

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

期末報告

受委託機關： 國立清華大學
計畫主持人： 許榮鈞
計畫編號： 100FCMA002
報告日期： 中華民國 100 年 11 月

目錄

目錄.....	1
1. 中文摘要.....	2
2. 英文摘要.....	3
3. 計畫目的.....	4
4. 計畫緣起.....	5
5. 執行方法與及進行步驟.....	7
6. 完成之工作項目及具體成果.....	8
6.1 用過核子燃料乾式貯存護箱系統的射源分析.....	9
6.1.1 SCALE5.1/SAS2H 程式介紹與建立.....	9
6.1.2 SCALE6.0/TRITON 程式介紹與建立.....	12
6.1.3 MCNPX Burnup 功能介紹與建立.....	14
6.1.4 選擇案例 A (JPDR) 的測試與驗證.....	16
6.1.5 選擇案例 B (MAGNASTOR_09b) 的測試與驗證.....	21
6.2 用過核子燃料乾式貯存護箱輻射屏蔽分析概念模式.....	37
6.2.1 SCALE5.1/SAS4 程式介紹與建立.....	37
6.2.2 TORT/MCNP 程式介紹與建立.....	39
6.2.3 SCALE6.0/MAVRIC 程式介紹與建立.....	42
6.3 用過核子燃料乾式貯存護箱表面劑量分析技術.....	43
6.4 用過核子燃料乾式貯存設施廠界劑量分析技術.....	47
6.5 用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告輻射屏蔽審查要點.....	51
6.5.1 輻射屏蔽的初步觀察.....	51
6.5.2 輻射屏蔽審查重點與驗證技術的準備.....	52
7. 結論.....	53
8. 參考文獻.....	54

1. 中文摘要

本計畫之目的為提供原能會物管局針對台電核二廠之用過核子燃料乾式貯存設施建造申請的輻射屏蔽審查所需要之技術研究，針對預計使用的 NAC MAGNASTOR 護箱安全分析報告為標的，本計畫詳細審閱其輻射屏蔽章節，建立相關射源項與輻射屏蔽計算技術，利用文獻案例深入探討與驗證比較，了解相關評估計算之優缺點以做為未來平行驗證的準備，俾利未來審查作業進行。

2. 英文摘要

The objective of this project is to provide and prepare necessary technical support for radiation shielding assessment of nuclear spent fuel dry storage facility at Kuosheng Nuclear Power Plant. Focusing on the safety analysis report of the NAC MAGNASTOR cask design which is expected to be used in this case, we have studied the radiation shielding chapters in great detail and evaluated the possible challenges in this field for future safety review. Main topics of this project include: (1) to prepare the necessary data for source term analysis of the cask; (2) to set up the computational model for radiation shielding analysis of the cask; (3) to establish the ability for surface dose rate analysis of the cask; (4) to establish the ability for boundary dose rate analysis of the site; (5) to identify the key points on radiation shielding evaluation for both the cask and the site, in order to facilitate the future review process of nuclear spent fuel dry storage facility at Kuosheng Nuclear Power Plant.

3. 計畫目的

台電公司核二廠運轉至今已逾 30 年，歷年運轉累積之用過核子燃料目前均暫存於用過燃料池，依據其時程規劃，台電公司將於 100 年 11 月提送核二廠用過核子燃料乾式貯存設施建造執照申請案，其中系統射源與輻射屏蔽之安全評估為設施安全的關鍵議題之一。本計畫之目的為提供原能會物管局針對台電核二廠之用過核子燃料乾式貯存設施建造申請的輻射屏蔽審查所需要之技術研究，針對預計使用的 NAC MAGNASTOR 護箱安全分析報告為標的，本計畫詳細審閱其輻射屏蔽相關章節，深入探討並分析未來安全審查可能遇到的問題與解決方案，主要工作項目與目標為：(1) 建立核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱系統射源分析資料；(2) 建立核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱輻射屏蔽分析概念模式；(3) 建立核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱表面劑量分析技術；(4) 建立核二廠用過核子燃料乾式貯存設施廠界劑量分析技術；(5) 建立核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告輻射屏蔽審查要點，俾利未來審查作業進行。

4. 計畫緣起

台電公司核二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二廠內興建乾式貯存設施。經濟部已於 98 年 8 月底核定核二廠用過核子燃料乾式貯存設施計畫，規劃之貯存容量為 2,400 束之用過核子燃料。該計畫之環差分析報告，環保署已於 99 年 1 月審查通過。台電公司並於 99 年 11 月完成本案之招標作業，由我國俊鼎公司與美國 NAC 公司共同承攬。

依據台電公司的時程規劃，將於 100 年 11 月提送核二廠用過核子燃料乾式貯存設施建造執照申請案，其中系統射源與輻射屏蔽之安全評估為設施安全的關鍵議題。行政院原子能委員會放射性物料管理局規劃辦理「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」委託研究計畫案，以先期掌握核二廠用過核子燃料乾式貯存設施護箱系統射源及屏蔽安全關鍵議題，以確保用過核子燃料之貯存安全。

