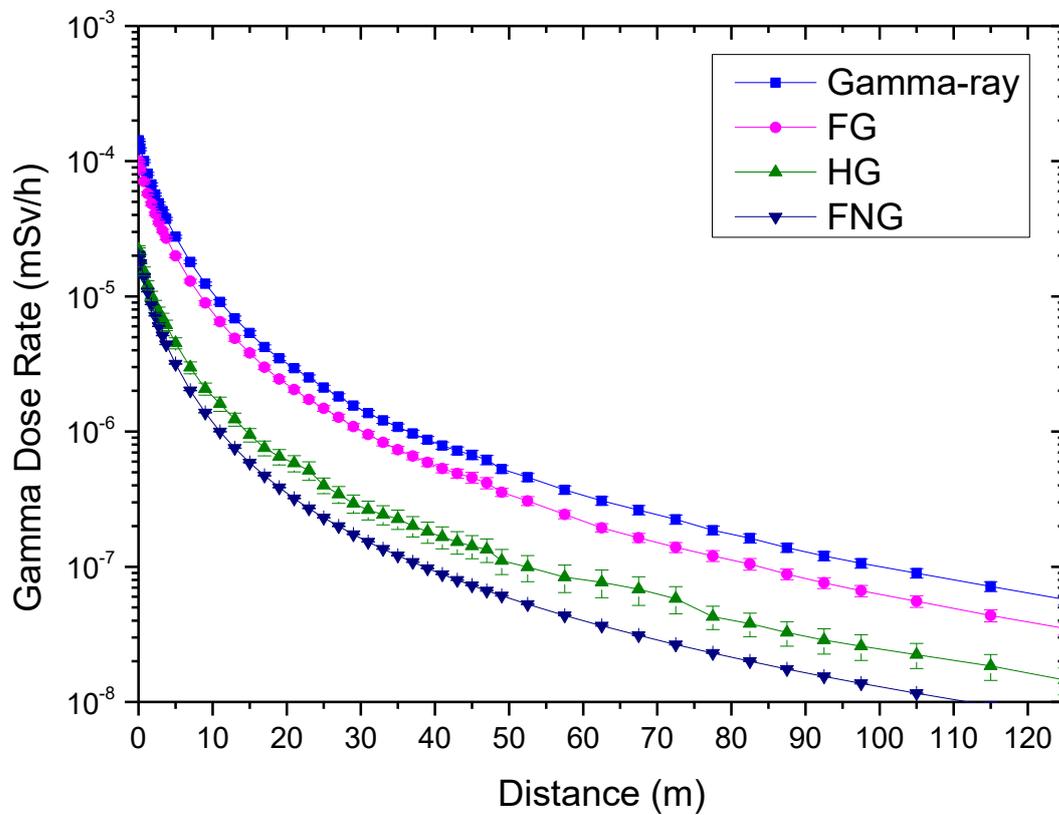


圖 5- 16、INER-HPS(AOS) 護箱周遭光子劑量率貢獻分布隨距離變化

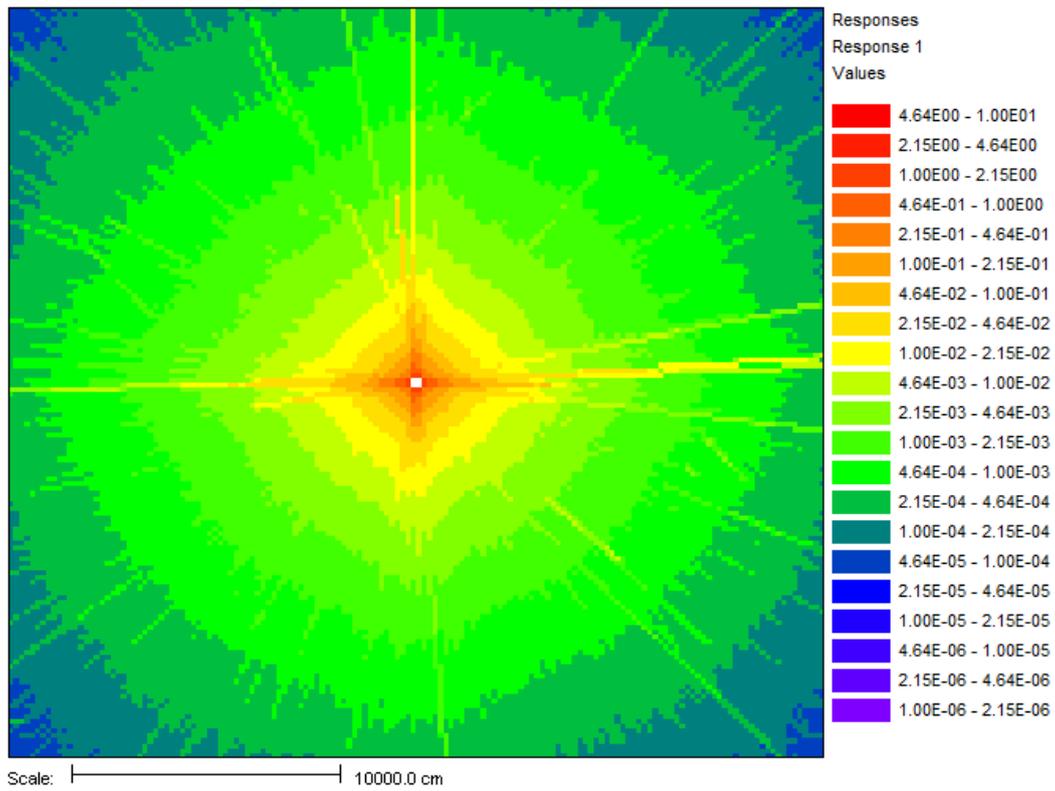


圖 5- 17、INER-HPS(AOS) 護箱周遭劑量率分布(2D)(mSv/y)

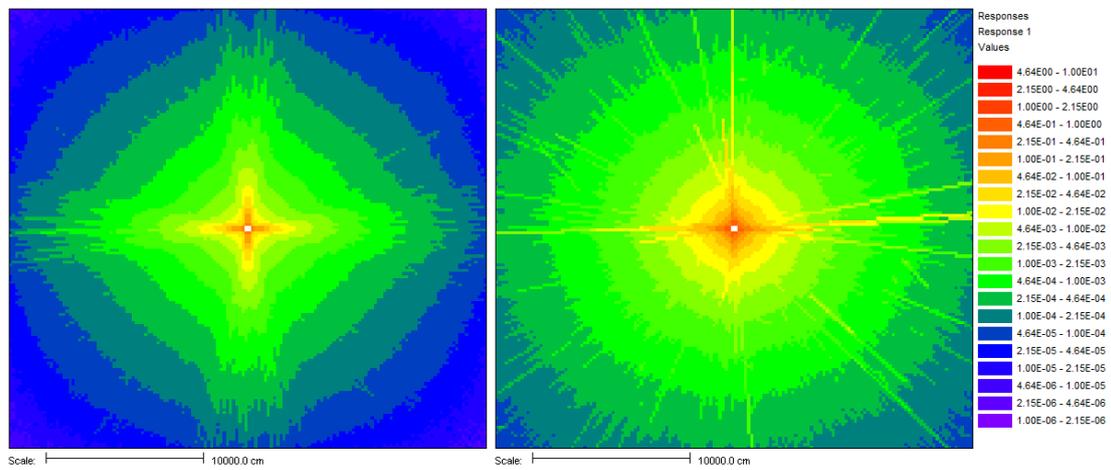


圖 5- 18、INER-HPS(AOS) 護箱周遭(左)中子(右)光子劑量率分布(2D) (mSv/y)

在此，參照單一 INER-HPS(AOS)護箱周遭輻射場屏蔽分析案例，其總劑量率隨距離變化結果(圖 5-15)，進行一個假想設施場界劑量餘裕探討，在此假設此設施放置 25 組 INER-HPS(AOS)護箱，且其皆裝載 TSC01 燃料源項。此為一假想情節，對比目前核一廠室外乾貯設施預計貯放的用過燃料源項，此情節劑量率結果相較實際情形會有所低估。

以下列出三種場界劑量餘裕探討方式：

(1) 最保守型式：

取圖 5-15 上，距離護箱 100 m 處之劑量率為代表， 1.36914×10^{-7} mSv/h，考慮 25 組系統皆位於距離場界 100 m 處，在此考慮一年為 8,760 h，其年場界劑量為 0.03 mSv。

(2) 考慮護箱距離的變化：

參考圖 1-1，可以知道每組護箱中心的間隔距離為 5.8 m，參照設施列置規劃(圖 1-2)，以圖 1-2 左側(即為核一廠的西南方向)，分 10 個護箱位置(圖 5-19 中的 1、3、5、7、9、11、14、17、20 和 23 號護箱，對應距離請參考表 5-4)進行場界劑量評估，引用圖 5-15 單一 INER-HPS(AOS)護箱周遭輻射場劑量率隨距離變化結果，考慮 10 個護箱與場界的距離，計算過程請參考表 5-4。設施總劑量率為 2.02815×10^{-6} mSv/h，其年場界劑量為 0.018 mSv。

表 5-4、考慮護箱距離變化之場界餘裕估算

護箱位置	場界距離 (m)	劑量率 (mSv/h)	護箱數目	劑量率×箱數 (mSv/h)
1	100.00	1.28871×10^{-7}	3	3.86612×10^{-7}
2	105.80	1.14830×10^{-7}	3	3.44491×10^{-7}
3	111.60	9.85895×10^{-8}	3	2.95769×10^{-7}
4	117.40	8.62322×10^{-8}	3	2.58696×10^{-7}
5	123.20	7.54237×10^{-8}	3	2.26271×10^{-7}
6	129.00	6.59699×10^{-8}	2	1.31940×10^{-7}
7	134.80	5.73588×10^{-8}	2	1.14718×10^{-7}
8	140.60	5.04688×10^{-8}	2	1.00938×10^{-7}
9	146.40	4.57469×10^{-8}	2	9.14938×10^{-8}
10	152.20	3.86100×10^{-8}	2	7.72200×10^{-8}
			總計	2.02815×10^{-6}

(3) 考慮護箱間的自屏蔽效應：

參考自 Wang et al.(2009)[27]，其文獻針對核一廠的室外乾貯設施比較了決定論法和蒙地卡羅法程式分析之結果，並對原核一廠室外乾貯設施(30 組系統)進行分群，給予考慮乾貯系統自屏蔽效應後對於場界劑量的影響。

圖 5-20 為 Wang et al.(2009)[27]文獻內原核一廠 1 期室外乾貯陣列分群，30 組護箱總共被分為 5 群，其分群標準請參閱表 5-5。而目前核一廠室外乾貯陣列(圖 1-2)，共 25 組系統，參照表 5-5 之分群標準，重新建立新的分群配置(如圖 5-21)，參考此配置方式(圖 5-21)與表 5-5 之相對貢獻進行場界劑量餘裕探討，引用圖 5-15 單一 INER-HPS(AOS)護箱周遭輻射場劑量率隨距離變化結果，計算過程請參考表 5-6。設施總劑量率為 8.68291×10^{-7} mSv/h，其年場界劑量為 0.008 mSv。

上述三種場界劑量餘裕探討，皆為評估理論方式討論，與實際電廠案例無關。方式(1)為最保守情節，考慮每組護箱皆為最近場界條件，此為最高估之型式；方

式(2)考慮了護箱隨距離變化之情形，相較方式(1)場界年劑量結果減少了約 40%，此大幅下降的劑量比例代表輻射源項隨距離越遠對分析標的影響的重要程度；方法(3)參考了文獻中針對護箱間的自屏蔽效應給予的劑量衰減建議，相較方式(1)場界年劑量結果減少了約 75%，對比方法(2)考量距離差異，此方式也展示出了乾貯箱體間自屏蔽效應的重要影響。上述的距離差異和箱體自屏蔽效應皆受乾貯設施其陣列設計所影響，且在實際案例內，與標的物距離的差異和乾貯箱體自屏蔽效應皆為安全分析報告在進行屏蔽分析必須考慮的要項。

參考核一廠用過核子燃料乾式貯存設施運轉執照申請案試運轉報告(圖 3-89、圖 3-90 和表 3-4)，台電公司在乾貯場旁邊設置熱發光劑量計作監測，並在熱測試作業過程量測乾貯場四周圍籬 8 個定點的光子與中子劑量率，檢視其四周圍籬輻射偵測結果發現相關數值皆符合且遠小於台電公司內部程序書要求乾式貯存場四周圍籬或乾華溪旁道路劑量率限值($5 \mu\text{Sv/h}$)，且其數值範圍皆屬於天然背景輻射劑量率層級，無法直接排除天然背景輻射與電廠內周遭設施(低放貯庫)輻射源影響，難與計算評估值作相比。

另，若參考台電核能後端營運網站-核一廠乾貯即時監測資訊(圖 5-23)，提供有設施旁乾貯北站與南站相關劑量率量測值，其呈現數值同樣屬於天然背景輻射劑量率層級，無法直接排除天然背景輻射與電廠內周遭設施(低放貯庫)輻射源影響，難與計算評估值作相比。

表 5-5、乾貯護箱分群標準

分群	分群方式	相對貢獻 (相對群組 1)
1	直接面向場邊界，前方無遮蔽	1
2	前方被一排乾貯筒遮蔽	1/9
3	前方被多排乾貯筒遮蔽	1/13
4	一側無遮蔽	1/6
5	一側受突出乾貯筒影響	1/10

表 5-6、考慮護箱間的自屏蔽效應之場界餘裕估算

護箱分群	相對貢獻	劑量率 (mSv/h)	護箱數目	劑量率×箱數 (mSv/h)
1	1.00000	1.36914×10^{-7}	3	4.10742×10^{-7}
2	1.11111×10^{-1} (1/9)	1.52127×10^{-8}	1	1.52127×10^{-8}
3	7.69231×10^{-2} (1/13)	1.05318×10^{-8}	3	3.15955×10^{-8}
4	1.66667×10^{-1} (1/6)	2.28190×10^{-8}	18	4.10742×10^{-7}
			總計	8.68291×10^{-7}

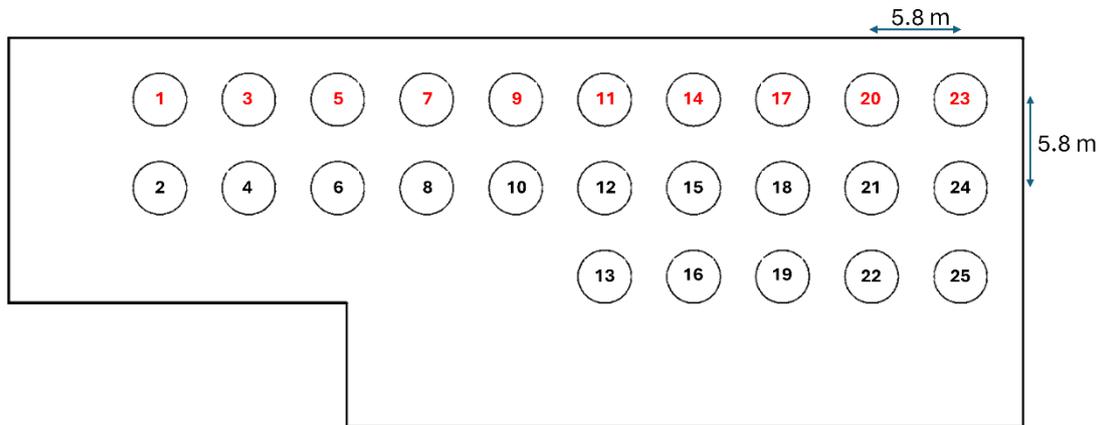


圖 5-19、方法(2)考慮護箱距離 10 個護箱位置示意圖

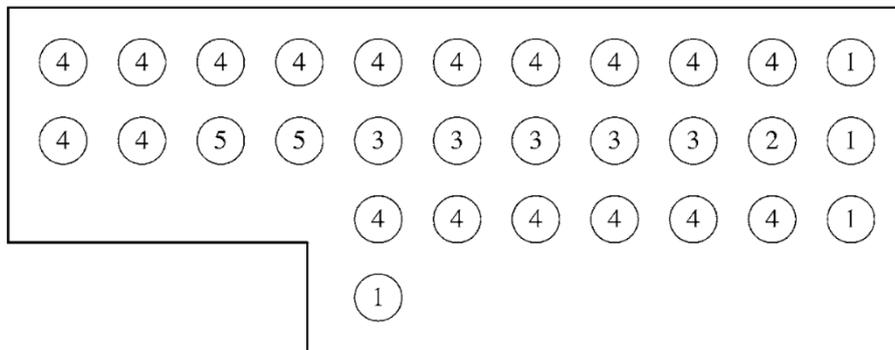


圖 5-20、原核一廠 1 期室外乾貯陣列分群(30 組)，圖右側為南方

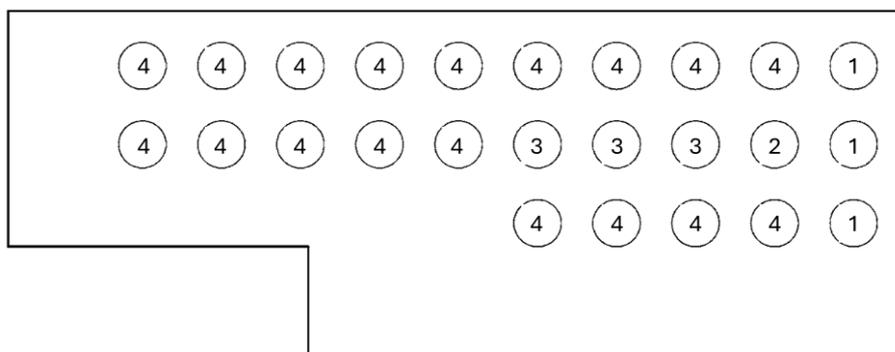


圖 5-21、核一廠 1 期室外乾貯陣列分群(25 組)，圖右側為南方

Classification	Dose Rate Contribution Relative to Group 1 Casks
Group 1	1
Group 2	1/9
Group 3	1/13
Group 4	1/6
Group 5	1/10

圖 5-22、各分群劑量率貢獻對應 Group 1 比例

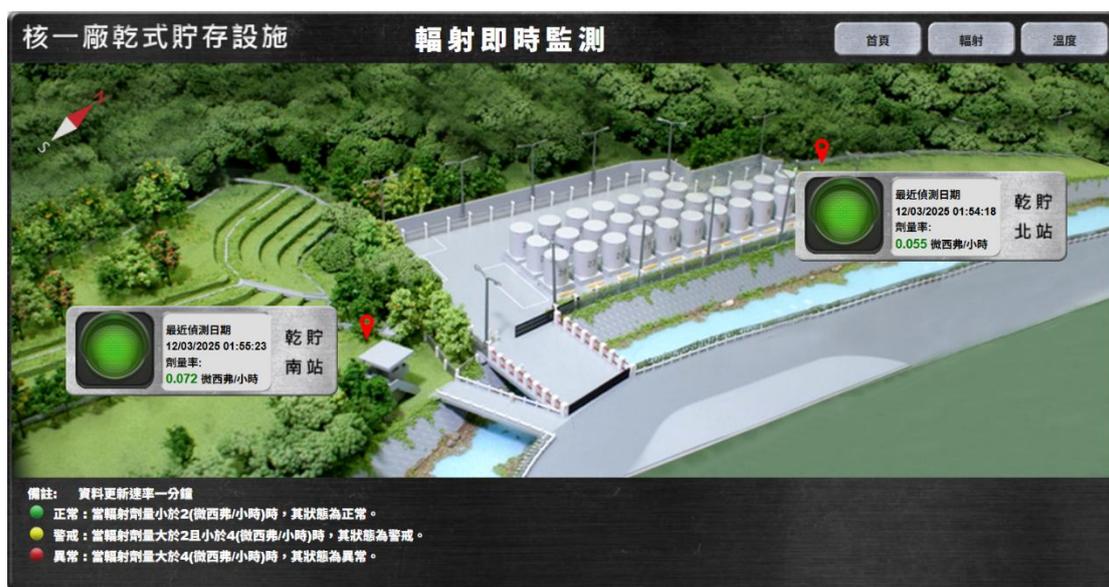


圖 5-23、核一廠乾式貯存設施輻射即時監測資訊(2025/12/03)

第六章、研提輻射屏蔽分析評估審查重點或注意事項

彙整前述各章節輻射屏蔽相關分析結果，對於乾貯設施運轉管制要點或建議事項，我們摘錄下列重點：

1. 屏蔽分析程式之適用性：NUREG-2215 審查導則提及無論在 SAR 內採用何種分析程式，均應確認申請人已對所使用之程式的適用性與合理性提出足夠的說明與佐證。對於廣泛使用、具備良好聲譽且能處理複雜問題的程式，相較於特定專屬的程式或功能受限的程式，所需要提供的程式適用性與合理性說明較少，從而減少管制機關對於 SAR 的審查負擔。
2. NUREG-2215 審查導則之審查目標：確認乾貯系統是否滿足 10 CFR 72.104 與 10 CFR 72.106 所要求的屏蔽功能。乾貯設施於正常運作及異常狀況時對最接近廠(場)界之任何人員所造成之總有效劑量，不得超過 0.25 mSv/y；位於控制區最近廠(場)界上或其外側的任何人，不得因任何設計基準事故其所接受到之有效劑量不得超過 50 mSv；貯存設施與控制區之最近廠(場)界的最小距離必須至少為 100 m。
3. 已完成熱測試實際裝載源項的評估：以 SCALE/TRITON 程式，針對 TSC01 選定之 56 束用過核子燃料束，參照其電廠運轉歷程逐一進行用過核子燃料源項評估，得到對應之衰變熱、燃料中子、燃料光子及結構光子源項，可作為後續源項分析的探討基準。
4. INER-HPS 護箱側邊表面劑量率分布，因 INER-HPS 護箱為混凝土護箱，其側邊表面總劑量率以加馬射線為主要貢獻，以有效燃料的區域為大值；INER-HPS 護箱頂部表面劑量率分布，以密封鋼筒跟混凝土外殼中間的空氣通道為劑量最大處，內部密封鋼筒上方以中子為劑量主要貢獻，外部混凝土外殼以加馬射線為劑量主要貢獻。
5. 進出氣孔角度特性：INER-HPS 護箱側邊表面劑量率在出氣通道(上方)所在特定角度(45 度：45、135、225 及 315 度)之分布，可發現在進氣通道

