

行政院原子能委員會
放射性物料管理局
委託研究計畫研究報告

核能電廠用過核子燃料乾式貯存作業
輻射屏蔽驗證

期末報告

受委託機關： 國立清華大學
計畫主持人： 許榮鈞 副教授
計畫編號： 102FCMA001
報告日期： 中國民國 102 年 11 月 15 日

目錄

1. 中文摘要.....	2
2. 英文摘要.....	3
3. 計畫緣起.....	4
4. 計畫目的.....	5
5. 執行方法以及進行步驟	7
6. 完成之工作項目及具體成果	8
6.1. 設施之設計基準.....	9
6.1.1. 可貯存用過核子燃料特性.....	9
6.1.2. 密封鋼筒的屏蔽規格.....	9
6.1.3. 傳送護箱的屏蔽規格.....	10
6.2. 用過核子燃料特性分析與關鍵設計燃料的驗證.....	22
6.2.1. TRITON 程式簡介	22
6.2.2. GE 8×8-1 案例測試.....	22
6.2.3. GE 8×8-1 案例驗證.....	25
6.3. 密封鋼筒表面劑量率分析.....	35
6.3.1. MAVRIC 程式簡介	35
6.3.2. 密封鋼筒表面劑量分析.....	35
6.4. 用過核子燃料搬移與運送時高劑量率重點項目分析.....	43
7. 結論.....	47
8. 參考文獻.....	50

1. 中文摘要

本計畫之目的在於分析核一廠用過核子燃料乾貯設施設計基準燃料的特性與評估護箱內層密封鋼桶之表面劑量，並計算傳送護箱之表面劑量率分布，以協助確認熱測試時燃料吊裝作業過程的輻射安全。用過核子燃料乾式貯存護箱系統輻射屏蔽的設計主要仰賴於我們對用過核子燃料特性的了解，特別是其內含之放射性核種之種類與數量隨時間變化的情形，因為它們對於用過核子燃料輻射源的強度影響甚鉅。因此，分析待貯存之用過核子燃料之特性是輻射屏蔽計算中相當關鍵的一環，亦是本研究的重點之一。另外，雖然用過核子燃料乾貯護箱本身的屏蔽效果非常好，但是進行用過核子燃料吊裝作業時，工作人員可能接受之輻射劑量亦須詳加考量，我們針對屏蔽較薄的傳送護箱進行表面劑量的分析。本計畫詳細審閱核一廠用過核子燃料乾式貯存護箱系統安全分析報告中的射源評估與輻射屏蔽相關章節，在已建立之技術基礎下，進行上述分析工作，相關結果與經驗可提供主管機關準備即將執行之熱測試(Hot Test)相關輻防管制之技術支援。

2. 英文摘要

Targeting on the radiation safety of the Independent Spent Fuel Storage Installation (ISFSI) at Chinshan nuclear power plant, this project studied three important issues during the upcoming hot test run: (1) characteristics of the design-basis spent nuclear fuel, (2) dose rate distribution on the surface of the internal canister, and (3) dose rate distribution on the surface of the transfer cask. Source term estimation plays an essential role in radiation shielding design for an ISFSI facility. The inventory of radioactive nuclides in a spent nuclear fuel depends on several factors, such as specification of the fuel assembly, irradiation history in reactor, and cooling time. One of the main purposes of this study was to perform a systematic analysis on the nuclide inventory of the design-basis spent nuclear fuel and, accordingly, to estimate the resulting neutron and gamma-ray sources, as well as the decay heat. In addition, dose rate distributions over surfaces of the fuel canister and transfer cask were evaluated by using different approaches for V&V purpose. Detailed source term information and surface dose rate distribution are key ingredients for reliable dose assessment and for optimization of health physics program during the ISFSI operation. The results of this work can be used as a reference to radiation safety analyses or reviews for future interim dry storage in Taiwan. More importantly, the results and experiences gained from this study can provide solid technical support or reference for the authority agency on key issues related to radiation safety of the ISFSI operation.

3. 計畫緣起

台電公司核能電廠商業運轉至今已逾 30 年，更換下來之用過核子燃料均暫存於用過燃料池，由於用過燃料池貯存容量設計不足存放 40 年運轉之用過核子燃料，因此台電公司規劃於核一、二廠內興建乾式貯存設施，核一、二廠乾式貯存計畫並經經濟部核定。核一廠乾式貯存設施於 99 年 10 月開工興建，目前已完成場址興建及功能驗證測試，台電公司規劃於 102 年向原能會申請運轉執照。另外，台電公司於 101 年 3 月亦提出核二廠乾式貯存設施建造執照申請案，目前原能會正在進行安全審查。

台電公司目前規劃於 102 年執行核一廠用過核子燃料乾式貯存設施熱測試，由於這是首次執行用過核子燃料乾式貯存的相關作業，因此原能會對於待貯存之用過核子燃料特性、用過核子燃料搬移與運送時的劑量率分析與輻射防護措施、特別重視，須要詳加分析與驗證。因此，行政院原子能委員會放射性物料管理局（簡稱物管局）規劃辦理「核能電廠用過核子燃料乾式貯存作業輻射防護驗證」委託研究計畫案，以驗證台電公司核能電廠用過核子燃料乾式貯存作業相關之重點劑量率分析，確保用過核子燃料之貯存作業的安全。

4. 計畫目的

本研究計畫之目的在於配合物管局的規劃，針對核一廠用過核子燃料乾式貯存待貯存的用過核子燃料資訊擇要進行驗證分析，包括用過核子燃料特性分析之方法研究、核一廠預定乾貯之用過核子燃料特性、不同燃料設計與規格對輻射源的影響、用過核子燃料衰變熱、個別重要核種含量與活度隨冷卻時間的變化情形。另外，用過核子燃料搬移與運送時相關的輻射防護與屏蔽亦相當重要，本計畫執行下列從輻射屏蔽分析的方法研究到重點項目的驗證，例如密封鋼桶表面劑量率或傳送護箱的表面最高劑量率等資訊，以確認核一廠乾式貯存相關輻射防護及屏蔽功能。

本研究計畫的團隊成員過往執行過幾次類似的研究主題，針對用過核燃料乾式貯存之射源特性與屏蔽計算已累積相當的經驗與技術能力，累積成果已發表下列相關論文於知名 SCI 期刊，參考如下：

- (1) R.J. Sheu*, A.Y. Chen, Y-W. H. Liu, S.H. Jiang, “Shielding Calculations for a Spent Fuel Storage Cask: A Comparisons of Discrete Ordinates, Monte Carlo and Hybrid Methods”, Nuclear Science and Engineering, Vol. 159, pp. 23-36 (2008).
- (2) A.Y. Chen, Y.F. Chen, J.N. Wang, R.J. Sheu*, Y-W. H. Liu, S.H. Jiang, “A comparison of dose rate calculations for a spent fuel storage cask by using MCNP and SAS4”, Annals of Nuclear Energy, Vol. 35, pp. 2296-2305 (2008).
- (3) 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, Vol. 175, No. 1, pp. 343-350 (2011).
- (4) R.J. Sheu*, Y.F. Chen, S.H. Jiang, J.N. Wang, U.T. Lin, “Dose Evaluation for an Independent Spent Fuel Storage Installation using MAVRIC”, Nuclear Technology, Vol. 175, No. 1, pp. 335-342 (2011).
- (5) Y.F. Chen, Y.F. Chiou, S.J. Chang, S.H. Jiang, R.J. Sheu*, “Effects of Source and Geometry Modeling on the Shielding Calculations for a Spent Nuclear Fuel Dry Storage Cask”, Nuclear Technology, Vol. 182, No. 2, pp. 224-234 (2013).

上述論文 (1) 的主題是發展特殊方法結合決定性法與蒙地卡羅法的計算優點，並以一簡化的用過核燃料乾式貯存護箱為例，證明可大幅改善傳統蒙地卡羅法的計算效率。論文 (2) 的研究對象則是針對一個非常詳細的核一廠用過燃料乾式貯存護箱模型，比較三種常用計算方法的準確性與計算效率，其結果可以當作是一個非常好的平行計算驗證案例。除了發展自己的方法與程式之外，我們亦相當注意國外該領域的進展，論文 (3)

是引進國際上公認最完整的屏蔽分析程式集，同樣針對核一廠用過燃料乾式貯存護箱模型為例，進行一系列驗證比較，結果證明我們所發展的方法可與國際水準同步。論文 (4) 進一步直接模擬計算整個核一廠用過燃料乾式貯存設施來進行全尺寸 (Full-Scale) 之廠界環境劑量，這種計算同時混雜了深穿透 (Deep Penetration)、輻射滲流 (Radiation Streaming) 與天空散射 (Skyshine) 等龐大複雜的輻射遷移計算，並非一般個人電腦設備所能負荷的，但是我們的研究成果證明由於計算方法的大幅改善使之變成可解決的問題。論文 (5) 檢視計算模型的假設對護箱屏蔽分析的重要性，深入探討用過燃料射源項與密封鋼桶幾何模擬對護箱表面輻射劑量計算結果的影響，驗證安全分析報告使用簡化模型的適當性與其安全餘裕，對於系統安全分析的可信度與審查品質可有重要貢獻。

針對本計畫設定的目標，以核一廠用過核子燃料乾式貯存作業為主要標的，我們已詳閱原廠 NAC-UMS 系統與核一廠用過核子燃料乾式貯存設施 INER-HPS 系統的安全分析報告，基於一致的用過燃料密封鋼桶模型，在保守的無水作業情形下之傳送護箱模型，利用功能強大的輻射遷移計算軟體 SCALE6/MAVRIC 進行相關之屏蔽體表面劑量模擬分析。針對待貯存之用過核子燃料特性分析，選擇重要的待裝載燃料為標的，本研究採用幾種不同的分析計算軟體進行同樣的模擬評估與比較，使用計算工具包含有 SCALE5/SAS2H、SCALE6/TRITON 以及 MCNPX 等程式，透過可靠的燃料燃耗與衰變分析計算，可得此用過核子燃料之特性、衰變熱與內含之重要核種含量與活度隨時間變化冷卻之情形。本計畫的成果有助於主管機關更進一步了解或執行管制核一乾貯作業輻射安全相關事宜。

5. 執行方法以及進行步驟

依計畫設定目標與輻射屏蔽分析的邏輯，本計畫採取下列方法與步驟：

- (1) 研讀原廠 NAC-UMS 系統與核一廠用過核子燃料乾式貯存設施 INER-HPS 系統的安全分析報告，著重在輻射源項與輻射屏蔽分析相關章節。
- (2) 安全分析報告中輻射源項的評估採用 SCALE4.4a 版本的 SAS2H 計算程序，輻射屏蔽的分析則採取 MCNP 蒙地卡羅計算程式。本研究為了達到平行驗證的目的，我們採用不同於安全分析報告的計算方法與工具。
- (3) 參考安全分析報告的燃料規格，以不同的模擬技術（SCALE5/SAS2H、SCALE6/TRITON 以及 MCNPX）探討用過核子燃料特性與射源項，並分析其與安全分析報告的差異。
- (4) 參考安全分析報告的密封鋼桶幾何模型，使用 SCALE6/MAVARIC 分析核一廠用過核子燃料乾式貯存系統之密封鋼桶的表面劑量。
- (5) 參考安全分析報告的傳送護箱幾何模型，使用 SCALE6/MAVARIC 分析核一廠用過核子燃料傳送護箱於乾式作業情形下之表面劑量。
- (6) 整理前述密封鋼桶與傳送護箱表面劑量相關結果，並與安全分析報告的結果比較。
- (7) 本研究除了可以獲得用過核子燃料特性、密封鋼桶與傳送護箱表面劑量，更因為本計畫採用完全不同於安全分析報告的計算方法與工具，評估結果可用於驗證安全分析報告內容的重要參考。

重要參考文獻：

- NAC International, Inc., “Final Safety Analysis Report for the UMS Universal Storage System,” Docket No. 72-1015, Revision 3, March, 2004.
- NAC International, Inc., “BWR Gamma and Neutron Source Term,” Work Request/Calc. No: EA790-4002, Revision 1, April, 1997.
- 台灣電力股份有限公司，核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告 INER-HPS 系統，中華民國九十五年十月。
- 符合台電招標規範需求之核一廠 ISFSI 輻射源項驗證計算，ISFSI-04-CAL-01-06008-01, February, 2006。

6. 完成之工作項目及具體成果

本計劃執行「核能電廠用過核子燃料乾式貯存作業輻射屏蔽驗證」，依計畫書的規劃完成下列工作項目：

- (1) 完成用過核子燃料特性分析與關鍵設計燃料的驗證；
- (2) 完成密封鋼筒表面劑量率分析；
- (3) 完成用過核子燃料搬移與運送時高劑量率重點項目分析；
- (4) 撰寫研究計畫成果報告。

本研究旨在配合物管局的規劃，針對核一廠用過核子燃料乾式貯存待貯存的用過核子燃料資訊擇要進行驗證分析，包括用過核子燃料特性分析之方法研究、核一廠預定乾貯之用過核子燃料特性、不同計算方法與參數對輻射源的影響、用過核子燃料衰變熱、個別重要核種含量與活度隨冷卻時間的變化情形。其中乾貯系統輻射源與輻射屏蔽之安全評估為設施安全的關鍵議題，檢查或驗證安全分析報告結果的正確或合理保守的特性相當重要，因此執行本研究計畫「核能電廠用過核子燃料乾式貯存作業輻射屏蔽驗證」。依照上述本計畫所擬之研究方法與步驟，搭配本研究團隊過往所累積的經驗與技術能力，研究結果可協助主管機關對於核電廠用過核子燃料乾式貯存護箱系統輻射源及屏蔽安全等關鍵議題的了解，同時建立相關技術能力以進行必要驗證分析，提昇輻射屏蔽審查的品質，以確保用過核子燃料之貯存安全，相關人力經驗與技術發展亦可作為國內未來類似設施安全分析之重要資源或參考。

以下章節將針對上述項目一一詳細說明研究成果。

6.1. 設施之設計基準

本章節摘錄詳述台灣電力公司核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告¹中與本研究計畫相關之重要設計參數，主要有用過核子燃料之設計基準燃料規格、密封鋼筒與傳送護箱的屏蔽規格。

6.1.1. 用過核子燃料特性

台灣電力公司在其安全分析報告中提出之待貯存核子燃料規格如表 6.1.1-1 所示，表中各項參數規格均可被美國 NAC 公司通用式多用途密封鋼筒系統 (Universal Multi-purpose Canister System, 簡稱 UMS) 可貯存之 BWR 燃料相關參數(如表 6.1.1-2) 所涵蓋。表 6.1.1-1 中燃料束最大初始平均濃縮度為 3.25 wt%，最大平均燃耗為 36,000 MWD/MTU，最小冷卻時間為 10 年，上述條件據以做為核能研究所 High Performance System (簡稱 INER-HPS) 系統之設計基準。

設計基準燃料經保守估算，每根燃料棒之衰變熱均在 0.25 kW 以內，以每組護箱裝載 56 根燃料棒，每組護箱熱負載在 14 kW 以內 (射源項計算實際採用 13.19 kW，已足以涵蓋安全分析報告所有設計基準燃料)。此熱負載及對應之輻射源項即為 INER-HPS 系統之設計基準。

安全分析報告計畫裝載 30 組護箱，總計 1,680 根燃料棒；經詳細檢視符合規格的燃料棒中，並依先進先出及同一類型一併處理之原則，選擇 GE 8×8-1、GE 8×8-2 以及第 8 週期退出之部分 SPC 8×8 等 3 種燃料棒，為安全分析報告計畫待貯存用過核子燃料，其相關參數亦可參考表 6.1.1-1。最大初始平均濃縮度為 3.25 wt%，最大燃耗度為 36,000 MWD/MTU，以及至少 21 年冷卻時間。

6.1.2. 密封鋼筒的屏蔽規格

密封鋼筒(如圖 6.1.2-1)用於盛裝用過核子燃料，進行乾式貯存，其主要功能包括：

- 提供密閉包封，避免放射性物質外洩；
- 提供盛裝燃料之結構支撐、餘熱移除及次臨界控制；
- 提供充滿氬氣之環境，防止燃料護套裂化；
- 提供頂部之輻射屏蔽。

根據密封鋼筒需求規劃，密封鋼筒可容納 56 根鋳合金護套之 BWR 用過核子燃料

棒。其相關本研究計劃之設計及運轉參數敘述如下：

- 密封鋼筒之設計係假設搬運時鋼筒內部具有緩和劑（水），且不考慮燃耗之效應（Burnup Credit），仍保證能維持在次臨界；
- 承載圓盤及導熱圓盤之材質分別為碳鋼及鋁合金，詳細資料請參考表 6.1.2-1. 密封鋼筒及提籃設計參數。