本研究計畫內容依放射性物料管理局的規劃提出，盡量以核二廠用過核子燃料乾式貯存設施計畫內容為研究標的，主要目的為建立護箱系統輻射源分析資料，以及參考案例輻射屏蔽蒙地卡羅計算分析能力，準備核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告 (SAR) 輻射屏蔽審查要點，俾利未來審查作業進行，並強化未來核二廠乾式貯存設施輻射屏蔽平行驗證計算能力，以提昇輻射屏蔽審查品質。

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 SCI 期刊論文如下：

- (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 (accepted for publication, 2010/07/22).
- (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 (accepted for publication, 2010/07/19).

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，比較各種

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)則是進一步引進國際上最先進的技術與程式，同樣針對核一廠用過燃料乾式貯存護箱模型為例，我們進行一系列驗證比較，結果證明我們所發展的方法與國際水準同步。前述研究成果主要是針對單一護箱，論文(4)則進一步針對整個核一廠用過燃料乾式貯存設施來進行廠界環境劑量的直接計算，這種計算所牽涉的龐大計算量在以前是極端困難的，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。

5. 執行方法與及進行步驟

本計畫依研究的議題採取下列方法與步驟：

1. 首先進行詳細的文獻搜尋，整理國際上用過核子燃料乾式貯存設施相關的輻射屏蔽資訊。
2. 分析各種用過核子燃料乾式貯存設施輻射屏蔽技術的優點與缺點。
3. 詳細閱讀核二廠用過核子燃料乾式貯存設施預計使用的 NAC MAGNASTOR 護箱安全分析報告的輻射屏蔽相關章節(詳見下列重要參考文獻)。
4. 分析並仔細比較核一廠與核二廠各自用過核子燃料乾式貯存設施設計的類似與差異之處，以利之前核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全審查之經驗可以正確引用與參考。
5. 針對 NAC MAGNASTOR 護箱的設計，深入探討並分析未來輻射屏蔽審查可能遇到的問題與解決方案，重點工作項目有：
 - 建立核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱系統射源分析資料；
 - 建立核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱輻射屏蔽分析概念模式；
 - 建立核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱表面劑量分析技術；
 - 建立核二廠用過核子燃料乾式貯存設施廠界劑量分析技術；
 - 建立核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告輻射屏蔽審查要點，俾利未來審查作業進行。

另外，為了加強計畫執行效果，本計畫團隊成員亦將積極參與物管局各項正式審查前的準備工作與溝通，包括各種相關議題討論會、協助提供技術訓練與研習、或與設施得標廠商及其技術合作廠商之技術討論。

重要參考文獻：

- MAGNASTOR 護箱安全分析報告(網路版)
- NAC 回應 NRC 審查 MAGNASTOR 護箱之資訊(網路版)
- MAGNASTOR 護箱 安全審查報告(網路版)
- MAGNASTOR 護箱 符合證書與技術規範(網路版)

6. 完成之工作項目及具體成果

本計畫執行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，依計畫書的規劃完成的工作項目有：

1. 建立核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱系統射源分析資料。
2. 建立核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱輻射屏蔽分析概念模式。
3. 建立核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱表面劑量分析技術。
4. 建立核二廠用過核子燃料乾式貯存設施廠界劑量分析技術。
5. 建立核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告（SAR）輻射屏蔽審查要點，俾利未來審查作業進行。
6. 撰寫研究計畫期中與期末成果報告。

本研究旨在配合與協助原能會物管局針對台電公司核二廠用過燃料乾式貯存設施興設計畫的安全審查，其中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，因此規劃執行「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」的研究計畫。依照本計畫所擬之研究方法與規劃步驟，搭配本研究團隊過往所累積的經驗與技術能力，我們已完成大部分的預期目標，協助物管局先期掌握核二廠用過核子燃料乾式貯存設施護箱系統輻射源及屏蔽安全關鍵議題，建立相關技術能力，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。

整合上述的工作項目與目標，我們可以將本計畫的研究成果畫分為二大區塊，一是關於輻射源項的部分，主題是[用過核子燃料乾式貯存護箱系統的射源分析]；其次是針對輻射屏蔽與劑量評估部分，主題是[用過核子燃料乾式貯存護箱系統與設施的輻射屏蔽分析]。以下章節我們將針對這兩個項目一一詳細說明本計畫的研究成果：

6.1 用過核子燃料乾式貯存護箱系統的射源分析

為了執行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，我們必須先有核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱系統射源分析資料，其中的最關鍵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。因此，本研究的第一步是嘗試建立可靠的燃耗計算技術。燃耗計算在爐心中子物理領域是相當困難的問題，因為它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在爐心的變化。根據文獻搜尋與分析的結果顯示，三種計算模式為可能最好的選項，分別是 SCALE5.1/SAS2H、SCALE6.0/TRITON、與 MCNPX Burnup，以下我們將逐一介紹其基本功能，建立測試環境並利用選擇性案例來進行初步的測試與驗證。