處(下方)的劑量率皆小於護箱側邊平均劑量率(黑線)，但在出氣通道處(上方)的劑量率皆大於護箱平均劑量率。護箱側邊平均劑量率(黑線)為考慮箱體周圍 360 度平均之劑量率結果，故考慮計分在特定角度有空氣流通之區域，其劑量率數值會大於平均劑量率。

6. INER-HPS(AOS)護箱側邊表面劑量率分布，同 INER-HPS 護箱仍以加馬射線為主要貢獻。因有外加屏蔽，有效燃料區域劑量率衰減約 1/100($\sim 10^{-4}$ mSv/h)，進出氣通道外劑量率因不受增加屏蔽厚度的直接影響，僅略為減少，而成為側邊劑量率的最大值區域，為工作人員主要劑量限度來源；INER-HPS 護箱頂部表面劑量率分布，受外加屏蔽影響，原密封鋼筒跟混凝土外殼中間的空氣夾層劑量衰減約 2 個數量級，整體分布較平緩。
7. 以 MAVRIC 程式建立護箱屏蔽模型，考慮裝載 TSC01 之 56 束燃料源項，完成護箱(INER-HPS 和 INER-HPS(AOS))周遭輻射場特性分析和熱測量測值相比：由 INER-HPS 護箱表面劑量率分布評估結果可知在護箱表面不同位置作量測其結果差異很大，量測位置是為一個很重要的影響變因。故表 5-3 中呈列出側邊評估值對比量測值有 8 倍差異，都仍屬於可接受的比較差異範圍(數量級別)。INER-HPS(AOS)護箱表面劑量率分布評估結果，劑量率數值已屬於天然背景輻射劑量率層級，且貼近多數偵檢儀器的量測低限值，量測儀器的採用需要特別的注意。若要將計算評估結果與實驗量測數值進行對比，此為非常具有挑戰性的研究，須在計算初始將預計採用的量測儀器、方法和位置納入評估考量，才能夠進行特定有意義的計算評估和實驗量測值比較。
8. INER-HPS(AOS)護箱周遭輻射場隨距離變化，以加馬射線為主要貢獻(場界占比 65%，以燃料光子為主要源項)，劑量率分布隨距離越遠成指數衰減，在距護箱表面 125 m 處時，其劑量率低於 10^{-7} mSv/h。

9. 提出三種場界劑量餘裕探討：方式(1)為最保守情節，考慮每組護箱皆為最近場界條件，最高估之型式；方式(2)考慮了護箱隨距離變化之情形，相較方式(1)場界年劑量結果減少了約 40%，此大幅下降的劑量比例代表輻射源項隨距離越遠對分析標的影響的重要程度；方法(3)參考了文獻中針對護箱間的自屏蔽效應給予的劑量衰減建議，相較方式(1)場界年劑量結果減少了約 75%，對比方法(2)考量距離差異，此方式也展示出了乾貯箱體間自屏蔽效應的重要影響。在實際案例內，與標的物距離的差異和乾貯箱體自屏蔽效應皆為安全分析報告在進行屏蔽分析必須考慮的要項。

第七章、結論

我國核一廠室外乾貯自民國 97 年取得執照後，因為水土保持計畫相關議題直至 113 年方由新北市政府核准，至此台電公司方有機會著手進行熱測試整備工作。源項配置報告顯示待貯燃料歷經 13 年的溼式貯存，各護箱配置之燃料熱源已有明顯改變，其最小熱源已由原先規劃的 3.8 kW 降低至 3.2 kW，整體降幅約略在 15~18%之間。如此顯著的源項差異勢必對輻射防護與運轉作業造成明顯影響，管制機關遂決定以熱測試實際裝載燃料之射源項與熱負載條件再行分析以確認最新分析技術的精確性，最後將精進後的分析結果與安全分析報告模擬結果比對，並作為評估未來乾貯設施實際運轉時是否具有充分安全餘裕與妥適管制措施的判定依據。

本研究在用過核子燃料射源項評估與輻射遷移計算，我們個別採用 SCALE/TRITON 與 SCALE/MAVRIC 分析技術進行探討。這兩套技術應是目前絕大部分國際同儕公認所謂 STATE-OF-THE-ART 的方法。

本研究針對核一廠熱測試計畫之室外乾貯設施混凝土護箱系統建立屏蔽分析模式，同時建立了 INER-HPS 系統與 INER-HPS(AOS)系統之屏蔽分析模型，並以 TSC01 裝載之 56 束選定之用過核子燃料作為源項分析標的，針對選定之用過核子燃料，參照其電廠運轉歷程進行輻射源項分析，得出燃料中子、燃料光子、結構光子和衰變熱等資訊。

接續以 SCALE/MAVRIC 程式進行乾貯護箱輻射屏蔽分析代表案例計算，包含 INER-HPS 護箱和 INER-HPS(AOS)護箱，進行乾貯系統表面劑量率特性分布探討。並延續 INER-HPS 護箱分析案例，考慮 INER-HPS 護箱屏蔽分析模型，同樣裝載 TSC01 燃料束源項，評估單一乾貯系統隨距離變化之劑量率分布。評估其平均劑量率(高度為 0-2 m，人員所在區域)由護箱表面至護箱外約 150 m 處之分布。據此提出三種場界劑量餘裕探討：方式(1)為最保守情節(考慮每組護箱皆

為最近場界條件)；方式(2)考慮了護箱隨距離變化之情形，相較方式(1) 場界年劑量減少約 40 %，呈現輻射源項距離對分析標的影響程度；方法(3)節錄文獻對護箱自屏蔽效應的劑量衰減建議，相較方式(1)場界年劑量結果減少了約 75 %，展示出了乾貯箱體間自屏蔽效應的重要影響。

本研究首先著力完成 TSC01 之 56 束用過燃料束源項分析，以此源項進行 INER-HPS 護箱和 INER-HPS(AOS)護箱屏蔽分析案例。將前述結果與熱測試量測數值進行比對，頂部平均劑量近乎一致，側邊與進出氣通道仍需要更多的探討，但主要差異應來自分析與現場量測(儀器、位置等資訊)的不一致!

本報告第六章統整子項一的研究成果，目前臚列 9 點審查要點供管制機關作為未來乾貯設施熱測試審查作業需求之參考。

參考文獻

- 1 台灣電力股份有限公司，“核一廠用過燃料乾式貯存安全分析報告，”民國 97 年。
- 2 國家原子能科技研究院，“核一廠用過核子燃料乾式貯存護箱燃料束配置報告，” ISFSI-04-REP-07001-06，民國 100 年。
- 3 國家原子能科技研究院，“核一廠用過核子燃料乾式貯存護箱燃料束配置報告，” ISFSI-04-REP-07001-10，民國 113 年。
- 4 U.S. NRC, “ LIGHT-WATER REACTOR INSPECTION PROGRAM-OPERATIONS PHASE ,” IMC 2515.
- 5 U.S. NRC, “DECOMMISSIONING POWER REACTOR INSPECTION,” IMC 2561.
- 6 U.S. NRC, “Inspection Storage of Spent Reactor Fuel & GTCC,” IMC 2690.
- 7 U.S. NRC, “Technical Basis for the Independent Spent Fuel Storage Installation Inspection,” IMC 2691.
- 8 U.S. NRC, “Consolidated Decommissioning Guidance,” NUREG 1757.
- 9 <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/insp-manual/inspection-procedure/index.html>
- 10 U.S. NRC “Computational Fluid Dynamics Best Practice Guidelines for Dry Cask Applications: Final Report,” NUREG-2152, 2013.
- 11 核能安全委員會，核電廠用過核子燃料池貯存表，2025 (Available: <https://www.nusc.gov.tw/u/v/411>)
- 12 U. S. NRC, “FINAL SAFETY EVALUATION REPORT NAC INTERNATIONAL NAC-UMS® STORAGE SYSTEM DOCKET,” NO. 72-1015 AMENDMENT NO. 8, Sep. 2021.

- 13 許榮鈞、曾永信和賴柏辰等人，「113 年壓水式反應器用過核子燃料乾貯護箱之輻射屏蔽與熱流分析技術建立及案例研析期末報告」，113 年 12 月。
- 14 許榮鈞、曾永信和賴柏辰等人，「112 年受損燃料裝罐後對乾貯護箱之熱流與屏蔽分析技術建立與特性研析期末報告」，112 年 12 月。
- 15 許榮鈞、曾永信等人，「111 年用過核子燃料乾貯護箱內輻射場分布及殘餘水對燃料護套影響研析」，111 年 12 月。
- 16 W. A. Wieselquist, R. A. Lefebvre, Eds., "SCALE 6.3.2 User Manual," ORNL/TM-2024/3386, UT-Battelle, Oak Ridge National Laboratory (2024).
- 17 S. Skutnik and B. Hiscox, "ORIGEN Reactor Libraries Generation with TRITON Tutorial," SCALE Users' Group Workshop 2022, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN (2022).
- 18 J. C. Wagner and A. Haghghat, "Automated Variance Reduction of Monte Carlo Shielding Calculations Using the Discrete Ordinates Adjoint Function," Nuclear Science and Engineering, vol. 128, pp. 186-208 (1998).
- 19 A. Haghghat and J. C. Wagner, "Monte Carlo variance reduction with deterministic importance functions," Progress in Nuclear Energy, vol. 42, no. 1, pp. 25-53 (2003).
- 20 EPRI, "High Burnup Dry Storage Cask Research and Development Project" , 2014
- 21 D. Kook, J. Choi, J. Kim, Y. Kim, "Review of spent fuel integrity evaluation for dry storage" , Nuclear Engineering and Technology, Vol. 45, pp. 115-124 (2013).
- 22 Tsuey-Lin Tsai, Yi-Fu Chiou and Shih-Chin Tsai, "Overview of the Nuclear Fuel Cycle Strategies and the Spent Nuclear Fuel Management Technologies in Taiwan" , 2020
- 23 A. Newman, "Managing the Back-end of the Nuclear Fuel Cycle: Lessons for New and Emerging Nuclear Power Users From the United States, South Korea and

Taiwan” JNFCWT Vol.19 No.4 pp.435-446, December 2021.
(<https://doi.org/10.7733/jnfcwt.2021.036>)

- 24 台灣電力公司，“核一廠室外乾式貯存設施第一組護箱熱測試執行成果及運轉執照申請規劃”，2024。
- 25 U. S. NRC, “Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems and Facilities,” NUREG-2215, 2020
- 26 台灣電力公司，核能後端營運，2025 (Available: <https://service.taipower.com.tw/nbmi/>)
- 27 J. N. Wang, C. H. Lu, K. W. Lee, U. T. Lin & S. H. Jiang, “Study of the Site Dose Rate for the ISFSI Facility with Monte Carlo and Deterministic Methods,” Nuclear Technology, 168:1, 101-107, DOI: 10.13182/NT09-A9107
- 28 蔡博丞，“用過核子燃料源項資料庫的建立與探索”，國立清華大學核子工程與科學研究所碩士論文，2025
- 29 台灣電力公司，“核一廠用過核子燃料乾式貯存設施運轉執照申請案試運轉報告，” 114年1月。

核能安全委會
委託研究計畫研究報告

114 年用過核子燃料乾貯護箱熱測試後之輻射屏

蔽與熱流審驗技術精進

子項二：核一廠室外乾貯設施混凝土護箱熱流

安全餘裕分析

期末報告

委託單位：核能安全委員會

執行單位：國立清華大學

計畫主持人：曾永信

子項主持人：曾永信

計畫編號：NSC11312093L

報告日期：中華民國 114 年 12 月 11 日

114 年用過核子燃料乾貯護箱熱測試後之輻射屏蔽與熱流審驗技術精進

子項二：核一廠室外乾貯設施混凝土護箱熱流安全餘裕分析

受委託單位：國立清華大學

研究主持人：曾永信

子項主持人：曾永信

研究期程：中華民國 114 年 03 月至 114 年 12 月

研究經費：新臺幣 3,009,861 元

核能安全委員會 委託研究

中華民國 114 年 12 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)

摘要

本研究主要針對核一廠室外乾貯設施熱測試與實際貯存期間的各項作業之熱流特性進行研究，希冀藉精進後熱流分析技術提供充足的佐證資訊以協助管制機關進行設施管制。本研究係以計算流體進行 INER-HPS 護箱之熱流分析模式建立，並精進其護箱內部對流模擬之能力，在進一步搭配實際裝填燃料之熱負載與裝載允諾限值等燃料熱源項後，評估其熱流特性與各項操作的容許時間。上述分析結果除了可用於檢視廠家所提供的熱測試結果之外，亦可協助管制機關評估該設施提交之運轉程序書，以確定其運轉規劃符合我國乾貯設施之相關法規。經過本年度的研究，本子項計畫已完成分析模式建立、熱源項發展，並針對運轉執照審查作業中關切之溫度監測有效性與巡檢合適性、上蓋封鐸容許作業時間是否合適等熱流議題進行分析。其結果顯示，核一廠室外乾貯設施之熱流分析皆有充足的時間與溫度餘裕。此外，研究亦透過全場域模式進行熱流評估，並確認現有護箱阻塞偵測機制係為合適。

關鍵字：核一廠室外乾貯、INER-HPS、計算流體力學、熱測試。

ABSTRACT

This study primarily investigates the thermal characteristics of the outdoor dry storage facility at Chinshan Nuclear Power Plant (CSNPP) during hot test and various operational conditions throughout the actual storage period. The improved thermal-hydraulic analysis techniques aim to provide sufficient supporting information to assist regulatory authorities in facility operational inspection. The research establishes a simulation model using computational fluid dynamics (CFD) for the INER-HPS cask and improves its capability for simulating convection within the cask. By incorporating thermal loads from actual fuel assemblies and the thermal source limits for loading, the study evaluates the thermal flow characteristics and permissible durations.

This research completed the development of models and source terms for CSNPP outdoor dry storage thermal analysis. The thermal-hydraulic concern during operating license review, including the effectiveness of temperature monitoring and inspection suitability, and the appropriateness of the allowable operating time for cover welding are also investigated in the work. The results indicate that the heat flow analysis of the outdoor dry storage facility at the CSNPP has sufficient time and temperature margins. Furthermore, the study confirmed the suitability of the existing VCC blockage detection mechanism through a full-field model assessment.

Keywords: outdoor dry storage, CSNPP, INER-HPS, CFD, hot test.

目錄

摘要.....	i
ABSTRACT.....	ii
目錄.....	iii
圖目錄.....	v
表目錄.....	vi
第一章、前言與目的.....	1
1.1 研究背景說明.....	1
1.2 計畫研究標的.....	3
1.2.1 標的用過核子燃料特性說明.....	3
1.2.2 標的護箱與列置條件.....	5
第二章、研究方法.....	7
2.1 分析工具與技術合適性檢核.....	7
2.2 統御方程式.....	11
2.3 數值模式.....	12
2.3.1 熱輻射模式.....	12
2.3.2 紊流模式.....	14
2.3.3 自然對流模式.....	15
第三章、核一廠乾貯熱測試實際資訊蒐集與安全分析結果保守性評估規劃.....	16
3.1 核一乾貯熱測試資訊蒐集與情境研析.....	16
3.2 安全分析結果保守性評估策略與案例規劃.....	17
3.2.1 傳送護箱準備裝載之情境.....	17
3.2.2 傳送護箱準備封鐸之情境.....	17
3.2.3 全阻塞事故之情境.....	18
3.2.4 護箱正常貯存並受風場影響情境.....	18
第四章、標的護箱熱流分析模式建立.....	20
4.1 標的護箱熱流模式建立.....	20
4.1.1 傳送護箱幾何模型.....	20
4.1.2 混凝土護箱模型.....	24
4.1.3 標的護箱室外貯存模型.....	27

4.2 材料性質	29
4.2.1 固體材料.....	29
4.2.2 流體材料.....	31
4.2.3 燃料束均質化性質.....	32
4.2.4 TSC 均質化模式	34
4.3 標的燃料熱流源項建立.....	35
4.3.1 標的護箱之熱源配置.....	35
4.3.2 軸向源項配置.....	38
4.3.3 均質化 TSC 燃料熱源項	38
第五章、代表性熱流案例計算.....	40
5.1 傳送護箱準備裝載之熱流案例計算.....	40
5.2 傳送護箱準備封鋸之熱流案例計算.....	43
5.2.1 傳送護箱各案例評估之管制要點摘錄.....	44
5.3 正常貯存情境之熱流案例計算.....	48
5.4 全阻塞事故熱流案例計算.....	49
5.5 護箱貯期間受風場影響之熱流案例計算.....	54
5.5.1 核一室外乾貯全場域模型可用性與日照輻射評估.....	54
5.5.2 風場對現有台電監測計畫之影響探討.....	59
5.5.3 全阻塞事故下台電監測計畫之有效性評估.....	62
5.6 核一廠乾貯申照負載下之護箱溫度及作業餘裕研析.....	64
第六章、研提熱傳分析評估審查重點或注意事項.....	67
第七章、結論與未來工作.....	68
參考文獻.....	69

圖目錄

圖 1、核一乾貯設計基準燃料所具有之等效熱導率.....	4
圖 2、核一乾貯所使用之 INER-HPS 護箱(含外加屏蔽層).....	5
圖 3、核一乾貯於安全分析報告中之護箱列置規劃.....	6
圖 4、核一室外乾貯之熱測試護箱列置規劃.....	6
圖 5、乾貯安全分析工作之工具與人員合適性所需符合條件之位階圖	10
圖 6、DO 模式與解析解之比對.....	13
圖 7、考慮內部對流之 1/4 對稱傳送護箱模型示意圖	22
圖 8、1/4 傳送護箱模型之網格配置	23
圖 9、1/4 INER-HPS 混凝土護箱模型示意圖	25
圖 10、1/4 INER-HPS 混凝土護箱模型網格配置	26
圖 11、核一室外乾貯全廠模型.....	28
圖 12、核一室外乾貯全廠模型網格分布.....	28
圖 13、標的護箱之燃料列置示意圖(a) 安全分析與允諾裝載上限(b)實 際裝載配置(以 cask1 與 cask25 為例).....	37
圖 14、INER-HPS 之設計基準燃料軸向功率因子分布圖.....	39
圖 15、保守情境下 INER-HPS 於燃料池內之溫度分布	41
圖 16、考慮自然對流之 INER-HPS 護箱溫度分布.....	45
圖 17、考慮自然對流之 INER-HPS 護箱速度(m/s)分布	46
圖 18、考慮自然對流之 INER-HPS 混凝土護箱於全阻塞案例下之溫度 分佈.....	52
圖 19、護箱外觀於全阻塞事故下之溫度表現.....	53
圖 20、全場域模型於西南側風場下之溫度表現.....	56

表目錄

表 1、裝載作業情境與案例規劃.....	19
表 2、不銹鋼(304 及 304L)熱傳特性	29
表 3、碳鋼(A-36、A-533 及 SA-588)熱傳特性	29
表 4、鋁合金熱傳特性.....	30
表 5、燃料丸(UO ₂)熱傳特性.....	30
表 6、鋁合金(6061-T651)熱傳特性	30
表 7、氬氣熱傳性質.....	31
表 8、空氣熱傳性質.....	31
表 9、水熱傳性質.....	31
表 10、充水階段燃料束均質化等效熱傳性質.....	32
表 11、真空階段燃料束均質化等效熱傳性質.....	33
表 12、充氬階段燃料束均質化等效熱傳性質.....	33
表 13、INER-HPS 之 TSC 於充氬時之均質化等效熱傳性質	34
表 14、INER-HPS 混凝土護箱模式於全阻塞事故下之元件溫度最大值	51
表 15、核一乾貯設施各組護箱之進出氣口流量、溫度.....	57

第一章、前言與目的

1.1 研究背景說明

我國核一室外乾貯係使用由國家原子能研究院(原核能研究所，以下簡稱國原院)技轉自美國 NAC International Co.(以下簡稱 NAC)公司，並依廠址特性與裝載需求進行開發之 INER-HPS 護箱。該護箱於民國 97 年取得管制機關核發之執照後[1]，即著手進行護箱製造。台電公司更於 101 年 5 月試運轉計畫書核准後持續進行定期的冷測試作業維持裝載作業能力。然而，該廠乾貯設施因為水土保持計畫議題而未能立即展開熱測試，直至 113 年新北市政府核准其水土保持計畫後，台電公司才能在熱測試條件齊備之前提下著手進行熱測試並提出運轉執照申請。管制機關核能安全委員會(以下簡稱核安會)自 114 年 2 月 6 日受理審查台電公司核一廠用過核子燃料乾式貯存設施運轉執照申請，歷經數月就台電公司所提交的熱測試報告與修訂安全分析報告等文件進行審查，即於 114 年 5 月 1 日核發運轉執照。

台電公司於熱測試進行前亦委由國原院著手針對既有程序書與其裝載燃料之特性進行更新，使所載內容符合設施、人員資格與待貯燃料現況。整體準備工作包括國原院於進行熱測試前針對安全分析報告與計算書所進行的更新；其中針對 100 年版[2]“核一廠用過核子燃料乾式貯存護箱燃料束配置報告”所進行的修正文件[3]主要係反應待貯燃料歷經上述時間的持續冷卻，各護箱配置之燃料熱源已有明顯改變。若以安全分析報告所載設計基準(14kW)為基準，可發現核一乾貯具最小熱源之護箱為 3.2 kW，而最熱護箱亦已由 5.8 kW 降低至 4.8 kW；實際裝載的熱源可能僅有允諾裝載值的 46%~68%之間，更只有安全分析報告的 23%~38%。因此值得進一步藉由最先進的(state-of-the-art)熱流分析技術進行探討。

