

行政院原子能委員會
委託研究計畫研究報告

用過核子燃料乾式貯存護箱輻射屏蔽度量分析驗證(III)

Validation Radiation Shielding Analysis for a Spent-Fuel Dry Storage Cask
(III)

計畫編號：1012001INER014

受委託機關(構)：國立清華大學

計畫主持人：江祥輝

聯絡電話：03-5715131 ext.34296

E-mail address：shjiang@mx.nthu.edu.tw

核研所聯絡人員：張淑君

報告日期：101 年 12 月 10 日

目 錄

目 錄.....	I
中文摘要.....	1
ABSTRACT.....	2
壹、計畫緣起與目的.....	3
貳、研究方法與過程.....	5
一、 研究 SCALE 6.1 程式之 MAVRIC 控制模組及多重射源模 擬技術，計算貯存護箱表面劑量率分布	6
二、 參與乾式貯存護箱輻射屏蔽度量驗證實驗規劃，進行度量儀 器與熱發光劑量計的校正分析與設計量測輔助支架	7
參、主要發現與結論.....	9
一、 研究 SCALE 6.1 程式之 MAVRIC 控制模組及多重射源模 擬技術，計算貯存護箱表面劑量率分布.....	9
二、 執行度量儀器與熱發光劑量計的校正分析，量測背景輻射劑 量率.....	19
肆、結論與未來研究方向.....	23
伍、參考文獻.....	24

中文摘要

本計畫之目的主要針對 TSC01 和 TSC02 核一廠用過核子燃料貯存護箱從事輻射屏蔽計算與技術精進，以評估精準的表面中子和加馬射線劑量率分佈情形，同時與核能研究所共同參與核一廠用過核子燃料乾式貯存設施試運轉之護箱劑量量測實驗，以便於評估結果可與實際測量數據相比較，藉以驗證本計畫之屏蔽分析技術的可性度。計畫執行步驟將依試運轉 TSC01 和 TSC02 貯存護箱實際裝填的各 56 根用過核子燃料束射源項數據，利用美國橡樹嶺國家實驗室於 2011 年更新發佈的 SCALE 6.1 程式系統的 MAVRIC 控制序列，計算兩個貯存護箱的表面中子與加馬射線劑量率，並針對量測實驗需求，進行度量儀器與熱發光劑量計的校正分析，設計量測輔助支架以有效獲取護箱表面的劑量分布數據，以執行用過核子燃料乾式貯存護箱輻射屏蔽度量分析驗證分析，藉以驗證本計畫之屏蔽分析技術的可性度。

Abstract

This project aims to improve the shielding calculation technique for the TSC01 and TSC02 first Nuclear Power Plant test-run spent fuel storage casks and evaluate the accurate and precise neutron and gamma-ray dose rates on the cask surface. In the meantime, we will take part in the surface dose rate measurement experiment to be carried out by Institute of Nuclear Energy Research, so that we can compare the calculation results with those of measurement and verify the reliability of the shielding analysis technique established in this project. In the project execution, we apply the MAVRIC control sequence of the SCALE6.1 code system, which was recently revised by Oak Ridge National Laboratory in 2011, to calculate the neutron and gamma-ray dose rates on the cask surface of these two storage casks according to the 56 actually loaded spent fuel assemblies for each cask. Furthermore, we prepare the measurement instruments and establish calibration of neutron dosimeter and TLD. For the requirements of measurement plan, we design the auxiliary measuring system, like elevator and locator, to help getting the measurement data efficiently. Finally, we will make a comparison of the surface dose rate data between calculation and measurement and verify the reliability of the shielding analysis technique established in this project.

壹、計畫緣起與目的

國內第一座「核一廠用過核燃料乾式貯存設施」安全分析報告已於 97 年 2 月通過原能會審查。所採用的用過核子燃料乾式貯存護箱(INER-HPS)的設計基準為：每個護箱可盛裝最大燃耗度為 36,000 MWD/MTU、最短冷卻時間 10 年、U-235 初始平均濃縮度 1.9~3.25 wt%及熱負載 14KW 之 56 束 BWR 用過核子燃料元件。在安全分析報告中的屏蔽計算分析，中子和加馬射線射源採用 SCALE 4.4a 中之 SAS2H 控制模組，護箱屏蔽設計與表面劑量率計算採用 MCNP 程式，計算結果貯存護箱側壁表面之平均劑量率小於 0.5mSv/h，空氣進出口表面之平均劑量率小於 1mSv/h，頂部表面之平均劑量率小於 0.5mSv/h，均符合原設計基準。

由於用過核子燃料乾式貯存護箱屏蔽計算分析非常複雜，包括用過核子燃料中子和加馬射線射源之計算和護箱屏蔽中子和加馬射線遷移計算。雖然分析所用工具均為美國核管會及我國原子能委員會放射性物料管理局審核認可之程式軟體，且均曾經個別確認與驗證，然而利用不同程式計算結果雖均能獲得審查通過，但彼此間仍存有可觀的差異，尤以國內環境劑量影響承諾值比法規年劑量限值更低，僅為 0.05 毫西弗，使得不同程式的計算結果差異就顯得重要，澄清差異之道似乎只有與實際測量結果比較一途。國際文獻上很難找到用過核子燃料乾式貯存護箱屏蔽計算與實際測量比較之專門且嚴謹文章或報告，主要是因為安全分析報告以設計規格之用過核子燃料為評估標的，但實際裝填用過核子燃料之射源項一定比設計規格低且每束用過核子燃料之射源項均有不同。考量國內未來用過核子燃料乾式貯存需求並非只有目前

核一廠的 30 個貯存護箱，緊接著還有核二廠、核三廠以及核電廠除役需求的用過核子燃料乾式貯存，因此如何提升屏蔽計算分析及審查能力確有急迫之需求性，而其關鍵應在於確實澄清利用不同程式計算結果所存在之差異。為此，本計畫在與核能研究所合作，針對 TSC01 和 TSC02 核一廠用過核子燃料貯存護箱從事輻射屏蔽計算與技術精進，以評估精準的表面中子和加馬射線劑量率分佈情形，同時與核能研究所共同參與核一廠用過核子燃料乾式貯存設施試運轉之護箱劑量量測實驗，利用核一廠用過核燃料乾式貯存設施試運轉期間對於混凝土貯存護箱側面和頂面進行全面性中子和加馬射線劑量率分佈量測，以便於評估結果可與實際測量數據相比較，藉以驗證本計畫之屏蔽分析技術的可性度。