6.1.1 SCALE5.1/SAS2H 程式介紹與建立

關於用過核子燃料輻射源的分析，傳統上最常使用的分析程式為 SCALE 5.1 程式集中的 SAS2H 程式，SAS2H 程式包括一系列的截面資料處理程式 (BONAMI、NITAWL-II、XSDRNPM-S 與 COUPLE 等程式) 與產生輻射源項之 ORIGEN-S 程式，典型 SAS2H 的計算流程如圖 6.1.1-1 所示。SCALE 這個字代表 Standard Computer Analysis for Licensing Evaluation，它是由美國橡樹嶺國家實驗室 ORNL (Oak Ridge National Laboratory) 在 NRC (Nuclear Regulatory Commission) 與 DOE (Department of Energy) 的支持下所發展的，從它的名稱可知，該程式集專門設計用來進行核工領域安全相關問題分析的標準計算工具。整個 SCALE 程式集非常龐大，包含了許許多多不同的功能模組 (Functional Module)，每一個功能模組只處理相對較小且特定功能的計算，它主要的設計理念是由不同的功能模組互相搭配來完成一整個系列的分析程序或稱控制模組，所有的計算程序都由統一的 SCALE Driver 來控制執行，這樣可以保持整個程式集的品質與靈活度。本節我們只專注於用過核子燃料貯存設施輻射源項計算相關的 SAS2H 分析程序，SAS2H 程式為乾式護箱貯存系統審查標準 NUREG-1536 及 NUREG-1567 報告所建議的輻射源項評估程式。

如圖 6.1.1-1 所示，典型 SAS2H 的計算流程包含五個主要功能模組的循環計算，首先(1)利用 BONAMI 程式處理核種中子截面 Unresolved Resonance Region 的共振自屏蔽 (Self-Shielding) 計算；其次(2)利用 NITAWL-II 程式處理核種中子截面 Resolved Resonance Region 的共振自屏蔽計算；前面兩個步驟是為了準備下一步計算所需的多群截面庫；(3)利用 XSDRNPM-S 程式執行用過核子燃料的一維角分格 (Discrete Ordinates) 中子遷移計算，根據計算結果的中子通量分布來產生 Cell-Weighted 的中子截面；再來(4)使用 COUPLE 程式利用前面中子遷移計算的結果來更新 ORIGEN-S 截面庫的內容以真實反應燃耗過程中核種變化的影響；最後(5)執行 ORIGEN-S 來計算各種核種在燃料燃耗與後續儲存過程的生成、消耗與衰變等變化，若是最後的一次的 ORIGEN-S 計算，也會同時產生本研究所需之用過核子燃料的中子與加馬輻射源。

SAS2H 的計算為了利用一維遷移程式得到好的 Cell-Weighted 中子截面以精確地代表燃料組件在反應爐內燃耗過程的變化，SAS2H 採取兩階段的幾何晶格模型來計算：PATH-A：Fuel-Pin-Cell Model 與 PATH-B：Larger-Unit-Cell Model，可分別用來描述燃料元件內不同層次的幾何結構：Lattice of Fuel Pins 與 Fuel Assembly。另外，燃料棒的平均中子截面會隨著燃料棒的燃耗程度 (Burnup) 有很大的變化，主要原因是燃料棒內的各種核種濃度的改變會與爐心中子能譜的變化息息相關。由於這個因素非常重要，為了盡量真實地反應燃料棒在反應爐內燃耗過程中各種核種濃度隨燃耗程度的改變，SAS2H 採取的策略如下：將整個反應器爐心燃耗歷程利用幾次連續的 PASS 計算來逐步貼近過程中核種濃度真正的變化，每一個 PASS 的 ORIGEN-S 的計算都是由該燃耗 CYCLE 起點的核種濃度開始，搭配該 CYCLE 中點產生的截面庫來計算接續下來的核種濃度變化，通常都是計算到下一個 CYCLE 的中點停止。如圖 6.1.1-1 下半部所示 (圓柱形符號代表該時間點的核種濃度分佈，球形符號代表 ORIGEN-S 計算所用的截面庫)，除了第一次 (PASS 0) 是使用 Fresh Fuel 的截面庫以外，每一個後續 PASS 所用的截面庫都是以上一次 ORIGEN-S 計算到該 CYCLE 中點所得到之核種濃度為基礎所產生的。最後一次 ORIGEN-S 計算從 Fresh Fuel 的核種濃度分佈開始計算，搭配使用前面計算程序所產生的時間依存中子截面庫 (Time Dependent Neutron Cross Sections)，一個 CYCLE 接續一個 CYCLE 地計算整個反應器歷程核種濃度分佈的變化，緊接計算燃料取出後冷卻儲存時期的衰變，最後根據不同時間燃料內核種的濃度來產生所需之中子與加馬輻射源。