由熱流學理可知，在詳實考量乾貯護箱幾何形狀與熱傳途徑的前提下，安全分析報告與實際裝載情境的差異，主要源自於熱源項、環境溫度、流場狀況之保守假設。以核一乾貯設施而言，實際裝載熱源項之差異主要源自於安全分析報告所載設計基準(14kW)，小部分則是源自於作業期程延遲所造成的衰變熱降低。無論如何，分析與實際裝載的溫度差異將因為參數條件保守規劃，不致因為熱傳途徑與機制的差異而造成安全分析不保守的疑慮。

有別於熱源項與環境溫度的影響，室外乾貯在固定季風風場甚至室內乾貯之廠房進氣口與護箱擺置之相對位置，可能造成長期、特定之風場，而使其熱流特性與無風條件所完成的安全分析案例有所差別。美國核管會(U.S. NRC)對此即於NUREG-2174[4]中針對不同類型護箱受風場作用時的熱流影響進行探討，由於金屬護箱直接用護箱表面進行散熱，各種強制對流風場預期對表面對流能力將提供正面貢獻，故該報告選擇地窖式、水平模組式以及直立混凝土護箱式等乾貯系統進行外界風場影響探討，以涵蓋目前市面上常見之護箱類型。

此一研究報告雖然進一步指出，具有四個進氣口的混凝土護箱不致因為風場分布之影響而出現需進一步干預之貯存狀況，但鑑於護箱出氣口之空氣溫度可能因為外界風場與護箱在場區的列置造成交互影響，故仍值得於本研究藉由先進熱流分析技術進行探討。

是故本研究為能協助管制機關探討熱測試、實際裝載燃料與允諾裝載值差異對熱流特性之影響，除導入最新分析技術以探討熱測試作業各項資訊外，更將藉由精進後的分析技術，針對實際作業或貯存條件之熱流特性進行評估，以獲取乾貯設施實際運轉時之安全餘裕。此外，考量管制機關於核一運轉執照之審查期間，對於護箱溫度監測限值訂定的相關議題多有討論，本研究遂於計畫執行期間，以所建立之分析技術進行全場域熱流分析，以期協助提供管制機關合適之佐參資訊。

1.2 計畫研究標的

本子項計畫「核一廠室外乾貯設施混凝土護箱熱流安全餘裕分析」之計畫目標主要係透過計算流體力學 (Computational Fluid Dynamics, CFD)分析技術對本計畫選定的核一乾貯所使用護箱 INER-HPS(以下簡稱**標的護箱**)進行分析模式建立，並針對其 25 組護箱所選定之待貯燃料進行熱流特性研析。為能順利完成各項作業之預期目標，並提交審查重點或設施運轉管制要項供管制機關參考，本研究擬逐步進行以下各項工作，以達成整體計畫目的：

1. 蒐集並研析核一廠乾貯設施熱測試及國外乾貯設施運轉後熱流相關資訊。
2. 建立核一廠乾貯護箱熱流計算模型，與熱測試數據進行比對，並探討分析與實測數據間差異之原因。
3. 依據新建立之分析模式，評估核一廠乾貯安全分析報告單一護箱元件最高溫度與容許作業時間之餘裕。
4. 研提乾貯設施運轉管制要點或建議事項

1.2.1 標的用過核子燃料特性說明

我國核一廠室外乾貯設置目的主要係用於貯存兩部機組之部分用過核子燃料，故其最初裝載規劃僅由所有用過核子燃料類別：GE8x8-1、GE8x8-2、GE9B、GE12、SPC8x8 與 ATRIUM-10 六種燃料型式中挑選最大平均燃耗小於 34,000 MWD/MTU，最小冷卻時間大於 21 年之 GE8x8-1、GE8x8-2、SPC8x8 及 GE9B 四類燃料。此外，進一步檢視該設施安全分析報告[1]第 6.3 節之燃料等效熱導率比對結果(如圖 1 所示)可知，該設施所規劃裝載之四種用過核子燃料之熱流特性

相近，且可以 GE8×8-2 燃料所具有的熱流特性來加以涵蓋。故本研究即以 GE8×8-2 燃料作業本研究之標的燃料類型。

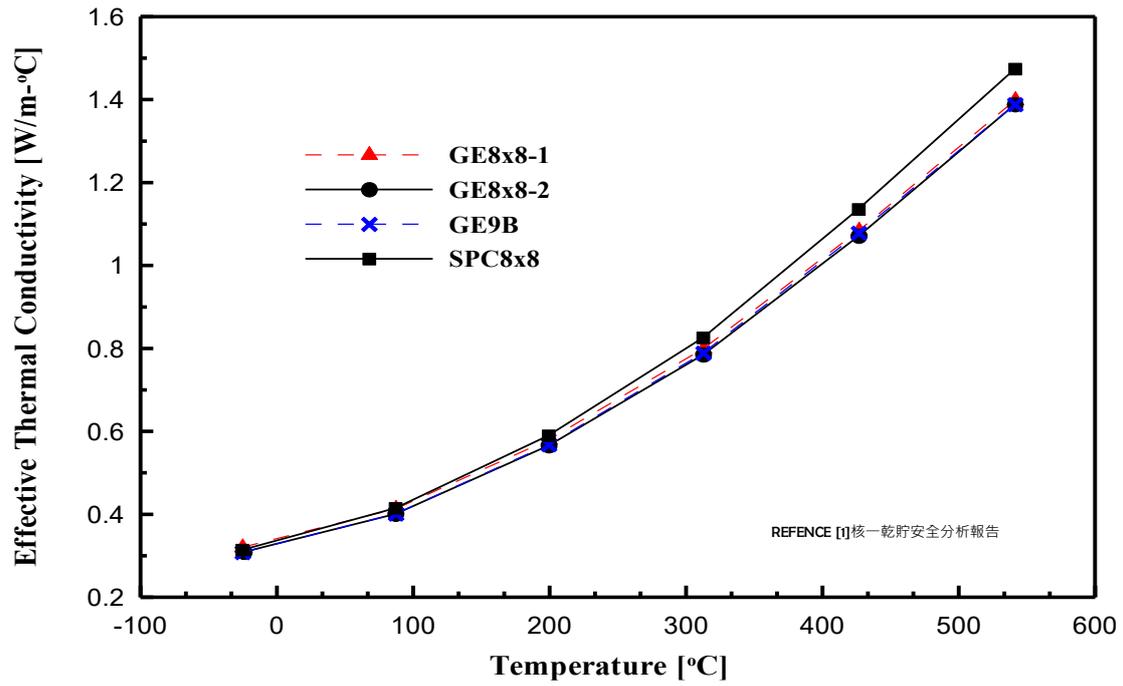


圖 1、核一乾貯設計基準燃料所具有之等效熱導率

1.2.2 標的護箱與列置條件

為能確保分析結果具有可比對性，本研究選定核一室外乾貯所使用之 INER-HPS 護箱[1]作為分析標的。該護箱係以 NAC-UMS/BWR 護箱[5]為基礎，並考慮核一廠之廠址特性與廠界劑量要求，並調整傳送護箱厚度與總重、混凝土護箱輻射屏蔽設計而來。研究中將參照安全分析報告第三章所載各項工程圖面資訊(如圖 2 所示)作為模式建立之依據。

此外，本研究為能評估外界風場對於護箱列置之影響並檢視溫度監測有效性，研究中將進一步評估護箱在廠區列置時之混凝土表面與出氣口溫度表現。經比對核一乾貯安全分析報告(如圖 3)與熱測試報告中實際提交之護箱列置規劃(圖 4)可知，原有安全分析報告中係規劃 30 組護箱之列置空間，較實際營運規劃多出 5 組。兩者列置劃之差異主要係在靠乾華溪上游之方向多出 1 列(編號 26-28 之護箱)，並於中央列之位置外額增加 2 組(編號 29、30 之護箱)，為能探究實際裝載後之熱流特性，本研究係選擇以實際裝載 25 組護箱進行探討。

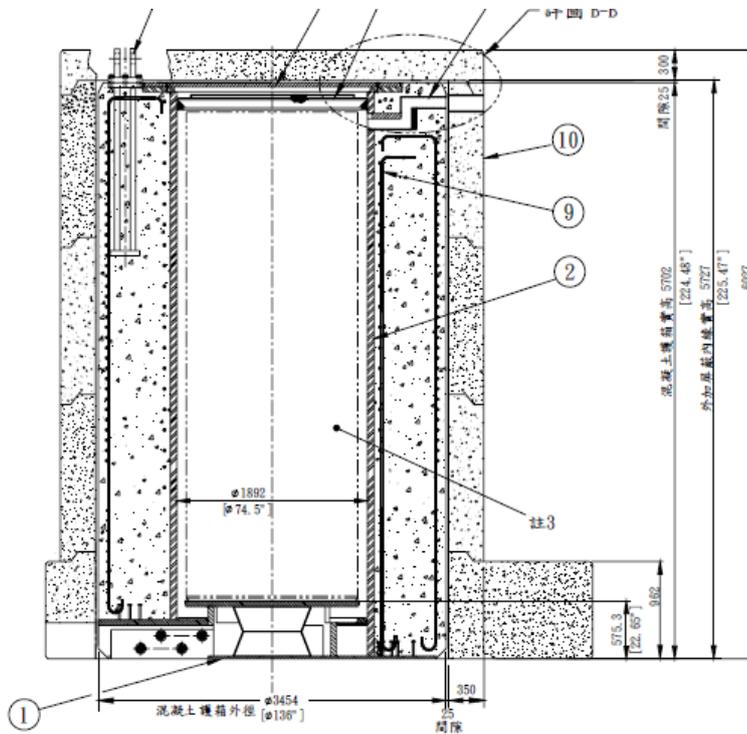


圖 2、核一乾貯所使用之 INER-HPS 護箱(含外加屏蔽層)

第二章、研究方法

本研究為能依循管制機關對乾式貯存設施各項安全管制與研究之嚴謹要求，研究執行過程將依循管制機關所公布之最新審查導則：「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」(以下簡稱審查導則)中對分析工具之要求。整體分析工作使用美國 ANSYS FLUENT 2024 R2 [6,7] 計算流體力學(Computational Fluid Dynamics, CFD)軟體進行模式建立與分析求解，該公司所開發的 FLUENT 系列軟體除了已經大量使用於國內外乾貯安全分析工作之外，亦曾於美國 NRC 所公布之相關報告[4, 8-11]中使用，符合我國審查導則對分析工具之要求。

2.1 分析工具與技術合適性檢核

雖然美國 NRC 最新導則 NUREG-2215[12]與我國審查導則[13]對於廠用進行熱流安全分析(包含第三方驗證)的工具選用係採開放態度，並在審查作業期間對已有使用先例之分析工具與模式採較為簡易之方式認定其適用性。但值得注意的是實際分析品質除了取決於分析工具本身之外，使用者所接受的訓練、分析經驗與方法論合適性仍將左右分析結果可靠度。本研究於本節中藉由詳述美國 NRC 對分析工具管制原則與本研究所使用之分析工具(含版本)、方法論與執行人員資格之方式以期能留合適之佐參資訊，令管制機關作為審視未來廠家提交安全分析報告時，能有先例比較其所使用之分析工具、方法與執行人員資格。

美國 NRC NUREG-2215[12]內容之譯文指出：熱流分析所使用的分析軟體應經過充分驗證和驗證，申請人可以在申請文件或單獨的計算書中包含程式驗證和確認以及適用的參考。其內容應包括可接受的基礎資訊（例如，模擬傳熱和對流特性的基準邊界條件）與程式的適用範圍、護箱設計相關的具體功能，以確保所選計算機代碼的準確性以及擬議評估中使用代碼的合理性。此外申請人應討論

作為建模選項（例如，網格劃分、時間步階）所能達成的收斂性和保守性並計算網格收斂指數（GCI）。

上述譯文雖然顯示 NURGE-2215 原則性指出各項申請人應提交之文件內容，但卻對於實務作業各項作業執行人的相關性未加著墨，此部分或許需藉由實務安全分析文件的編撰經驗來加以補強。舉例來說，單一護箱由設計開發之初至到台灣進行申照的過程中，極可能存在最初設計分析、申請通用執照(general license)、特定電廠安全分析報告的編撰期間，出現上述文件與完成方法論或平行驗證報告撰寫人不同之情況。當廠家以同一(或同批)分析人員全程完成模式建立與平行驗證與安全分析案例，則其成果確實足以證明分析人員具有能力駕馭相關程式並完成安全分析；反之，若最初護箱設計、安全分析算例因人員異動時，則應利用再驗證、訓練計畫等品質管理機制確認接替人員具有使用已發展之分析方法論及模式進行安全分析案例之能力。一般而言，在持續導入專案品質系統之研究或分析單位(如國原院核工所)皆有合適規劃將關鍵技術之訓練與分析能力列入管理與接交，管制機關或可藉由審查其品質紀錄或教育訓練等資訊確認分析人員合適性。

此外，目前安全分析所使用之軟體往往為了擴展其功能而選擇整合多種分析模型，因此程式可能因為廠商之定期更新或是軟體包中其他非屬熱流分析的軟體進行更新或是操作介面的等的異動。雖然上述的版次異動並非存在實質的功能性變更，如數值模式(Numerical Model)；但因為程式重新經過編譯與安裝，故仍需要經由合適之程序進行測試，以防止因為程式的重新編譯造成功能錯置等問題。

以本研究團隊在多年使用不同版本 FLUENT 的經驗為例，自最初分析技術發展自今已近 20 年，所使用的 FLUENT 軟體亦從最初使用的 6.3 版、2012 年發佈的 ANSYS V.12 至目前的 ANSYS 2024R2，皆屬同一系統之軟體，具有充足的向下相容性可直接讀取前版案例，故可以視為該系列皆為具有先例之分析工具。但考量平行驗證時需以特定版本搭配合適數值模式進行，方可確認其工具與數值模式的可用性，故在進行任何計畫(專案)時，即應鎖定自最初用於平行驗證的版

本進行後續工作，且在未將平行驗證之成果與技能透過教育訓練分享前，應僅有執行平行驗證之特定人員有資格使用該工具進行下一階段的工作(包含分析方法論之發展)，以確認所獲得之幾何模式與網格具有可用性。而在方法論建立並經過品質系統簽核後，工作團隊即可利用教育訓練機制對研究人員進行訓練，使其具有使用與操作之能力；但值得注意的是，接受過該方法論訓練之人員應僅具有使用該方法論之資格，在未進行能力試驗前應不可回溯認定其上游工作能力(如發展方法論)。鑑於後處理工作所需技術力較低，故經訓練之人員即使未曾使用該方法論或模式，仍可協助其他人員進行熱流分析之低階作業，如圖 5 中人員資料位階圖中以淺綠色標示的後處理與分析報告所需資料提取工作等。

考量技術團隊從平行驗證到實際執行案例計算耗時頗久，可能出現執行相關案例計算之軟體與最初方法論發展時版本不一致之狀況。此時分析團隊應評估軟體改版確為必要之行動後再進行軟體改版，改版後應再進行差異比對與方法論再計算等步驟確認軟體版本的更替不致影響分析結果。分析軟體的差異性比對除了可以藉由軟體公司的操作手冊進行初步比對，確認各項功能與數值模式是否有所更動之外，更應利用新版軟體進行已完成(或已驗證之案例)再計算，期間除逐一確認各項功能欄位未更動之外，亦藉由計算結果確認新版程式於再編譯之過程中並未存在會影響分析結果之錯誤。

上述各項自軟體版次至人員資格需符合條件之位階示意圖可參照圖 5 所示。

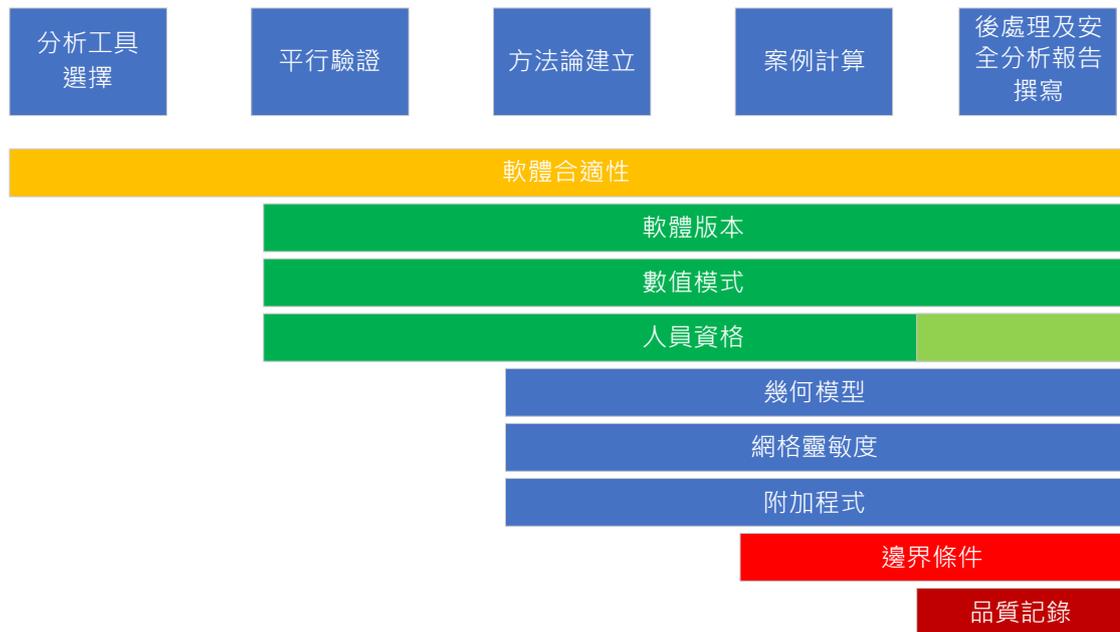


圖 5、乾貯安全分析工作之工具與人員合適性所需符合條件之位階圖

2.2 統御方程式

本研究計畫擬探討之標的護箱(INER-HPS)，在進行裝載作業與貯存階段時，不同熱負載與貯存條件下用之熱傳特性；研究中為能考慮各種計算案例的多樣性故選擇以暫態統御方程式描述其熱傳特性；依據 FLUENT 操作手冊[6]所載之資訊，本研究擬考慮之熱流特性，可藉由以下統御方程式加以表示：

質量守恆方程式(Mass Conservation Equation)

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

其中， ρ 為流體密度；而 \vec{v} 為速度向量。

動量守恆方程式(Momentum Conservation Equation)

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

其中， p 為靜壓力， $\rho \vec{g}$ 為體積力項； \vec{F} 為額外力源； $\bar{\tau}$ 為應力張量，其形式可以寫為：

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

其中， μ 為流體黏滯係數； I 則為單位張量。

能量守恆方程式(Energy Conservation Equation)

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

其中， E 為總能量； p 為靜壓力； T 為溫度(K)； \vec{v} 為速度向量； S_h 為熱源項。考量燃料束之衰變熱為非均勻分布，本研究將於後續另定建立對應之源項程式碼。

k_{eff} 則為等效熱導率：

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

其中，

k 與 k_t 分別為物質本身分子熱導率與紊流所致之熱導率。

2.3 數值模式

考量乾貯設施因為溫度明顯高於室溫，在自然對流下輻射熱傳的貢獻將佔整體熱傳能力極大比例，故模擬中需將其納入考慮。此外也因為乾貯設施之高度一般皆接近 5m 左右，故亦需考慮自然對流下高雷利數所造成的紊流現象。然而，上述的兩種熱傳、對流機制需要進一步的利用額外的數值模式對統御方程式的源項、消散項或傳輸進行修正，故本節將針對研究選擇用於增進分析精確度的數值模式進行說明。

2.3.1 熱輻射模式

目前常用於計算流體力學程式中以用求解輻射熱傳之方法包括有 Surface to Surface (S2S)、DO 模式(Discrete Ordinates Model)與 Monte Carlo (MC)等方法，但由於各項分析技術可能受對稱邊界條件(如 S2S)或是計算效率(如 MC)法，目前常見的方法係以 DO 模式最見常見。雖然該法於 2006 年 FCS 電廠在進行熱測試時第一次送至美國 NRC，並於相關要求附加資訊(RAI, Request Addition Information)記錄中提及此法未經審查。美國 HOLTEC 公司的 HI-STAR100、180 [16]、HI-STORM 等皆已採用此法進行輻射計算。甚至國原院於利用 CFD 建立乾貯分析技術時，即已利用

圖 6 所示之三種乾貯常見幾何構型(垂直面、水平面與同心圓)進行輻射熱傳之模擬驗證[15]，故目前 DO 模式在應用於乾貯熱流分析領域已無合適性疑慮。

DO 模式係求解輻射傳輸方程式(Radiation Transport Equation, RTE)以計算模型中經離散的各個網格中，其物質受輻射熱傳機制所造成的熱輻射效應，惟因乾貯設施貯存期間氣體係為透明體，故輻射熱傳於氣體間的散射效應將不予考慮。主要係針對輻射熱通量在一種透明(如流體)、非透明物體(如固體)間的傳播方式；而預期透過此模式之引入，將可使整體乾貯於裝載期間之真空與充氦階段下的輻射熱傳精確掌握。本模式之方程式可以寫為：

$$\nabla \cdot (I_{\lambda}(\vec{r}, \vec{s})\vec{s}) = 0. \quad (6)$$

其中， $I(\vec{r}, \vec{s})$ 為 \vec{r} 點沿著 \vec{s} 方向之總輻射強度：

$$I(\vec{r}, \vec{s}) = \sum_k I_{\lambda_k}(\vec{r}, \vec{s}) \Delta\lambda_k; \quad (7)$$