1. 研究 SCALE 6.1 程式之 MAVRIC 控制模組及多重射源模擬技術，計算貯存護箱表面劑量率分布。

2. 參與乾式貯存護箱輻射屏蔽度量驗證實驗規劃，進行度量儀器與熱發光劑量計的校正分析與設計量測輔助支架以有效獲取護箱表面的劑量分布數據。

貳、研究方法與過程

本計畫與核研所共同進行 SCALE 程式系列模組的分析能力建立，SCALE 程式全名為 Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation，是一套可適用於核子安全分析的整合型評估模式，由美國能源部與核能管制委員會共同委請美國橡樹嶺國家實驗室負責開發、維護，SCALE 程式功能可執行有關反應器物理、臨界安全、輻射屏蔽，以及用過核子燃料特性研究以及相關運送、貯存容器之設計分析。SCALE 程式已發展有 30 年之久，第一階段約在 1980 年即開始發展，由 SCALE 0.0 版次發展至 2000 年的 SCALE 4.4a 版次，核一廠用過核子燃料乾式貯存系統即是以 SCALE 4.4a 進行燃料射源項分析，但苦於當時屏蔽分析功能尚未發展成熟，僅能進行一維之簡易屏蔽計算，無法滿足國內執行屏蔽安全分析而以 MCNP 程式為評估主力。然而在 2004 年至 2010 年之間，SCALE 程式開發有階段性的突破，大幅擴增程式模組間的串連組合分析能力，也將蒙地卡羅分析技術提升至三維分析能力，如此更凸顯 SCALE 程式系列模組所展現的整合優勢。SCALE 程式目前更朝向整合高效能電腦計算能力，提升計算效能。

在第一年成果中，雙方合作驗證了利用 SCALE 6.0 中 TRITON 系列(T-DPEL)二維燃耗計算與 SCALE 5.1 中 SAS2H 兩次一維燃耗計算所得射源項很一致，誤差在 5% 以內，因此建議射源項分析可採用 SAS2H 計算結果即可。第二年成果建立以 SCALE 6.0 中的 MARVIC 序列從事護箱表面中子和加馬射線劑量率和 He-3 中子偵檢器之計數率之輻射屏蔽計算能力，同時突破 SCALE6.0 程式的限制，研究改進 MARVIC 程式，可直接依照 TSC01 貯存護箱內

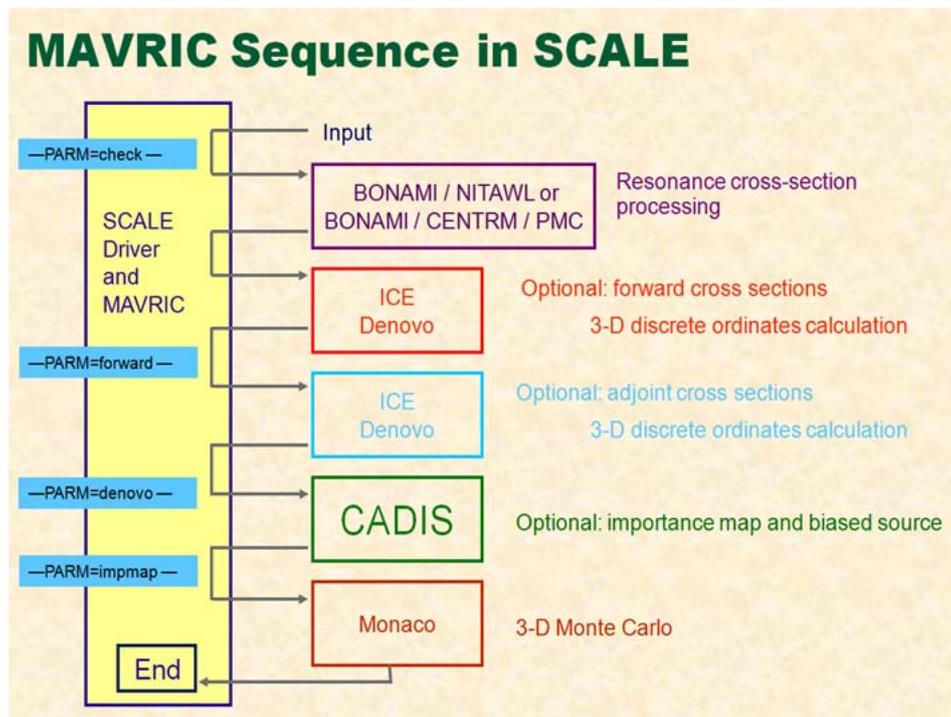
56 束用過燃料束之裝填配置，使其可直接一次設定所有射源項之空間分佈，大幅提升乾式貯存護箱輻射屏蔽計算分析之計算效率。

本年度主要分為以下兩部分研究方向，目的在於做好未來執行過核子燃料乾式貯存護箱輻射屏蔽度量分析驗證分析之準備，並希望未來完成的驗證分析結果可提高國內此領域之屏蔽分析技術的可性度與準確度。

一、研究 SCALE 6.1 程式之 MAVRIC 控制模組及多重射源模擬技術，計算貯存護箱表面劑量率分布

為進行貯存護箱表面劑量率分析，本計畫採用美國橡樹嶺國家實驗室 (ORNL) 2011 年最新公布版本的 SCALE6.1 程式集中的 MAVRIC 計算序列來評估，MAVRIC 代表 Monaco with Automated Variance Reduction Using Importance Calculations。MAVRIC 計算序列採用新的 Monaco 多群蒙地卡羅程式取代舊有的 MORSE 程式，同時 Adjoint 計算捨棄一維的 XSDRNPM 遷移程式而改用三維的 Denovo 角分格座標遷移程式，立基於 CADIS (Consistent Adjoint Driven Importance Sampling) 蒙地卡羅變異數降低的理論基礎，專門發展來加速執行非常困難的蒙地卡羅計算問題。SCALE 6.1 程式與前一版次 SCALE 6.0 程式最大的不同，在於其 MAVRIC 屏蔽分析序列可處理多射源項模擬及自動偏導計算，如圖一所示為 MAVRIC 程式計算序列流程圖，應用在本計算時可直接定義 56 束用過核子燃料元件的射源項空間分佈，不受限於 SCALE 6.0 程式只能進行單一束燃料束計算；在去年度(100 年度)的計畫中，我們為加速模擬計算效率完成修改 SCALE 6.0 程式中的 MAVRIC 序列的程式碼，直接依

照 TSC01 貯存護箱內 56 束用過燃料束之裝填配置，一次設定所有射源項的空間分佈進行計算，因此在本年度計畫執行初期，我們先進行 SCALE 6.1 程式的多射源項模擬及自動偏導計算程序研究，重新建構 INER-HPS 用過核燃料貯存護箱之屏蔽計算模型，完成 TSC01 貯存護箱之表面劑量率分析，並與去年度的評估結果比較。