6.1.3. 傳送護箱的屏蔽規格

傳送護箱（如圖 6.1.3-1 至圖 6.1.3-3）為一具有屏蔽之容器，用於盛裝密封鋼筒進行燃料裝載／卸載作業，其主要功能包括：

- 提供密封鋼筒操作過程中之輻射屏蔽；
- 提供密封鋼筒與混凝土護箱之間的傳送功能；
- 提供持續水流流經與密封鋼筒外壁間之間隙，以及避免密封鋼筒外壁在水池中受到污染。

根據傳送護箱需求規劃，其相關本研究計畫之設計和運轉參數敘述如下：

- 傳送護箱之主要構件包括內、外殼（Inner、Outer Shells）、加馬鉛屏蔽、中子屏蔽、保護環、吊耳軸、頂板、底板、屏蔽門及門軌等，其材質包括低合金鋼、碳鋼及不鏽鋼，詳如表 6.1.3-1。

傳送護箱之材質組成仍沿用 NAC UMS 之材質設定，其之碳鋼、鉛、中子屏蔽等材料組成見表 6.1.3-2。相對應的幾何尺寸可參考圖 6.1.3-4。

表 6.1.1-1. 待貯存核子燃料規格 (摘錄至安全分析報告表 3.1.1-2)

燃料棒	GE 8×8-1	GE 8×8-2	SPC8×8	GE9B 8×8
外徑 (cm)	1.25	1.25	1.23	1.23
護套內徑 (cm)	1.08	1.08	1.05	1.06
護套材質	Zr-2	Zr-2	Zr-2	Zr-2
有效密度 (gm/cm ³)	10.32	10.32	10.26	10.45
燃料丸直徑 (cm)	1.06	1.06	1.03	1.04
最大平均初始濃縮度 (wt% ²³⁵ U)	3.25	3.25	3.25	3.25
燃料束	GE 8×8-1	GE 8×8-2	SPC8×8	GE9B 8×8
燃料棒排列方式	8×8	8×8	8×8	8×8
燃料棒數目	63	62	62	60
有效燃料長度 (cm)	381	381	381	381
燃料棒間距 (cm)	1.626	1.626	1.628	1.626
水棒數目	1	2	2	1
水棒材質	Zr-2	Zr-2	Zr-2	Zr-2
外徑 (cm)	1.252	1.252	1.229	3.404
內徑 (cm)	1.080	1.080	1.052	3.200
燃料匣內距 (cm)	13.41	13.41	13.41	13.41
燃料匣厚度 (cm)	0.254	0.254	0.254	0.254
燃料匣材質	Zr-4	Zr-4	Zr-4	Zr-4

表 6.1.1-2. 美國 NAC UMS® 可貯存之 BWR 燃料相關參數 (摘錄至安全分析報告表 3.1.1-1)

燃料種類	7×7	7×7	8×8	8×8	8×8	9×9	9×9
燃料可裂蕊材	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂
最高初始軸向面平均濃縮度 ¹ (wt% ²³⁵ U)	4.5	4.7	4.5	4.7	4.8	4.5	4.6
燃料棒數目	48	49	63/60	62	63	79/74	79
水棒數目	1	0	1/4	2	1	2/7	2
燃料束最大平均燃耗 (MWD/MTU)	45,000	45,000	45,000	45,000	45,000	45,000	45,000
最少冷卻時間 (years)	5	5	5	5	5	5	5
最低初始軸向面平均濃縮度 ² (wt% ²³⁵ U)	1.9	1.9	1.9	1.9	1.9	1.9	1.9
護套材質	Zircaloy	Zircaloy	Zircaloy	Zircaloy	Zircaloy	Zircaloy	Zircaloy
燃料束外盒 (結構物)	燃料匣	燃料匣	燃料匣	燃料匣	燃料匣	燃料匣	燃料匣
最大燃料匣厚度 (in)	0.12	0.12	0.12	0.12	0.12	0.12	0.12
單個燃料束最大重量 ³ (kg)	318	318	318	318	318	318	318
單個燃料束最大衰變熱 (Watts)	410.7	410.7	410.7	410.7	410.7	410.7	410.7
燃料完整性	完整	完整	完整	完整	完整	完整	完整

¹ 用於臨界評估

² 用於屏蔽分析，計算燃料中子射源

³ 包括燃料匣的重量

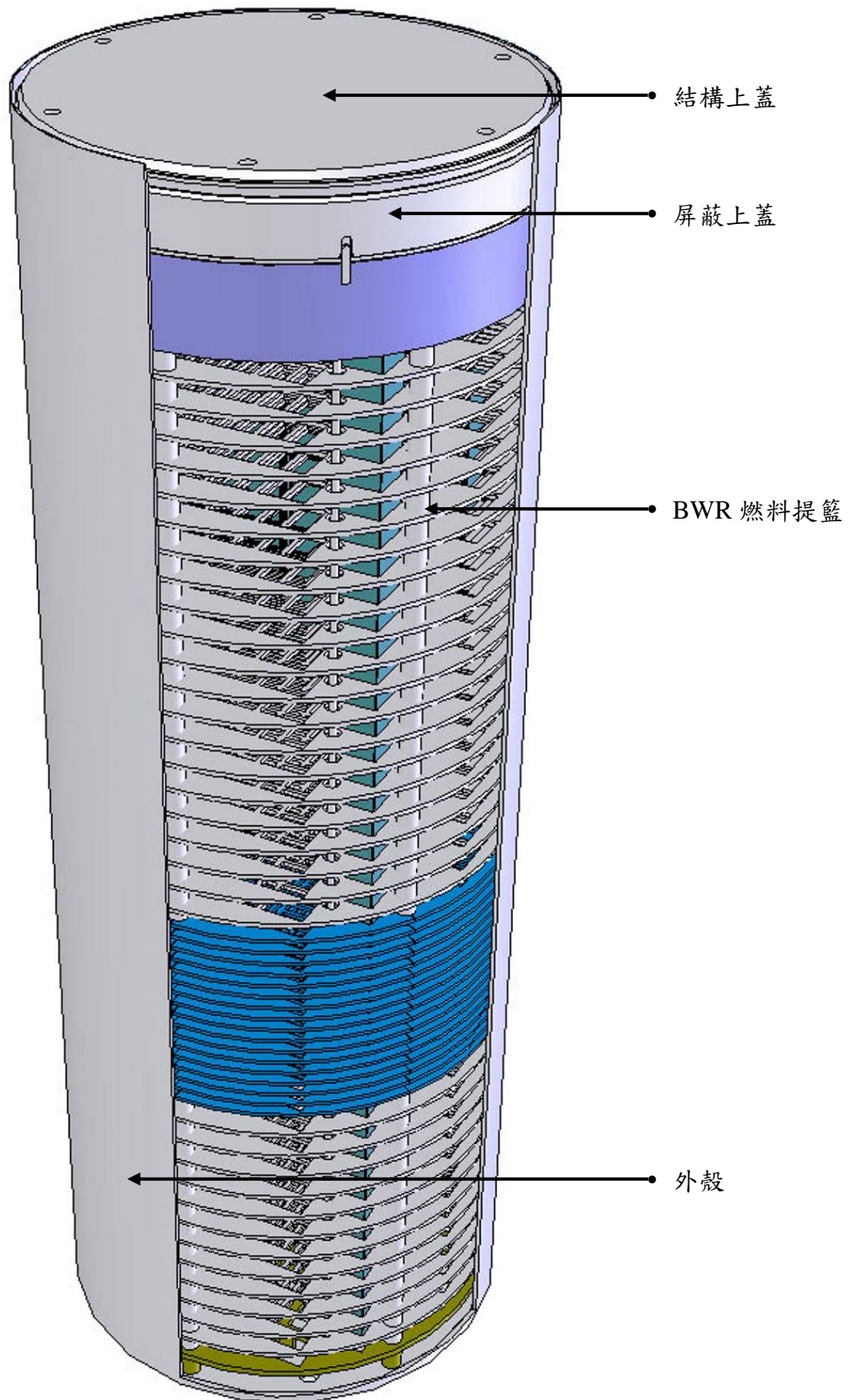


圖 6.1.2-1. 密封鋼筒及 BWR 用過核子燃料提籃示意圖(摘錄至安全分析報告圖 1.2-4)

表 6.1.2-1. 密封鋼筒及提籃設計參數 (摘錄至安全分析報告表 3.1.1-5)

系統主要組件	項目	細項	尺寸 (mm)	重量 (MT)	材料	依據法規
密封鋼筒	容量	56 根燃料棒				
		空重 (不含提籃及上蓋)		4.08		
		總重 (裝載後) ¹		34.47		
	外殼	高度	4835		ASME SA-240	ASME B&PV Code Section III NB
		直徑	1703		Type 304L 不鏽鋼	
		厚度	16			
		底部厚度	44.5			
	結構上蓋	直徑	1652	1.36	ASME SA-240/SA182	
		厚度	76		Type 304L 不鏽鋼	
	屏蔽上蓋	直徑	1664	3.18	ASME SA-240/SA182	
		厚度	178		Type 304L 不鏽鋼	

¹ 裝載含提籃、燃料、屏蔽/結構上蓋，不含水。

表 6.1.2-1. 密封鋼筒及提籃設計參數 (摘錄至安全分析報告表 3.1.1-5) (續)

系統 主要 組件	項目	細項	尺寸 (mm)	重量 (MT)	材料	依據法規
	一般性	高度	4519	7.98		
		直徑 (頂部焊件)	1664			
	頂部焊件	外徑	1664		ASME SA-240	ASME B&PV Code Section III NG NUREG/CR-6322
		高度	287		Type 304 不鏽鋼	
	底部焊件	外徑	1664		ASME SA-240	
		高度	127		Type 304 不鏽鋼	
	承載圓盤	直徑	1666		ASME SA-533	
		厚度	16		Type B Class 2 碳鋼	
提籃	導熱圓盤	直徑	1657		ASME SB209	
		厚度	13		Type 6061-T651 鋁合金	
	燃料管	內部尺寸	149.9×149.9		ASTM A240 Type 304 不鏽鋼 Enclosing Neutron Absorber	Section III NG
		內部尺寸 (位於提籃 4 個對角 Over Size)	153.7×153.7		ASTM A240 Type 304 不鏽鋼 Enclosing Neutron Absorber	
	間隔環	外徑	73		ASME SA312 Type 304 不鏽鋼	Section III NG
	支柱	直徑	41		ASME SA312 Type 304 不鏽鋼	Section III NG



圖 6.1.3-1. 傳送護箱（摘錄至安全分析報告圖 1.2-3）

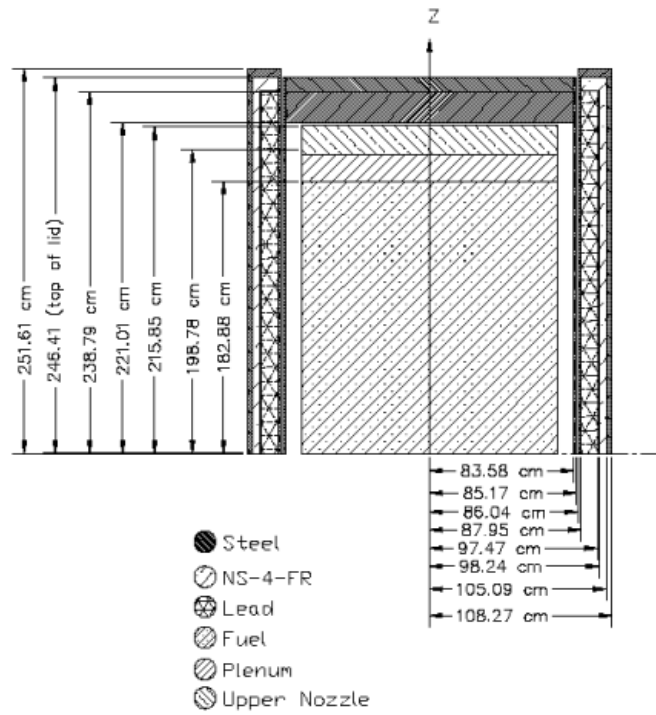


圖 6.1.3-2. NAC UMS 系統之標準型傳送護箱模型（頂部）（單位：cm）（摘錄至安全分析報告圖 6.4.5-2）

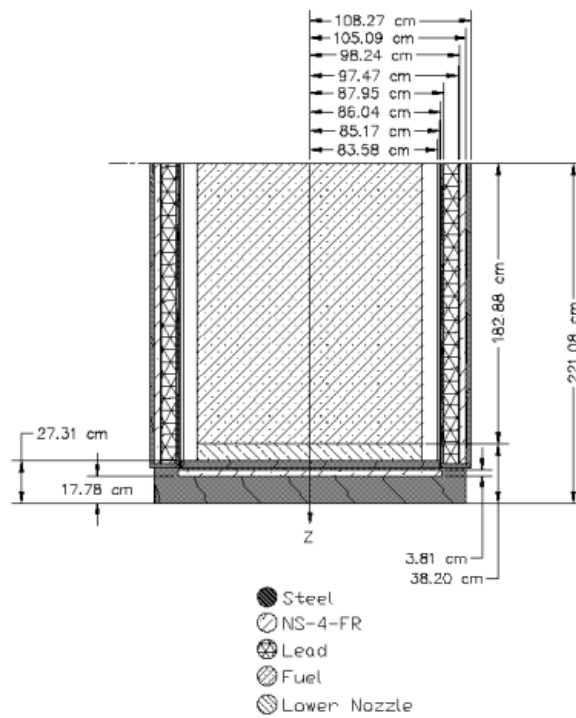


圖 6.1.3-3. NAC UMS 系統之標準型傳送護箱模型（底部）（單位：cm）（摘錄至安全分析報告圖 6.4.5-2）

表 6.1.3-1. 傳送護箱設計參數 (摘錄至安全分析報告表 3.1.1-7)

系統主要組件	項目	細項	尺寸 (mm)	重量 (MT)	材料	依據法規
傳送護箱	一般性	全高	5130			
		空重		46.18		
		全負載及 YOKE 之總重		88.91		
	外殼板	直徑	2121		ASTM A588 Low Alloy Steel	
		厚度	32			
	內殼板	內徑	1721		ASTM A588 Low Alloy Steel	焊接：AWS D1.1 ASME SEC.1X
		厚度	19			
	保護環	直徑	1913		ASTM A588 Low Alloy Steel	
		厚度	19			
	底板	厚度	25		ASTM A588 Low Alloy Steel	
頂板	厚度	81		ASTM A588 Low Alloy Steel		

表 6.1.3-1. 傳送護箱設計參數 (摘錄至安全分析報告表 3.1.1-7) (續)

系統主要組件	項目	細項	尺寸 (mm)	重量 (MT)	材料	依據法規
	屏蔽門	厚度	198		A350 LF2 and A588 Low Alloy Steel NS-4-FR	ANSI N14.6 NUREG-0612
		門軌			A350 LF2 Low Alloy Steel	
傳送護箱	加馬屏蔽	厚度	80		ASTM B29 Chemical Copper Grade Lead	
		中子屏蔽	厚度	70	NS-4-FR Solid Borated Polymer	
		吊耳軸	直徑	254		ASTM A350 LF2 Low Alloy Steel
銜接器	基板	厚度	51	5.9	ASTM A36 碳鋼	
		定位環			ASTM A36 碳鋼	

表 6.1.3-2. 傳送護箱之屏蔽材質組成 (摘錄至安全分析報告表 6.4.5-1)

材質名稱	組成元素	重量百分比 (w/o)	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	1.9999	
	Fe	69.5003	
	Ni	9.50029	
碳鋼	C	1.00088	7.8212
	Fe	98.9991	
鉛	Pb	100.0	11.344
中子屏蔽 (NS-4-FR)	H	6.0089	1.63
	¹⁰ B	0.0872125	
	¹¹ B	0.383659	
	C	27.692	
	N	1.9879	
	O	42.5097	
	Al	21.3306	
空氣	C	0.00012	0.001225
	N	0.75527	
	O	0.23178	
	Ar	0.01283	