λ 則為波長。

此輻射熱傳將透過上述不透明邊界條件的輻射熱傳，與前述能量方程式達成耦合：

$$q'' = \int_{\vec{s} \cdot \vec{n} > 0} I \vec{s} \cdot \vec{n} d\Omega. \quad (8)$$

$I(\vec{r}, \Omega)$ 為輻射位於 \vec{r} 位置且沿 Ω 方向之強度；

$S(\vec{r}, \Omega)$ 則為輻射源項；

$I_b(\vec{r})$ 則為 \vec{r} 位置之黑體輻射強度。

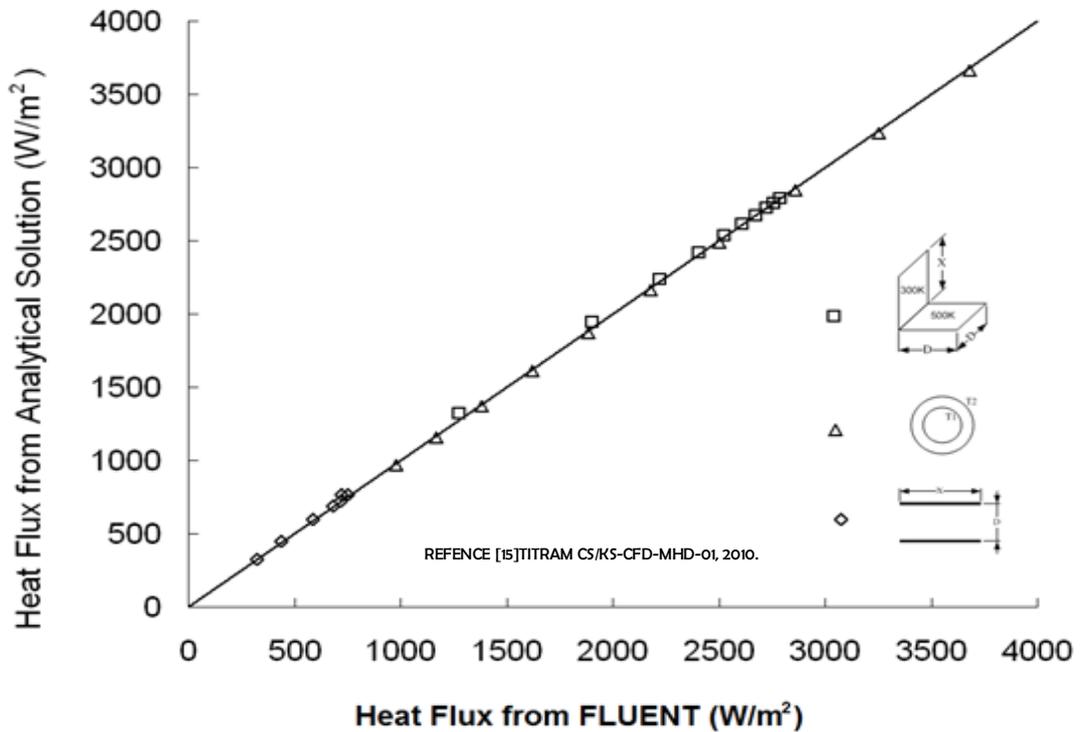


圖 6、DO 模式與解析解之比對

2.3.2 紊流模式

美國 NRC-NUREG 2152[11]報告曾對常見之紊流模式(包括 k-ε 或 k-ω 模式)於乾貯護箱自然對流模擬的適用性進行評估，其結果指出，各式紊流模式雖於流場細節之掌握略有差異，但仍可合理地掌握乾貯護箱內之紊流特性，並據以求取護箱內燃料及其它元件之正確溫度。惟 k-ε 模式中往往需要合適的壁面網格高度以配合對應的 Wall Function 而往往令求解工作徒增不必要的計算時間；相反的，採用 k-ω 模式則可無需顧慮壁面網格高度而有助於提升研究進行的順暢度。是故，本研究選擇以具有充足經驗且具應用便利性之 SST (Shear-Stress Transport) k-ω 模式作為本研究之紊流數值模式；其方程式可以表示為：

$$\frac{\partial}{\partial x_i}(\rho k u_i) = \frac{\partial}{\partial x_j} \left(\Gamma_k \frac{\partial k}{\partial x_j} \right) + \tilde{G}_k - Y_k + S_k \quad (9)$$

$$\frac{\partial}{\partial x_i}(\rho \omega u_i) = \frac{\partial}{\partial x_j} \left(\Gamma_\omega \frac{\partial \omega}{\partial x_j} \right) + \tilde{G}_\omega - Y_\omega + S_\omega \quad (10)$$

其中，

k 為紊流動能；

ω 則為消散率；

\tilde{G}_k 為紊流動能梯度；

\tilde{G}_ω 為消散率梯度；

Y_k 與 Y_ω 分別為 k 與 ω 因為紊流所造成的消散量；

S_k 與 S_ω 分別為 k 方程式與 ω 方程式之源項；

Γ_k 與 Γ_ω 則為等效擴散項，且可進一步定義為：

$$\Gamma_k = \mu + \frac{\mu_t}{\sigma_k}; \quad (11)$$

$$\Gamma_\omega = \mu + \frac{\mu_t}{\sigma_\omega}; \quad (12)$$

上二式中， μ 為流體黏滯係數， σ_k 與 σ_ω 為紊流普蘭特常數(turbulent Prandtl number)而， μ_t 則為：

$$\mu_t = \alpha^* + \frac{\rho k}{\omega}; \quad (13)$$

其中，紊流阻尼 α^* 可以定義為

$$\alpha^* = \alpha_\infty^* + \left(\frac{\alpha_0^* + Re_t / R_k}{1 + Re_t / R_k} \right); \quad (14)$$

而， α_∞^* 為阻尼；

$$Re_t = \frac{\rho k}{\mu \omega}; \quad (15)$$

$$R_k = 6; \quad (16)$$

$$\alpha_0^* = \frac{\beta_i}{3}; \quad (17)$$

$$\beta_i = 0.072. \quad (18)$$

2.3.3 自然對流模式

在統御方程式中，自然對流乃是因為流體密度差以及重力場之乘積所形成的體積力 $\rho \vec{g}$ ，且其中重力加速度 \vec{g} 為一常數(-9.8 m/s²)，因此在研究中只要能適當的表達流體密度隨溫度變化之特性，再配合體積力的設定，即可完成自然對流的設定。

在 FLUENT 中，用以設定流體密度變化的設定方法可以分為三種：

1. 理想氣體法；
2. 布希尼克(Boussinesq)近似法；以及，
3. 將材料性質以為溫度函數進行處理。

考量本研究中需模擬空氣、氬氣與液態水之自然對流，故選擇適用於多流體之材料性質處理法來進行設定；各項材料之流體性質則於第四章中進一步描述。

第三章、核一廠乾貯熱測試實際資訊蒐集與安全分析結果

保守性評估規劃

考量整體熱流分析需針對測試可能面臨的裝載溫度與作業時限、貯存時護箱內部組件溫度餘裕以及全場域受外界風場影響時，是否造成設施營運後護箱實際散熱與監測功能不一致之狀況，故計畫擬於有限案例下，藉由裝載作業、貯存作業與維護監測三階進行案例規劃，並於此章中陳述如何藉由可取得的有限監測數據前提下，建立可確認設施分析保守度之模式與案例。

3.1 核一乾貯熱測試資訊蒐集與情境研析

經檢視台電提交之「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施- 試運轉報告」[17]、「試運轉設施整體功能驗證報告」[18]及各項所屬作業資訊後發現，台電公司與國原院在整體作業期間所留存之作業記錄僅依據作業程序書所載要求進行登載。兩組熱測試之護箱(混凝土護箱+密封鋼筒)係分別以第一組 (TSC-05+VCC-01)以及第二組 (TSC-06+VCC-02)搭配使用，其報告記錄之目的係著眼於設備功能驗證以及作業正確性(如所使用容器與擬裝載之燃料)，故作業人員僅依程序書之附表進行查核、登載，以致熱測試記錄未留存無太多可供模擬參考之資訊。然而，因為熱測試作業必定是在各項操作條件符合安全分析報告所載限值的前提下展開，故本研究將基於熱傳分析的嚴謹性，逐一擬定熱測試再驗證案例之邊界條件，並對資訊不足之處利用靈敏度分析來加以探討。為能便於後續研究，本節即針對各作業階段之情境進行情境整理，以便進行代表性討論與案例規劃：

- (1) 傳送護箱準備裝載之情境
- (2) 傳送護箱準備封鐸之情境
- (3) 全阻塞之情境
- (4) 護箱正常貯存並受風場影響之情境

3.2 安全分析結果保守性評估策略與案例規劃

3.2.1 傳送護箱準備裝載之情境

原安全分析報告中未針對密封鋼筒與傳送護箱置於燃料池中之情境進行分析，逕行以燃料池水溫作為初始條件進行分析，但由於整體熱測試程序與記錄中皆未對護箱內之流體溫度進行評估以致無實證資訊確認此溫度與其可能變異量是否對熱測試造成影響。為能進一步確認置於燃料池中的護箱是否因為裝載燃料後而造成顯著之升溫，本研究擬建立一傳送護箱模式，並考慮其內部對流之前提下評估護箱之最大溫升。由於護箱在未利用屏蔽上蓋與燃料池進行隔離前仍會具有流體交換並移除熱量之狀況，因此模型將假設其為密封，並僅藉由池水進行冷卻。本案例之各項情境、內部流體類別以及所需模型等資訊如表 1 所示第一列所示。

預期藉由此類案例的評估可以確實掌握護箱吊運至防震架前的保守溫度條件，以檢視整體作業有無值得關注之管制要項。

3.2.2 傳送護箱準備封鐸之情境

當傳送護箱裝載完燃料並運送至 5 樓防震架進行封鐸作業時，不論充水作業階段或是氬氣階段，其分析工作皆未考慮護箱內的自然對流。故本研究搭配前上案例規劃，在考慮護箱內之自然對流前提下進行熱流分析，以補強過往安全分析中過於精簡並保守之分析條件。於此情境下，本研究將考慮內部充滿水與氬氣之狀況，並藉由空氣散熱之熱流表現。本案例各項情境、內部流體類別以及所需模型等資訊如表 1 所示第二、三列所示。

預期藉由此類案例的評估可以確實掌握護箱於防震架上之熱流表現，配合不同熱負載之規劃可以確認實際封鐸作業期間容許作業時限之合理性，並藉由其熱流表現檢視整體作業有無值得關注之管制要項。

3.2.3 全阻塞事故之情境

由於台電於安全分析報告中提出，全阻塞事故可以藉由護箱進出氣口之溫差來進行監測，並據此訂出監測條件。然而，自然對流在全阻塞事故下因為進氣口已全部封死，預期難以產生有效之對流現象。為能探討此項情境，本研究擬結合單一護箱及核一室外乾貯全場模型進行分析以確認護箱發生全阻塞時之熱流特性。本案例之各項情境、內部空間流體類別以及所需模型等資訊如表 1 所示第四列所示。

預期藉由此類案例的評估可以確實掌握護箱於全阻塞時之溫度表現，並搭配 3.2.4 節所載之核一室外乾貯全場模型分析案例後，確認護箱於全阻塞時的容許應變時限之合理性，以及是否存在值得關注之管制要項。

3.2.4 護箱正常貯存並受風場影響情境

依據 NUREG-2174[4]所載資訊可以知當乾貯設施選用具有四個出氣口之混凝土護箱時，護箱本身受外界風場影響所產生的通風能力變異量相對其他類型之護箱更小。核一廠所使用的混凝土護箱係具有四個進出氣口，因此在各角度皆有流動途徑之前提下，應不致發生風場常期阻塞對流之情境。但仍有必要進一步研析台電的監測規劃在核一室外乾貯全場域模型護箱配置與不同風場之交互影響是否對護箱散熱能力與監測有效性造成影響。本案例之各項情境、內部流體類別以及所需模型等資訊如表 1 所示第五列所示。

預期藉由此類案例的評估可以確實掌握護箱於不同情境下之出氣口溫度表現，並藉由其熱流表現檢視監測規劃有無值得關注之管制要項。

表 1、裝載作業情境與案例規劃

計算案例	內部空間性質	外部環境	求解方式	模型需求
裝載情境	水	水	穩態	傳送護箱
封鐸情境	水	空氣	穩態	傳送護箱
	氬	空氣	穩態	傳送護箱
全阻塞情境	氬	空氣	穩態	護箱模型 +全場域模型
外界風場影響	氬	空氣	穩態	全場域模型

第四章、標的護箱熱流分析模式建立

4.1 標的護箱熱流模式建立

本章主要就選定之標的護箱進行模式建立，在依據前章所述之情境分析需求，由 INER-HPS 安全分析報告[14]提取護箱幾何參數進行建模後，此護箱於傳送、裝載與核一室外乾貯全場域模型模型可分別描述如下。

4.1.1 傳送護箱幾何模型

不同於以往針對 INER-HPS 護箱進行分析未考慮內部對流機制，本研究為能精確掌握 INER-HPS 內部對流現象，以評估熱測試期間之熱流特性。模型中不再將燃料視為均質化之固體，而是藉由多孔材(Porous Media)與等效熱導率搭配處理，讓燃料束成為具有一致傳導與流阻特性之區域。除此之外，為能讓提籃內的燃料可以藉由提籃上下鉸件之空間進行對流循環，此 INER-HPS 模型亦需對密封鋼筒內部存在流體之區域進行更細緻的網格生成，以確保模式能精確掌握內部對流現象。除此之外，對於燃料內中子毒素 BORAL[®]、燃料方管及蒙皮所構成的多層傳導結構因其內部對流現象微弱，故仍可視為一無對流之固體。整體模型與網格分別如圖 7 與圖 8 所示；整體網格最小體積為 $6.33 \times 10^{-8} \text{m}^3$ 、最大網格尺寸為 $7.67 \times 10^{-6} \text{m}^3$ ，總網格數約為 361 萬分布於 4.565m^3 之計算域中。

此模型相關假設與簡化可概述如下：

1. 中子毒素 BORAL[®]與不銹鋼蒙皮及燃料方管以均質化方式處理，並以串聯熱阻及併聯熱阻之方式，計算其薄板狀材料沿厚度之法向與多層薄板狀材料堆疊時之平行方向之等效熱導率；
2. 底部鉸件與基座不考慮接觸熱阻，以期增加 TSC 底板及傳送護箱組件分析所得之溫度保守度；
3. 依據本研究所選標的燃料 GE8×8-2 進行燃料均質化計算等效熱特性；相

關計算將於本章節詳述；

- 4 · 忽略密封鋼筒之結構固定件(Basket Supports)與其它用於校正但僅微量增加熱傳效果之實體組件；此一簡化有助於增加溫度保守性；
- 5 · 傳送護箱底部假設為絕熱；
- 6 · 傳送護箱之殼體各層獨立以不同材質設定，惟乎略各層間之接觸熱阻。

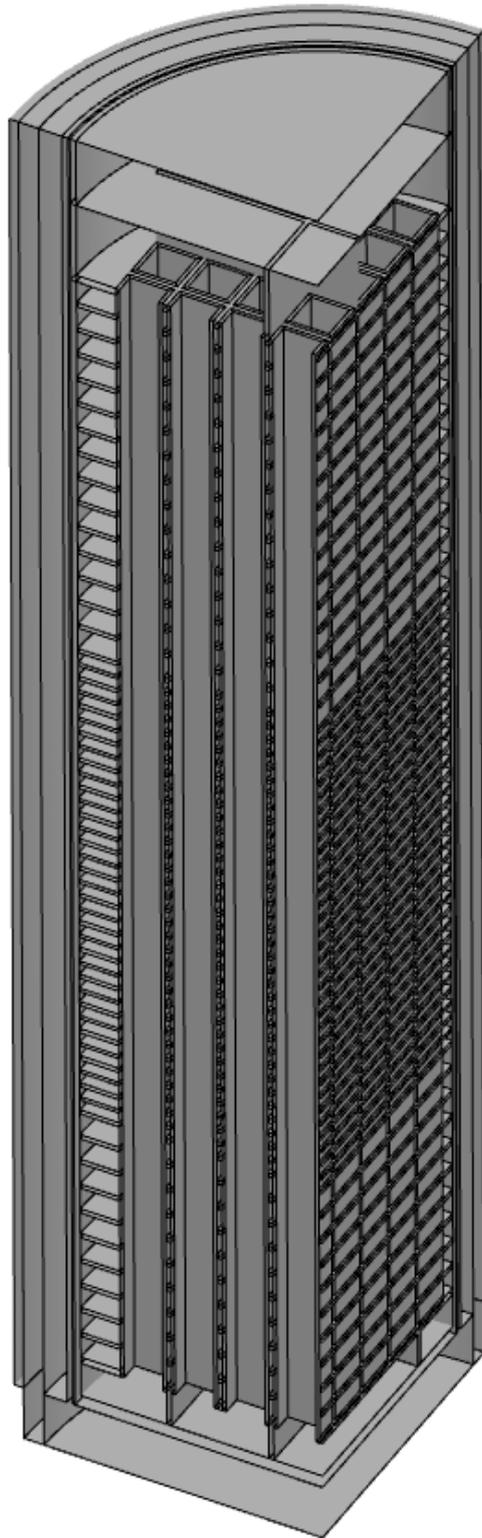


圖 7、考慮內部對流之 1/4 對稱傳送護箱模型示意圖

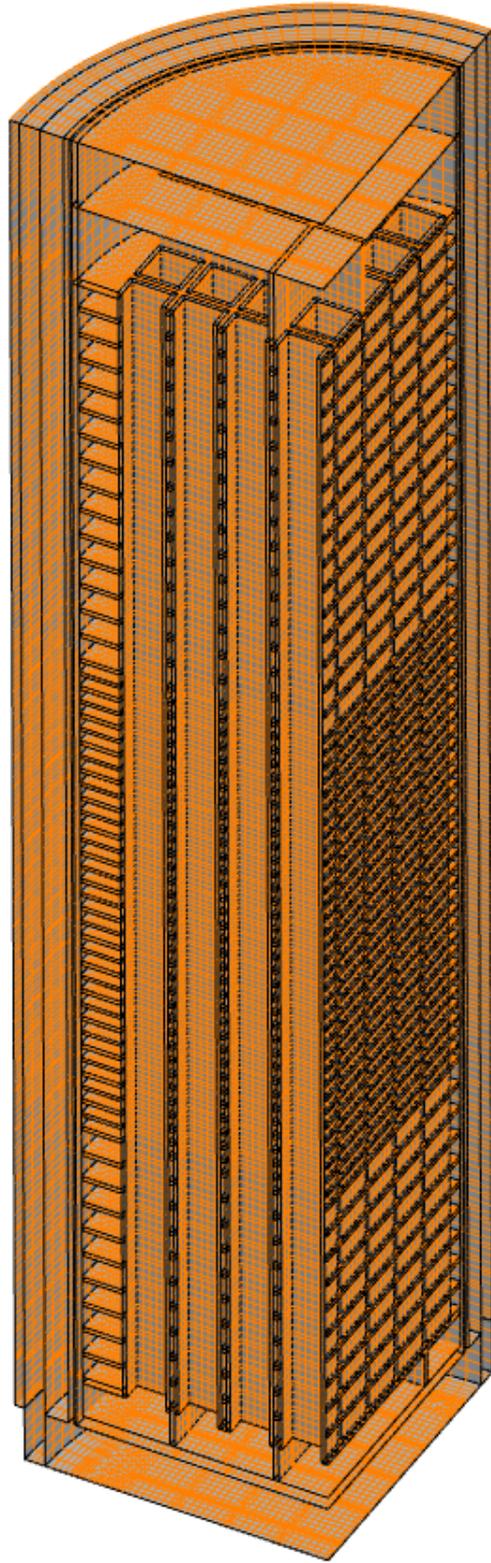


圖 8、1/4 傳送護箱模型之網格配置

4.1.2 混凝土護箱模型

考量混凝土護箱內部裝載的密封鋼筒仍與 4.1.1 節所建立之模型一致，故本節僅就混凝土護箱之建立進行說明：

1. 忽略混凝土護箱與外加屏蔽層間存在的空氣間隙，僅以具空氣相同性質之固體加以模擬；
2. 忽略混凝土內部鋼筋與砂石等細部材質，整體材料以均質化性等效熱導率設定；
3. 考慮垂直空氣流道的鋼質內襯，水平進出氣口之金屬薄殼則僅考慮其表面放射率；
4. 日照輻射以表面通量形式設定，其量值與安全分析報告第 6.3 節所載一致；

藉由以上假設與簡化所得之混凝土護箱模型如圖 9 所示，而其網格分布則如圖 10 所示；整體網格最小體積為 $2.99 \times 10^{-7} \text{m}^3$ 、最大網格尺寸為 $1.57 \times 10^{-4} \text{m}^3$ ，總網格數約為 200 萬分布於 19.36m^3 之計算域中。