圖一、MAVRIC 程式計算序列流程圖

二、參與乾式貯存護箱輻射屏蔽度量驗證實驗規劃，進行度量儀器與熱發光劑量計的校正分析與設計量測輔助支架

量測護箱表面劑量率包括中子與加馬射線，來源有燃料所產生的中子射源、燃料所產生的加馬射源，以及其他結構物被活化後所產生的加馬射源，本計畫依據第一項工作項目所得到的護箱表面劑量率分布成果，進行量測計畫規劃，以及所需度

量儀器與熱發光劑量計的校正分析，同時由於貯存護箱 VCC 整體高達 5 米 7，且配合核一廠核子保防作業需求，僅能提供 2 天的時間進行實際劑量率量測作業，故本計畫亦需設計相關量測輔助支架，才能有效執行護箱表面劑量量測作業，確保量測的高空實驗安全及實驗的效率性。

待完成各項量測計畫及量測設備的校正分析等各項準備工作後，將會配合核研所執行貯存護箱模擬試運轉的各項作業規劃，赴核一廠貯存場址進行環境背景劑量量測及護箱表面空白背景劑量量測，未來實際量測數據將扣除該位置的背景劑量率，以獲取護箱因實際貯存 56 束燃料所造成的表面劑量率，即可與評估結果直接比較分析。

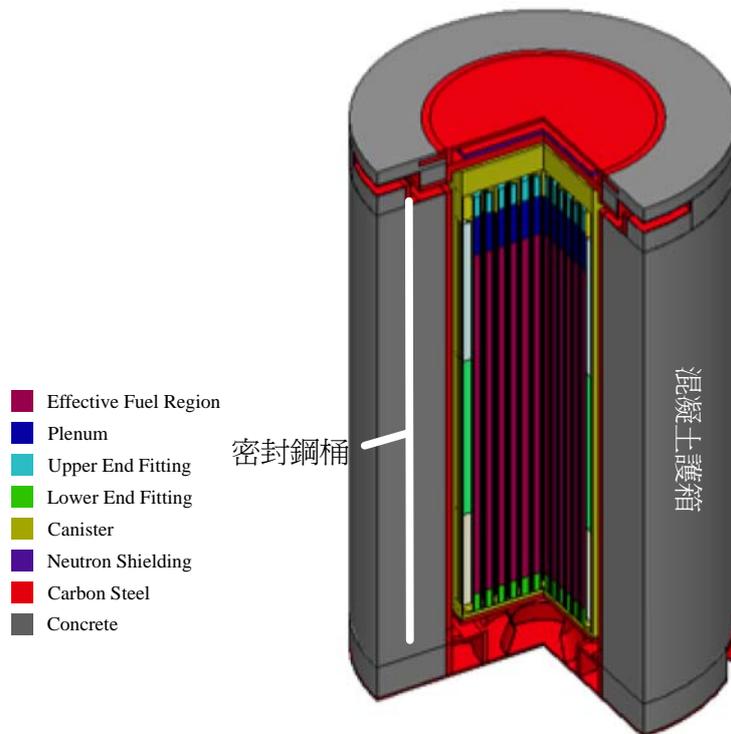
參、主要發現與結論

一、研究 SCALE 6.1 程式之 MAVRIC 控制模組及多重射源模擬技術，計算貯存護箱表面劑量率分布

SCALE(Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation)是美國橡樹嶺國家實驗室(ORNL)為美國核管會(NRC)所發展的一套容易使用的計算機程式系統，可以用來對於核子設施和核包件從事臨界安全、輻射屏蔽、用過核燃料／高放射性廢料特性(包括核種存量、衰變熱、輻射源和能譜)以及熱傳分析計算。SCALE 程式系統係由美國核管會和能源部(DOE)共同贊助，由橡樹嶺國家實驗室維護、推薦並改進發展。目前最新的版本為 SCALE 6.1。SCALE 程式系統係建立在模組式概念，由許多獨立的程式模組(code module)或稱功能模組(functional module)，和一些特殊設計的控制模組(control module)或稱控制系列(control sequence)所組成。控制模組或控制系列係一指令系列，一特定次序呼叫所需程式模組用以執行某種特定之分析計算。本計畫主要使用 MAVRIC 控制模組，MAVRIC 控制模組主要是利用 CADIS(Consistent Adjoint Driven Importance Sampling)蒙地卡羅變異數降低的理論基礎，可利用三維的 Devono 角分格座標遷程式自動執行 Adjoint 計算求出不同位置與能量之伴隨矩陣通量函數，並用所得的伴隨矩陣通資料組合完成 importance map 及 biasing source distribution，最後並據以執行 Monaco 多群蒙地卡羅程式計算。

在 SCALE 6.1 程式與 SCALE 6.0 程式間的不同，在於 SCALE 6.1 所提供的 MAVRIC 模組已更新修訂可定義處理多射

源項之參數。建置護箱幾何模型可採用 KENO V.a 或是 KENO.VI 的 SCALE 廣義幾何包件 (SCALE Generalized Geometry Package, SGGP)，KENO V.a 內建簡單幾何形狀組合法，即如積木堆疊般之建構法，KENO VI 更靈活改進幾何形狀定義，凡是能以數學二次方程式描述的幾何形狀都能模擬，同時也加入旋轉、相切、相交等功能。此外值得注意的是，KENO-VI 之發表目的並非用以取代或淘汰 KENO V.a，而應視其為 KENO V.a 之延伸補充版本，表一為 KENO V.a 及 KENO VI 兩版本之詳細差異比較。本計畫為詳盡模擬出複雜的貯存護箱設計，採用 KENO VI 完成幾何模擬，圖二為以 KENO VI 所建構之幾何模型。