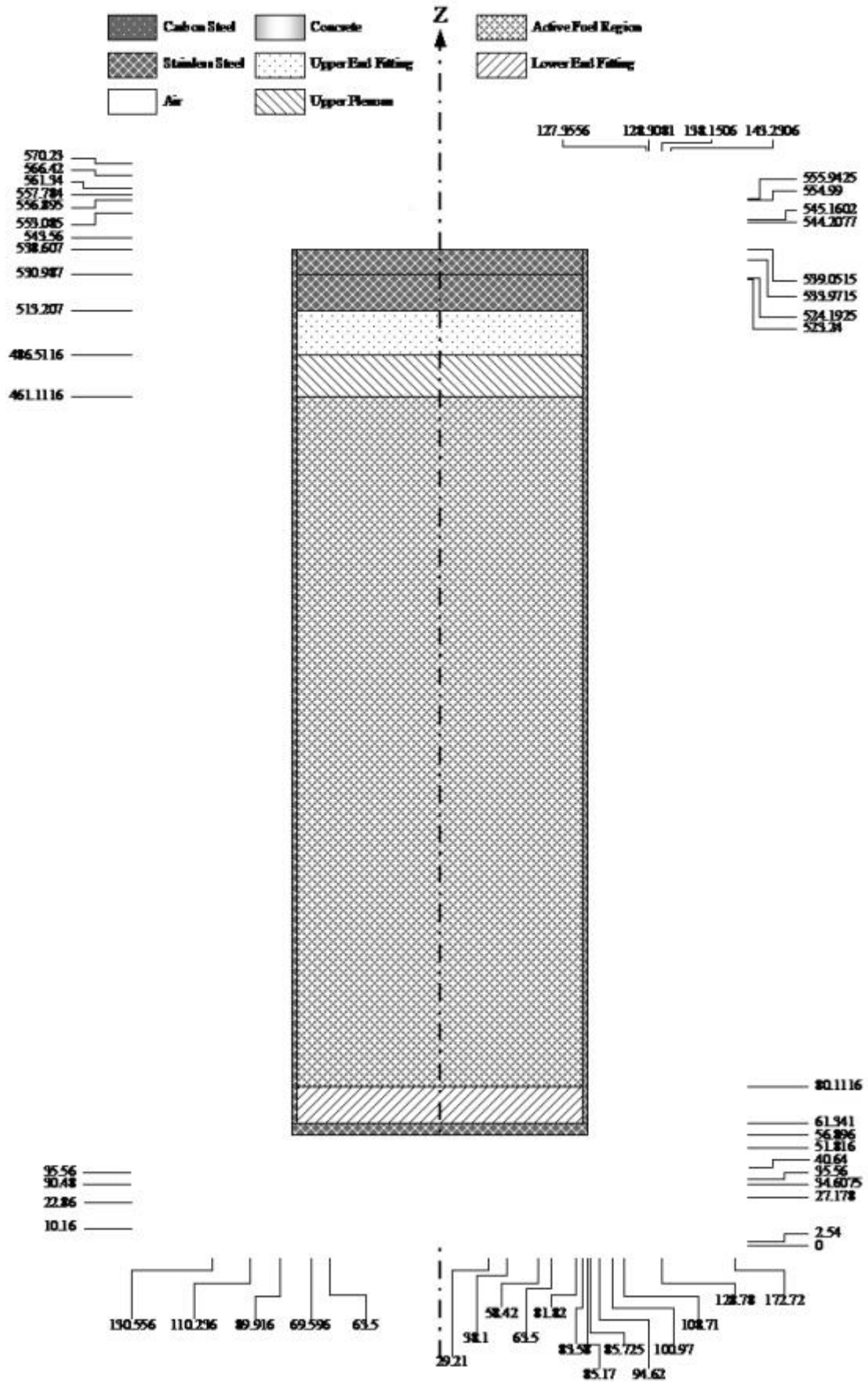


圖 6.1.3-4. 傳送護箱參考模型 (修改至安全分析報告圖 6.4.5-3)

6.2. 用過核子燃料特性分析與關鍵設計燃料的驗證

用過核子燃料特性分析中最關鍵的技術在於建立可靠的核子燃料燃耗計算，追蹤核子燃料在爐心運轉過程的組成變化，最後再依據用過核子燃料核種組成得到各種輻射源項的強度與特性，以利後續輻射屏蔽與劑量分析。燃耗計算在爐心中子物理領域是相對困難的問題，必須結合中子遷移計算與核種組成變化計算，透過不斷遞迴運算才能真正有效反應核子燃料組成在爐心的變化與其對作用截面處理的影響。本研究計畫所採取的計算程式為 SCALE 程式集中的 TRITON 程式，以下先簡介其程式功能與特性，接著利用 GE8×8-1 案例進行基本的測試與驗證。

6.2.1. TRITON 程式簡介

由美國橡樹嶺國家實驗室（Oak Ridge National Laboratory）發展的 SCALE（Standardized Computer Analysis for Licensing Evaluation）計算軟體系統於世界各地被廣泛地使用且接受在許多輻射遷移的應用上。TRITON（Transport Rigor Implemented with Time-dependent Operation for Neutronic Depletion）是一個被發展在 SCALE 主架構中的控制模組，它能夠藉由協助反覆的呼叫截面處理程式、中子遷移程式與燃耗程式來執行二維與三維的燃耗計算。TRITON 可以使用 KENO 三維的蒙地卡羅程式，或者使用 NEWT 二維的離散座標遷移程式來求解中子遷移^{2,3}。

為了易於使用與降低人為錯誤，SCALE 的資料處理與程序流程皆盡可能的通過控制模組的操作來自動執行。這些控制模組包含了安排相對應輸入檔與呼叫分析需要之特定功能模組的計算序列。就燃料晶格（Lattice）物理分析而言，TRITON T-DEPL 燃耗序列（圖 6.2.1-1）的使用將會在中子增殖因數與通率分佈的遷移計算後提供自動的且與問題有關的截面處理，然後再執行燃耗與衰變計算。

6.2.2. GE 8×8-1 案例測試

本研究選定安全分析報告¹中的 GE 8×8-1 的用過燃料束進行分析，其相關資訊亦參考核能研究所於 94 年的符合台電招標規範需求之核一廠 ISFSI 輻射源項計算報告⁴。另外，我們也參考原子能委員會放射性物料管理局於 95 年的委託研究計畫，該計畫使用 SAS2H/ORIGEN-S 與 MCNPX 分析核一廠用過核燃料乾式貯存設施的輻射屏蔽特性⁵，因此計算結果應具有代表性。為了測試 TRITON 程式用於用過核子燃料乾式貯存護箱系統射源分析的優劣與差異，以下將以 GE 8×8-1 案例，測試程式使用參數與其預測結果之間的靈敏度分析。

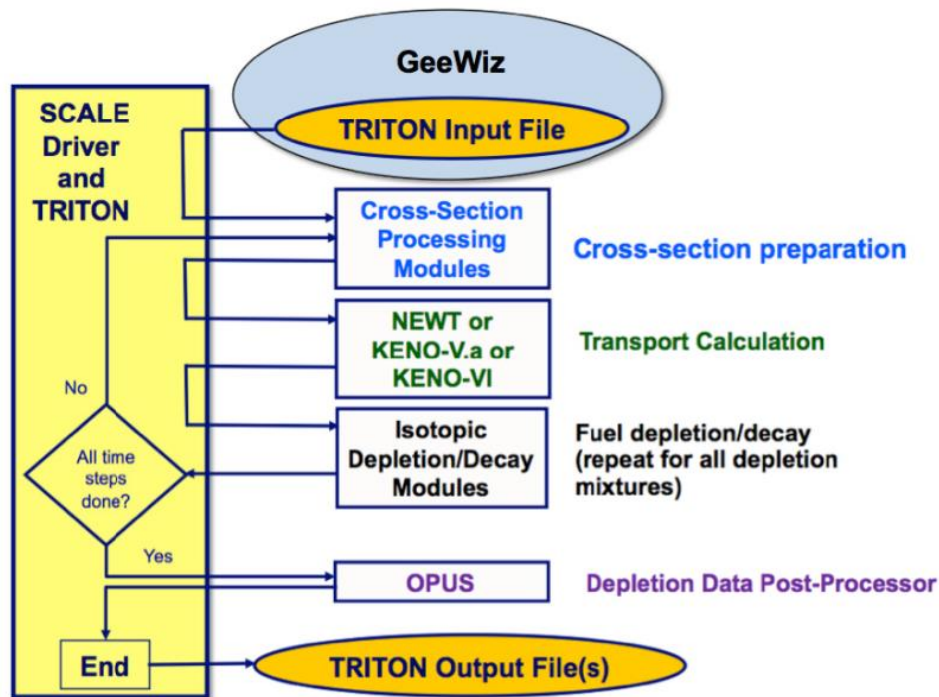


圖 6.2.1-1. TRITON T-DEPL 燃耗序列 (摘錄至 SCALE/TRITON Primer² 中的 Fig. 3.1)。

GE 8×8-1 燃料束是 8×8 排列，內有 1 個水棒但沒有含可燃毒物的燃料元件，本研究目標是分析整個二維燃料元件 (圖 6.2.2-1)，燃耗為 40,000 MWD/MTU 的用過核子燃料^{4,6}。圖 6.2.2-2 為 MCNPX 程式中之工具軟體 Visual Editor 的繪圖，可以用來確定 GE 8×8-1 燃料束的計算幾何模型與 TRITON 一致。

接下來以 TRITON 程式進一步分析不同設定參數之二維燃料束模型，對核種組成計算結果之影響。設定不同核數據版本與中子能群，GE 8×8-1 用過核燃料中核種組成計算值之差異如圖 6.2.2-3 所示。圖中 V5-44 表示 TRITON 計算時使用 44 個中子能群的 ENDF/B-V 版本截面資料庫，V5-238、V6-238 與 V7-238 依此類推。結果顯示，計算時間很明顯地與中子能群數目有關，使用 238 個中子能群的核數據將需要較長的計算時間。核種組成方面，不同核數據版本的使用確實會稍微影響某些核種的結果，不過都在可以接受的範圍。因此若沒有特殊目的，仍然建議於計算時使用較新且較多能群的資料庫 (V7-238)。

設定不同燃耗子區間，GE 8×8-1 用過核燃料中核種組成計算值之差異如圖 6.2.2-4 所示。圖中 Subinterval 表示 TRITON 計算時可以在已設定的燃料燃耗循環 (Cycle) 下選擇子燃耗區間的數目。以本案例為例，燃料共經 3 次燃料循環 (3 次計算)，每次循環燃耗 449.45 天，若設定 Subinterval=3，則 449.45 天將被 3 等份後再依序計算。其目的在於增加評估燃耗時的截面資訊次數，以確實反應燃耗過程中核種組成與相對應的影響。結果顯示，計算時間隨著子區間數目的增加有明顯的變長，但核種組成並沒有太大的變化。因此子區間的設定並不影響本案例的核種組成。

設定不同角度分格 (S_n) 階次, GE 8×8-1 用過核燃料中核種組成計算值之差異如圖 6.2.2-5 所示。圖中 S_n 表示 TRITON 計算時使用的角度分格 (Angular Quadrature) 階次 (Order), $S_n=2$ 代表 S_2 , $S_n=4$ 與 $S_n=8$ 依此類推。結果顯示, 計算時間隨著階次設定較高有明顯的增加。核種組成方面, 大部分且重要的核種 (包含 U-235 與 Pu-239) 於 S_2 階次下的計算結果與 S_4 以及 S_8 有明顯的差異, 而 S_4 與 S_8 之間的差異甚小。因此建議, 於計算時至少使用 S_4 階次, 若時間允許應以階次 S_8 (程式預設值) 以上的設定做計算較為妥當。

設定不同縱向曲度修正, GE 8×8-1 用過核燃料中核種組成計算值之差異如圖 6.2.2-6 所示。圖中 Height 表示 TRITON 使用 T-DEPL 執行二維遷移計算時有能力對第三維度進行修正, 稱為縱向曲度修正 (Height Buckling Correction)。結果顯示, 不修正 (Height=0.0) 與輸入實際燃料高度 (Height) 進行修正的結果並沒有明顯差異。由於本案例燃料第三維度尺寸 (365.76 公分) 相對於燃料棒半徑 (1.2522 公分) 與 8×8 的燃料元件寬 (13.0048 公分) 差距太大, 因此第三維度 (軸向) 的洩漏對於二維均質化的計算影響不大。

設定不同散射 (P_n) 階次, GE 8×8-1 用過核燃料中核種組成計算值之差異如圖 6.2.2-7 所示。圖中 P_n 表示 TRITON 在計算時使用的 Legendre 散射 (Scattering) 階次, $P_n=1$ 代表 P_1 , P_2 與 P_3 依此類推。結果顯示, 不同階次設定的計算時間並沒有明顯差異, 而且核種組成也沒有太大變化。由於本案例的模型是沸水式反應器爐心中的燃料元件 (GE 8×8-1), 其中子的散射行為有很高的同向性 (Isotropic), 因此散射階次的設定對於本案例影響不大。

設定不同燃料棒與水棒單元網格, GE 8×8-1 用過核燃料中核種組成計算值之差異如圖 6.2.2-8 所示。圖中 Mesh 表示 TRITON 在遷移計算時對於 (燃料與水棒) 單元細分成矩形網格的設定, Mesh=2×2 代表將單一單元細分為 2×2 個網格 (小單元), Mesh=4×4 與 Mesh=8×8 依此類推 (圖 6.2.2-9)。結果顯示, 計算時間隨著設定網格的增加有明顯的變長, 但核種組成並沒有太大的變化。由於模型的幾何與材料特性較為單純, 在燃料元件中的中子分佈並沒有特別明顯的梯度, 因此網格設定不影響核種組成。但手冊中仍然建議至少將每個幾何形狀分為 2 個網格 (小單元) 進行計算。

設定不同模擬圓柱之正多邊形, GE 8×8-1 用過核燃料中核種組成計算值之差異如圖 6.2.2-10 所示。圖中 Sides 表示 TRITON 在計算時用於模擬圓形之正多邊形的邊數目, Sides=4 代表利用正四邊形模擬圓形, Sides=8 與 Sides=12 依此類推 (圖 6.2.2-11)。結果顯示, 多邊形的邊數與計算時間並沒有直接的關係。核種組成方面, 在正四邊形的結果中有部分核種 (Pu-239、Am-241 與 Am-242m) 與正八邊形與正十二邊形有些許差異。由於計算時間與結果差異並不明顯, 若沒有特殊的目的, 仍然建議使用 Sides=12 (程式預設值) 進行計算。

6.2.3. GE 8×8-1 案例驗證

本節將呈現 TRITON 程式分析 GE 8×8-1 用過燃料核種的組成，並與 SCALE5.1/SAS2H 以及 MCNPX 的結果互相比較驗證程式準確性。計算程式設定值的比較如表 6.2.3-1 所示。

SAS2H、MCNPX 與 TRITON 分析 GE 8×8-1 用過核燃料中鈾系元素的組成結果整理如圖 6.2.3-1 所示。三個程式用於分析 GE 8×8-1 用過核燃料的核種組成，不論是鈾系元素或是分裂產物，除了 MCNPX 低估 Am-242m 與 Ru-106 之外，其餘核種之間的差異都相當小，考慮所有可能影響的不確定因子，比較結果相當不錯，可視為具有一致的結果。

另外，圖 6.2.3-2 是分析核種質量隨燃耗與冷卻時間的變化（3 階段燃耗時間皆是 449.45 天，前 2 階段冷卻時間 60 天，最後冷卻時間 1461 天）。其中 U-235 很明顯地於燃耗時間區間內減少，於冷卻時間區間內保持不變。另外，半衰期 284 天的 Ce-144、半衰期 373 天的 Ru-106、半衰期 2.06 年的 Cs-134 與半衰期 162 天的 Cm-242 相較於 4 年的冷卻時間都有明顯的減少。

圖 6.2.3-3 是分析核種活度隨燃耗與冷卻時間的變化。與圖 6.2.3-2 相同地，U-235 很明顯地於燃耗時間區間內減少，於冷卻時間區間內保持不變。另外，相較於 4 年的冷卻時間，短半衰期的 Ce-144、Ru-106、Cs-134 與 Cm-242 都有較大的活動，且於 4 年冷卻時間內有明顯的減少。

經過上述案例的分析我們可以看出，以 TRITON 程式用二維遷移計算簡化之燃料束計算模型可以準確分析用過核燃料中的核種組成。此一比較結果對於用過核子燃料乾式貯存護箱系統的射源分析驗證具有重大意義，TRITON 的精準度具有相當好的水準，未來可以用以分析常見的輕水式反應器用過燃料束核種組成，其結果差異應在可接受的範圍。

總結來說，以用過核子燃料乾式貯存護箱系統的射源分析要求的準確度來看，本節所述 TRITON 程式能合理準確地分析輕水式反應器用過燃料束的核種組成。根據以上針對 TRITON 參數的靈敏度分析結果顯示，往後使用時應以建議設定為基準。