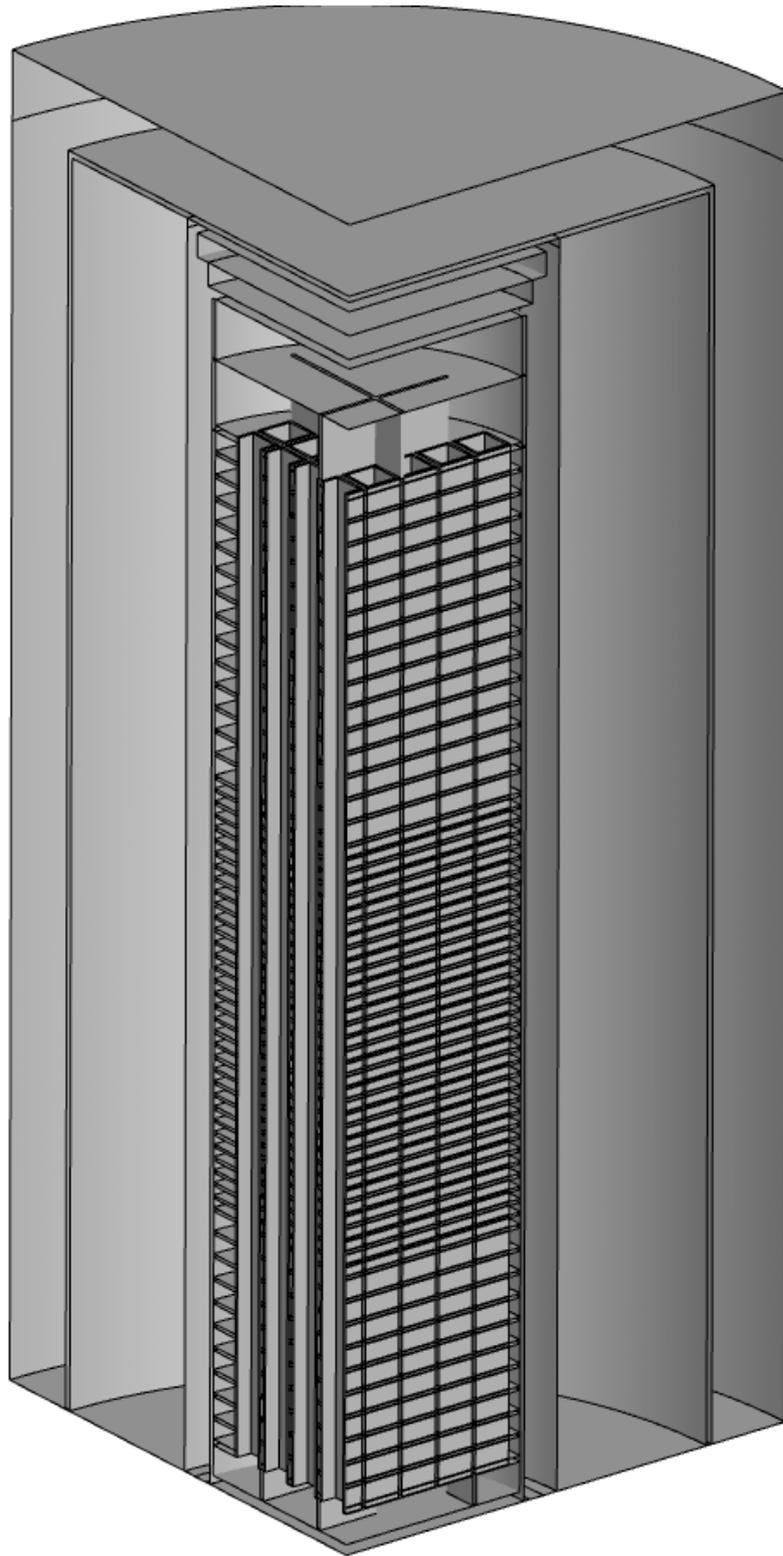


圖 9、1/4 INER-HPS 混凝土護箱模型示意圖

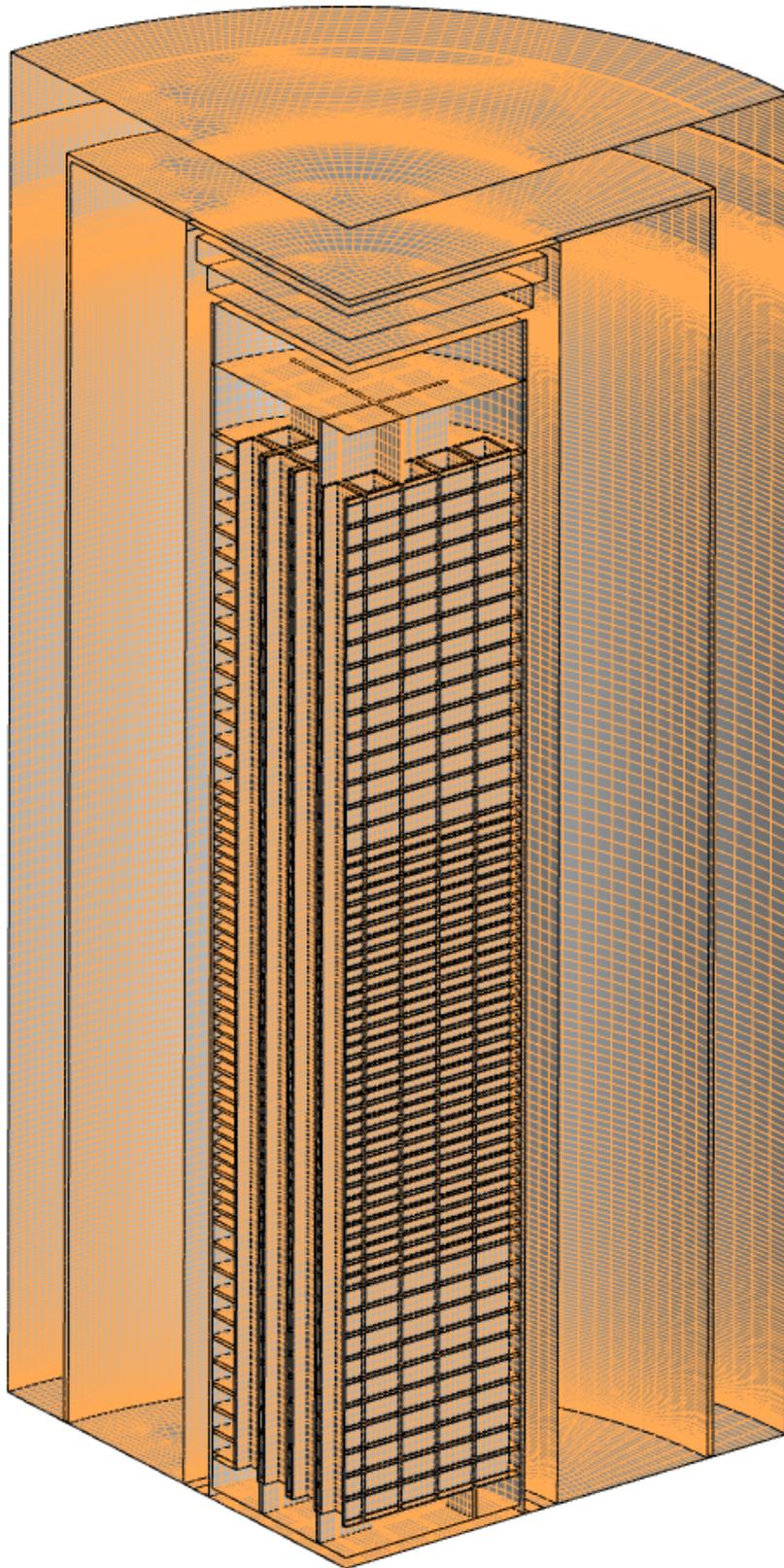


圖 10、1/4 INER-HPS 混凝土護箱模型網格配置

4.1.3 標的護箱室外貯存模型

為能探討核一乾貯於室外貯存時，各護箱在不同風場條件下是否如同 NUREG-2174[4]所載情境，造成特定護箱進氣效果不彰，並進一步影響出氣口之監測數值。本研究特別建立一個涵括所有護箱之核一室外乾貯全場域模型以供分析之用。惟為能將風場之效益進行完整探討，本研究暫不考慮以實際場址氣象測站之風向資訊來進行模擬，而選擇依循 NUREG-2174[4]所載不同風向作為參數，探討風場是否造成潛在影響。

核一室外乾貯全場域模型之整體網格設計主要考慮流體流動之模擬需求，於空氣流道進口、出氣口與垂直流道等區域之任一最小邊界上以保有 5 個格點為網格生成條件，並於模型邊界之處限制最大網格不超過 50cm 作為設定依據。於此網格設定條件下，此一長 100m、寬 50m、高 16m 之計算域之最小網格尺寸為 $1.44 \times 10^{-5} \text{m}^3$ 、最大網格尺寸為 $1.25 \times 10^{-1} \text{m}^3$ 總網格數約為 1,270 萬。上述模型與其網格則分別如圖 11 與圖 12 所示。

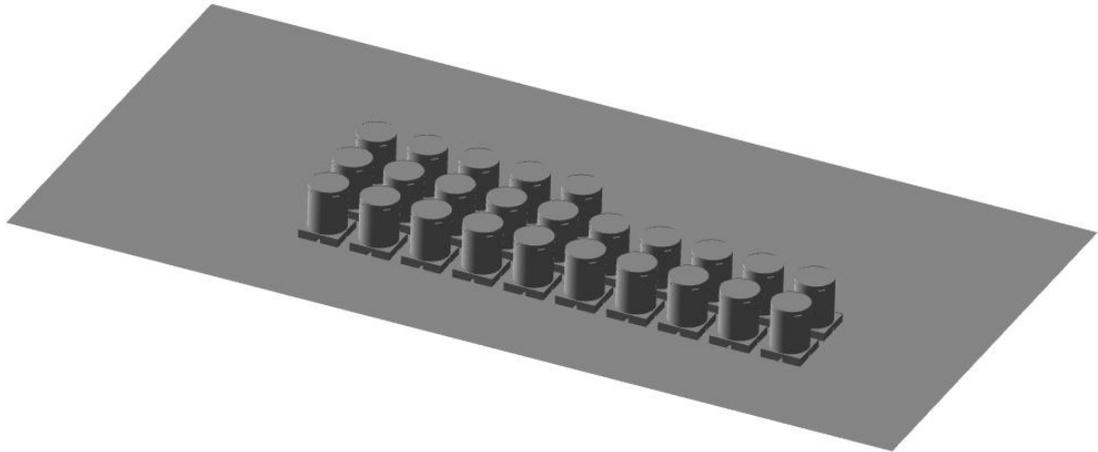


圖 11、核一室外乾貯全廠模型

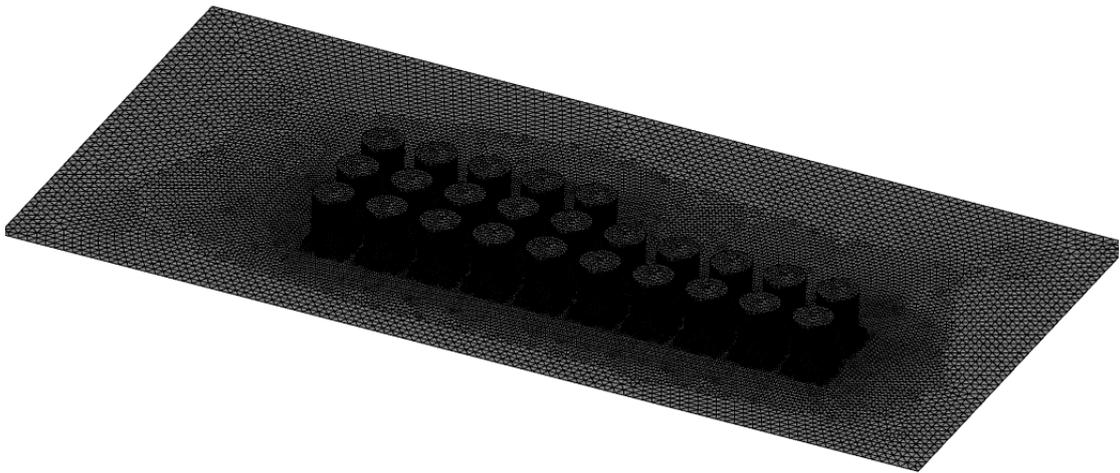


圖 12、核一室外乾貯全廠模型網格分布

4.2 材料性質

本研究選定之標的護箱於裝載與貯存期間熱流分析，應納入以下材料熱流特性[14]方可確保分析結果符合相關審查導則與國際先例。以下將依固體材料(包含金屬與非金屬)、流體材料與組零件均質後之熱導特性分類加以說明如下。

4.2.1 固體材料

表 2、不銹鋼(304 及 304L)熱傳特性

熱 傳 特 性	溫 度 (K)				
	296.72	352.27	463.38	546.72	657.83
熱導係數 (W/m-K)	15.05	16.09	18.00	19.21	20.76
密度(Kg/m ³)	8016.37	7994.22	7949.93	7908.41	7858.59
比熱 (J/Kg-K)	483.98	503.24	533.38	550.13	567.30
表面放射率	0.36				

表 3、碳鋼(A-36、A-533 及 SA-588)熱傳特性

熱 傳 特 性	溫 度 (K)					
	296.72	352.27	463.38	518.94	630.05	685.60
熱導係數 (W/m-K)	41.36	41.59	41.88	41.01	38.77	37.54
密度(Kg/m ³)	7861.36					
比熱 (J/Kg-K)	473.10					
表面放射率	0.8					

表 4、鋁合金熱傳特性

熱 傳 特 性	溫 度 (K)			
	392	572	752	932
熱導係數 (W/m-K)	14.33	15.16	16.61	18.06
密度(Kg/m ³)	6560.36			
比熱 (J/Kg-K)	301.44	309.82	318.19	330.75
表面放射率	0.75			

表 5、燃料丸(UO₂)熱傳特性

熱 傳 特 性	溫 度 (K)				
	296.72	383.94	508.94	633.94	758.94
熱導係數 (W/m-K)	7.89	7.20	5.75	4.90	4.40
密度(Kg/m ³)	1578	1716	1855	1965	2021
比熱 (J/Kg-K)	1658				
表面放射率	0.85				

表 6、鋁合金(6061-T651)熱傳特性

熱 傳 特 性	溫 度(K)					
	366.45	422.05	477.55	533.15	588.75	672.05
熱導係數 (W/m-K)	171.3	174.0	176.3	176.3	176.3	176.3
密度(Kg/m ³)	963					
比熱 (J/Kg-K)	0.22					

4.2.2 流體材料

考量本研究主要著眼於裝載與貯存期間之熱流特性探討，故研究中需考慮護箱內填充之氬氣(表 7)、護箱外之空氣(表 8)以及燃料裝載作業時的液態水(表 9)。

表 7、氬氣熱傳性質

	溫度(K)					
	300	400	500	600	700	800
密度 (Kg/m ³)	0.1625	0.1219	0.09754	0.0834	0.06969	0.0611
比熱 (J/Kg-K)	5193					
黏滯係數 (N-s/ m ²)	1.99e-5	2.43e-5	2.83e-5	3.20e-5	3.50e-5	3.82e-5
熱導係數 (W/m-K)	0.152	0.187	0.220	0.252	0.278	0.304

表 8、空氣熱傳性質

	溫度(K)					
	300	400	500	600	700	800
密度 (Kg/m ³)	1.1614	0.8711	0.6964	0.5804	0.4975	0.4354
比熱 (J/Kg-K)	1007	1014	1030	1051	1075	1099
黏滯係數 (N-s/ m ²)	1.846e-5	2.301e-5	2.701e-5	3.058e-5	3.388e-5	3.698e-5
熱導係數 (W/m-K)	0.0263	0.0338	0.0407	0.0469	0.0524	0.0573

表 9、水熱傳性質

熱傳特性 [26]	溫度	
	21.1 °C	93.3 °C
熱傳導率((W/m-K)	0.6023	0.6854
密度(Kg/m ³)	996.5	968.8
比熱(J/Kg-K)	4,178	4,187

4.2.3 燃料束均質化性質

研究中所選定之 INER-HPS 設計基準燃料，其於均質化模式處理後，所得之等效熱導率分別如表 10-表 12 所示。

上述各表中除了熱導率之外，還包括有比熱與密度等值。其計算方式主要係依據質量權重法(mass-weighted approach)與體積權重法藉由前述已建立之 CFD 分析模型以各材料所佔面積比或質量比進行計算；其算式可寫為：

$$C_{p_{\text{eff}}} = \frac{\sum C_{p_i} \times M_i}{M_{\text{total}}}$$

$$\rho_{\text{eff}} = \frac{\sum \rho_i \times V_i}{V_{\text{total}}}$$

其中， $C_{p_{\text{eff}}}$ = 燃料束等效比熱；

C_{p_i} = 燃料束各元件比熱；

M_i = 燃料束各元件質量；

M_{total} = 燃料束總質量。

ρ_{eff} = 燃料束等效密度；

ρ_i = 燃料束各元件密度；

V_i = 燃料束各元件體積；

V_{total} = 燃料束總體積。

表 10、充水階段燃料束均質化等效熱傳性質

溫度 (K)	熱傳導係數(W/m-K)		定容比熱 (kJ/kg-K)	密度 (kg/m ³)
	徑向	軸向		
237.75	0.94519	4.18284	0.73947	4601.23
352.95	1.03553	4.06487	0.73763	4569.12
468.45	1.03221	3.82063	0.74069	4504.9
585.05	0.83927	3.5118	0.83288	4408.85
700.75	0.82681	3.36974	0.9221	4312.53
816.25	0.8266	3.27857	0.88203	4216.48

表 11、真空階段燃料束均質化等效熱傳性質

溫度 (K)	熱傳導係數(W/m-K)		定容比熱 (kJ/kg-K)	密度 (kg/m ³)
	徑向	軸向		
332.75	0.05794	3.75189	0.25071	4008.05
395.05	0.11381	3.62270	0.26528	4008.05
486.95	0.22243	3.38822	0.28060	4008.05
592.15	0.40271	3.20442	0.29245	4008.05
702.75	0.66481	3.20151	0.30501	4008.05
815.75	1.01414	3.23640	0.31409	4008.05

表 12、充氬階段燃料束均質化等效熱傳性質

溫度 (K)	熱傳導係數(W/m-K)		比熱 (kJ/kg-K)	密度 (kg/m ³)
	徑向	軸向		
248.95	0.30904	3.91887	0.2328	4008.05
360.15	0.40084	3.76331	0.2583	4008.05
472.45	0.56595	3.54025	0.2772	4008.05
585.75	0.78485	3.36019	0.2927	4008.05
699.75	1.07126	3.36434	0.3052	4008.05
814.35	1.38840	3.41917	0.3140	4008.05

4.2.4 TSC 均質化模式

由於研究擬對全乾貯設施於不同風場條件下之散熱特性進行研析，此時即使將燃料進行均質化但仍無法滿足全域計算之網格限制。故本節中需進一步將 TSC 內部之所有組件進行均質化。此一作業將依據質量權重法(mass-weighted approach)與體積權重法針對熱導率之外，還包括有比熱與密度等值。其計算方式主要係將 TSC 內部各組件所佔體積，與質量為基準進行計算；其算式可寫為：

$$C_{p_{\text{eff}}} = \frac{\sum C_{p_i} \times M_i}{M_{\text{total}}};$$

$$\rho_{\text{eff}} = \frac{\sum \rho_i \times V_i}{V_{\text{total}}};$$

$$k_{\text{eff}} = \frac{\sum k_i \times V_i}{V_{\text{total}}}。$$

表 13、INER-HPS 之 TSC 於充氦時之均質化等效熱傳性質

溫度 (K)	熱導率(W/m-°C)	比熱 (J/kg-°C)	密度 (kg/m ³)
300	6.31	1940.3	2437.3
400	6.47	1948.1	2437.3
500	6.52	1954.6	2437.3
550	6.50	1957.3	2437.3

4.3 標的燃料熱流源項建立

4.3.1 標的護箱之熱源配置

為能符合本研究擬針對實際護箱裝載、允諾裝載上限與設計限值之熱負載配置，經檢視本研究選定之 INER-HPS 護箱設計資訊(如圖 2 所示)可知，該護箱若以 1/4 對稱假設進行模型建立，則 56 束燃料可以利用 5×4 個燃料方管欄位來加以代表，在搭配本團隊已使用多年之使用者自訂函數(User Defined Function, UDF)技術，即可令各燃料方管具有獨立之熱源項，並滿足上述三種裝載情境。UDF 係以 C 語言進行撰寫，以滿足 FLUENT 之編譯要求。程式碼如本節末段方框內所示，其中各項關鍵重要設定變數可擇要說明如下：

1 · real Fxz[5][4]

此變數係用於將 Y 軸定義為護箱軸線之模型中，可以在不同燃料方管列置中，設定 5×4 的矩陣以呈現對應之熱源配置。此處所填之熱源項即是第 4.3.2 節中所指之單位燃料束熱源變數 $P_{fuel}(W/bundle)$ 。

2 · p0

此變數係沿續上一變數，在以 Y 軸為護箱軸線之模型中，定義有效發熱段的原點，以修正不同建模工作中，可能選擇不同高程(Elevation Level, EL)作為零點之狀況。

3 · pitch

此變數係將 XZ 平面定義為提籃列置平面之模型中，利用 C 語言無條件捨位之計算邏輯，設定均質化燃料束之任一網格所具有之熱源項。

4 · shift_x & shift_z

此變數係將 XZ 平面定義為提籃列置平面之模型中，用以修正燃料束頂點並非模型座標原點之狀況。

```

DEFINE_SOURCE(NAC_INER_HPS_23KW, c, t, dS, eqn)
{
    int row, columes;
    real x[ND_ND];
    real Fxz[5][4]=
    {
        /*Z軸方向→*/
        /* */250.,250.,250.,0.0,      /* NSC11312093L check*/
        /*X */250.,250.,0.0 ,0.0,      /* NSC11312093L check*/
        /*軸*/250.,250. ,0.0 ,0.0,      /* NSC11312093L check*/
        /*方*/250.,250. ,0.0 ,0.0 ,      /* NSC11312093L check*/
        /*向*/250.,0.0 ,0.0 ,0.0 ,      /* NSC11312093L check*/
        /*↓*/};

    real A, B, f, p0, source, height, Maxpower, act_length, pitch, fuel_map, axis_x, axis_z, shift_z, shift_x;
    C_CENTROID(x, c, t);
    height= x[1];
    p0=0.0762; /* NSC113001L check*/
    act_length=3.818128; /* NSC11312093L check*/
    A=(height-p0)/act_length;
    Maxpower=1.0/(0.018136439847*act_length); /* NSC11312093L check*/
    pitch=0.260858; /* NSC11312093L check*/
    shift_x=19.177E-3; /* NSC11312093L check*/
    shift_z=19.177E-3; /* NSC11312093L check*/
    axis_x= (x[0]-shift_x)/pitch; /* NSC11312093L check*/
    axis_z= (x[2]-shift_z)/pitch; /* NSC11312093L check*/
    row=axis_x;
    columes=axis_z;
}