圖二、以 KENO VI 所建構之貯存護箱幾何模型

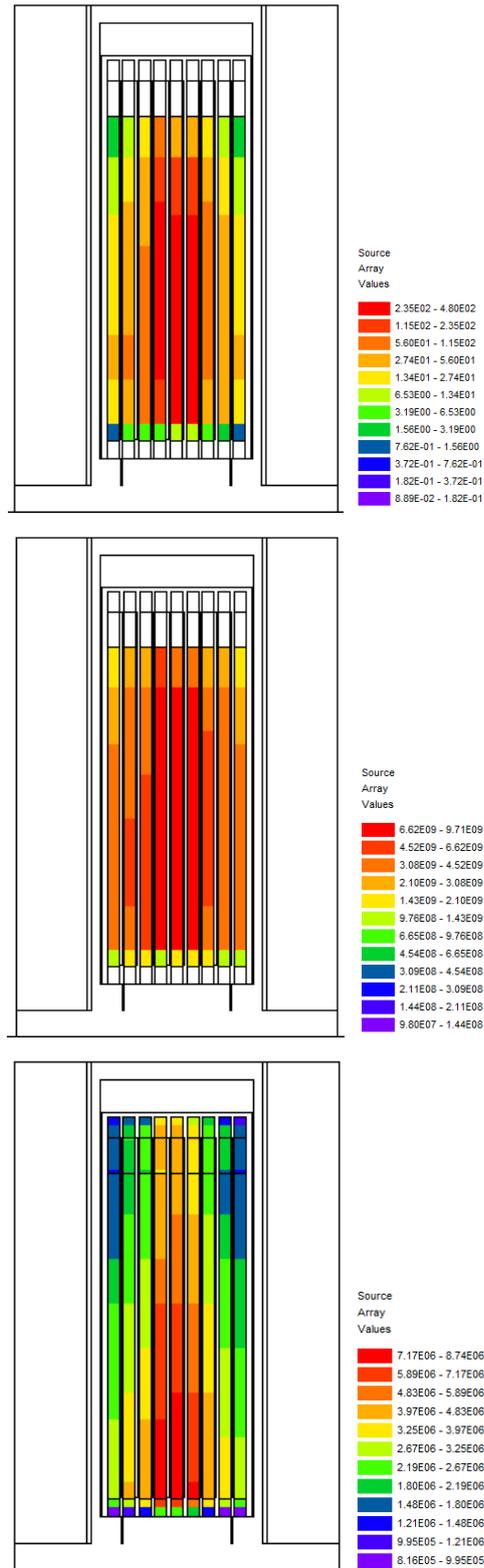
表一、KENO V.a 與 KENO-VI 之比較

版本	KENO V.a	KENO-VI
形體 (shape)		
形體定義限制	特定數種形體	幾乎任何形體 除了以預設的形體堆疊之外，尚可用二次方程式來描述
預設形體	立方體、長方體、球體、圓柱體、半球體、半圓柱體	圓錐體、長方體、圓柱體、五角形十二面體、橢圓柱、橢球體、六角柱、漏斗型、平行六面體、平面、菱形六面體、球體、楔型體
形體旋轉	所有預設形體需定位於垂直座標，無法旋轉。	形體可以被旋轉到任何方向或位置
單元 (unit)		
單元內各幾何形體之交集	不允許 在一單元內，後定義的幾何形體必須完全包涵前面定義的幾何形體	允許
單元內各幾何形體之相切或共面	允許	允許
多套獨立幾何區域 (即 unit) 定義	可以定義多套獨立的幾何區域 (即單元)，各套單元內之各形體受不允許交集的限制	可以定義多套幾何區域 (即單元)，各套單元有獨立的座標系統
各單元的最外層形體限制	為了相互堆疊，每個單元的最外層形體必須是長方體，且兩單元相接的面必須是大小與形狀完全相同的長方體。	每單元的最外層形體容許為長方體或六角柱體。
多重陣列	可以描述多重陣列。	可以描述多重陣列。

同時，也利用 Array 描述 56 束燃料束模型，並分別依據圖三所示的第一組貯存護箱之用過核子燃料裝填配置規畫，逐一進行每一束用過核子燃料的能譜、強度及分布定義，完成 MAVRIC 模組的多射源定義，由於貯存護箱的表面劑量貢獻主要分為來自用過核子燃料本身的中子及加馬射線，以及結構物受到中子照射而產生的(n, γ)反應，本計畫遂完成三個計算案例分別計算燃料中子、燃料加馬、結構物加馬所造成的表面劑量率影響，圖四為貯存護箱內中心位置(y=0)之燃料中子射源項、燃料加馬射源項及結構物加馬射源項之分布。

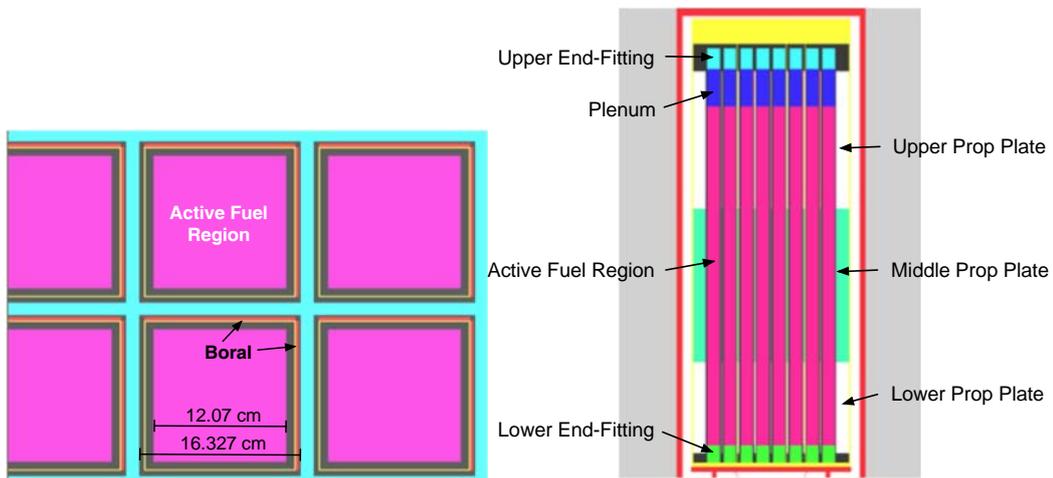
DJ	DH	DG	DF	DE	DD	DC	DB	DA	
		AQ-49 LJ1099 48.2W	Z-60 LJ1109 50.6W	AM-53 LJ1092 50.7W	N-49 LJ1086 50.0W	P-51 LJ1149 48.2W			1
	AM-56 LJ1181 54.6W	Z-56 LJ1420 61.5W	AN-60 LJ1186 62.9W	AQ-56 LJ1281 64.6W	T-48 LJ1412 61.7W	Z-59 LJ1490 61.6W	Z-57 LJ1111 54.1W		2
	Z-55 LJ1355 54.6W	AM-54 LJ1202 66.4W	AX-07 LJC934 101.1W	AX-04 LJC892 109.1W	AW-12 LJC899 106.2W	Y-57 LJ1321 65.8W	N-48 LJ1331 55.5W		3
AM-57 LJ1090 44.6W	AM-50 LJ1489 60.9W	AM-59 LJ1172 67.2W	AU-07 LJC927 116.0W	AX-05 LJC887 122.6W	AX-08 LJC933 111.2W	R-58 LJ1394 68.6W	T-47 LJ1356 56.8W	T-49 LJ1115 43.9W	4
AQ-57 LJ1096 43.9W	Z-54 LJ1421 58.6W	T-54 LJ1171 66.8W	AY-08 LJC816 117.7W	AW-13 LJC861 120.3W	AW-10 LJC902 120.2W	R-57 LJ1389 68.4W	AQ-52 LJ1273 56.4W	AQ-53 LJ1098 44.0W	5
	AQ-55 LJ1097 56.1W	Z-48 LJ1155 65.3W	AX-06 LJC886 108.3W	AW-11 LJC900 110.4W	AU-06 LJC928 98.3W	T-50 LJ1380 66.5W	Y-59 LJ1444 55.1W		6
	N-51 LJ1443 53.1W	AM-60 LJ1221 61.7W	AN-59 LJ1232 61.7W	AQ-50 LJ1456 62.9W	T-51 LJ1468 62.9W	AM-55 LJ1301 61.5W	Y-58 LJ1212 51.2W		7
		AQ-59 LJ1093 48.7W	P-52 LJ1151 50.0W	AQ-51 LJ1192 50.8W	AQ-58 LJ1094 49.9W	AM-58 LJ1101 49.0W			8