SAS2H Control Module

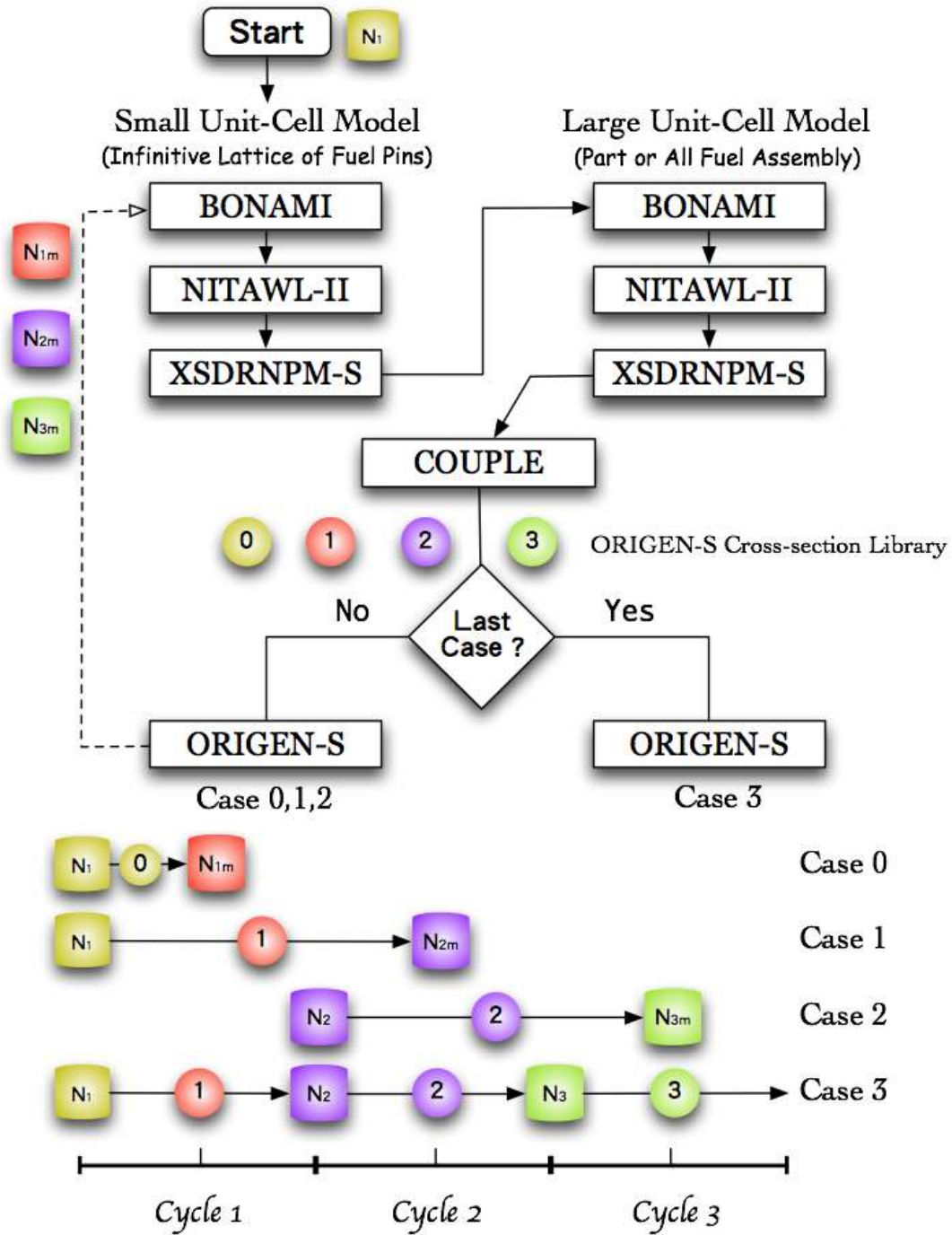


圖 6.1.1-1：典型 SCALE5.1/SAS2H 分析程序的計算流程。

6.1.2 SCALE6.0/TRITON 程式介紹與建立

有鑒於 SCALE 程式集在爐心中子物理與輻射屏蔽領域的廣泛應用，美國持續投入龐大資源與人力改進或開發 SCALE 程式集的新功能與應用範圍。值得特別注意的是，ORNL 於 2009 年發表之最新 SCALE 6.0 版本，原來 SAS2H 的控制模組已從程式集中移除，取而代之的是全新的 TRITON (Transport Rigor Implemented with Time-dependence Operation for Neutronic depletion) 控制模組，作為分析用過核燃料內核種分佈隨時間變化之應用。TRITON 主體程式仍以 ORIGIN-S 為主，但 TRITON 控制模組的中子遷移計算部分是用二維角分格遷移程式 NEWT 或三維蒙地卡羅程式 KENO，用來取代二次一維 XSDRNPM 的計算作為截面權重處理。因此 TRITON 程式可以將核子燃料的二維或三維幾何特性較真實地納入燃料燃耗的計算過程，其最後評估結果原則上應比只能考慮一維或假二維的 SAS2H 程式準確。不可避免地，TRITON 這部分的改進是 SCALE 程式集未來的發展方向與重點，值得我們加以深入探討，特別是可能對用過核子燃料乾式貯存護箱系統的射源分析，這也是本研究的重點之一。