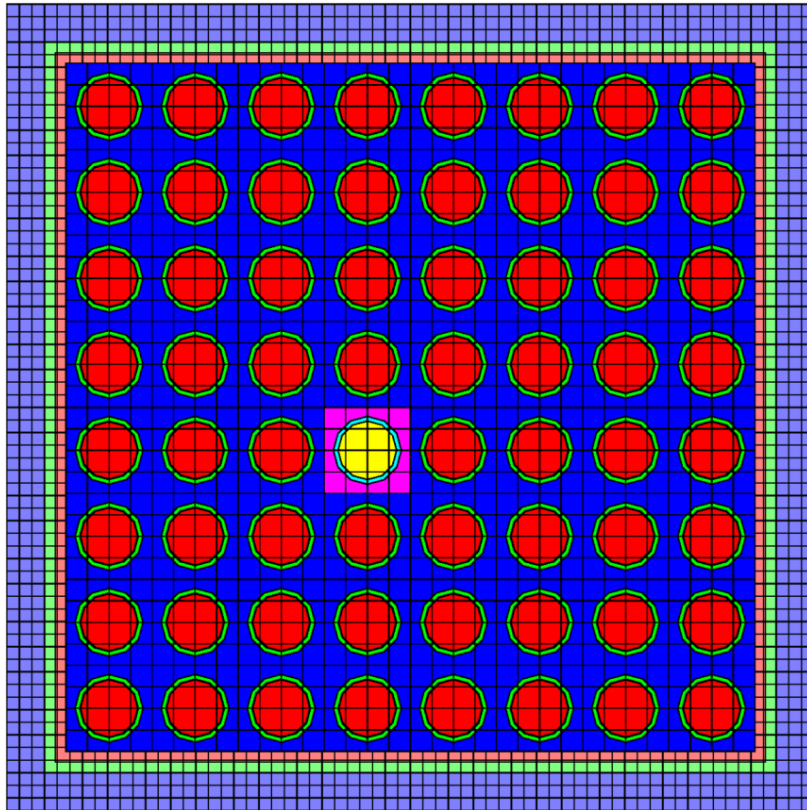


圖 6.2.2-1. GE8×8-1 燃料束驗證案例的 TRITON 計算幾何模型。

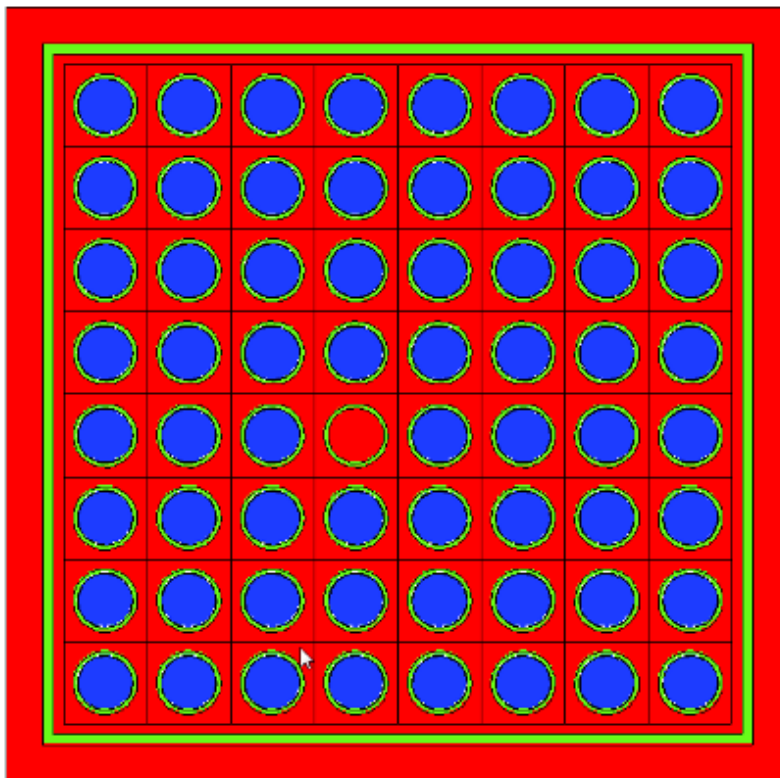


圖 6.2.2-2. GE8×8-1 燃料束驗證案例的 MCNPX 計算幾何模型（Visual Editor 繪圖）。

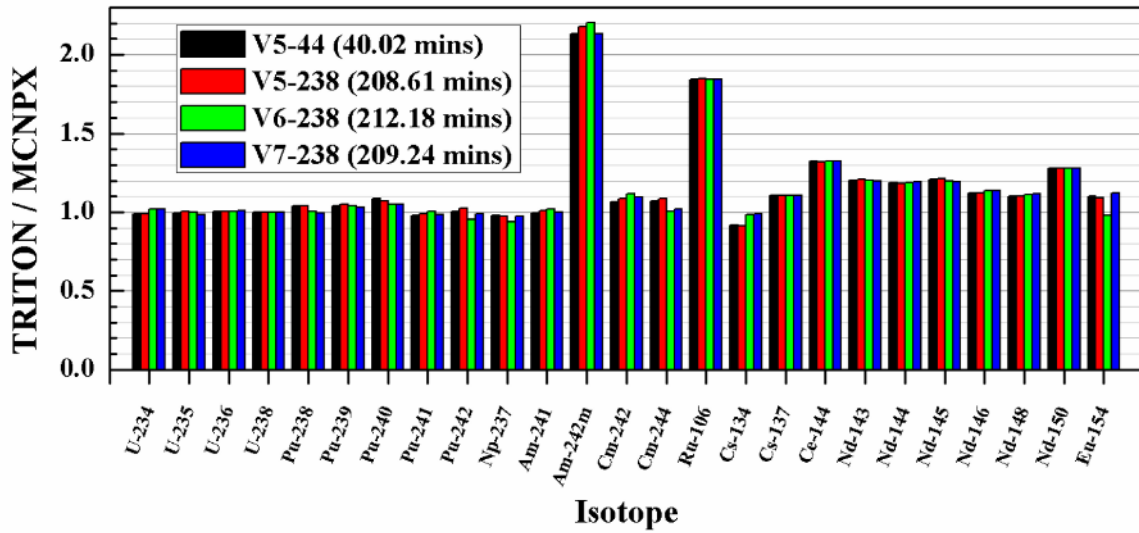


圖 6.2.2-3. 不同核數據版本與中子能群的 TRITON 設定對核種組成的影響。

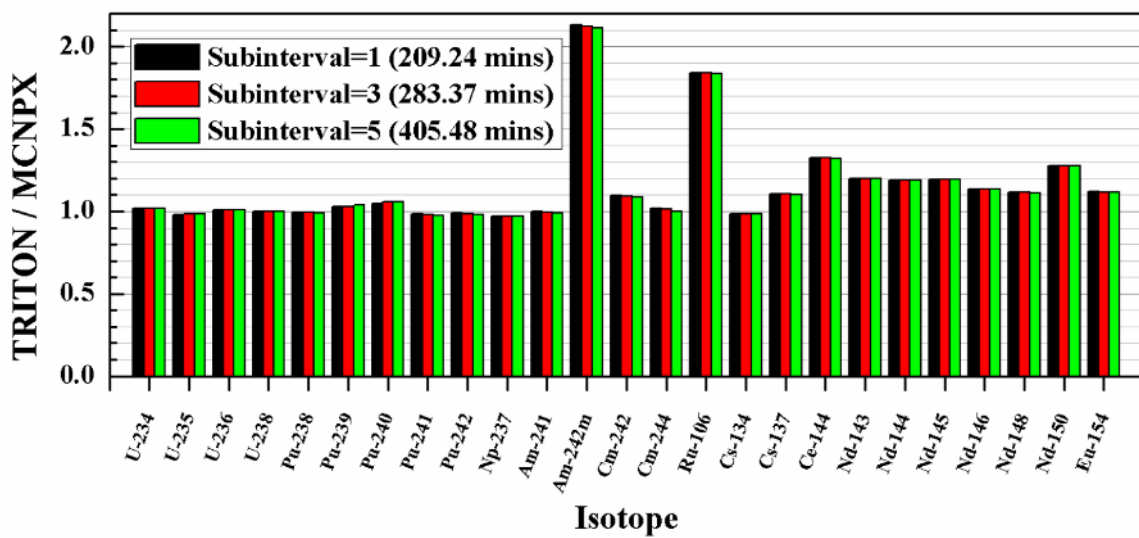


圖 6.2.2-4. 不同燃耗子區間的 TRITON 設定對核種組成的影響。

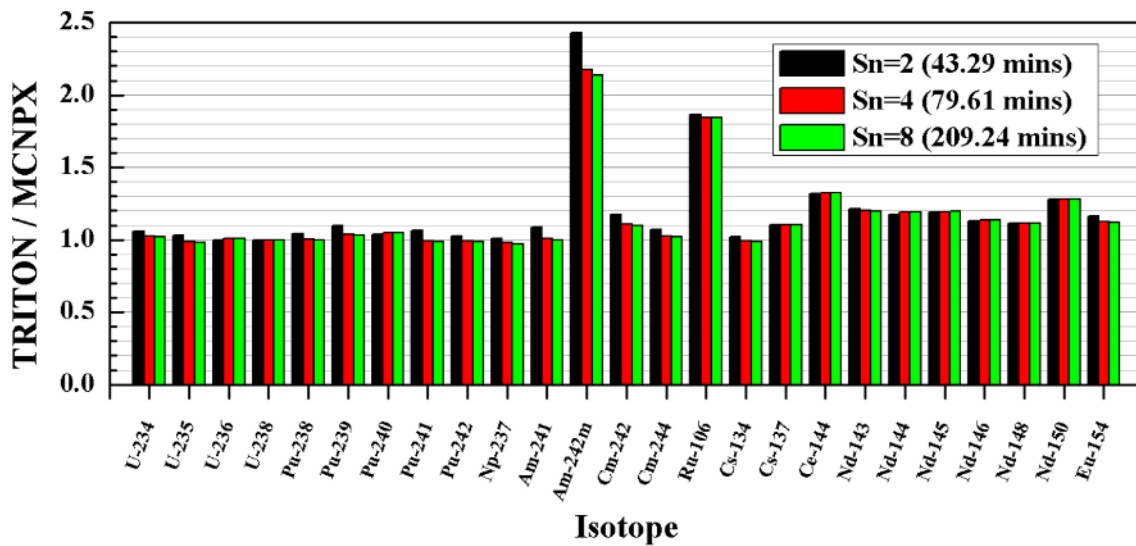


圖 6.2.2-5. 不同角度分格 (S_n) 階次的 TRITON 設定對核種組成的影響。

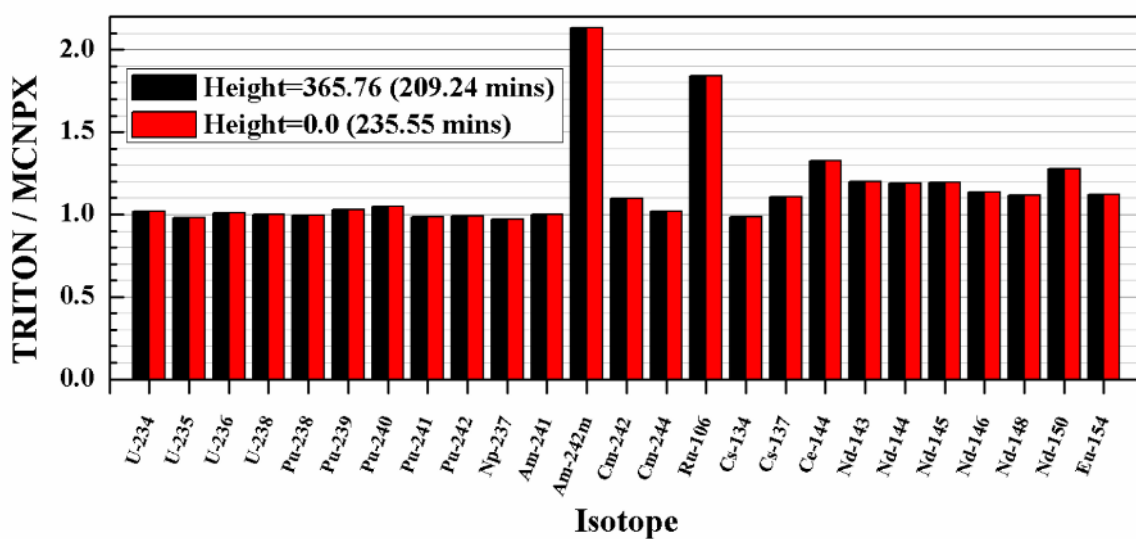


圖 6.2.2-6. 不同縱向曲度修正的 TRITON 設定對核種組成的影響。

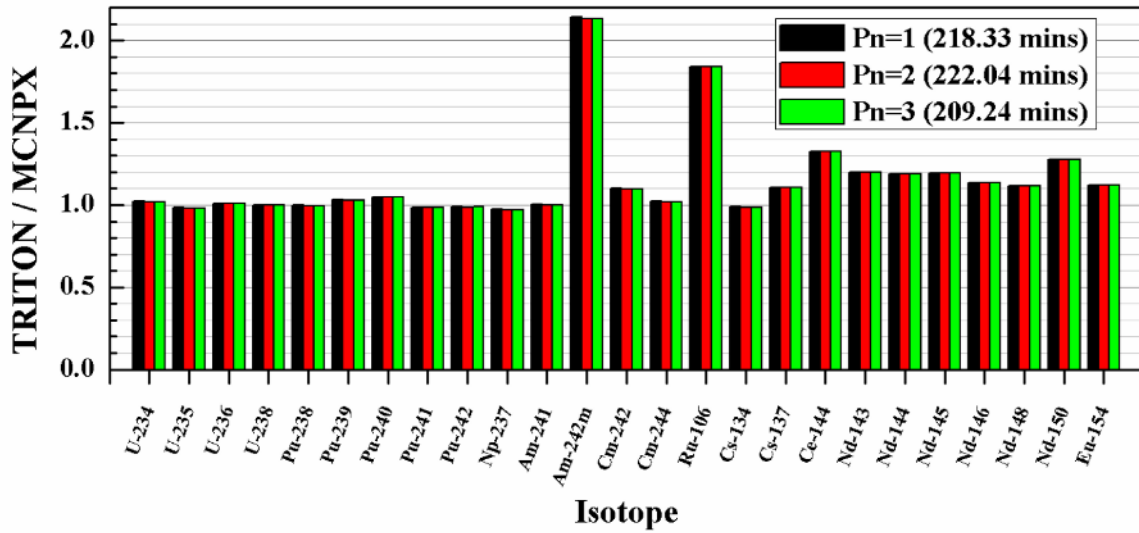


圖 6.2.2-7. 不同散射 (P_n) 階次的 TRITON 設定對核種組成的影響。

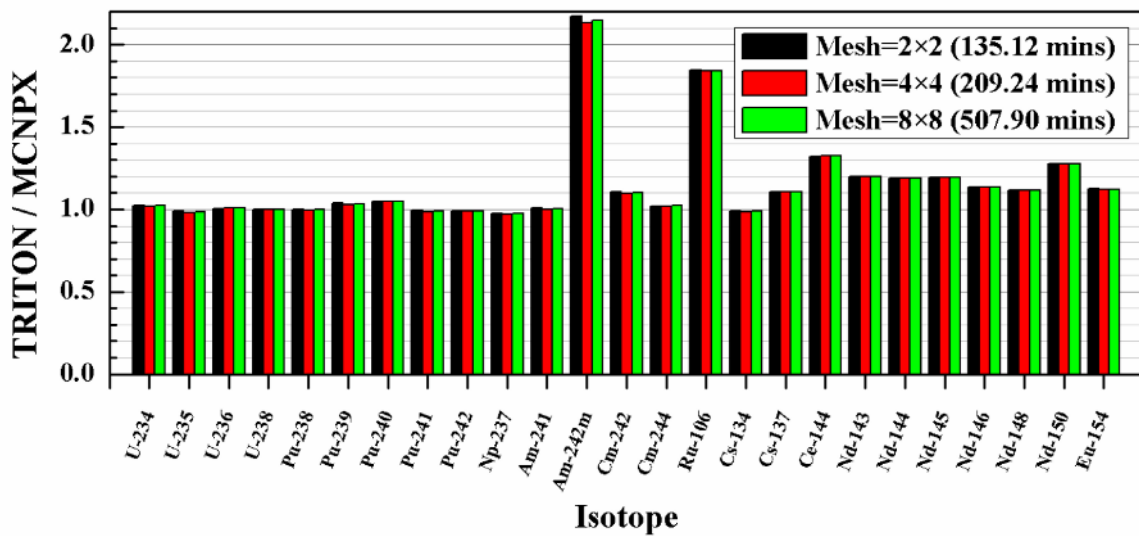


圖 6.2.2-8. 不同燃料棒與水棒單元網格的 TRITON 設定對核種組成的影響。

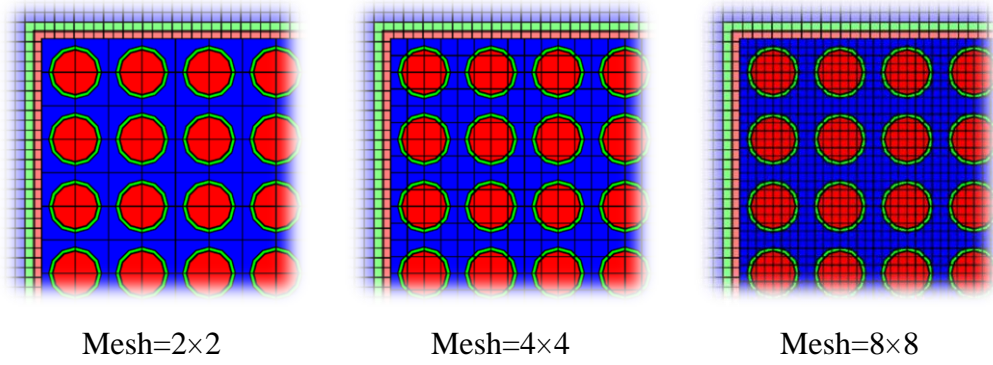


圖 6.2.2-9. 元網格設定的示意圖。

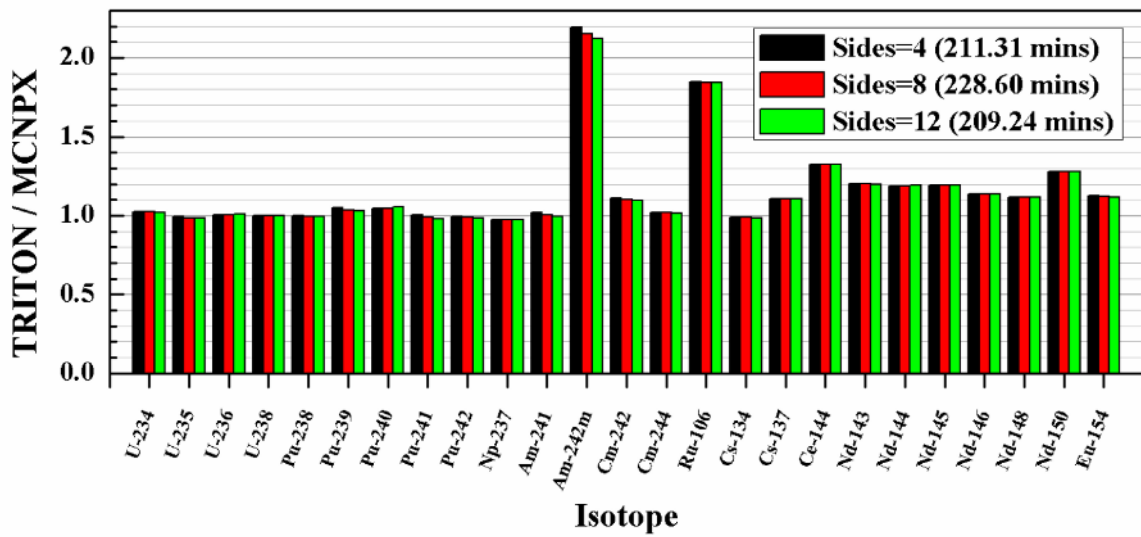


圖 6.2.2-10. 不同模擬圓柱之正多邊形的 TRITON 設定對核種組成的影響。

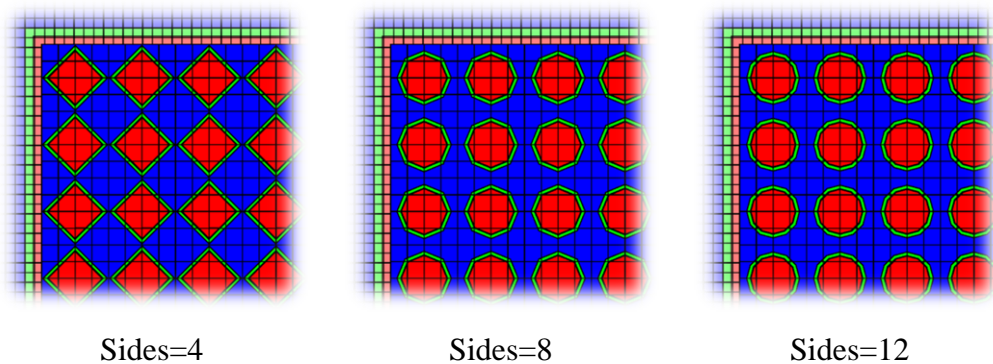