圖三、第一組貯存護箱之用過燃料束裝填配置



圖四、貯存護箱內中心位置(y=0)之燃料中子射源項分布(上)、燃料加馬射源項分布(中)及結構物加馬射源項分布(下)

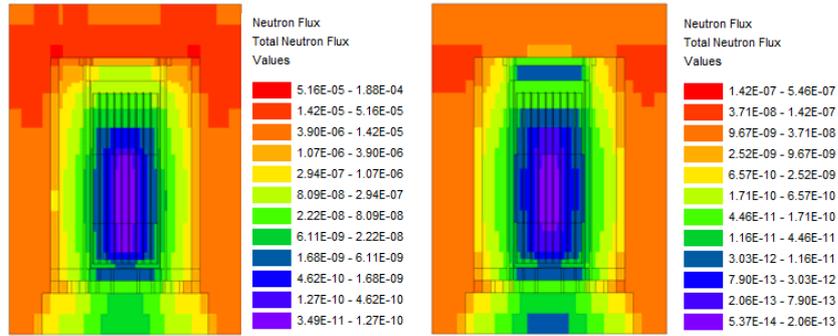
在圖二的貯存護箱幾何模型中，模擬密封鋼筒之細部幾何結構，包含放置燃料束之方形格架，與格架外側貼上之中子吸收板 (Boral)，如圖五所示。而格架外之承載圓盤和導熱圓盤區域，僅分成上中下三個區域，中段是同時含有承載圓盤和導熱圓盤之區域，而上下段則是僅含有承載圓盤。此計算模型所設定之材料，其密度和核種組成主要參照核一乾貯的安全分析報告，唯有密封鋼桶內的用過燃料束依燃料束大小重新均質化，外圍承載圓盤部分，則分成上、中、下三個部分作均質化。



圖五、密封鋼筒幾何模型之橫切面(左)和縱切面(右)

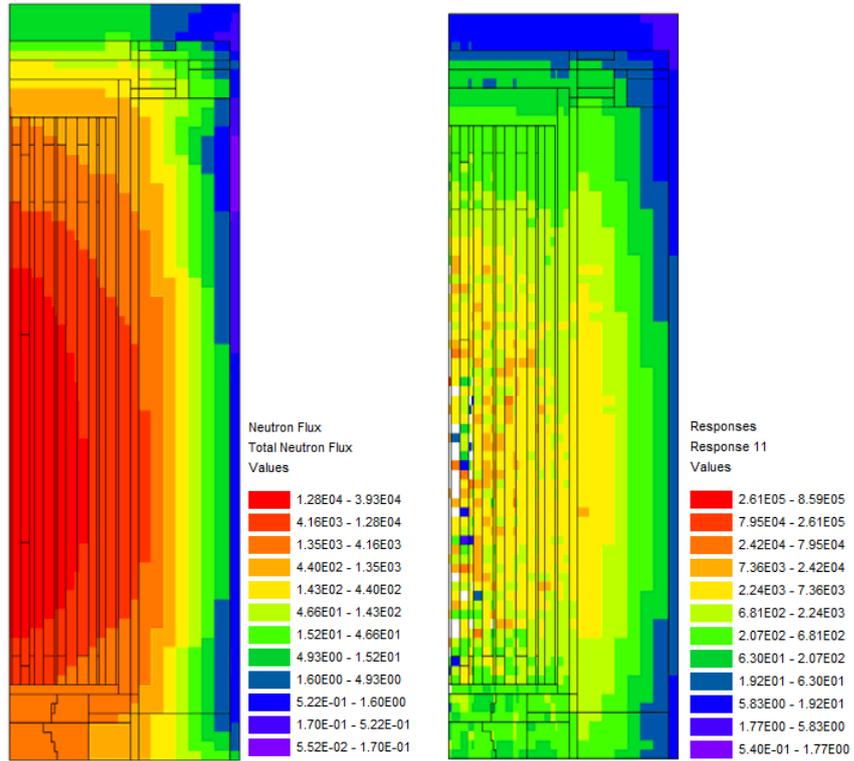
由於用過燃料乾式貯存護箱分析是複雜的深穿透屏蔽計算，SCALE 6.1 程式之 MAVRIC 控制模組利用 CADIS (Consistent Adjoint Driven Importance Sampling) 方法，先以三維分格縱座標遷移計算程式 (Denovo) 之伴隨遷移計算，求得伴隨通率分佈 (Adjoint Flux) 來設定重要性地圖 (Importance Map) 和射源偏導 (Source Biasing) 之參數，再以

MONACO 程式作蒙地卡羅遷移計算。圖六左為 Denovo 所計算出之護箱中心處的伴隨燃料中子通率分佈圖，右為 Denovo 所計算出之護箱中心處的伴隨燃料加馬通率分佈圖。