SCALE6.0/TRITON 示意的計算流程如圖 6.1.2-1 所示，目前本研究使用 TRITON 中的 T-DPEL 程序，以二維角分格遷移計算作燃料束射源項分析。以往二維角分格遷移計算程式，僅能單獨處理卡式座標、球座標或圓柱座標。以卡式座標計算時，必需把幾何曲面作直角分格處理，如果要較準確描述曲面，分格數量必需切的很細，相對應也會大幅增加整個遷移程式的運算時間。新的 NEWT (A New Transport Algorithm for Two-Dimensional Discrete Ordinates Analysis in Non-Orthogonal Geometries) 在這方面有相當大的改進，是一具有彈性分格能力之二維角分格遷移程式，採用進階路徑特徵方法 (Extended Step Characteristic Approach) 來解波茲曼遷移方程式，在卡氏座標下可分析多面體，而且內建由曲面轉正多面體之功能，所以可模擬曲面和平面同時存在之幾何模型。相較於 SAS2H 中的兩階段一維角分格遷移計算，TRITON 可以省去一次材料均質化之步驟，並可真實模擬更複雜之燃料束設計。

在使用 TRITON 作為射源項分析工具必需注意的一點，TRITON 控制模組之設計理念並非如 SAS2H 程式一樣以計算輕水式用過燃料束射源項為主，所以兩個計算程序中 ORIGIN-S 計算之參數設定並不相同。舉例來說，TRITON 控制模組內，計算 (α, n) 中子射源項時是以用過核燃料內的組成作為 α -Emitter 的標靶材料，而不是以假定含有 0-17 和 0-18 的二氧化鈾為標準樣本。但是在建立 TRITON 計算模型時，因為 0-18 沒有多群中子截面資料，所以使用者無法輸入 0-18 的初始濃度，進而造成 TRITON 計算出之阿伐中子射源項有明顯的低估。除此之外，TRITON 控制模組也無法在核燃料束燃燒過程中額外加入結構材料進行活化分析。為克服上述困難，本研究使用 TRITON 分析用過燃料束射源項時，先以 TRITON 程式建立一套針對特定核燃料束之 ORIGIN-ARP 截面資料庫，再透過 ORIGIN-ARP 的圖形操作介面，選用此資料庫，並手動設定 ORIGIN-S 射源項計算之參數，如燃料組成、結構材料組成、燃燒歷程...等等，即可準確計算出輻射屏蔽分析所需之射源項。