圖 6.2.2-11. 模擬圓柱之正多邊形設定的示意圖。

表 6.2.3-1. 計算程式 SAS2H、MCNPX 與 TRITON 設定值的比較

程式參數	SAS2H	MCNPX	TRITON
共振截面處理	NITAWL	--	CENTRM
核數據版本	ENDF/B-V	ENDF/B-VII	ENDF/B-VII
中子能群	44 群	連續能譜	238 群
燃耗子區間	1	1	1
角度分格 (S_n)	--	--	8
縱向曲度修正	有	有	有
散射階次 (P_n)	--	--	3
單元網格	--	--	4
擬合多邊形	--	--	12

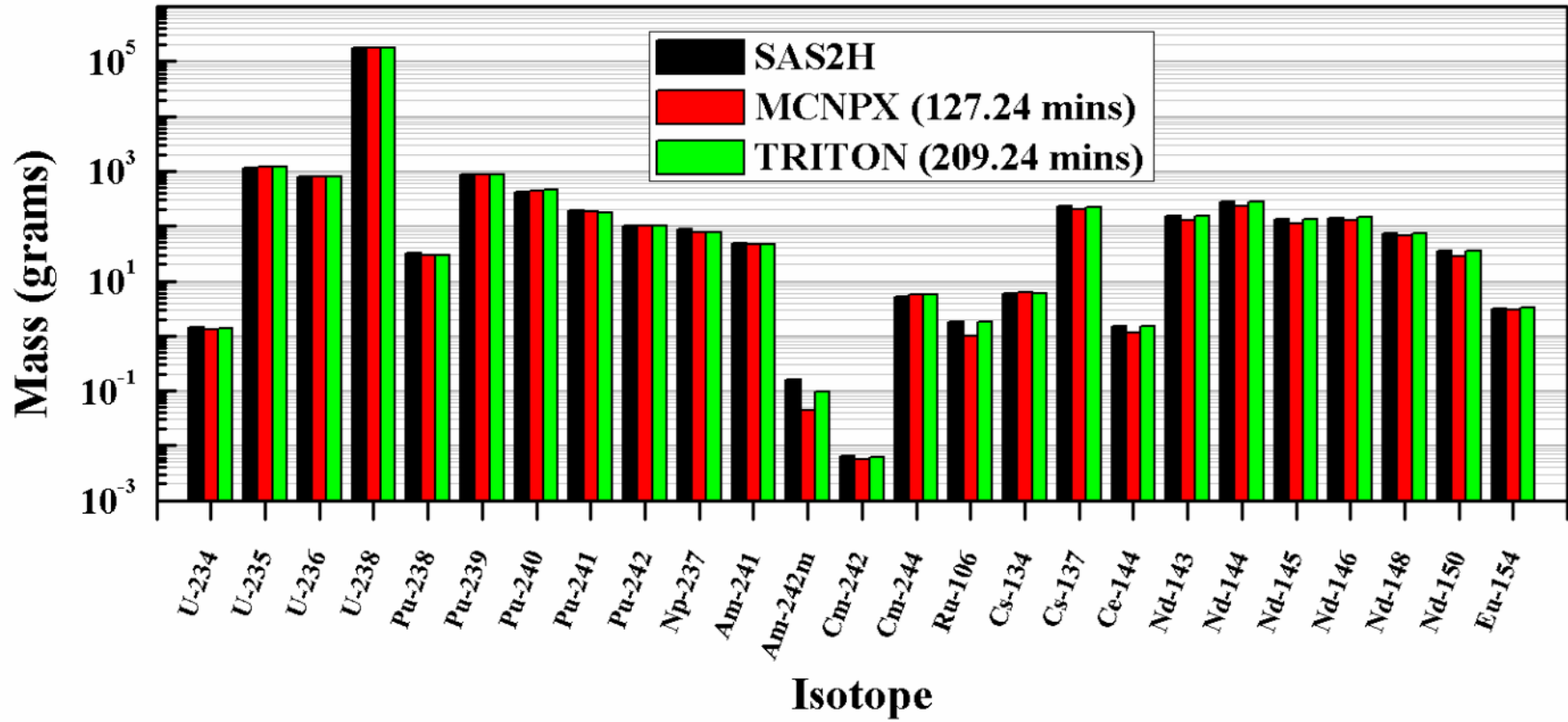


圖 6.2.3-1. 使用 SAS2H、MCNPX 與 TRITON 對 GE8×8-1 用過燃料中核種組成計算值的比較。

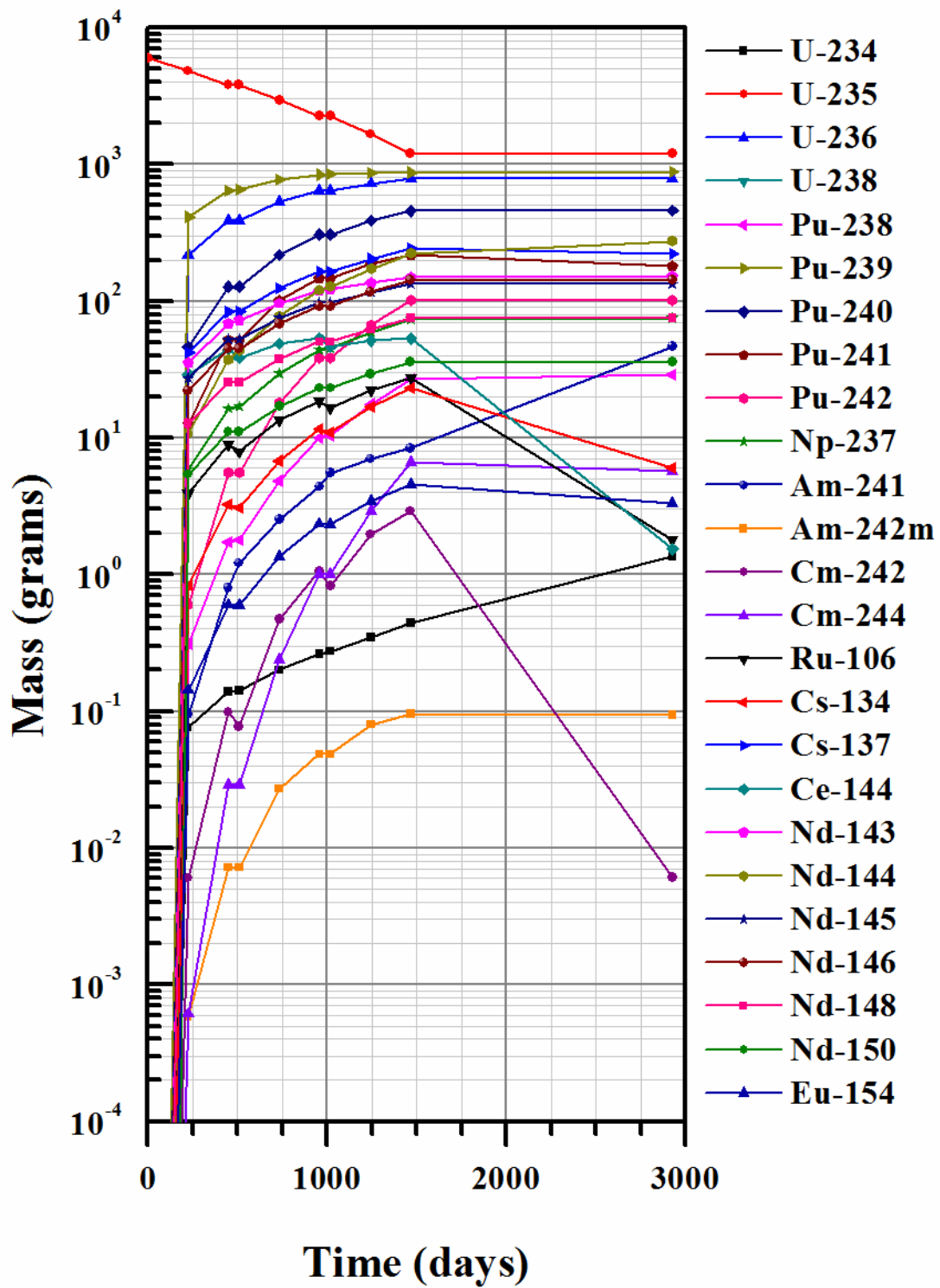


圖 6.2.3-2. 核種質量隨燃耗與冷卻時間的變化。

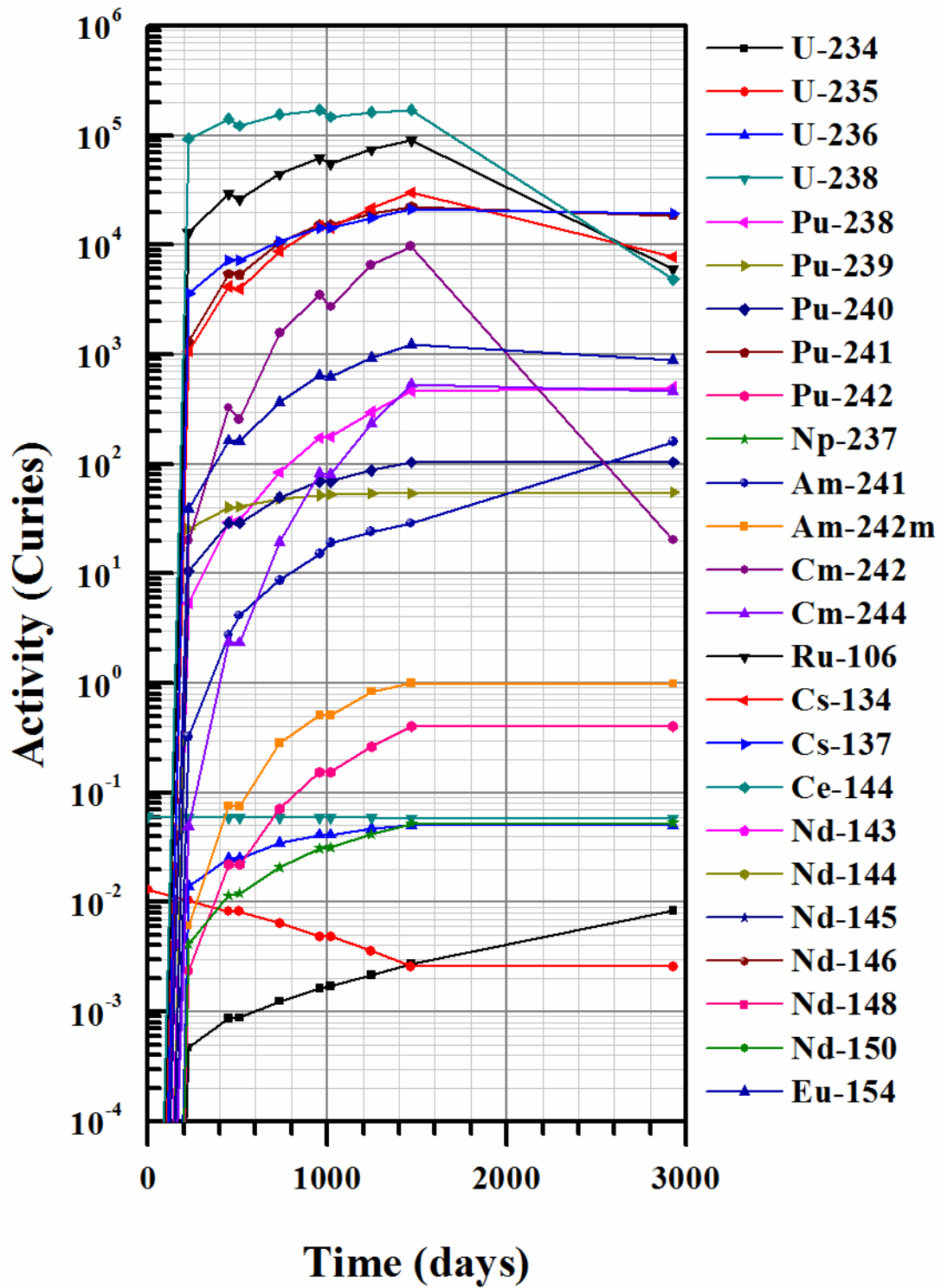


圖 6.2.3-3. 核種活度隨燃耗與冷卻時間的變化。

6.3. 密封鋼筒表面劑量率分析

核一廠用過核子燃料乾式貯存作業輻射屏蔽驗證的內容，分別針對尚未裝載於傳送護箱的密封鋼筒（6.3 節），以及已裝載於傳送護箱的密封鋼筒（6.4 節）為分析標的，利用 SCALE6.1.2/MAVRIC 程式，計算未裝載與已裝載的情況下側邊與頂部的表面劑量率分佈。安全分析報告已經論證各種設計事故下都不會發生密封鋼筒表面暴露的情形，因此密封鋼筒表面輻射劑量的評估結果僅是一個假想特殊狀況，或可用於發生超過設計基準事件（Beyond Design Basis Accident）時的參考。至於傳送護箱的計算結果，我們將與安全分析報告¹中的內容比較驗證。最後，將擴展密封鋼筒與傳送護箱的計算模型至涵蓋混凝土護箱與有外加屏蔽後之混凝土護箱，計算側邊與頂部的表面劑量率分佈，以驗證用過核子燃料乾式貯存作業相關之重點劑量率分析是否合理，也可進一步確保用過核子燃料之貯存作業的安全。