```

\

4.3.2 軸向源項配置

本研究選擇以核一乾貯安全分析報告所選用之代表性燃料燃耗分佈 (如圖 14 所示)作為軸向功率因子之設定依據，其功率因子 $f_{Y,burnup}$ 可以分段線性化處理為：

$$f_{Y,burnup} = \begin{cases} 7.866Y + 0.04; Y < 0.15 \\ 12.857(Y - 0.08) + 0.5; Y < 0.15 \\ 1.22; Y > 0.15 \text{ and } Y < 0.55 \\ 1.18; Y > 0.55 \text{ and } Y < 0.8 \\ -5.7(Y - 0.8) + 0.4; Y > 0.8 \end{cases} \quad (19)$$

此外，為能令上述各種軸向分布之尖峰因子於積分後所獲之值皆為 1，以避免對各個網格之熱產生率因為積分值之誤差造成功率放大或縮小之狀況，故本研究之軸向功率需再次以圖 14 所示之功率因子積分值(0.9995)加以修正：

$$f_{modify} = \frac{1}{0.9995} = 1.0005025 \quad (20)$$

經上述處理作業後，本研究於燃料束燃料軸向(+Y-Direction)之源項(Source Term)可以定義為：

$$Q'''(W/m^3) = P_{fuel} \times f_{axis} \times f_{modify} \quad (21)$$

其中， Q''' 為單位體積熱產生率； P_{fuel} 為本研究擬針對熱負載各護箱所具有之燃料衰變熱功率(W/Bundle)。

4.3.3 均質化 TSC 燃料熱源項

考量在核一室外乾貯全場域模型計算時，最終熱源由護箱出氣口向外散逸時，並不會受到內部燃料組件之軸向功率分布影響，故研究中對於 TSC 經過均質化之熱源設定，將選擇以平均熱源進行處理。此時，模式中之熱源配置可以進一步簡化為

$$Q'''(W/m^3) = P_{tsc}/V_{tsc} \quad (22)$$

其中， Q''' 為單位體積熱產生率； P_{tsc} 為單一護箱之熱負載； V_{tsc} 則為 TSC 之體積。

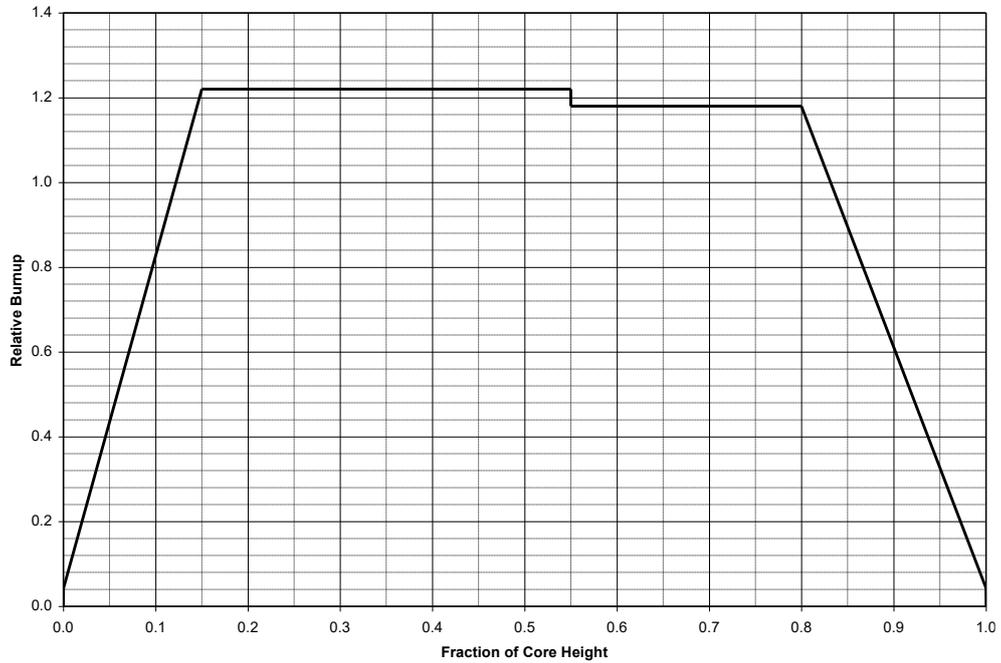


圖 14、INER-HPS 之設計基準燃料軸向功率因子分布圖

第五章、代表性熱流案例計算

本報告將利用於建立之三種分析模式，分別用以探討 INER-HPS 護箱於裝載作業、事故情境以及長期貯存時監測規劃合適性等案例加以探討，然而考量各項計算皆需耗費大量資源以求解自然對流的案例。故本研究於代表性熱流案例之計算中，除選擇熱測試的熱負載之外，亦將選擇以 cask25、允諾裝載值(7kW)以及設計熱負載(14kW)進行各種情境案例之計算，除用以確認模式之正確性外，亦將計算結果作為探討不同熱負載對管制作業之可能影響之依據。各項案例規劃原由與案例計算結果將於本章各節逐一說明。

5.1 傳送護箱準備裝載之熱流案例計算

圖 15 為 cask25 在燃料池內完成裝載並放置上蓋後，靜置於燃料池中直至溫度到達穩態之假想狀況，其目的是用以討論安全分析報告中選擇以均勻池水溫度作為案例封銲作業之初始溫度是否合理。分析結果顯示，即使在護箱裝載且未與燃料池進行流體交換的情況下，密封鋼筒可以藉由表面與池水的冷卻來達到良好的散熱能力。此外，由密封鋼筒內的溫度分布可以明顯發現，當考慮密封鋼筒內的自然對流時能夠有效的使密封鋼筒內的流體對流，進而使溫度均勻化($\Delta T < 2^{\circ}\text{C}$)，此一作用亦使內部熱源可以在較小的溫差下對外熱傳($\Delta T_{\text{MAX}} < 2^{\circ}\text{C}$)。

另外，值得提醒的是此一案例為核一廠乾貯所有擬裝載護箱中具有最高熱負載之護箱，故其溫度在到達穩態後溫度較進行熱測試的護箱略高(表 14)但其都異並不明顯。甚至在以 INER-HPS 的護箱允諾熱負載(7kW)或設計熱負載(14kW)進行評估，其穩態計算所得之最高溫度仍遠低作業時的溫度限值(93.3°C)。

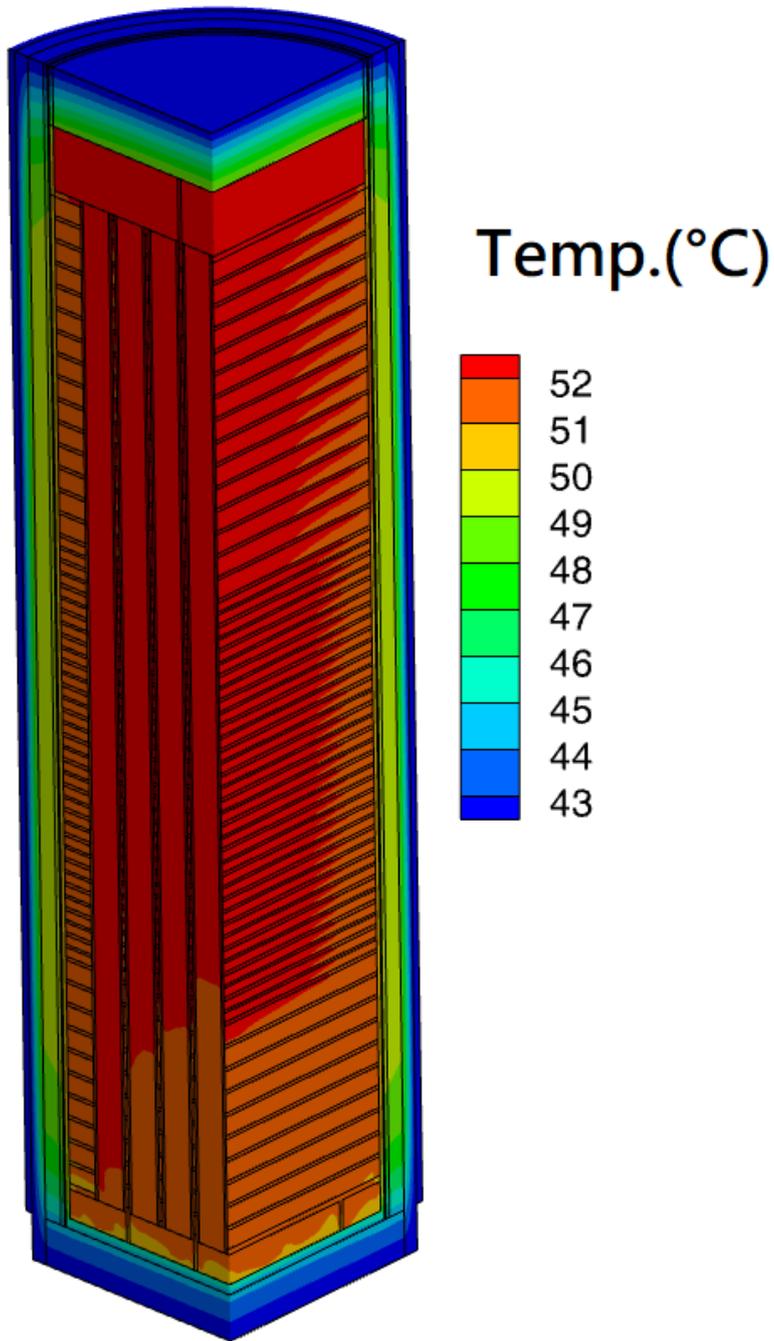


圖 15、保守情境下 INER-HPS 於燃料池內之溫度分布

表 14、INER-HPS 傳送護箱模式燃料裝載期間之溫度保守評估(溫度限值 93.3°C)

熱負載(kW)	最高溫度(°C)
Hot Test	49.50
3.8kW	50.26
4.8kW	53.0
7.0kW	60.20
14kW	76.02

5.2 傳送護箱準備封鐸之熱流案例計算

圖 16 為模擬護箱具有 cask25 之熱負載(4.77kW)並置於 5 樓防震架等待封鐸之情境，此案例係由穩態分析，且忽略環狀冷卻系統(Annular Cooling Water System, ACWS)實際所能提供的移熱能力，更保守將環冷卻系統所在間隙保守設定為空氣。

結果顯示，由於考慮內部對流之循環之故(如圖 17)密封鋼筒內提籃與燃料各處皆可見其沿高度方向之流動，此一效果大幅提升內部之均溫性，因此整體護箱內之元件溫度幾乎相同。但因傳送護箱外部係需藉由空氣對流進行散熱，以致內部最高溫度(78.5°C)明顯高於 5.1 節所述案例以池水進行冷卻之結果(53.0°C)。無論如何，此最高溫度明顯低於安全分析所載作業限值(93.3°C)。這意味著核一廠未來進行裝載與封鐸作業時，即使發生假想情境而需暫時將護箱置於防震架以排除狀況時，仍無需顧慮內部燃料池的池水會因為此一暫時性狀況而有安全疑慮。

此外，由表 15 溫度分布顯示可知當熱負載比 4.8kW 為高時，利用穩態案例計算可能會使最高溫度超過作業容許限值。因此在進行允諾裝載值(7kW)與設計熱負載(14kW)之案例分析時，係以 5.1 節之穩態結果為初始條件，並進行暫態計算。其結果顯示，在 INER-HPS 之作業規劃時限內，其最大溫升(以 14kW 為例)僅有 0.2°C($\Delta T/h < 0.02^\circ\text{C}/h$)。這是因為內部對流所提供的優良散熱能力，有助於改善護箱內部之散熱所致。此一溫升趨勢，遠比護箱以能量守恆方式估算所得之升溫速率為低 0.8°C/h。

最後，綜合 5.1 與 5.2 節對於護箱於池水中與防震架上之溫度表現可以得知，傳送護箱於不同燃料熱負載下，其最高溫度仍與設計限值 93.3°C 之間仍有顯著餘裕，其餘裕足以確保池水與廠房溫度在合理變重或量測誤差下皆不影響裝載與封鐸作業之進行。

5.2.1 傳送護箱各案例評估之管制要點摘錄

考量傳送護箱之管制事項主要係源自於不同熱負載、燃料池初始水溫等參數之組合，而可能影響容許作業時限。然而經本研究藉由不同熱負載條件進行分析後，可獲得以下資訊供管制機關參考：

1. 表 15 溫度分布顯示，即使燃料裝載期間有任何作業延遲，都不致造成護箱溫度超過設計限值之狀況；
2. 穩態分析結果亦證實即使考慮燃料池水溫合理變動或量測誤差，皆不致對裝載與封鐸作業之容許時限受到影響。

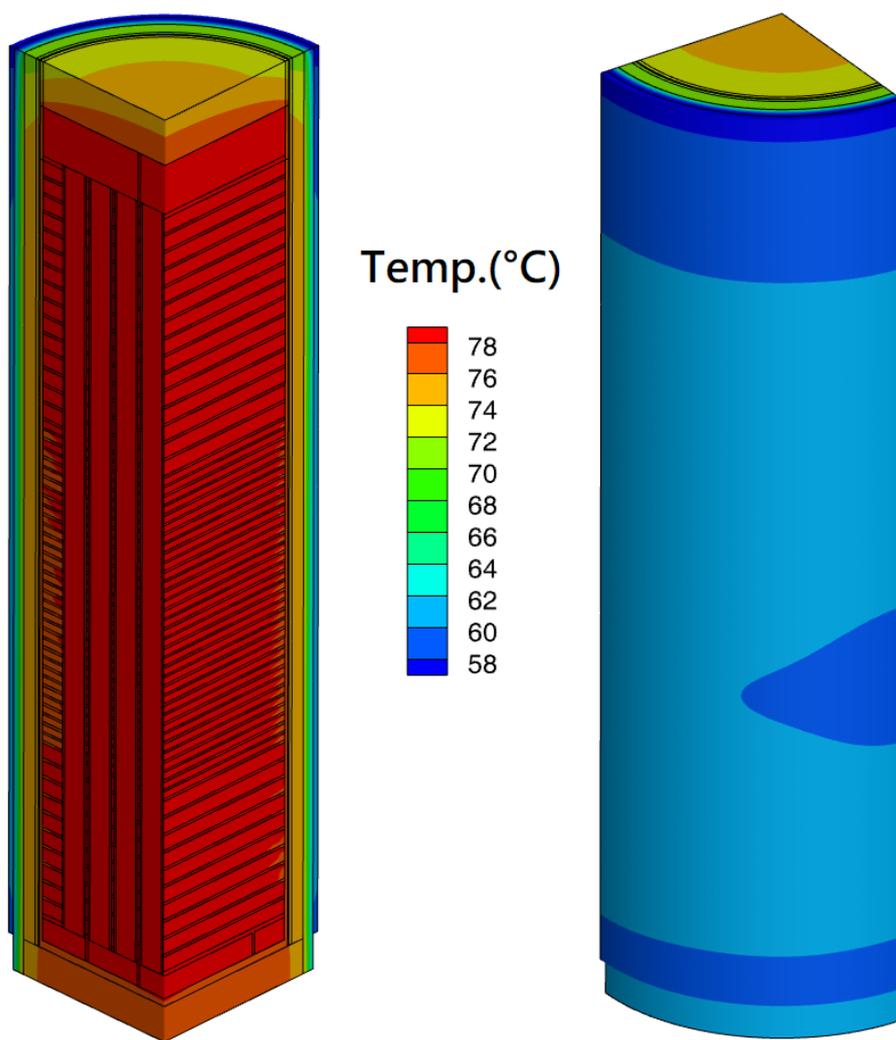


圖 16、考慮自然對流之 INER-HPS 護箱溫度分布

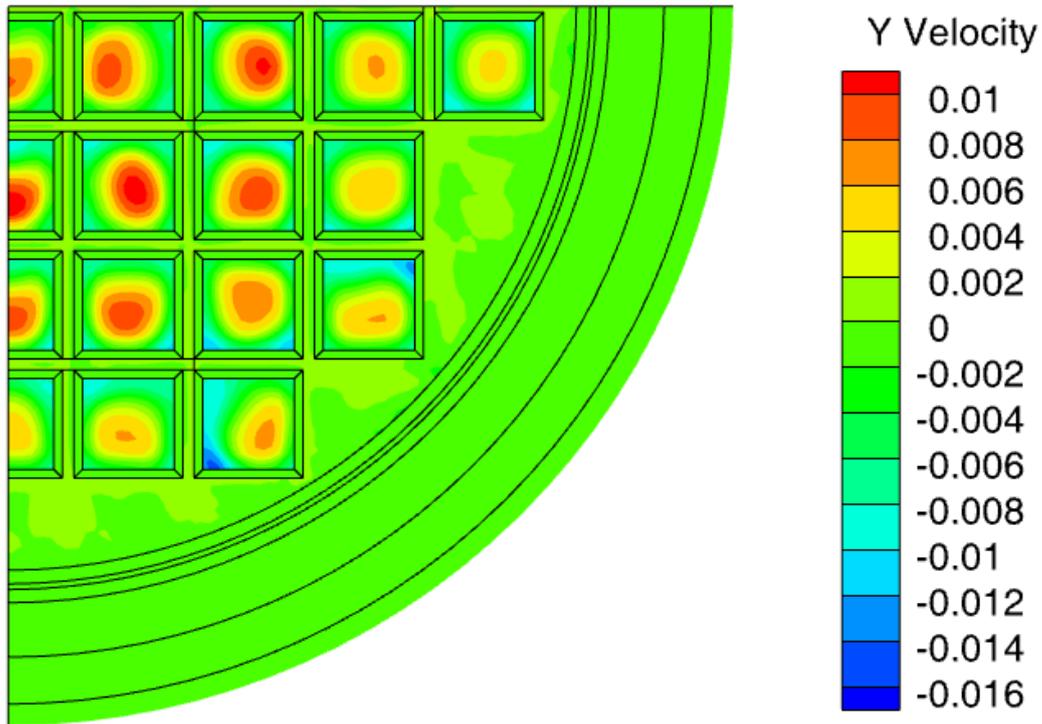


圖 17、考慮自然對流之 INER-HPS 護箱速度(m/s)分布

表 15、INER-HPS 傳送護箱於 5 樓防震架等待銲接之溫度評估。

熱負載(kW)	最高溫度(°C)
Hot test	63.5 (穩態)
3.8KW	69.0 (穩態)
4.8KW	78.5(穩態)
7.0kW	68.82(暫態)
14kW	76.15(暫態)

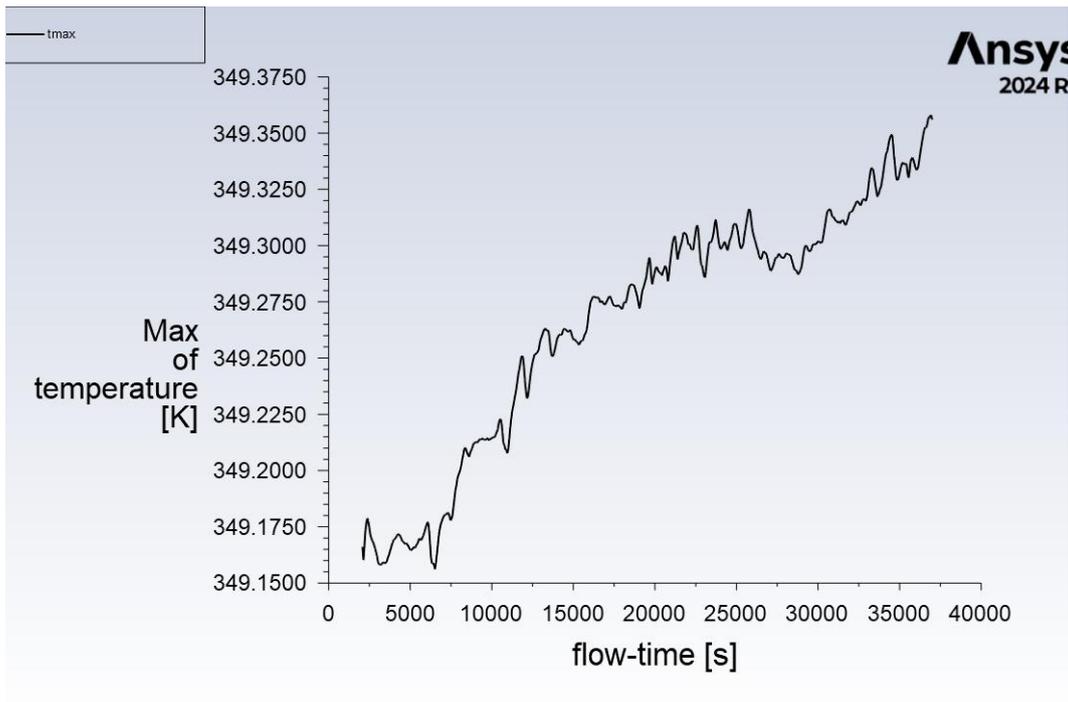


圖 18、熱負載為 14kW 時之暫態溫升速率計算

5.3 正常貯存情境之熱流案例計算

為能確認護箱於實際貯存期間，仍保有充足之餘裕，本研選擇以 cask 01、cask25、允諾裝載值(7kW)與設計熱負載(14kW)進行正常貯存之案例計算，以評估核一乾貯護箱於正常存狀況下之溫度餘裕，其分析結果指出上述具不同熱負載護箱之出氣口溫度、溫差與流量分別為：

Cask01: $T_{out}=43.27^{\circ}\text{C}$; $\Delta T=11.27^{\circ}\text{C}$, Mass flow rate=0.25(kg/s)