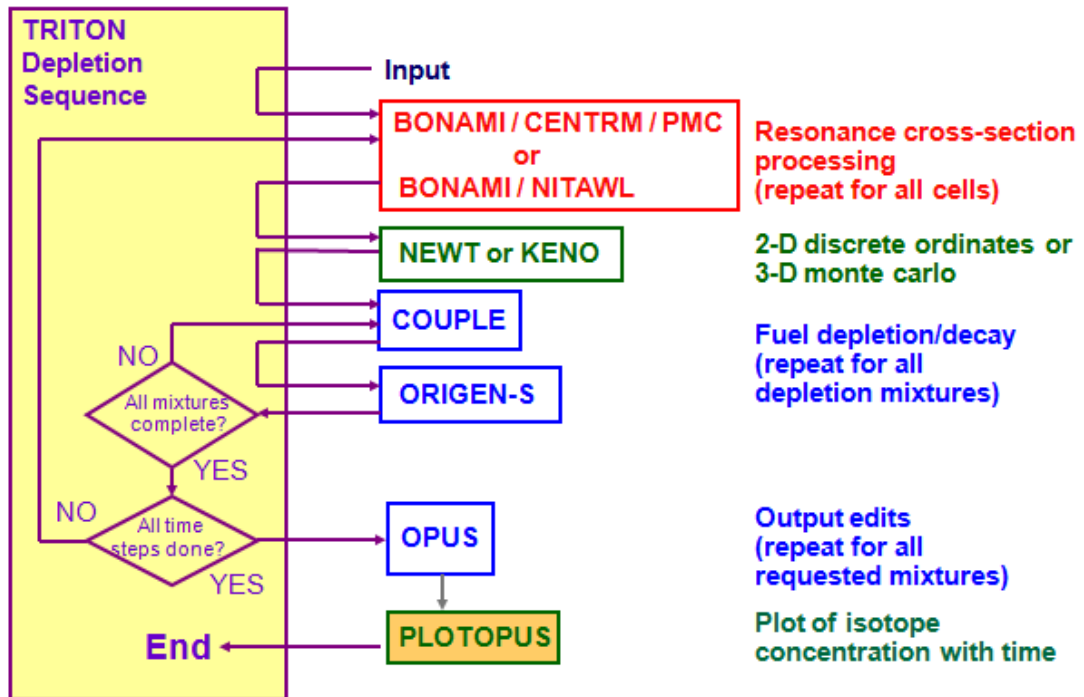


圖 6.1.2-1：典型 SCALE6.0/TRITON 分析程序的計算流程。

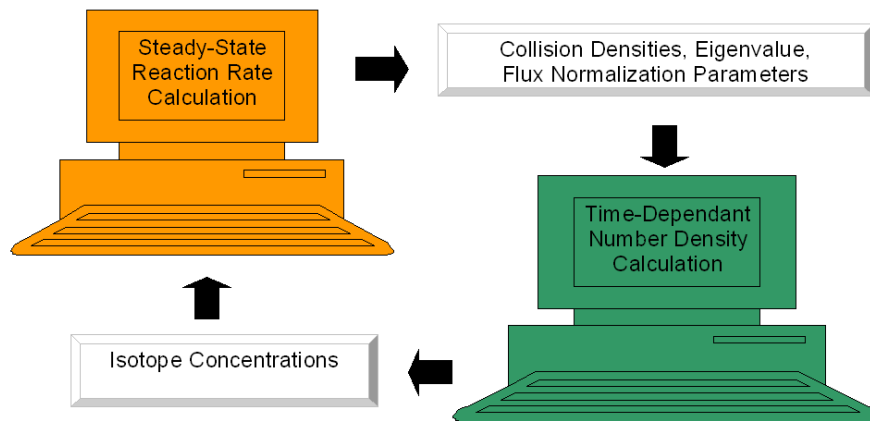
6.1.3 MCNPX Burnup 功能介紹與建立

MCNPX 代表 MCNP eXtended, 它是傳統核工領域知名 MCNP 程式的高能延伸版本。MCNP 在 20 MeV 以下中子與加馬射線的遷移計算幾乎是該領域公認最好的程式, 它擁有最精確的連續能量中子反應截面庫與內建多樣的變異數降低技巧, 又有非常友善的輸入檔案編輯介面, 是一個核工領域常用的通用三維蒙地卡羅程式。MCNP 程式主要由美國 LANL 國家實驗室所主導發展與維護, 開發團隊為了擴展程式的應用範圍, 增加可處理高能加速器引發的反應與輻射場相關問題, 因此而有了 MCNPX 程式的發展計畫。MCNPX 程式號稱能夠模擬追蹤幾乎所有的輻射粒子與所有的粒子能量範圍, 並同時保有原 MCNP 程式的功能與優點, 值得我們注意它的持續發展與應用。

MCNPX 除了增加可追蹤的輻射粒子種類與其能量範圍之外, 它還新增一項新的功能與本研究相關, 就是核燃料 Burnup 的計算, 這也是本節的重點。MCNPX 以臨界追蹤的 KCODE 功能計算燃料中各核種的碰撞密度 (Collision Density), 針對六種反應分別是 (n, f) 、 (n, g) 、 $(n, 2n)$ 、 $(n, 3n)$ 、 (n, p) 與 (n, α) 求出以中子能譜作權重平均的代表截面。典型燃耗計算牽扯的核種數目可達數千種, 因為 MCNPX 中僅有 390 個核種的截面庫, 其餘部分則利用計算結果的特殊 63 群中子能譜來對 CINDER-90 資料庫中的核種求的其平均權重截面。MCNPX 是聯結以 CINDER-90 程式計算核種組成隨時間的變化, 其計算數值方法與 SCALE 系統中的 ORIGEN-S 解二維矩陣的方法有所不同, CINDER-90 採取 Markov Chain 的計算方式, 僅考慮鄰近核種的組成, 各自建立一序列方程式, 以求出各核種組成隨時間的變化。所以針對想要分析的核種組成, 必須在初始濃度要加入, 才会有此核種的時間微分方程式。另外, 在分裂產物的部分, MCNPX 程式已內建三個階層的核種數目以方便使用者設定, 選擇加入 MCNPX 中計算其組成變化。

MCNPX 燃耗計算流程如圖 6.1.3-1 所示, 基本上一樣利用核種組成變化與中子通率變化的遞迴計算來近似燃耗過程。為了準確地計算燃料中各核種的反應速率隨時間的變化, MCNPX 燃耗分析亦是採用所謂的預測-修正方法 (Predictor-Corrector Algorithm)。首先, MCNPX 於燃燒 Cycle 初始時間計算出截面資料庫, 以此資料庫分析預測燃料燃燒至 Cycle 中間點時候的核種組成, 再回頭重新計算出一組新的截面資料庫, 用來代表此燃燒 Cycle 的平均行為, 接者再由燃燒 Cycle 起點分析核種變化至燃燒 Cycle 的終點, 因而得到此燃燒 Cycle 結束的核種組成。接者在計算下一個爐心燃燒 Cycle, 依序不斷重複上述步驟, 即可用來分析用過核子燃料的核種組成。