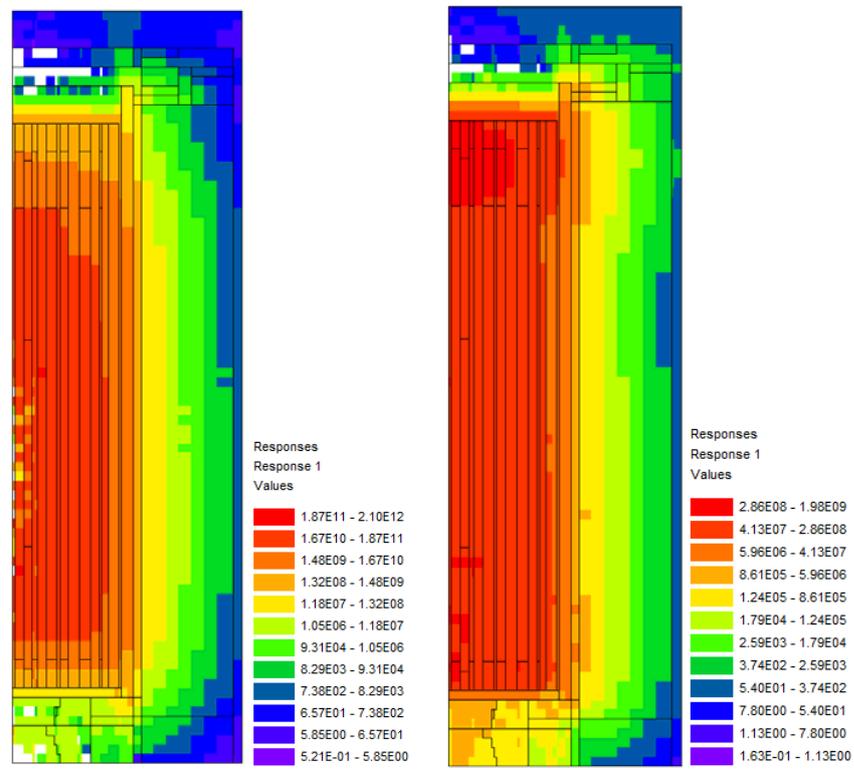
圖六、Denovo 計算通率分佈，左圖為燃料中子，右圖為燃料加馬

圖七為 Monaco 程式進行蒙地卡羅遷移計算所求得之貯存護箱內部劑量率分布圖，包括燃料中子、二次光子、燃料加馬與結構物光子。



燃料中子

二次光子

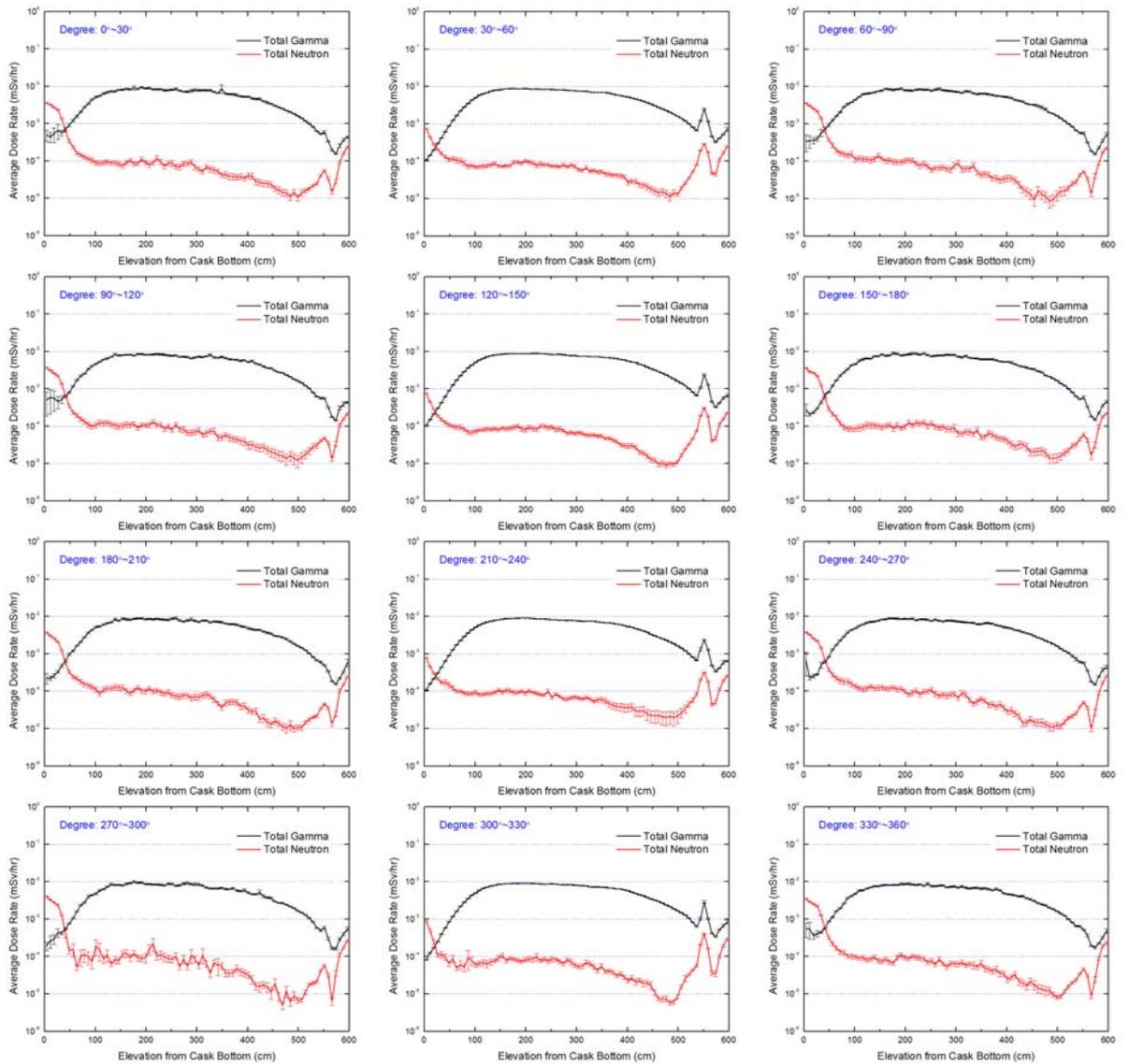


燃料光子

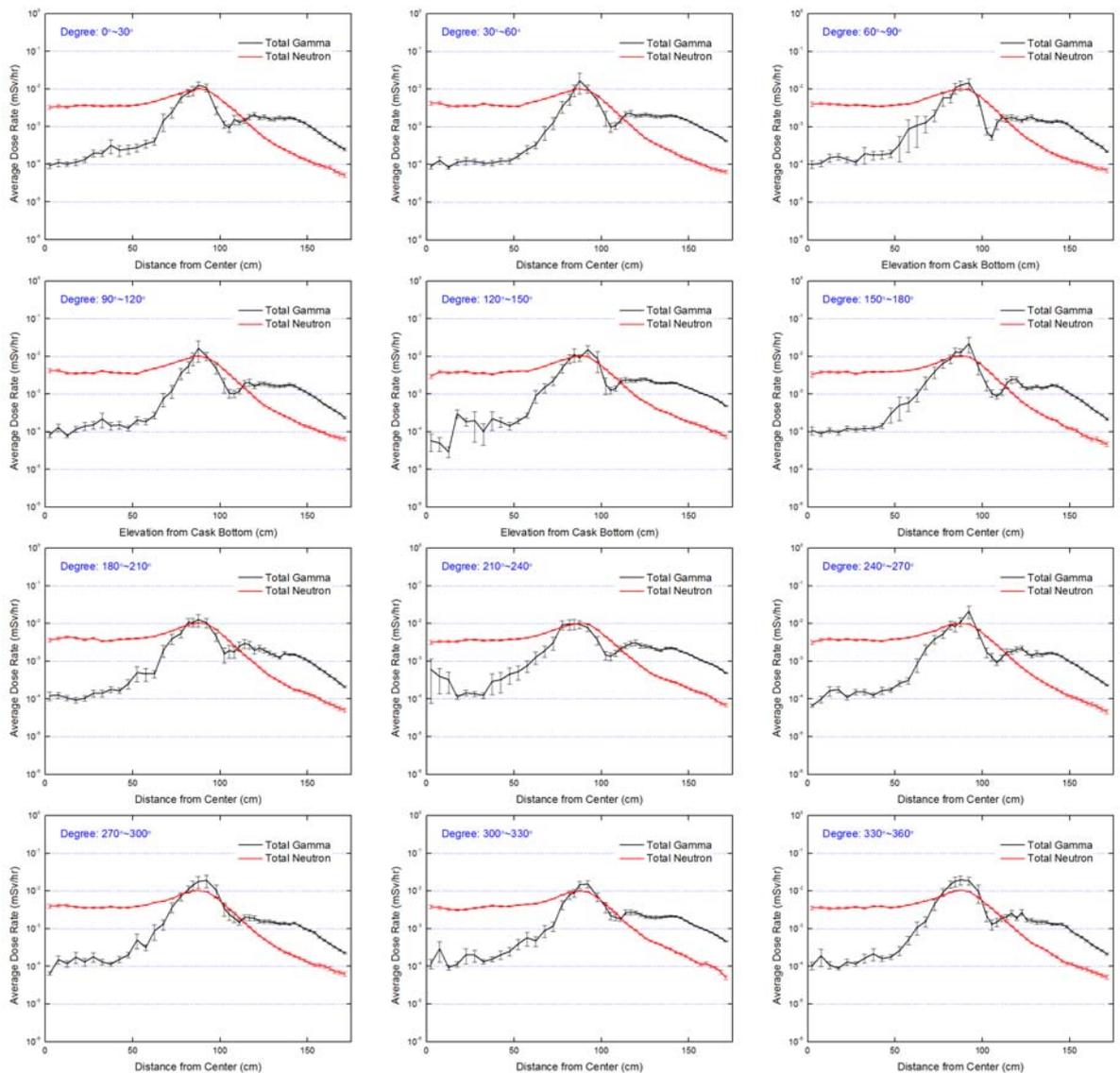
結構物光子

圖七、貯存護箱內部劑量率分布圖

圖八為貯存護箱側壁表面中子與加馬劑量率分佈，圖九為貯存護箱頂端表面中子與加馬劑量率分佈，為便於與未來量測進行比較分析，並表現出貯存護箱底部四個空氣進氣口和距貯存護箱底部 550 公分高處四個出氣口之輻射集流效應，分別計算 0° - 30° ， 30° - 60° ， 60° - 120° ， 120° - 150° ， 150° - 210° ， 210° - 240° ， 240° - 300° ， 300° - 330° ， 330° - 360° 等 12 組角度平均劑量率。



圖八、貯存護箱側壁表面中子與加馬劑量率分佈



圖九、貯存護箱頂端表面中子與加馬劑量率分佈