6.3.1. MAVRIC 程式簡介

MAVRIC (Monaco with Automated Variance Reduction using Importance Calculations) 序列可以利用蒙地卡羅方法有效解決極端困難的輻射遷移問題。該序列的目的是，在合理的計算時間內有效地計算出低不確定度的通率與劑量率，甚至是對於深穿透的案例。MAVRIC 是建立在 CADIS (Consistent Adjoint Driven Importance Sampling) 的方法上，使用衍生於 S_N 決定性法的粒子貢獻重要性地圖 (Importance Map, 圖 6.3.1-1) 與改變權重後的射源 (圖 6.3.1-2)，二者同時配合執行以大幅改善蒙地卡羅方法的計算效率。MAVRIC 使用 CSAS/ICE 為使用者提供的材料輸入檔產生截面資料。然後，MAVRIC 將會使用 Devono 自動執行粗網格、三維度與離散座標的計算，確定與位置以及能量有關的伴隨通率函數。接著，該伴隨通率資訊將被 MAVRIC 使用來建立一個與空間以及能量有關的粒子貢獻重要性地圖 (即權重視窗)，並且適當改變射源分佈的取樣與權重。隨後，MAVRIC 將權重視窗與改變權重視源分佈的訊息傳給功能模組 Monaco，一個三維度、固定射源與多能群的屏蔽程式執行蒙地卡羅計算。

6.3.2. 密封鋼筒表面劑量分析

本節將依照 6.1.2 節密封鋼筒的屏蔽規格資訊，並參考原子能委員會委託計畫《用過核子燃料輻射屏蔽技術研究》⁷ 內容，建立 SCALE6.1.2/MAVRIC 計算模型，分析密封鋼筒表面劑量率的分佈情形。圖 6.3.2-1 是核一廠用過核子燃料乾式貯存護箱系統的示意圖與 MAVRIC 分析計算模型，由左至右依序是密封鋼筒 (TSC)、傳送護箱 (TFR)、混凝土護箱 (NAC-UMS) 和外加屏蔽的混凝土護箱 (INER-HPS)。密封鋼筒模型的建立，將針對內部結構較繁瑣的區域做均質化的處理，以減低幾何模型建立的複雜度。模型中央有一經過均質化處理的燃料區 (桃紅色)，射源項的空間位置設定則依照實際的位置進行模擬，並分別針對燃料光子源、燃料中子源、結構光子源 (分為四區：燃料區、

下端板區、充氣區與上端板區)共6個射源項做計算。本研究報告中的蒙地卡羅計算，每一案例分析皆至少花費約24小時的計算時間。

圖 6.3.2-2 是密封鋼筒 (TSC) 於頂部 (Radial) 與側邊 (Axial) 表面的中子與光子劑量率分佈。結果顯示，密封鋼筒在未裝載於傳送護箱或放置於混凝土護箱中時，隨著與中心軸的距離增加，頂部表面的中子劑量率逐漸減少，並於靠近鋼筒邊緣處出現最小值。越過鋼筒邊緣後，隨著與中心軸的距離增加，中子劑量率在計算邊界內逐漸增加。

於中心軸處的中子劑量率約 5 mSv/hr，隨著與中心軸的距離增加，中子劑量率逐漸減少至靠近邊緣處的 0.5 mSv/hr。越過鋼筒邊緣後，隨著與中心軸的距離增加，中子劑量率於距離邊緣 2 m 內逐漸增加至 5 mSv/hr。

光子劑量率的部份，隨著與中心軸的距離增加，頂部表面的光子劑量率逐漸減少，並於靠近鋼筒邊緣處出現最小值。越過鋼筒邊緣後，光子劑量率會突然增加約 3 個級數，隨後與中心軸的距離增加，光子劑量率在計算邊界內逐漸增加。

於中心軸處的光子劑量率約 2 mSv/hr，隨著與中心軸的距離增加，光子劑量率逐漸減少至靠近邊緣處的 0.8 mSv/hr。越過鋼筒邊緣後，光子劑量率突然增加至 10^3 mSv/hr，隨後與中心軸的距離增加，光子劑量率於距離邊緣 2 m 內逐漸增加至 6×10^3 mSv/hr。

由於中子與光子劑量率的趨勢相同，隨著與中心軸的距離增加，頂部表面的總劑量率逐漸減少，並於靠近鋼筒邊緣處出現最小值。越過鋼筒邊緣後，總劑量率會突然增加約 3 個級數，隨後與中心軸的距離增加，總劑量率在計算邊界內逐漸增加。

於中心軸處的總劑量率約 7 mSv/hr，隨著與中心軸的距離增加，總劑量率逐漸減少至靠近邊緣處的 1 mSv/hr。越過鋼筒邊緣後，總劑量率突然增加至 10^3 mSv/hr，隨後與中心軸的距離增加，總劑量率於距離邊緣 2 m 內逐漸增加至 6×10^3 mSv/hr。

另外，隨著軸向高度的增加，鋼筒側邊表面於底座區域 (約 0 至 80 cm) 部分的中子劑量率緩緩增加，並於靠近有效燃料區域底部 (約 80 cm) 處突然增加 5 倍。而後於有效燃料區域 (約 80 至 461 cm) 部分，隨著軸向高度的增加，中子劑量率雖沒有太大改變，但呈現出鋼筒側邊表面中子劑量率的最大值，並於接近有效燃料區域頂部 (約 461 cm) 處開始減少。最後於上蓋區域 (約 461 cm 以上) 部分，隨著軸向高度的增加，與上蓋的距離也增加，中子劑量率逐漸減少。

於底座區域的中子劑量率約 5 mSv/hr，隨著軸向高度的增加，中子劑量率緩緩增加，至靠近有效燃料區域底部時，突然由 6 mSv/hr 增加至 30 mSv/hr。而後於有效燃料區域部分出現鋼筒側邊表面中子劑量率的最大值，約 50 mSv/hr。最後於上蓋區域部分，隨

著軸向高度的增加，中子劑量率逐漸減少，於與上蓋距離約 1 m 處，中子劑量率減少至 1 mSv/hr。

光子劑量率的部份，隨著軸向高度的增加，於底座區域（約 0 至 80 cm）部分的光子劑量率緩緩增加，並於靠近有效燃料區域底部（約 80 cm）處突然增加超過 1 個級數。而後於有效燃料區域（約 80 至 461 cm）部分，隨著軸向高度的增加，光子劑量率雖沒有太大改變，但呈現出鋼筒側邊表面光子劑量率的最大值，並於接近有效燃料區域頂部（約 461 cm）處開始減少。最後於上蓋區域（約 461 cm 以上）部分，隨著軸向高度的增加，與上蓋的距離也增加，光子劑量率逐漸減少。

於底座區域的光子劑量率約 3.5×10^3 mSv/hr，隨著軸向高度的增加，光子劑量率緩緩增加，至靠近有效燃料區域底部時，突然由 4×10^3 mSv/hr 增加至 5×10^4 mSv/hr。而後於有效燃料區域部分出現鋼筒側邊表面光子劑量率的最大值，約 6×10^4 mSv/hr。最後於上蓋區域部分，隨著軸向高度的增加，光子劑量率逐漸減少，於與上蓋距離約 1 m 處，中子劑量率減少至 10^2 mSv/hr。

由於中子與光子劑量率的趨勢相同，隨著軸向高度的增加，於底座區域（約 0 至 80 cm）部分的總劑量率緩緩增加，並於靠近有效燃料區域底部（約 80 cm）處突然增加超過 1 個級數。而後於有效燃料區域（約 80 至 461 cm）部分，隨著軸向高度的增加，總劑量率雖沒有太大改變，但呈現出鋼筒側邊表面總劑量率的最大值，並於接近有效燃料區域頂部（約 461 cm）處開始減少。最後於上蓋區域（約 461 cm 以上）部分，隨著軸向高度的增加，與上蓋的距離也增加，總劑量率逐漸減少。

於底座區域的總劑量率約 3.5×10^3 mSv/hr，隨著軸向高度的增加，總劑量率緩緩增加，至靠近有效燃料區域底部時，突然由 4×10^3 mSv/hr 增加至 5×10^4 mSv/hr。而後於有效燃料區域部分出現鋼筒側邊表面總劑量率的最大值，約 6×10^4 mSv/hr。最後於上蓋區域部分，隨著軸向高度的增加，總劑量率逐漸減少，於與上蓋距離約 1 m 處，總劑量率減少至 10^2 mSv/hr。

由上述結果可知，由於密封鋼筒的設計，材料使用不鏽鋼，因此光子劑量率分佈的差異較中子顯著。於鋼筒頂部（不鏽鋼厚度 76 mm）光子劑量率約 2 mSv/hr，於側邊（不鏽鋼厚度 16 mm）約 6×10^4 mSv/hr，表示不鏽鋼材料能夠有效屏蔽光子。但對於中子而言，於鋼筒頂部中子劑量率約 5 mSv/hr，於側邊約 50 mSv/hr，表示不鏽鋼材料屏蔽中子的能力較不顯著。

另外，對於鋼筒周圍的總劑量率來說，側邊外殼的材料厚度較薄，造成側邊表面有較高的劑量率分佈，並且影響至頂部邊緣以外的區域也有較高的劑量率。相較之下，頂部邊緣以內則是劑量率最低的區域。於圖 6.3.2-3 與圖 6.3.2-4 中更能清楚顯示上述討

論。

總而言之，密封鋼筒表面具有很高的輻射劑量是可以預期的，因為其內容物就是輻射的來源（56束用過核子燃料），這樣高的輻射劑量率是不允許直接暴露在外的，因此密封鋼筒在廠房內運送之時有傳送護箱作為臨時輻射屏蔽之用，長期放置於戶外場地時設計有混凝土貯存護箱降低表面劑量，核一廠的設計再套上一層外加混凝土屏蔽以達到承諾的極低廠外輻射劑量限值。

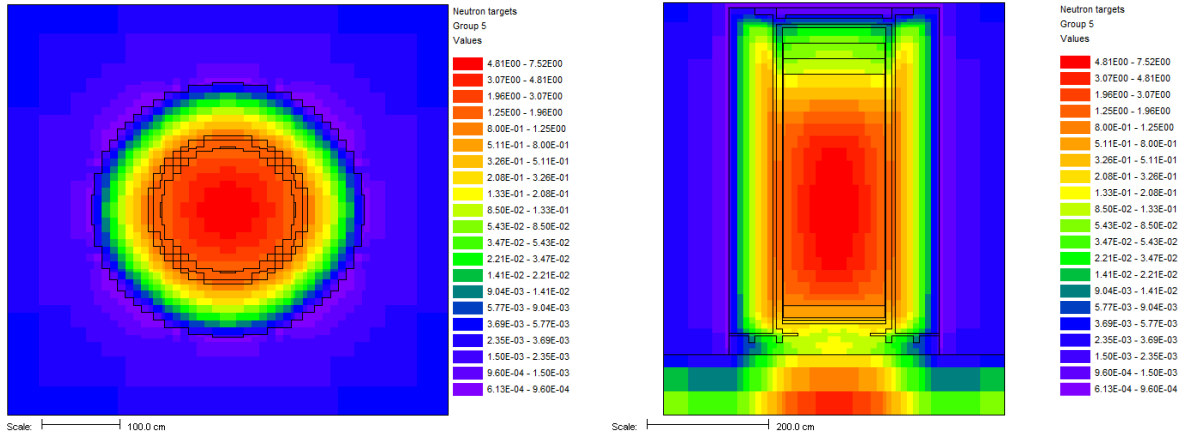


圖 6.3.1-1. 粒子貢獻重要性地圖 (Importance Map)。

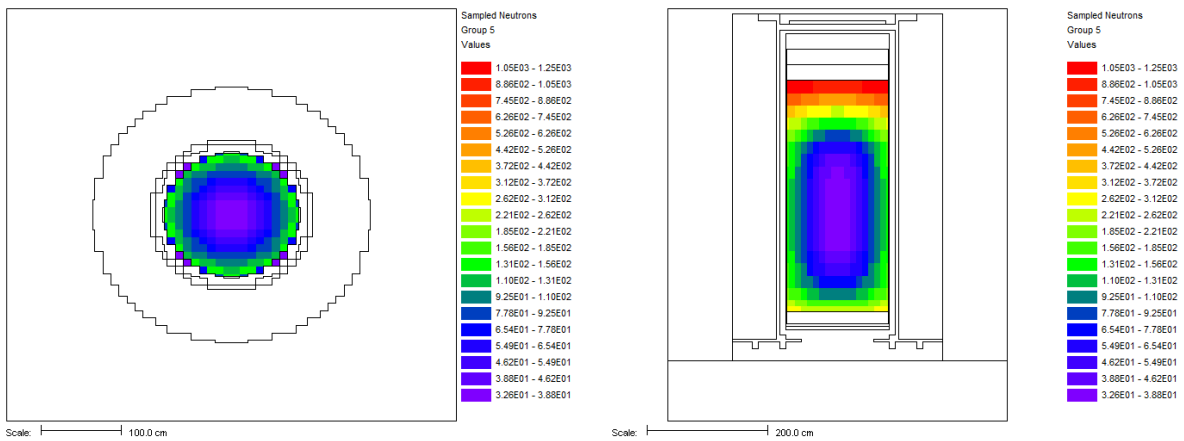


圖 6.3.1-2. 改變權重後的射源。

密封鋼筒



傳送護箱



混凝土護箱



外加屏蔽

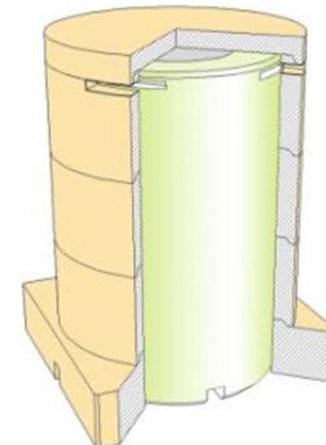
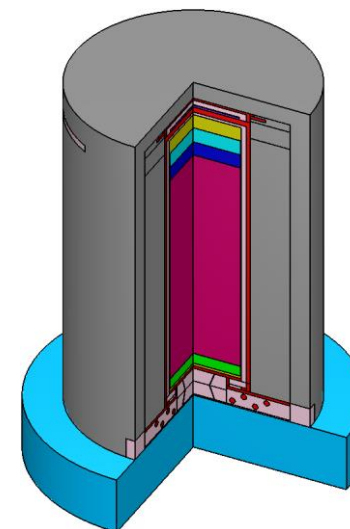
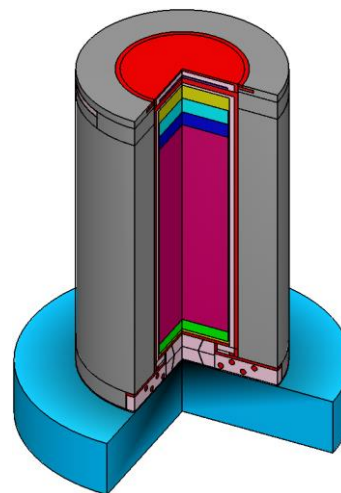
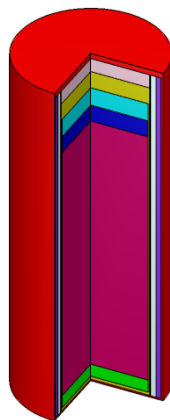
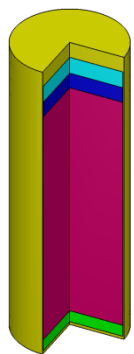


示意圖 (摘錄至 100 年委託研究計畫研究報告⁸)

MAVRIC 分析幾何模型 (Keno3d)