MCNPX 用於燃料燃耗計算有其特殊優勢, 因為它使用連續截面數據執行中子遷移計算, 所以無需對共振截面進行自屏蔽修正, 減少很多多群截面可能的誤差; 另一方面, 它也是三維的蒙地卡羅程式, 可精確地應用分析各種複雜幾何的燃料設計, 從而得到用過燃料棒核種組成的空間分布。由上述介紹可知, MCNPX 的燃耗計算原理與方法和 SAS2H 或 TRITON 不完全一樣。SAS2H 用於分析輕水式反應器用過核子燃料核種組成已有很長的歷史, 也有相當多的驗證結果, 而新的 SCALE/TRITON 或是 MCNPX Burnup 則是近年才發展或加入用過核子燃料核種組成計算的功能, 因此有必要詳加比較或驗證, 以增加使用信心與可靠度, 這也是本研究的目標之一, 初步測試結果如下節所示。



- Reaction rates are spatially dependent
- Spectrum changes evolve due to buildup/depletion of highly absorbing isotope
- Since it is assumed that considerable changes in the isotope concentration are required in order to significantly alter the neutron energy spectrum, the depletion equation may be considered separable in time and space
- **Steady-state reaction rate calculator linked to temporal nuclide inventory calculator**

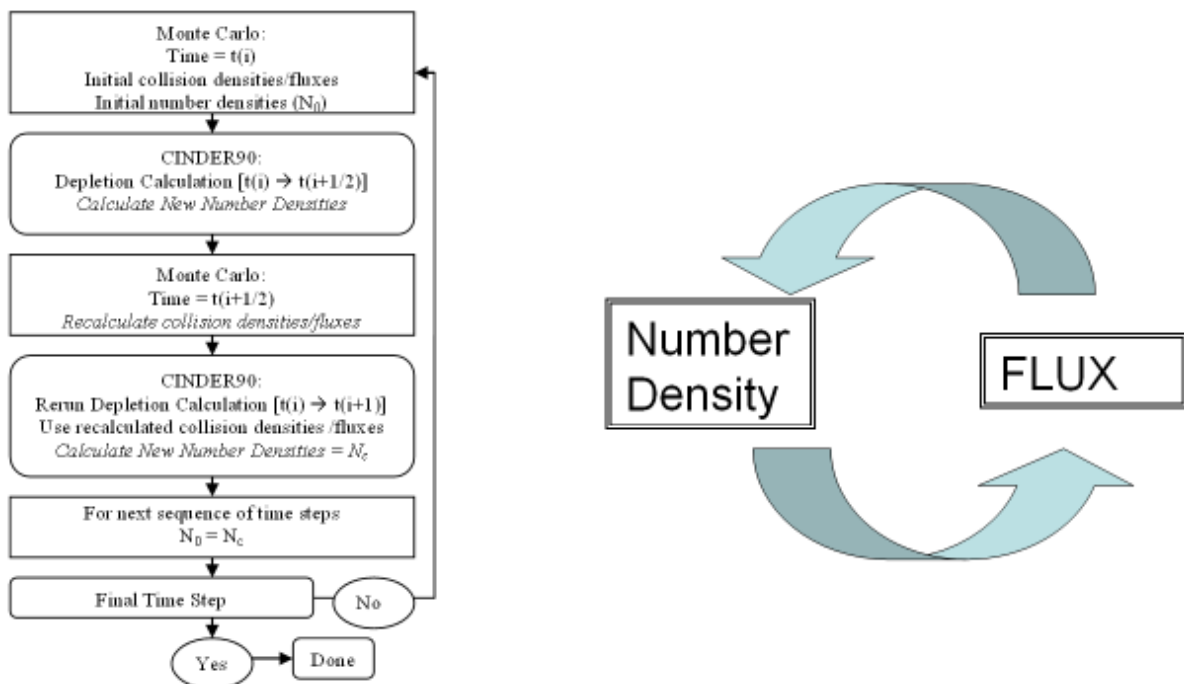


圖 6.1.3-1：MCNPX 燃耗計算流程，利用核種組成變化與中子通率變化的遞迴計算來近似燃耗過程（LA-UR-09-02051）。

6.1.4 選擇案例 A (JPDR) 的測試與驗證

為了測試上述三種計算模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，本節將透過一個定義清楚的案例，分別利用 SCALE5.1/SAS2H、SCALE6.0/TRITON、與 MCNPX Burnup 分析用過核燃料核種的組成，除了互相比較之外並將其預測結果與文獻測量數據相比較以驗證這些程式的準確性。因為核一廠或核二廠都是沸水式反應器(BWR)，參考橡樹嶺國家實驗室(ORNL)於1998年出版一篇用 SAS2H 程式分析 BWR 用過核燃料核種組成並與實驗結果比較的報告，其實驗量測是採用放射化學方法來分析核種組成，結果應該相當可靠。我們選定報告中的一個 BWR 類型的用過燃料束進行分析，它是 JPDR(Japan Power Demonstration reactor)，位於日本東海村，這個反應爐有別一般商用型的反應爐，燃料高度(147 cm)和爐心半徑(63.5 cm)皆僅有商用反應器之二分之一而已，運轉功率也比較低。