由圖八與圖九的貯存護箱側壁與頂端表面中子與加馬劑量率分佈結果與背景值劑量率範圍進行比較，在有效燃料區的側壁部分的中子劑量率約為背景的 30 倍上下，進出口劑量率可達 300 倍，而加馬劑量率在有效燃料區的側壁部分約為背景的 100 倍之多，出氣口劑量率約背景值 30 倍。而在護箱頂端屬於密封鋼桶上方，中子劑量率可達 1,000~3,000 倍，加馬劑量率則與

背景值相當，但在密封鋼桶與混凝土護箱間的空氣通道上方，加馬劑量率則為背景值的 100 倍，可知輻射潺流現象的存在。由上述分析資料，可預測未來在執行實際護箱表面劑量率分布量測時，可與背景值進行有效的區別。

二、執行度量儀器與熱發光劑量計的校正分析，量測背景輻射劑量率

配合貯存護箱表面劑量率分布及實際護箱的尺寸，本計畫與核研所合作研擬量測計畫，並完成量測儀器設備的建立與校正分析，如圖十所示，包括 HPIC 加馬劑量率偵測儀器、高效率 He-3 中子偵檢器、muon 偵檢儀器以及 TLD600H 及 700H 熱發光劑量計，並於 101 年 11 月 2 日配合貯存護箱定位試運轉作業，執行貯存場址與護箱表面背景輻射量測作業。圖十一為護箱表面背景輻射量測作業之量測實況、圖十二為護箱表面周圍天然背景劑量率分佈。



圖十、高效率 He-3 中子偵檢器(左)及 HPIC 加馬劑量率偵測儀器(右)