模型半徑
模型全高

85.170 公分
482.011 公分

105.07 公分
513.00 公分

172.72 公分
570.23 公分

207.72 公分
600.23 公分

圖 6.3.2-1. 核一廠用過核子燃料乾式貯存護箱系統 (INER-HPS) 與其計算模型。

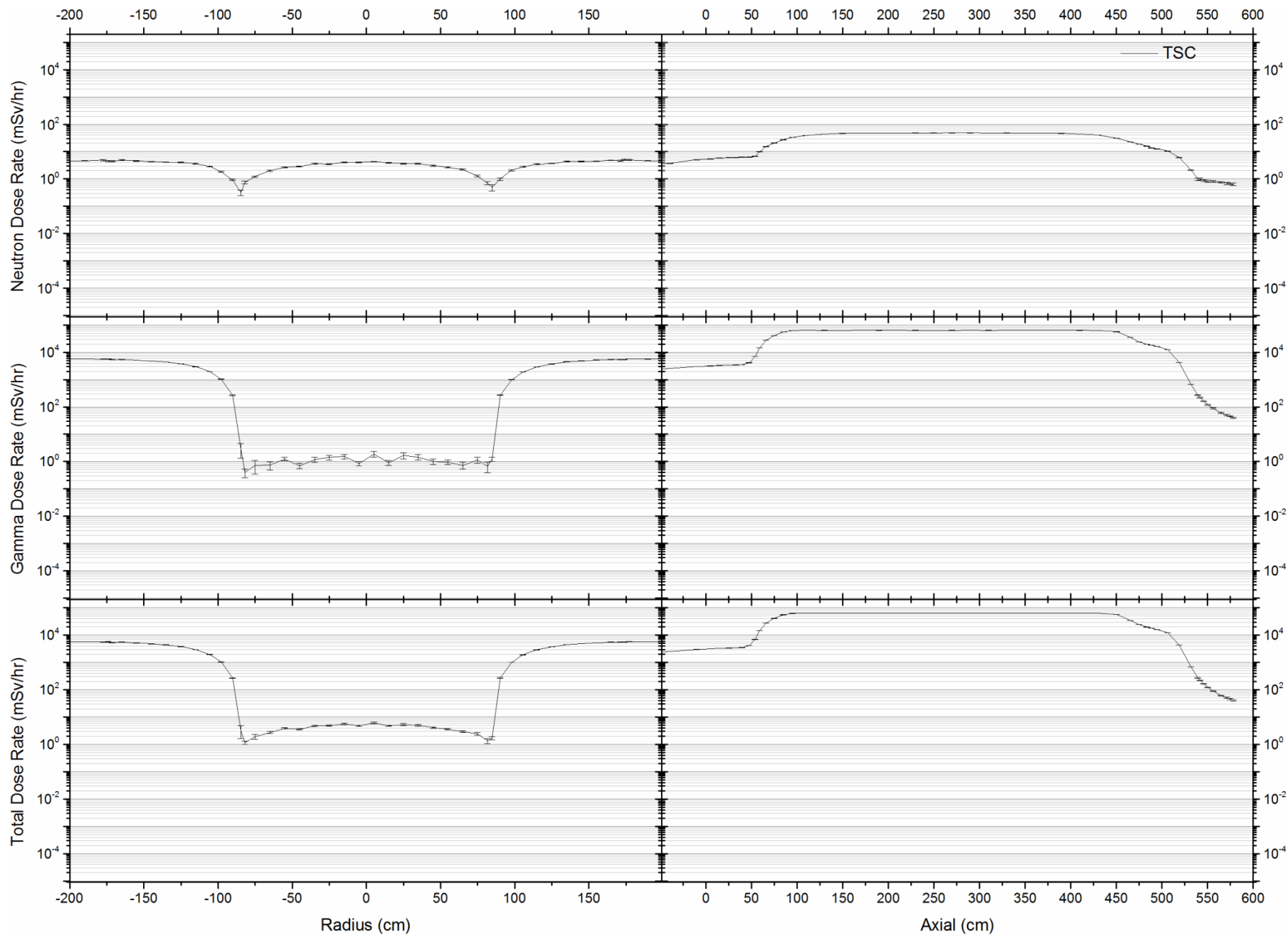


圖 6.3.2-2. 密封鋼筒 (TSC) 於頂部 (Radial) 與側邊 (Axial) 表面的中子與光子劑量率分佈。

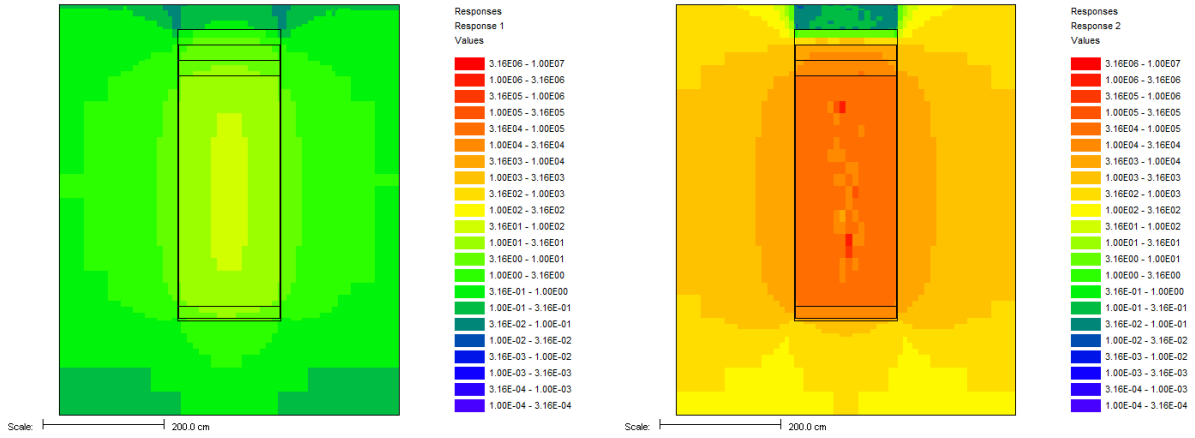


圖 6.3.2-3. 密封鋼筒 (TSC) 於軸向切面的中子 (左) 與光子 (右) 劑量率分佈。

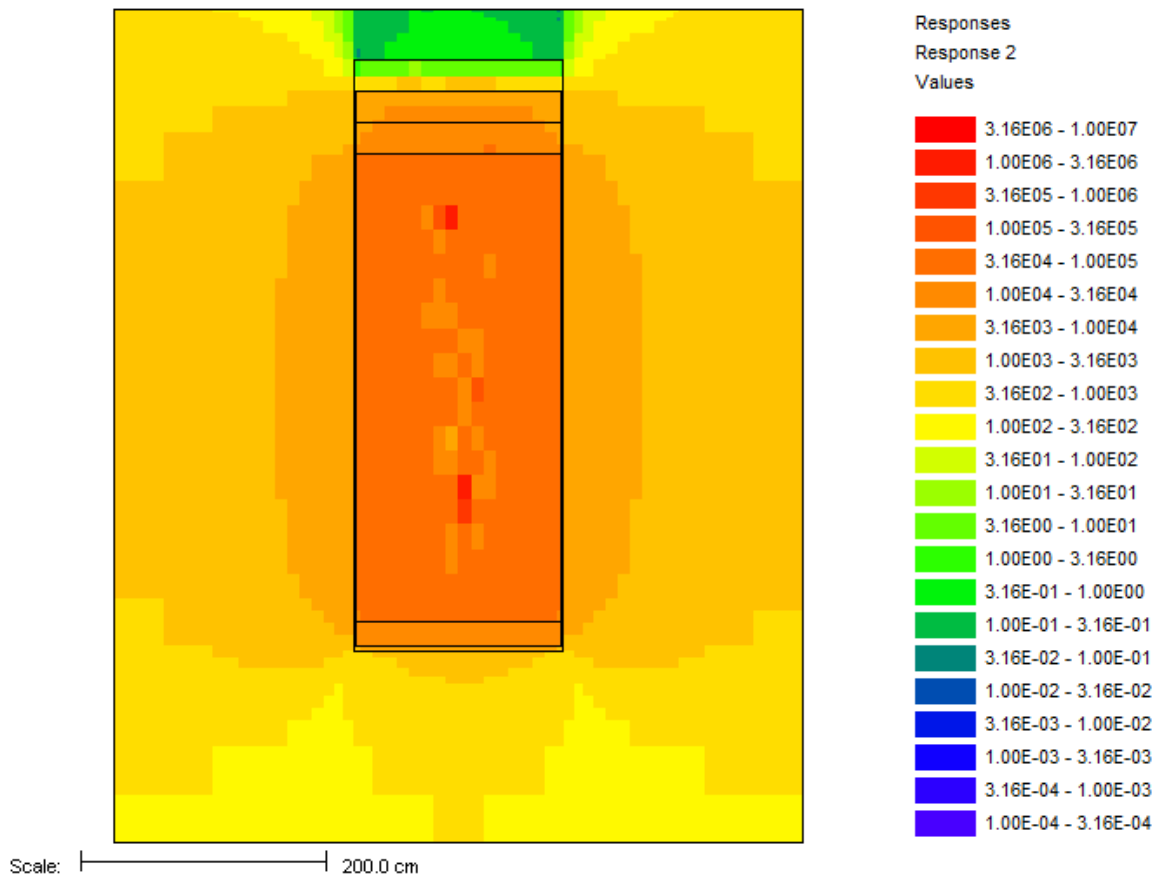


圖 6.3.2-4. 密封鋼筒 (TSC) 於軸向切面的總劑量率分佈。

6.4. 用過核子燃料搬移與運送時高劑量率重點項目分析

本節將參考 6.1.3 節傳送護箱的屏蔽規格資訊建立 SCALE/MAVRIC 模型，分析用過核子燃料搬移與運送時高劑量率重點項目。

圖 6.4-1 是傳送護箱 (TFR) 於頂部 (Radial) 與側邊 (Axial) 表面的中子與光子劑量率分佈。結果顯示，隨著與中心軸的距離增加，傳送護箱頂部表面的中子劑量率逐漸減少。於中心軸處的中子劑量率約 2 mSv/hr，隨著與中心軸的距離增加，中子劑量率逐漸減少至靠近邊緣處的 0.3 mSv/hr。越過鋼筒邊緣後，中子劑量率於距離邊緣 50 cm 後自 0.03 mSv/hr 逐漸增加至 0.2 mSv/hr。

光子劑量率的部份，隨著與中心軸的距離增加，頂部表面的光子劑量率逐漸減少，並於靠近鋼筒邊緣處出現最小值。越過鋼筒邊緣後，光子劑量率會顯著地增加，隨後與中心軸的距離增加，光子劑量率在計算邊界內逐漸增加。

於中心軸處的光子劑量率約 0.06 mSv/hr，隨著與中心軸的距離增加，光子劑量率逐漸減少至靠近邊緣處的 2×10^{-3} mSv/hr。越過鋼筒邊緣後，光子劑量率顯著增加至 0.01 mSv/hr，隨後與中心軸的距離增加，光子劑量率於距離邊緣 2 m 內逐漸增加至 0.3 mSv/hr。

由於中子與光子劑量率的趨勢類似，隨著與中心軸的距離增加，頂部表面的總劑量率逐漸減少，並於靠近鋼筒邊緣處出現最小值。越過鋼筒邊緣後，隨後與中心軸的距離增加，總劑量率在計算邊界內逐漸增加。

於中心軸處的總劑量率約 3 mSv/hr，隨著與中心軸的距離增加，總劑量率逐漸減少至靠近邊緣處的 0.3 mSv/hr。越過鋼筒邊緣後，隨後與中心軸的距離增加，總劑量率於距離邊緣 2 m 內逐漸增加至 0.5 mSv/hr。

另外，於底座區域 (約 0 至 80 cm) 部分呈現護箱側邊表面最大的中子劑量率，並於靠近有效燃料區域底部 (約 80 cm) 處突然減少 1 個級數。而後於有效燃料區域 (約 80 至 461 cm) 部分，隨著軸向高度的增加，中子劑量率沒有太大改變，並於接近有效燃料區域頂部 (約 461 cm) 處開始減少。最後於上蓋區域 (約 461 cm 以上) 部分，隨著軸向高度的增加，與上蓋的距離也增加，中子劑量率逐漸減少。

於底座區域的中子劑量率約 3 mSv/hr，至靠近有效燃料區域底部時，突然由 5 mSv/hr 減少至 0.4 mSv/hr。而後於有效燃料區域部分的中子劑量率約 3 mSv/hr。最後於上蓋區域部分，隨著軸向高度的增加，中子劑量率逐漸減少至 1 mSv/hr 以下。

光子劑量率的部份，於底座區域（約 0 至 80 cm）部分呈現護箱側邊表面最大的光子劑量，並於靠近有效燃料區域底部（約 80 cm）處突然減少 2 個級數。而後於有效燃料區域（約 80 至 461 cm）部分，隨著軸向高度的增加，光子劑量率沒有太大改變，並於接近有效燃料區域頂部（約 461 cm）處稍微增加後開始減少。最後於上蓋區域（約 461 cm 以上）部分，隨著軸向高度的增加，與上蓋的距離也增加，光子劑量率逐漸減少。

於底座區域的光子劑量率約 7×10^2 mSv/hr，並於靠近有效燃料區域底部時，突然由 10^2 mSv/hr 減少至 5 mSv/hr。而後於有效燃料區域部分的光子劑量率約 3 mSv/hr，並於接近有效燃料區域頂部時，稍微增加至 6 mSv/hr 後開始減少。最後於上蓋區域部分，隨著軸向高度的增加，光子劑量率逐漸減少，於與上蓋距離約 1 m 處，中子劑量率減少至 2×10^{-3} mSv/hr。

由於中子與光子劑量率的趨勢類似，於底座區域（約 0 至 80 cm）部分呈現護箱側邊表面最大的總劑量率，並於靠近有效燃料區域底部（約 80 cm）處突然減少 2 個級數。而後於有效燃料區域（約 80 至 461 cm）部分，隨著軸向高度的增加，總劑量率沒有太大改變，並於接近有效燃料區域頂部（約 461 cm）處稍微增加後開始減少。最後於上蓋區域（約 461 cm 以上）部分，隨著軸向高度的增加，與上蓋的距離也增加，總劑量率逐漸減少。

於底座區域的總劑量率約 7×10^2 mSv/hr，至靠近有效燃料區域底部時，突然由 10^2 mSv/hr 增加至 6 mSv/hr。而後於有效燃料區域的總劑量率約 6 mSv/hr。最後於上蓋區域部分，隨著軸向高度的增加，總劑量率逐漸減少，於與上蓋距離約 1 m 內，總劑量率減少至 10^{-1} mSv/hr 左右。

由上述結果可知，本研究所得之計算結果與安全分析報告內容相當一致。另外，傳送護箱表面的輻射劑量率相對於密封鋼筒表面是低了許多，但是還是屬於高劑量率的環境，對於進行表面附近作業的工作人員來說，還是必須注意停留時間，或是充分利用臨時輻射屏蔽，以降低工作人員可能接受的劑量。

圖 6.4-2 傳送護箱（TFR）於軸向切面的中子（左）與光子（右）劑量率分佈，圖 6.4-3 是傳送護箱於軸向切面的總劑量率分佈。整體來看，相較於傳送護箱的側邊與頂部，護箱底部區域有更高的劑量率，在用過核子燃料搬移與運送的過程中將傳送護箱舉起時，下方的工作區域將會有更高的輻射劑量暴露。另外，傳送護箱側邊表面的劑量率約比距離表面 2 公尺處的劑量率大 10 倍，傳送護箱周圍的輻射劑量率變化很大，稍微遠離護箱一點距離將可有效降低輻射的劑量率，這些輻射劑量分佈的評估結果，可有助於現場相關工作的規劃。