Cask25: $T_{out}=46.49^{\circ}\text{C}$; $\Delta T=14.49^{\circ}\text{C}$, Mass flow rate=0.28(kg/s)

7kW: $T_{out}=49.92^{\circ}\text{C}$; $\Delta T=17.92^{\circ}\text{C}$, Mass flow rate=0.312(kg/s)

14kW: $T_{out}=60.53^{\circ}\text{C}$; $\Delta T=28.53^{\circ}\text{C}$, Mass flow rate=0.3908(kg/s)

且出口溫度與溫差並未超出原有設計限值(36°C)。另一方面，由若進一步以設計熱負載之計算結果，則最初安全分析報告方法論保守性(Methodology Conservatism)約為 $4\text{-}23^{\circ}\text{C}$ 左右。

表 16 之元件最高溫度與設計限值之比對結果可知，不論護箱熱負載為何，各元件值仍符合設計溫度條件並保有餘裕；INER-HPS 在最大熱負載(Cask25)時，混凝土最高溫度與平均溫度分為 48.35 與 41.77°C ，與設計限值相比仍有逾 44 與 23°C 之餘裕。在設計熱負載下，其混凝土最高溫度與平均溫度餘裕則仍有逾 25 與 12°C 。若進一步以設計熱負載之計算結果，則最初安全分析報告方法論保守性(Methodology Conservatism)約為 $4\text{-}23^{\circ}\text{C}$ 左右。

表 16、INER-HPS 混凝土護箱模式於正常貯存條件下之元件溫度最大值

	Cask01	Cask25	7kW	14kW (present)	14kW (SAR)	Temp. Limit	Methodology Conservatism	Design Margin
Fuel	97.29	121.25	149.50	218.79	236.8	400	18.01	181.2
Supp_disk	91.37	114.23	140.67	207.95	221.8	371.1	13.85	163.2
con_disk	89.53	111.57	137.58	204.32	221.2	343.3	16.88	139.0
TSC	65.78	76.71	90.51	128.15	134.3	426.6	6.15	298.5
VCC	44.12	48.52	53.34	67.36	71.9	93.3	4.54	25.9
AOS	39.40	41.82	44.93	53.94	71.0	93.3	17.06	39.4

VCC(Average)	39.41	41.77	44.58	53.18	63.2	65.5	10.02	12.3
AOS(Average)	34.11	34.79	35.59	38.10	61.4	65.5	23.30	27.4

5.4 全阻塞事故熱流案例計算

由於混凝土護箱需藉由空流道的對流來作為主要散熱途徑，因此各國安全分析報告中皆將混凝土護箱發生進氣口全阻塞事故之情境視為設計基準事故，並要求廠家應進行分析並提出合理的事務排除時間。核一廠於我國管制機關之管制審查作業過程中，除了提交對應之事故分析與應變程序之外，亦研擬了一套藉由廠區溫度(視為進氣口)與各護箱出氣口溫度差作為狀態監視之機制。然而考量該監視機制之細節在運轉執照審查期間仍被列為追蹤事項。故為能進一步釐清核一乾貯於安全分析報告中所載監視機制之合適性，本研究擬藉由本節的全阻塞事故研析，以及 5.4 節的核一室外乾貯全場模型分析來確認其監視的必要性與合理性。其中全阻塞事故係期望藉由不同熱負載下的事故結果判定護箱是否有可能因為全阻塞事故而出現安全疑慮或溫度超出設計限值之狀況，確定其必要性後再由核一室外乾貯全場模型分析探討監測方式的合宜性。

圖 19 為全阻塞情境之護箱溫度分布，由於 INER-HPS 的提籃本身即具有許多的金屬碟盤來增進其徑向熱傳能力，因此即使考慮其內部對流也僅讓熱點部分由提籃中央略微的往上移動。這意味著全阻塞事故下密封鋼筒內部仍然可以產生對流並適度的改善散熱，但由於氬氣的密度遠小於液態水，故在對流速度受限的狀況下無法獲得如同內部充水時的均溫效果。

表 17 係以單一護箱模型進行不同熱負載條件之全阻塞穩態計算，其計算所得之元件溫度顯示，即使不考慮任何空氣流道內的對流與護箱表面受外界風場提升的額外冷卻效益(純自然對流風場)，熱測試的兩個護箱因為具有 25 個護箱中相對較低的熱源項；即使在全阻塞事故下，所有元件的最高溫度與混凝土的平均溫度皆符合設計限值。但隨著熱源項增加至 3.8kW 左右，混凝土護箱平均溫度即已接近設計限值；在進一步比對裝載之熱源配置條件[3]後即可發現，Cask03-

Cask25 皆有可能出現混凝土平均溫度甚至最高溫度超設計設限之疑慮，此點證實雖然全阻塞事故在到達溫度穩態時，不致發生任何燃料與密封容器之安全疑慮，但其混凝土護箱仍將逾越最初基於混凝土與鋼質內襯握裹力為考量所設定的設計限值，故管制機關要求台電公司規劃合適之監視機制以強化長期貯存時對護箱狀態的掌握能力之要求係為合理。

鑑於核一乾貯護箱在全阻塞事故下確有監視的必要性，本研究先行以所建立的熱流分析技術探討單一護箱於正常與全阻塞事故案例的溫度分布，以期利用全面性的表面溫度分布研析，嘗試為管制機關提供多項具潛力作為溫度監測之替代或冗餘方案。

圖 20 為核一 INER-HPS 護箱在正常與全阻塞事故條件下之護箱表面溫度分布。由圖可見，兩種情境下護箱表面之溫度差異主要集中於護箱出氣口與護箱半高處(腹帶區)之區域；其中出氣口之溫度變化主要是因為全阻塞事故發生後將使空氣流道失效，故內部原本對流並藉由出氣口排出的熱空氣將停止對流，僅剩下些微的局部擾動或是利用護箱頂部多個出氣口形成的局部流動；這將使得因為阻塞現象而成為冷空氣流動路徑的護箱出氣口呈現明顯降溫現象。此外，也因為護箱內空氣流道的迴流加強且有更多的熱直接由護箱表面散失，故使得腹帶區的溫度不再呈現隨高度遞增的趨勢。

上述的出氣口溫度變化預期在事故發生後的短時間內，即會因為熱空氣的停止加熱而出現明顯改變，且其定性式的差異遠比定量示變化更為明顯，只要以分布特性的定性變化即可判定，故具有作為額外冗餘監測方案之潛力。未來若台電有需要時，可藉由紅外線攝影機遙測來進行護箱溫度檢視，即可確認該護箱是否發生異常。另一方面，由於此一分析顯示，護箱進氣口在全阻塞時，若無法藉由自然對流所誘發的流動機制，將無法形成高溫的流動空氣來觸發目前台電所規劃的監測條件，故研究將分別於 5.5.2 節與 5.5.3 節中進一步藉由全場域模型探討護箱於不同風場下之進出口溫差，以及全阻塞事故下是否存在高溫空氣流動等兩部

分，來證實台電目前規劃以進出口溫差超過 36.6 °C 時判定護箱狀態為異常之有效性。

表 17、INER-HPS 混凝土護箱模式於全阻塞事故下之元件溫度最大值

	Cask01	3.8kW	Cask25	7kW	Temp. Limit
Fuel	130.28	148.9	168.4	215.24	400
Boral	124.82	142.4	162	207.8	400
Supp_disk	124.49	142.0	161.6	207.2	371.1
con_disk	123.36	140.6	160.3	205.9	343.3
TSC	101.84	114.0	129.5	164.1	426.6
Liner	75.98	85.0	96.8	124.6	371.1
VCC	75.36	84.3	95.8	123.3	93.3
AOS	45.55	49.2	52.1	66.5	93.3
VCC(Average)	59.02	64.6	71.6	88.8	65.5
AOS(Average)	39.42	41	43.0	48.1	65.5

*黃色與紅色分別表示在事故的穩態假想案例中，元件溫度會接近或超過設計限值，故有確有必要監測。

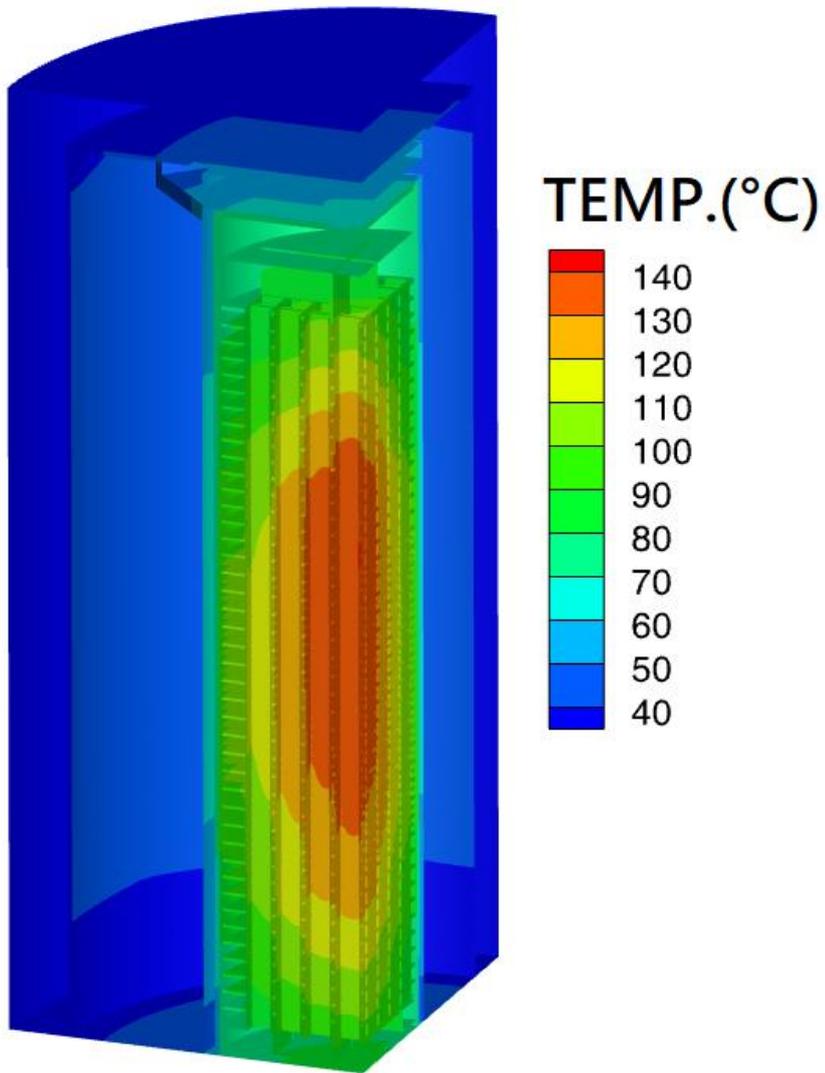
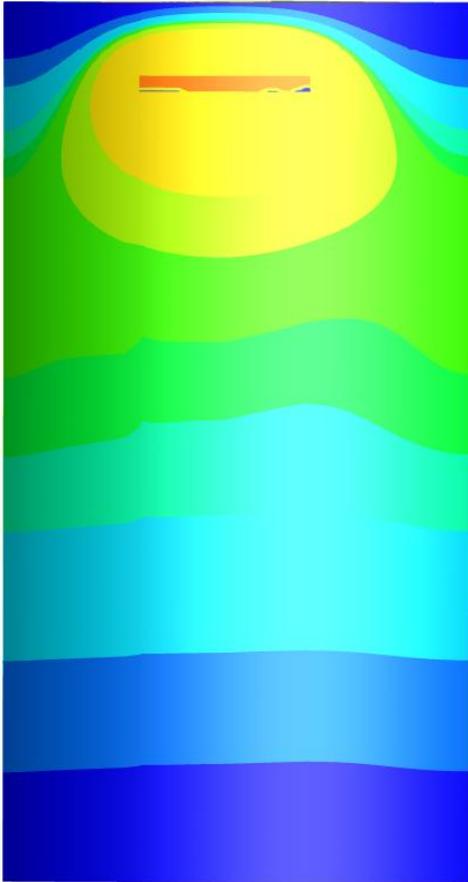


圖 19、考慮自然對流之 INER-HPS 混凝土護箱於全阻塞案例下之溫度分佈

(a)



(b)

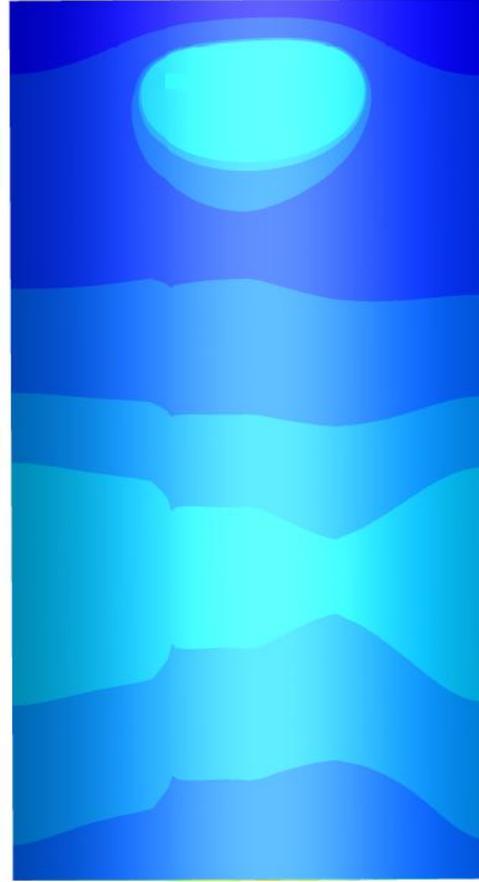


圖 20、護箱外觀於全阻塞事故下之溫度表現

5.5 護箱貯期間受風場影響之熱流案例計算

為能進一步協助管制機關審視台電的出氣口監測規劃，以及探討核一乾貯在長期貯存時，是否可能因為場域尺度的邊界條件(風場)影響而影響其散熱與監測功能，本研究已於 4.1.3 節中建立核一室外乾貯全場域模型模型，並發展其對應之均質化技術。但由於此模型尺度極大，故需進行較為完整之測試以確定其正確性後方可投入案例計算，因此本研究將先行針對全場域模型之計算可用性進行評估，再針對其後續計算與結果進行探討。

5.5.1 核一室外乾貯全場域模型可用性與日照輻射評估

圖 21 為乾貯護箱於核一室外乾貯全場域模型模擬時，面臨西南側風場所形成的溫度分布，其結果顯示，位於下游中央列之護箱確有可能受到風場之影響，而使表面溫度略高。表 18 所載之進出氣口流量與溫度亦可證實，此分析模式確可提供各組護箱之熱流資訊進行研析。

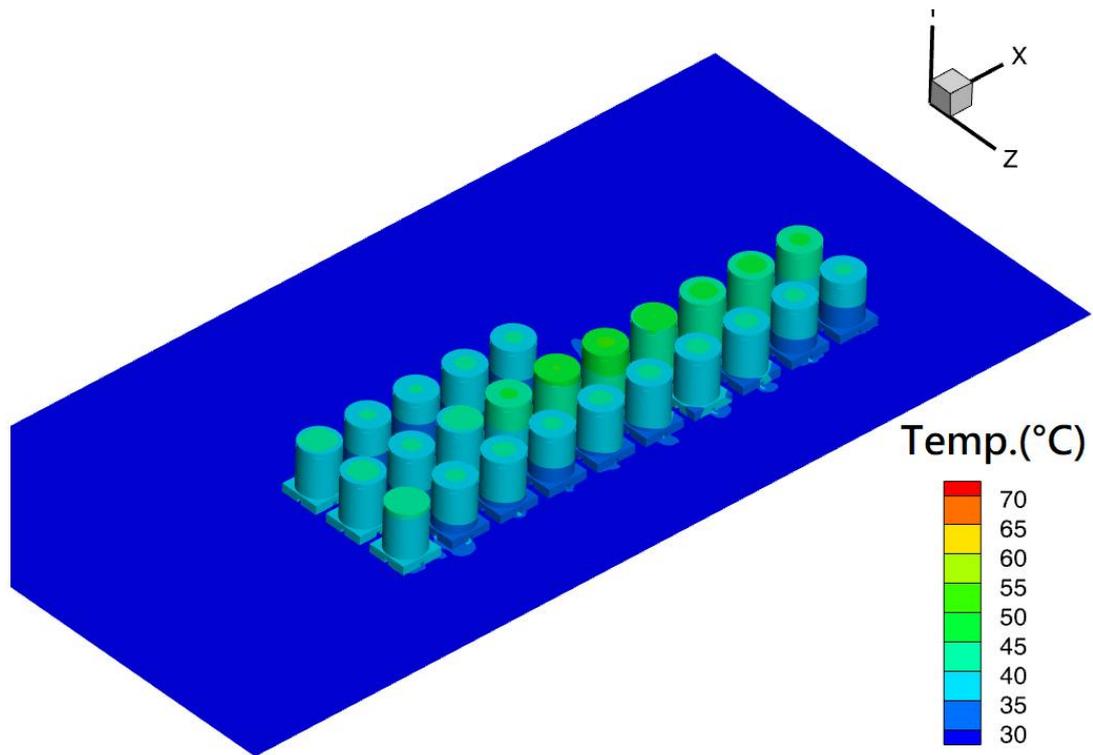
初一步研析表 18 與表 19 所載資訊可知，各護箱因為所在位置可能受鄰近護箱與廠址日照影響之故，使得各護箱流量存在差異之狀況，且由護箱進氣口溫度差異極小的表現可知，部分護箱可能在極端風場與護箱配置之影響下，出現流量受限之情況。

依據全場域分析可知，本研究所建立的全場域分析模型不僅適用於此類需考慮護箱列置之熱流案例之外，其結果亦初步證實了：

1. 日照對於全場域分析係為關鍵參數，若要對室外乾貯進一步探討非安全分析案例(例如，護箱受外界環境影響)之議題時，需適切的反應外在環境之影響，此時日照角度、強度需選用如 FLUENT Solar Calculator 等合適工具來處理，而以 NUREG-2215 所載日照熱負載來對頂部與側邊逕行設定時可能無法合理呈現護箱向陽面與背陽面之熱流特性；

2. 各護箱進氣口溫度雖然可能因為風場、日照與護箱列置之交互影響而略有偏差，但台電以單一溫度測值作為所有護箱之進氣口溫度，整體而言仍屬可接受之設置方式。

(a)



(b)

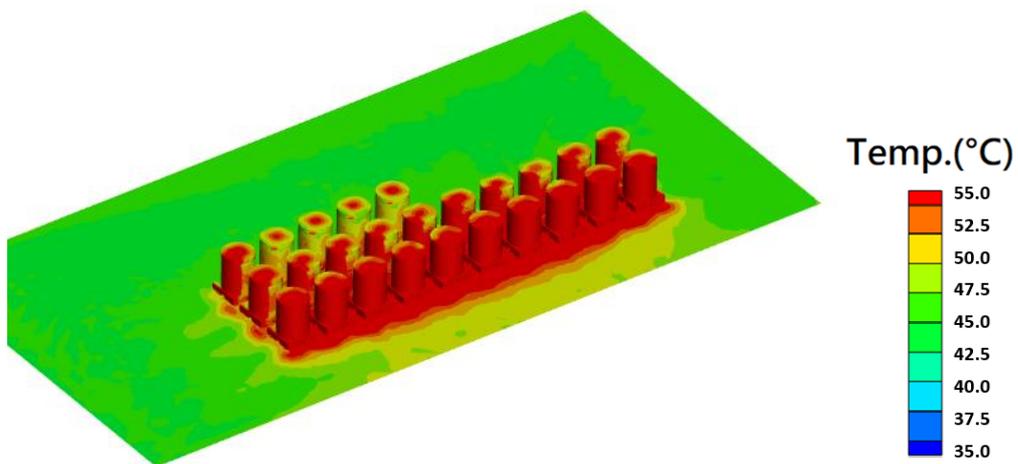


圖 21、全場域護箱在 (a)不考慮熱輻射；(b)考慮日照輻射條件下之溫度分布

表 18、不考慮日照輻射條件下核一乾貯設施各組護箱之進出氣口流量、溫度

CASK ID										
	25	22	19	16	13					
	24	21	18	15	12	10	8	6	4	2
	23	20	17	14	11	9	7	5	3	1
出氣口流量 (kg/s)										
	0.354	0.351	0.351	0.364	0.364					
	0.356	0.359	0.354	0.371	0.371	10.364	0.380	0.370	0.360	0.362
	0.354	0.351	0.353	0.358	0.361	0.367	0.363	0.368	0.369	0.364
進氣口溫度 (°C)										
	32.01	32.01	32.01	32.02	32.02					
	32	32.02	32.02	32.03	32.03	32.02	32.02	32.02	32.02	32.02
	32	32.01	32.01	32.01	32.01	32.01	32.01	32	32	32
出氣口溫度 (°C)										
	42.57	42.17	42.24	41.97	41.92					
	42.46	42.1	42.22	41.68	41.82	41.85	41.65	41.84	41.88	41.93
	42.61	41.95	42.16	41.9	41.82	41.71	41.8	41.63	41.81	41.97

表 19、考慮日照輻射條件下核一乾貯設施各組護箱之進出氣口流量、溫度

CASK ID										
	25	22	19	16	13					
	24	21	18	15	12	10	8	6	4	2
	23	20	17	14	11	9	7	5	3	1
出氣口流量 (kg/s)										
	0.580	0.576	0.579	0.574	0.570					
	0.604	0.615	0.598	0.609	0.604	0.596	0.597	0.597	0.594	0.582
	0.600	0.579	0.584	0.584	0.581	0.577	0.581	0.580	0.567	0.586
進氣口溫度 (°C)										
	32.45	32.65	32.57	32.66	32.24					
	33.37	34.61	33.58	34.39	34.1	33.5	33.85	33.91	33.83	32.99
	33	33.14	33.58	33.27	33.02	33.17	33.22	33.28	33	33.01
出氣口溫度 (°C)										
	52.02	51.09	51.04	51.09	50.72					
	52.64	53.12	53.08	53.16	53.2	52.54	53.21	53.06	53.01	52.2
	55.19	55.85	55.77	55.76	55.74	55.79	55.64	55.85	55.58	54.54