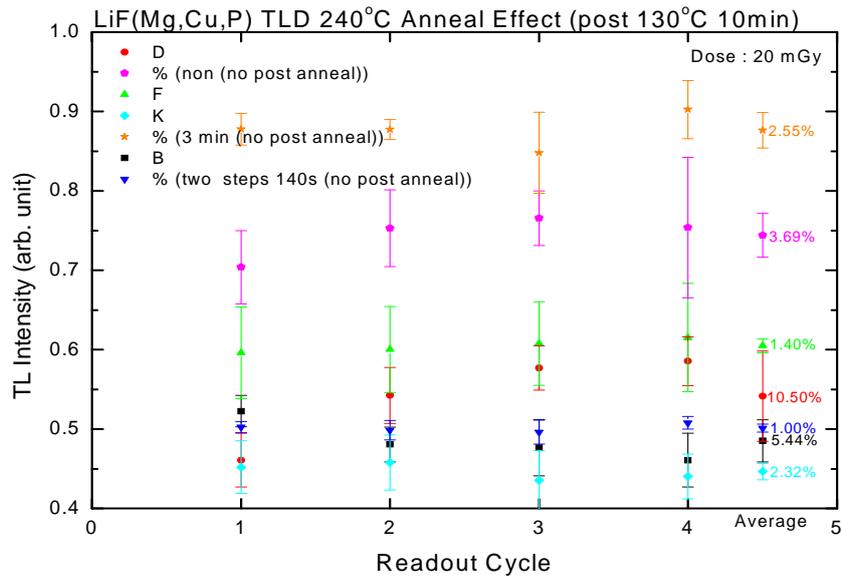


圖十一、護箱表面背景輻射量測作業之量測實況



圖十二、護箱表面背景劑量率量測結果

在熱發光劑量計的校正分析研究方面，本計畫完成 TLD600H 及 700H 性能測試，並建立迴火計讀條件的試驗，TLD600H 成分為 ${}^6\text{LiF:Mg,Cu,P}$ ，TLD700H 成分為 ${}^7\text{LiF:Mg,Cu,P}$ ，兩者合併使用可輕易完成中子和 γ 混合場的測量。不同於 LiF:Mg,Ti ，採用 LiF:Mg,Cu,P 熱發光劑量計的主要優點在於其具有高的靈敏度、信雜比，較低的偵測閾值、衰減率，較佳的能量響應函數及較寬的劑量範圍，同時， LiF:Mg,Cu,P 的迴火條件也較簡易；然而 LiF:Mg,Cu,P 亦有其缺點，在於迴火及計讀之溫不不可超過 240°C ，否則會損失熱發光的靈敏度，其次就是具有較高的殘餘信號，為此，本計畫採用 LiF:Mg,Cu,P 熱發光劑量計就必須嚴格控制溫度條件，以及先進行計讀前迴火及計讀後迴火的條件及影響測試，利用一系列的迴火計讀條件試驗來建立標準作業程序，以控管數據品質，圖十三為探討迴火計讀條件的實驗結果，試驗結果發現 LiF:Mg,Cu,P 熱發光劑量計在適當的迴火條件下具有良好的再現性及穩定性，對於應用於日後的護箱表面劑量率量測將可提供可信的結果。表二為 101 年 11 月 2 日執行護箱表面背景輻射量測時，所執行 TLD600H 及 700H 的量測結果，由結果可知，量測數據的穩定性品質奇佳。



圖十三、LiF:Mg,Cu,P 熱發光劑量計迴火計讀程序研究

表二、護箱表面 TLD 背景劑量量測結果

		DC	LR	5-40	count	net	mGy ⁻¹	mSv(Tissue)	Avg	Std	Error	mSv/h
TLD1	6h01	2	34160	339	0.0099	0.0085	0.4119	9.19	9.19	0.309	3.37%	0.054
E	6h02	2	34070	297	0.0087	0.0073	0.3375	9.62				
TLD2	6h03	1	34035	331	0.0097	0.0083	0.3848	9.60	9.60	0.316	3.29%	0.056
S	6h04	1	33979	309	0.0091	0.0077	0.3729	9.16				
TLD3	6h05	1	33913	352	0.0104	0.0090	0.3882	10.27	10.27	0.242	2.36%	0.060
W	6h06	2	33874	354	0.0105	0.0091	0.4048	9.93				
TLD4	6h07	2	33842	333	0.0098	0.0084	0.3945	9.50	9.50	0.404	4.26%	0.056
N	6h08	2	33815	338	0.0100	0.0086	0.3790	10.07				
BG	6h09	2	33771	340	0.0101	0.0087	0.3763	10.22	10.22	0.334	3.27%	0.060
	6h10	2	33727	347	0.0103	0.0089	0.4046	9.75				
TLD1	7h01	2	33682	309	0.0092	0.0078	0.3749	9.21	9.21	0.144	1.57%	0.054
E	7h02	2	33636	306	0.0091	0.0077	0.3631	9.41				
TLD2	7h03	3	33594	339	0.0101	0.0087	0.3918	9.85	9.85	0.485	4.93%	0.058
S	7h04	2	33565	339	0.0101	0.0087	0.3666	10.53				
TLD3	7h05	2	33512	329	0.0098	0.0084	0.3625	10.31	10.31	0.274	2.65%	0.060
W	7h06	1	33471	320	0.0096	0.0082	0.3651	9.92				
TLD4	7h07	2	33401	312	0.0093	0.0079	0.3650	9.66	9.66	0.172	1.78%	0.056
N	7h08	2	33360	312	0.0094	0.0080	0.3749	9.42				
BG	7h09	2	33297	313	0.0094	0.0080	0.3568	9.95	9.95	0.027	0.27%	0.058
	7h10	2	33266	304	0.0091	0.0077	0.3438	9.99				

肆、結論與未來研究方向

核一廠用過核子燃料乾式貯存是國內的第一座，也是國內未來用過核子燃料的重要處理方式。過去幾年國內累積建立了相關輻射屏蔽的評估技術，因缺乏用過核子燃料的射源與屏蔽實驗機會，所以一直無法直接利用量測結果與評估結果進行詳細比較。如今，核一廠乾式貯存設施即將進入試運轉的階段，第一組護箱的量測資料在沒有其它輻射劑量的干擾下，可提供最寶貴的直接數據，供我們探討用過燃料射源項分析與輻射深穿透屏蔽分析技術的準確性。本計畫年度已完成 SCALE 6.1 程式之 MAVRIC 控制模組及多重射源模擬技術研究，並依據實際裝載燃料之射源項，並以 SCALE 6.1 的 MAVRIC 屏蔽分析序列進行 56 束燃料元件之多射源模擬，完成貯存護箱表面劑量率計算。對於未來參與乾式貯存護箱輻射屏蔽度量驗證實驗，規劃中子與加馬劑量率之量測儀器及校正分析，於貯存場址完成護箱表面周圍天然背景之中子、加馬與介子劑量率分佈量測，做好未來執行過核子燃料乾式貯存護箱輻射屏蔽度量分析驗證分析之準備，並希望未來能持續推動計畫完成驗證分析，所得之成果將可提高國內此領域之屏蔽分析技術的可信度與準確度。

伍、參考文獻

1. 核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告，台灣電力公司，民國95年。
2. *SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluations*, ORNL/TM-2005/39, Version 6.0, Vols. I–III (January 2009).
3. *SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluations*, ORNL/TM-2005/39, Version 6.1, Vols. I–III (June 2011).
4. 李國威、邱一夫、周志銘，核一廠用過核子燃料燃燒歷程彙整暨射源項參數靈敏度分析，INER-7360R，民國99年。
5. 江祥輝、許榮鈞、陳彥甫、林政緯、陳君柔，用過核子燃料輻射屏蔽技術研究報告，民國99年。
6. 江祥輝、許榮鈞、陳彥甫、林政緯，用過核子燃料乾式貯存護箱輻射屏蔽度量分析驗證研究報告，民國100年。
7. Munehiko Kowatari and et al., *Evaluation of the Altitude Variation of the Cosmic-ray Induced Environmental Neutrons in the Mt. Fuji Area*, *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 42, No. 6, p. 495–502, 2005.
8. Bryan L. Broadhead and et al., *Evaluation of Shielding Analysis Methods in Spent-fuel Cask Environment*, *Nuclear Technology*, Vol. 117, p. 206-222, 1997.
9. Y. F. Chen, R. J. Sheu, S. H. Jiang, J. N. Wang, U. T. Lin, *Surface Dose rate Calculations of a Spent Fuel Storage Cask by Using MAVRIC and its Comparison with SAS4 and MCNP*, *Nuclear Technology*, 2010, *Manuscript submitted for publication*.
10. J. F. Briesmeister, (Ed.), *MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C*. LA-13709-M. Los Alamos

National Laboratory, USA, 2000.

11. C. V. Parks, *Summary Description of the SCALE Modular Code System*, NUREG/CR-5033, ORNL/CSD/TM-252, Martin Marietta Energy Systems, Inc., Oak Ridge Natl. Lab., 1987.