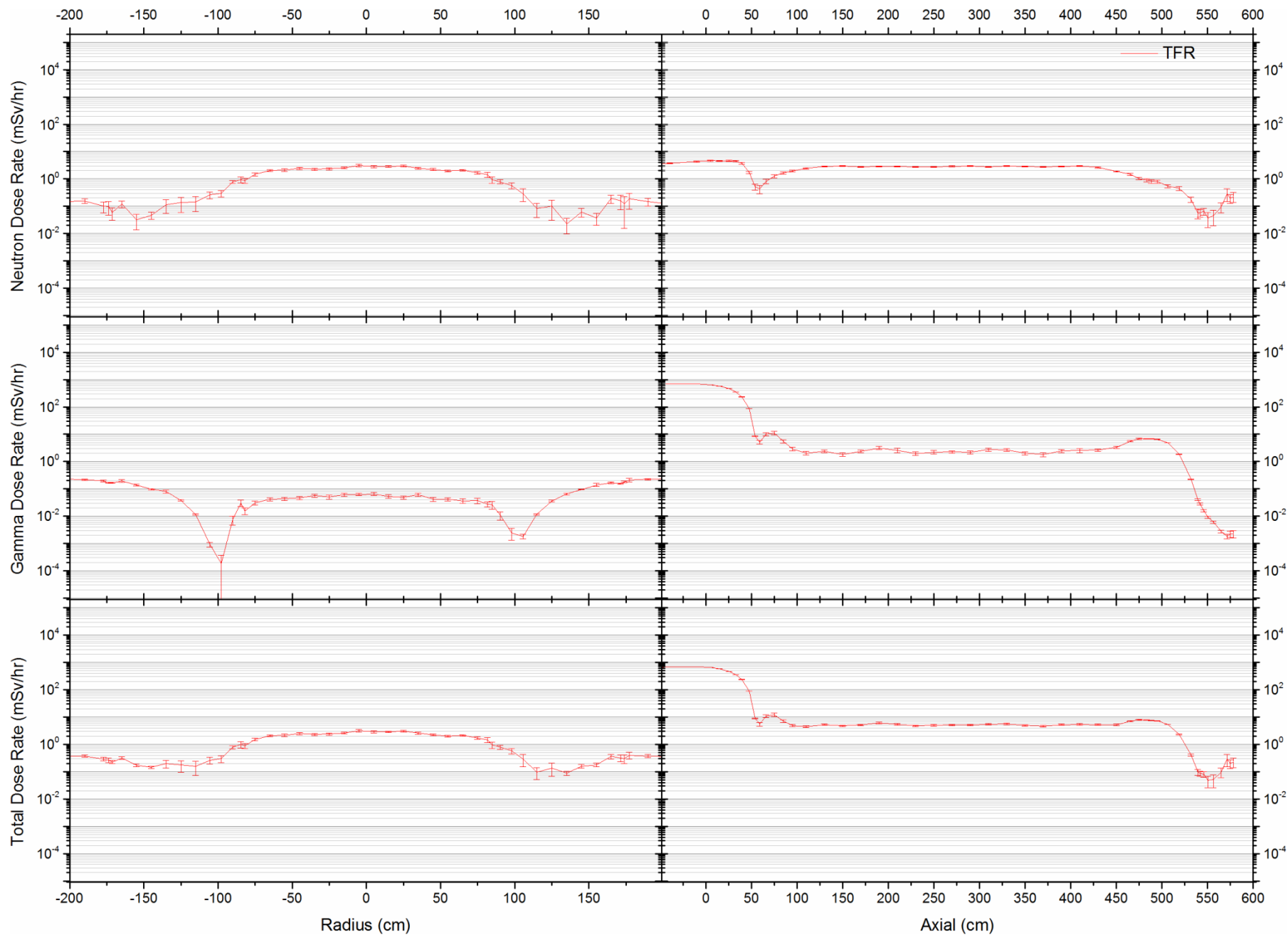


圖 6.4-1. 傳送護箱 (TFR) 於頂部 (Radial) 與側邊 (Axial) 表面的中子與光子劑量率分佈。

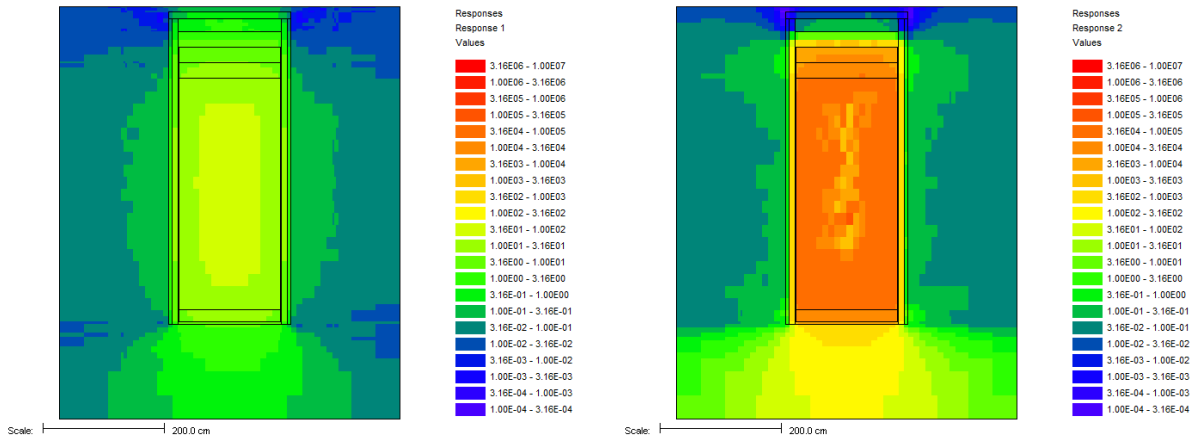


圖 6.4-2. 傳送護箱 (TFR) 於軸向切面的中子 (左) 與光子 (右) 劑量率分佈。

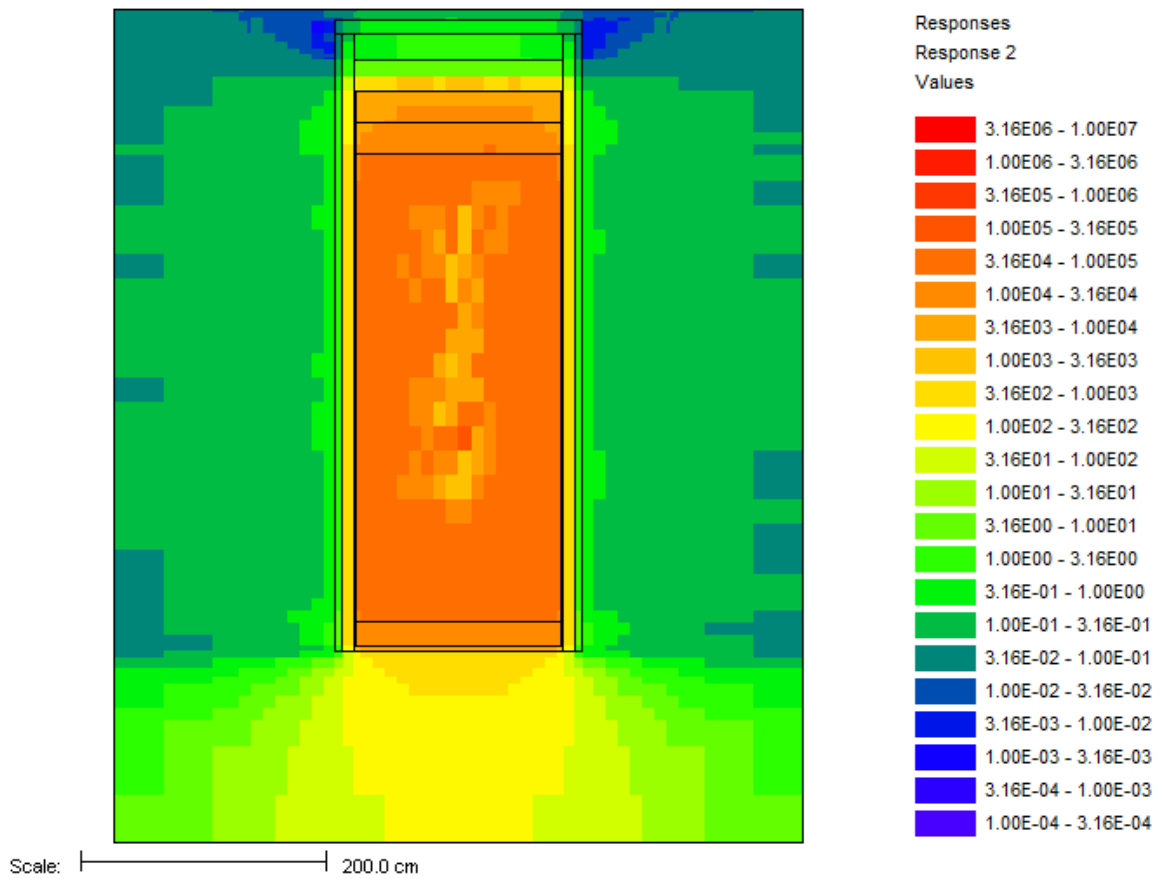


圖 6.4-3. 傳送護箱 (TFR) 於軸向切面的總劑量率分佈。

7. 結論

用過核子燃料乾式貯存是核能電廠持續營運與用過核子燃料處置技術中重要的一環。核一廠乾式貯存設施目前已完成場址興建及功能驗證測試，台電公司規劃於 102 年向原能會申請運轉執照。另外，台電公司於 101 年 3 月亦提出核二廠乾式貯存設施建造執照申請案，目前原能會正在進行安全審查。

用過核子燃料乾式貯存的安全審查包含許多面向，而系統射源與輻射屏蔽之安全評估亦為設施安全的關鍵議題之一。行政院原子能委員會放射性物料管理局委託辦理本研究計畫案，針對核一廠用過核子燃料乾式貯存待貯存的用過核子燃料資訊擇要進行驗證分析。另外，用過核子燃料搬移與運送時相關的輻射防護與屏蔽相當重要，本計畫亦深入分析用過核子燃料傳送護箱的表面劑量，驗證核能電廠乾式貯存相關輻射防護及屏蔽功能。

根據計畫書內容所列 3 項目標，以下簡述總結本計畫的執行成果：

(1) 完成用過核子燃料特性分析與關鍵設計燃料的驗證：

6.2 節利用 TRITON 程式完成核一廠乾式貯存設施待貯存燃料的特性分析，完整呈現其內部核種組成與特性。核種組成的結果與 95 年委託研究計畫研究報告⁵內容相當吻合，可以當作是一次重要的驗證。更關鍵的是，本計畫以不同的程式進行平行且獨立驗證。

(2) 完成密封鋼筒表面劑量率分析：

6.3 節利用 MAVRIC 程式進行密封鋼筒的表面劑量分析。結果顯示，密封鋼筒側邊約有 6×10^4 mSv/hr 的劑量率，頂部約有 7 mSv/hr 的劑量率。密封鋼筒側邊表面如此高的輻射劑量率是不允許直接暴露在外的，這也是整個乾式貯存護箱系統的設計規範之一。密封鋼筒在廠房內運送之時有傳送護箱作為臨時輻射屏蔽之用，長期放置於戶外場地時設計有混凝土貯存護箱降低表面劑量，核一廠的設計再套上一層外加混凝土屏蔽以達到承諾的劑量限值。

(3) 完成用過核子燃料搬移與運送時高劑量率重點項目分析：

6.4 節利用 MAVRIC 程式進行傳送護箱的表面劑量分析。結果顯示，傳送護箱側邊約有 6 mSv/hr 的劑量率，頂部約有 3 mSv/hr 的劑量率。護箱表面的輻射劑量率相對於密封鋼筒表面是低了許多，但是還是屬於高劑量率的環境，對於進行表面附近作業的工作人員來說還是必須注意停留時間，或是充分利用臨時輻射屏蔽以降低工作人員可能接受的劑量。本計畫之計算結果與安全分析報告

內容相當一致，研究成果可以當作是一次重要的驗證。另外，護箱底部區域有較高的劑量率，在用過核子燃料搬移與運送的過程中，下方的工作區域將會有較高的輻射劑量暴露，而且傳送護箱周圍的輻射劑量率變化很大，稍微遠離護箱一點距離將可有效降低輻射的劑量率。這些輻射劑量分布的評估結果可有助於現場相關工作的規劃。

最後，圖 7-1 詳細列出核一廠用過核子燃料乾式貯存護箱各子系統(密封鋼筒 TSC、傳送護箱 TFR、混凝土護箱 NAC-UMS 與外加屏蔽的混凝土護箱 INER-HPS)於頂部與側邊表面的中子與光子劑量率分佈。其中，NAC-UMS 與 INER-HPS 案例也使用與本研究相同的計算條件環境 (SCALE6/MAVRIC) 重新評估。結果顯示，隨著各子系統的設計，頂部與側邊表面的劑量率分佈有相同的趨勢。也就是說，INER-HPS 周圍的劑量率分佈較 NAC-UMS 低，NAC-UMS 周圍的劑量率分佈較 TFR 低，而 TFR 周圍的劑量率分佈較 TSC 低。

TSC 周圍的劑量率約為 1 mSv/hr 至 10^5 mSv/hr，裝入 TFR 之後，周圍的劑量率約下降為 0.1 mSv/hr 至 10^3 mSv/hr，裝入 NAC-UMS 之後，周圍的劑量率約下降為 0.01 mSv/hr 至 1 mSv/hr，裝入 INER-HPS 之後，周圍的劑量率則下降為 0.5 mSv/hr 以下，低於設計基準要求，同時呼應安全分析報告的結果。

由上述結果可系統性地了解，核一廠用過核子燃料乾式貯存護箱系統於操作時，各工作階段各子系統周圍輻射場的分佈情形。除了有助於操作前相關工作的規劃與準備，工作人員於實際操作時，可盡量避開高輻射劑量率的危險區域與減少暴露時間，並使用適當的臨時屏蔽降低接受劑量，確保用過核子燃料於搬移與運送過程中的輻射防護作業。

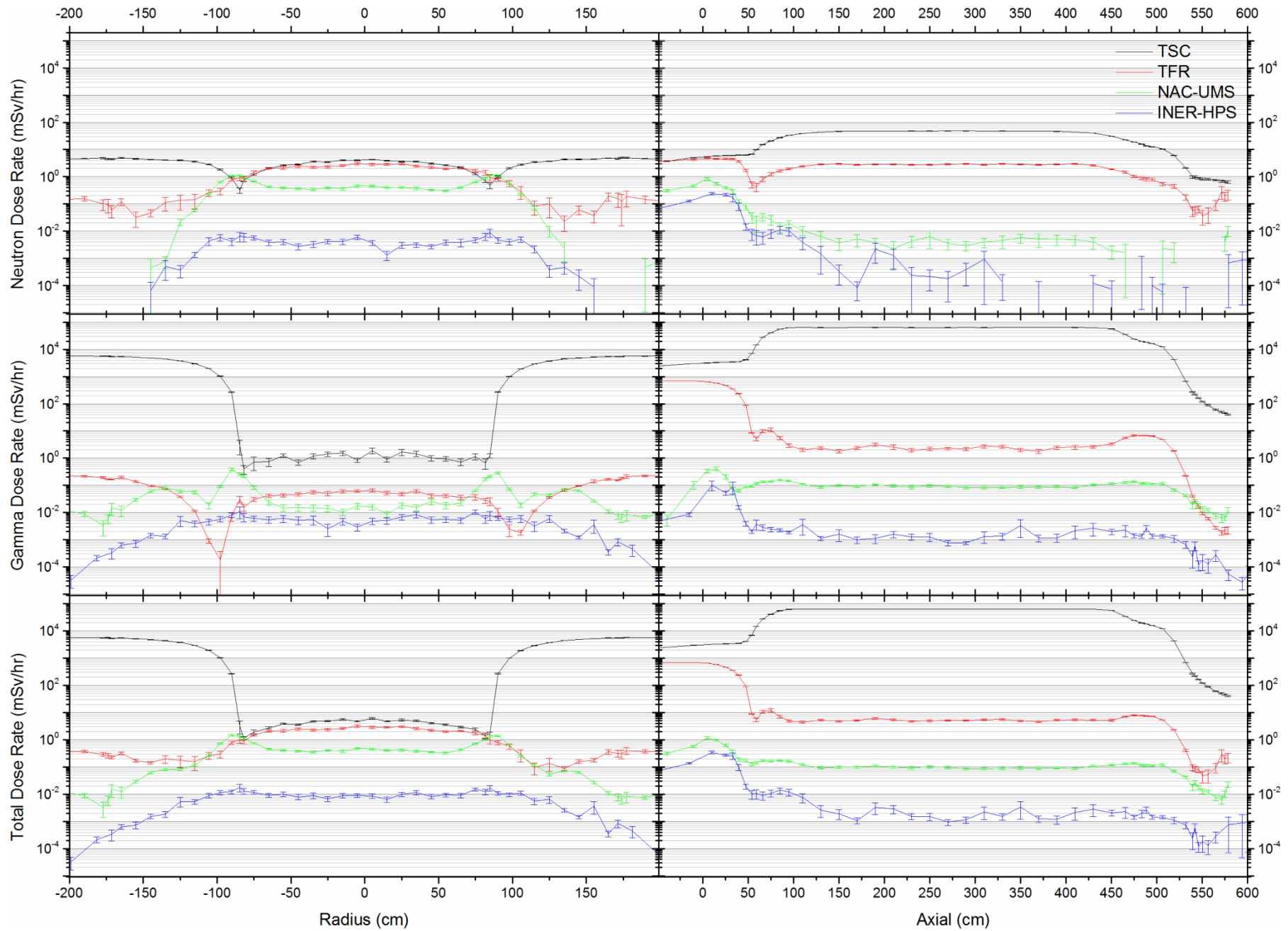


圖 7-1. 核一廠用過核子燃料乾式貯存護箱系統於頂部 (Radial) 與側邊 (Axial) 表面的中子與光子劑量率分佈。

8. 參考文獻

1. 台灣電力公司，《核一廠用過核燃料乾式貯存設施安全分析報告》，台北：台灣電力公司，2007。
2. B. J. Ade, “SCALE/TRITON Primer: A Primer for Light Water Reactor Lattice Physics Calculations”, United States Nuclear Regulatory Commission, 2012.
3. M. A. Jessee et al., “TRITON: A Multipurpose Transport, Depletion, and Sensitivity and Uncertainty Analysis Module”, Washington, D. C. (USA): Office of Nuclear Material Safety and Safeguards of U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2011.
4. 行政院原子能委員會核能研究所，《核一廠用過核燃料乾式貯存設施採購帶安裝【符合台電招標規範需求之核一廠 ISFSI 輻射源項計算】》，桃園：行政院原子能委員會核能研究所，2005。
5. 許榮鈞，《核一廠用過核燃料乾式貯存設施輻射屏蔽特性之確認分析研究》，台北：行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告，2006。
6. 行政院原子能委員會核能研究所，《核一廠用過核燃料乾式貯存設施採購帶安裝【BWR 用過核燃料之輻射源項驗證計算】》，桃園：行政院原子能委員會核能研究所，2005。
7. 江祥輝，《用過核子燃料輻射屏蔽技術研究》，台北：行政院原子能委員會，2010。
8. 許榮鈞，《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》，台北：行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告，2011。