5.5.2 風場對現有台電監測計畫之影響探討

本研究已於 5.5.1 節藉由全場域分析模型證實台電公司於核一廠以單一溫度偵測器作為護箱進氣口溫度代表值之合適性，但仍未能充份確認台電公司對全阻塞偵測結果判定之合適性。這是因為台電公司規劃以安全分析報告所得之進出氣口溫差(36.6°C)作為規劃判定之依據。在考量安全分析報告計算期間並未將場域風向、風速對於各護箱流量及連帶造成的溫差進行探討，本節遂以 45 度為間隔，並搭配蒲福風級 (Beaufort wind scale) 中：無風、1 級軟風(1m/s)、2 級輕風(3m/s) 與 5 級清風(10m/s)進行風場之風向與風速設施，以探討外界風場對護箱進出氣口溫差之影響。其目的係希望證實在正常狀況下，即使各護箱的流量因為風速、風向與護箱列置之交互作用而出現變動，但確實能被台電公司所提之監測規劃所涵蓋。

考量上述風速、風量與護箱之組合將產生 625 筆(含無風案例下之 25 個護箱數據)，逐筆討論護箱進出氣口溫度差除了造成無法聚焦成果之外，亦無法提出任何可證實台電監測方式合理性之論證。為此本研究進一步將上述各筆數據整理成如圖 22-圖 24 所示之溫差分布圖，其中無風狀況下的自然對流之結果即以虛線圖形顯示，以呈現風場對於其它其進出氣口溫度之影響。

整體而言，護箱出氣口溫差最大值約為 30°C，整體仍距離台電公司規劃的 36.6°C 有一定餘裕；此外，結果也顯示較強的風場會提供額外的散熱能力進而改善進出口溫差，因此隨著速度的增加而使所有護箱的最大溫度差明顯下降。然而部分護箱仍可能因為座落於尾流區，以致低速風場與護箱空氣流道內的流場相抗衡而阻礙其散熱；另外，少部分未受尾流影響的護箱，可能因為特殊位置(如迎風面)，而形成直接穿越出氣口的風場，以致出現溫度差似乎接近零之現象，而呈現似乎未能移除護箱內熱源的假象。實際上經確認護箱元件溫度後證實此一現象係

空氣直接穿過不同角度之出氣口所致，但此時護箱的熱仍將藉由其他途徑與出氣口移除，故並不存在安全疑慮。

整體而言，分析結果顯示目前台電公司規劃藉由出氣口溫差進行護箱狀態的監測機制，確實能掌握大部分護箱在不同風場與風向下狀態；罕見瞬時風場參數可能因為瞬間風場之分布而對護箱出氣口之溫度產生偏差，但整體而言仍未超出其設定條件(36.6°C)，未來實際操作時即使存在少數極端情境而出現誤訊號，但並不存在護箱實際散熱能力異常之狀況；惟建議台電公司可逐步就實際貯存後之監測結果對監測條件(36.6°C)進行最適化調校。

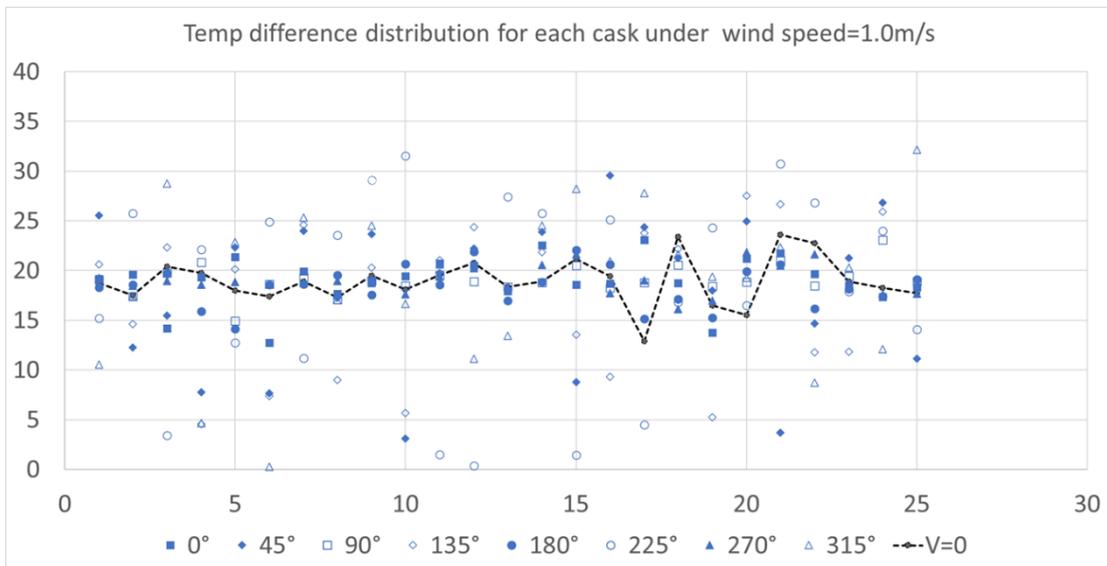


圖 22、全場域模型於 1.0m/s 風速的風向影響之進出氣口溫差

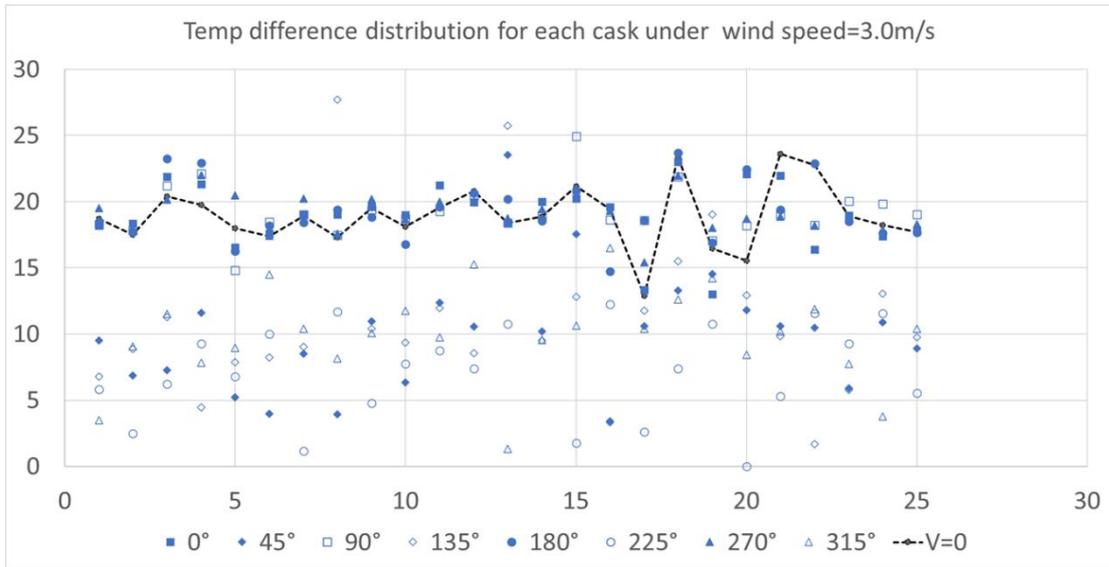


圖 23、全場域模型於 3.0m/s 風速的風向影響之進出氣口溫差

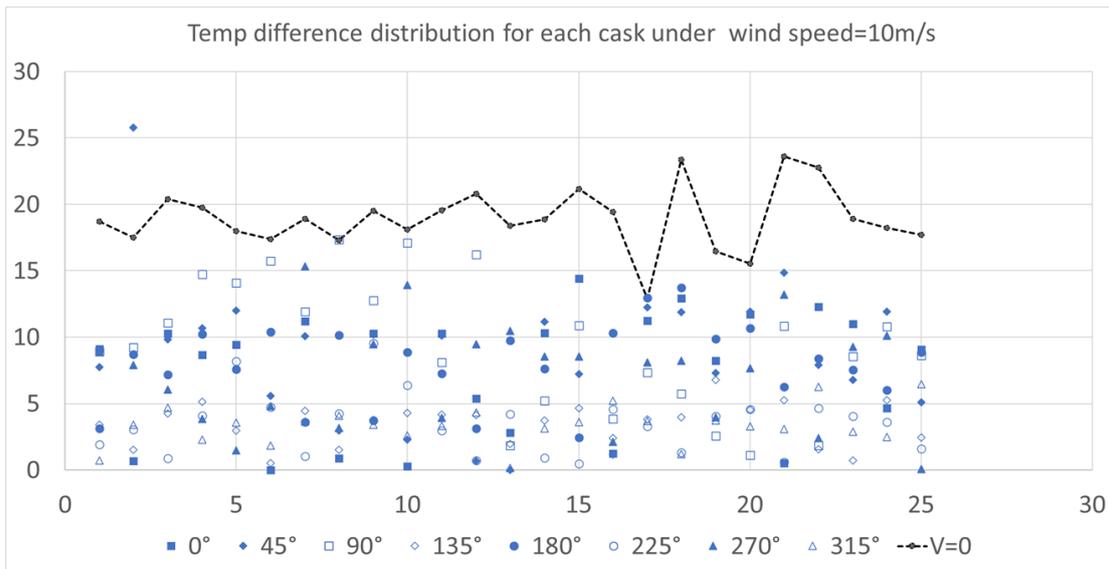


圖 24、全場域模型於 10m/s 風速的風向影響之進出氣口溫差

5.5.3 全阻塞事故下台電監測計畫之有效性評估

藉由 5.5.1 與 5.5.2 之研析，本研究已證實台電現行的護箱監測溫度規劃中，以單一場域溫度作為進氣口溫度以及溫度差設定點(36.6°C)確為合適，但若若能滿足監測全阻塞事故之要求，則仍必需證實在進氣口全阻塞下，護箱仍可藉由進氣口的自然調節誘發自然對流，而不致因為完全無空氣流動而造成監測機制失靈之狀況。

為能證實此一機制，本研究選擇以全場域模型進行模擬，並將所場域內護箱(25 組)之所有進氣口封閉，並於無風狀況下進行穩態分析。這是因為於第 5.5.2 節中已經證實外界風場會對護箱造成額外流動機制，因此只要證實在無風條件下之全阻塞護箱可以因為自然形成的對流而使出氣口空氣溫度超出台電設定之 36.6°C 即可。在此特別提醒讀者，由於分析案例係採用穩態分析以證實事故發生後系統會朝向一特定趨勢發展，並且出現台電溫度監測機制可以掌握之現象；也因為採用穩態分析，故分析結果(表 20)可能出現顯著高溫之狀況，但事實上監測機制在事故發生後隨溫度上升即已發出警示，故不致發生本算例中達到穩態解之高溫現象。

分析結果顯示，護箱在進氣口發生全阻塞時，護箱出氣口之最低溫度約為 32-34°C，略高於先前 5.5.1 節計算所得之 32°C，這是因為護箱出氣口位置較高位置，並受上升的溫度邊界層覆蓋所致。但相比於護箱出氣口的低溫現象，所有護箱的出氣口高溫已達到 86°C 以上，甚至在穩態模擬而到達穩態後，出現 131°C 的出氣口高溫。這證實在全阻塞事故發生後，護箱內的自然對流確實會自然調節，並形成一定程度的對流而促使高溫空氣流出護箱。即使假設事故可能掩埋場區設置的進氣口溫度偵檢器，而使其出現不可用之狀態；此時將護箱的最低溫度保守假設護箱進氣口溫度，並與出氣口最高溫度相減，則最小溫差仍有逾 42°C(Cask07)，此差異即足以觸發現行規劃的溫度監測機制以確保設施安全無虞。

表 20、考慮日照輻射且全場所有護箱發生假想進氣口全阻塞之穩態分析結果

CASK ID										
	25	22	19	16	13					
	24	21	18	15	12	10	8	6	4	2
	23	20	17	14	11	9	7	5	3	1
出氣口最低溫度 (°C)										
	32.69	34.03	32.68	32.80	32.83					
	33.06	32.18	33.04	35.83	34.24	34.59	32.91	33.62	32.17	32.12
	32.34	32.50	32.30	33.48	34.88	34.09	33.88	32.35	32.14	32.68
出氣口最高溫度 (°C)										
	116.96	102.45	104.77	106.76	128.57					
	131.91	105.50	104.14	123.24	142.31	131.31	75.32	94.87	108.28	126.70
	99.58	70.36	94.56	115.62	138.63	132.96	118.45	92.29	99.65	86.76
溫差 (°C)										
	84.27	68.42	72.09	73.96	95.74					
	98.85	73.32	71.1	87.41	108.07	96.72	42.41	61.25	76.11	94.58
	67.24	37.86	62.26	82.14	103.75	98.87	84.57	59.94	67.51	54.08

5.6 核一廠乾貯申照負載下之護箱溫度及作業餘裕研析

透過各項熱流案例計之結果，本研究發現核一乾貯於實際熱負載條件下，將與原始安全分析報告所載溫度與作業時間有顯著差異，在實際裝載條件下因為熱負載的減輕之故整體餘裕皆有增加之趨勢。考量實際熱負載與申照熱負載分別對於設施管制與管制技術精進皆有實質效益，本研究將其分類簡述如下：

1. 實際熱負載之溫度與作業時間餘裕：
 - A. 藉由 5.1 與 5.2 節對 cask25 護箱於燃料池與 5 樓防震架之穩態分析顯示，INER-HPS 在最大實際熱負載下，只要池水溫度與廠房溫度符合安全分析報告原訂作業限值，護箱元件將保有充足溫度餘裕；
 - B. 依據上述溫度存在明顯餘裕之結果可知，INER-HPS 傳送護箱於裝載作業期間無任何時間限制，故不論選用原有安全分析報告之作業時限，或因特殊狀況需引用行政管制(600 小時)以定義各作業階段之時限皆屬合理且保有充足之時間餘裕；
 - C. 正常貯存下護箱密封鋼筒內各組件於最高溫度與設計限值間之實際上仍有近 300°C 之溫度餘裕；餘裕最小之組件為混凝土護箱，其值仍有 23°C；
 - D. 由於內部對流能有效增進充水階段之護箱散熱能力，故上蓋封鐸期間之燃料溫度(整體最高溫)之溫升速率僅有 0.02°C，遠比能量守恆所計算而得的 0.8°C 更低，故可證實裝載作業期間有充足溫度餘裕。
2. 允諾裝載值、申照熱負載之溫度與作業時間餘裕：
 - A. 正常貯存下護箱密封鋼筒內各組件於最高溫度與設計限值間之實際上仍有 300-138°C 之溫度餘裕，餘裕最小之組件為混凝土護箱，其餘裕仍有 12°C；
 - B. 安全分析報告分析時為求保守，而忽略 TSC 內對流之散熱能力，

此假設確實能提供一定程度之分析保守性，若以安全分析報告計算所得為基準並與本研究於 14kW 之分析結果進行比對，則可知其分析保守性約有 4-23°C。

- C. 護箱於燃料池與 5 樓防震架之穩態分析顯示，INER-HPS 在最大實際熱負載下，INER-HPS 燃料最高溫度僅有 78°C，距設計限值尚有 15°C 以上之溫度餘裕；

3. 台電溫度監測機制之有效性評估

- A. 台電以單一溫度量測點代表所有護箱進氣口之規劃，經分析證實所有護箱進氣口差異微小，故此一規劃係為合理；
- B. 護箱全阻塞事故下，出氣口將會因為流阻與護箱列置狀況而自然誘發對流現象，並將內部熱空氣導出從而觸發監測系統；此一現象證實台電採進出氣口溫度差進行護箱監測之方式係為合理；
- C. 最後，經評估台電以進出氣口溫差為 36.6°C 作為護箱狀況判定之基準，經分析後證實在風界風場影響下，此一規劃係為合理，惟建議逐步以實測數據進行滾動式調整，以達事故初期儘早鑑別之效果。

表 21、INER-HPS 混凝土護箱模式申照負載下之護箱溫度餘裕

	Cask25	7kW	14kW		Temp. Limit	基於設計限值之	
			Present	SAR		分析保守性	溫度餘裕
Fuel	121.0	149.5	218.79	236.8	400	18.01	181.21
Supp_disk	111.83	140.67	207.95	221.8	371.1	13.85	163.15
Con_disk	111.36	137.58	204.32	221.2	343.3	16.88	138.98
TSC	76.57	90.51	128.15	134.3	371.1	6.15	303.27
VCC	48.35	53.34	67.36	71.9	93.3	4.54	25.94
AOS	41.77	44.93	53.94	71.0	93.3	17.06	39.36
VCC(Average)	45.72	44.58	53.18	63.2	65.5	10.02	12.32
AOS(Average)	34.77	35.59	38.1	61.4	65.5	23.3	27.4

第六章、研提熱傳分析評估審查重點或注意事項

本研究利用所建立之幾何模型、材料性質與熱源項，進行各種裝載、封銲、貯存與受外界風場影響之案例分析後，提出以下發現與建議事項，以供管制機關參考：

1. 國際資訊檢索結果顯示，在特定風場條件下，部分僅具單方向進氣口之護箱可能受到風場影響而導致護箱空氣流量受到影響；但本研究採全場域分析後證實，護箱列置亦將略微影響護箱之通風能力；值得注意的是，室內乾貯設施廠房與護箱將存在一特定不變之風場狀況，故此現象於室內乾貯之分析中尤需注意。
2. 既有安全分析之結果確實有足夠之保守度以涵蓋護箱於燃料池或 5 樓防震架施作期間之各種可能條件變動，例如燃料池溫度、施工期間因其他因素而暫停作業等皆不致影響作業之安全性。
3. 依據全場域分析結果顯示，目前台電公司規劃藉由出氣口溫差進行護箱狀態的監測機制，確實能掌握大部分護箱在不同風場與風向下狀態；即使罕見瞬時風場可能造成的溫度偏差可能只會出現短暫的警示，但並不存在護箱實際散熱能力異常之狀況。且此一監測機制確實能在護箱全阻塞時達到示警之效果，故台電所提每月 1 次之現場巡檢規劃，亦可滿足管制要求。惟建議台電公司可逐步就實際貯存後之監測結果進行監測條件(36.6°C)之最適化，以收全阻塞事故提早鑑別之效。

第七章、結論與未來工作

本子項計畫藉由所蒐集的國際管制資訊、護箱與設計資訊的蒐集，成功地完成標的護箱(INER-HPS)於裝載、貯存期間之熱流分析模式建立，並在考慮 NRC 對外界風場影響之研究後，依據核一乾貯場址建置一全場域模型以供分析之用。在進一步完成不同模型所需之等效熱傳係數、軸向功率分布等邊界條件後，本研究即針對乾貯設施進行熱測試與實際貯存期間的各項作業進行情境評估，並研擬以四種案例類型以作為有管制價值之熱流情境模擬用之。

研究結果初步指出，得利於護箱熱負載遠低於允諾裝載值之故，各項裝載作業暫無需調整作業時限。此外，分析結果指出全阻塞事故將明顯影響護箱出氣口溫度表現，而台電所規劃的現行監測出氣口之方式即使在外界風場之影響，仍可有效判定護箱之狀況；在此監測計畫有效之前提下，台電目前以每月 1 次的巡檢規劃亦可滿足管制要求。惟仍建議台電持續進行護箱溫度監測並以滾動調整方式，逐步調整護箱出氣口溫差判定基準，以收其全阻塞事故提早鑑別之效。

參考文獻

- 1、台灣電力公司，“核一廠用過燃料乾式貯存安全分析報告，”民國96年。
- 2、國原院，“核一廠用過核子燃料乾式貯存護箱燃料束配置報告，”ISFSI-04-REP-07001-06，民國100年。
- 3、國原院，“核一廠用過核子燃料乾式貯存護箱燃料束配置報告，”ISFSI-04-REP-07001-06，民國113年。
- 4、U.S. NRC, “Impact of Variation in Environmental Conditions on the Thermal Performance of Dry Storage Casks,”NUREG-2174, 2016.
- 5、NAC, “Final Safety Evaluation Report Amendment 11,” DOCKET NO. 72-1015, 2016.
- 6、Ansys, “FLUENT 2024 R2 User Manual,” 2024.
- 7、Ansys, “FLUENT 2024 R2 User Defined Function Manual,” 2024.
- 8、NRC., “Computational Fluid Dynamics Best Practice Guidelines for Dry Cask Applications: Final Report ,” NRC-2152, Final Report, 2012.
- 9、NRC., “CFD Validation of Vertical Dry Cask Storage System: Final Report ,” NUREG/CR-7260, 2019.
- 10、NRC., “Validation of a Computational Fluid Dynamics Method Using Horizontal Dry Cask Simulator Data,” NUREG/CR-7274, Final Report, 2020.
- 11、NRC., “Computational Fluid Dynamics Best Practice Guidelines for Dry Cask Applications: Final Report ,” NUREG -2152, Final Report, 2012.
- 12、NRC., “Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems and Facilities - Final Report ,” NUREG -2215, 2018.
- 13、核能安全委員會，用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則，108年1月。
- 14、NAC, “Certificate of Compliance Renewal Application Non-Proprietary Version,” Docket No 72-1015, 2020 Oct.
- 15、國原院, “計算流體力學分析方法論/乾式貯存與大修機組冷卻之熱流分析應用,” TITRAM CS/KS-CFD-MHD-01, 2010.
- 16、HOLTEC, “SAFETY ANALYSIS REPORT on THE HI-STAR 100MB PACKAGE ,” NUREG -2215, Final Report, 2020.
- 17、台電公司, “核一廠用過核子燃料乾式貯存設施-試運轉報告,” 114年1月。
- 18、台電公司, “核一廠用過核子燃料乾式貯存設施-試運轉設施整體功能驗證報告,” 102年8月。