JPDR 燃料束是 6×6 排列，內無水棒和含可燃毒物棒的燃料元件，本研究目標是分析燃料束編號 A-20 中 C3 燃料棒的第十節(圖 6.1.4-1)，燃耗為 5.058 GWd/MTU 的用過核燃料。由於 JPDR 的反應爐體積小，作中子遷移計算時，要額外考慮縱向和徑向之中子洩漏。在此提醒使用者於操作 SAS2H 計算用過燃料束射源項所需注意的事項，SAS2H 序列在作一維遷移計算時，並沒有考慮縱向的洩漏，在 SAS2H 輸入檔中之燃料束高度 FUELNHT 設定，僅用於決定燃料束中燃料組成之重量，如果使用者要考慮縱向遷移計算中子的洩漏，必需要在 SAS2H 輸入檔中 MOREDATA 區塊，針對 XSDRNPM 的輸入參數 DY 進行額外調整。對於 TRITON 的二維遷移計算，雖然在其手冊中有提到 NEWT 的參數 HEIGHT 或 DZ 有此一縱向洩漏修正功能，但經過我們測試後發現它實際上並沒有修正縱向洩漏，目前懷疑是程式的小瑕疵。為了進一步檢驗調整二維燃料束模型高度對計算結果的影響，本研究又引進可作三維計算用過燃料束燃耗分析之 MCNPX 程式。如前所述，MCNPX 程式是三維蒙地卡羅遷移計算程式，搭配內建 CINDER-90 程式亦可用於計算燃料耗乏、鈾系核種轉換、分裂產物增建和衰變。圖 6.1.4-2 為 MCNP/X 程式組中 VisEd 套件之繪圖，可以用來確定 JPDR 燃料束的計算幾何模型與 TRITON 或 SAS2H 一致；注意 MCNPX 是三維程式，燃料束實際高度包含在幾何模型內。另外一點值得提醒使用者，VisEd 套件是針對 MCNP 程式所發展，並不完全支援 MCNPX 新增的 Burnup 功能，所以繪圖之前要先將輸入檔中的 Burnup Card 移除才能正常被 VisEd 套件讀入，這部分的缺點只造成幾何繪圖不便而已，不會對燃耗模擬計算有任何影響。

MCNPX、TRITON 和 SAS2H 三個程式分析 JPDR 用過核燃料中鈾系元素的組成結果整理如表 6.1.4-1 與圖 6.1.4-3 所示。首先比較傳統 SCALE5.1/SAS2H 與新版 SCALE6.0/TRITON 用於分析 JPDR 用過核燃料的核種組成，不論是鈾系元素或是分裂產物，SAS2H 和 TRITON 之間的差異都相當小，可視為具有一致的結果。它們跟實驗量測值相比，所有檢測的核種中，除了 Pu-238、Cm-244、Ru-106 與 Ce-144 之外，計算與實驗的差異都在 20% 以內，考慮所有可能影響的不確定因子，比較結果相當不錯。經過上述案例的分析我們可以看出，以 SAS2H 程式用兩次一維遷移計算簡化之燃料束計算模型，仍然可以準確分析用過核燃料中的核種組成，其結果並不會比真正有二維遷移計算能力之 TRITON 來得遜色。此一比較結果對於核一廠或未來核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱系統的射源分析驗證或許具有重大意義，證實 TRITON 和 SAS2H 的準確度大約具有類似的水準，都可用來分析常見輕水式反應器用過燃料束的核種組成，其結果差異應

在可接受範圍。另外如表 6.1.4-1 與圖 6.1.4-3 所示，在此案例 MCNPX 的計算結果大致與 TRITON 或 SAS2H 程式接近，僅有 Am-242m、Ru-106、Cs-134 與 Ce-144 差異較大，MCNPX 對於半穩態核種 Am-242m 與分裂核種 Cs-134 的估計明顯較差，但是 MCNPX 對於與實驗差異較大的核種，如 Cm-244、Ru-106 與 Ce-144 的計算值，都比 SAS2H 與 TRITON 略有改善。

我們再以 MCNPX 程式，進一步分析不同高度之二維燃料束模型，對核種組成計算結果之影響。設定四種不同燃料束高度，JPDR 用過核燃料中核種組成計算值與實驗值之差異皆顯示於圖 6.1.4-4。由圖可知，無限延伸之燃料束，與依燃料束實際高度(~147 公分)之計算結果相比，差異並不大，所以針對一般燃料束的設計，若沒有考慮縱向洩漏，並不影響用過核燃料中核種組成的計算結果。但 JDPR 不僅燃料束高度較短，反應爐徑向半徑也只有 70 公分左右，因此在 SAS2H 計算模型設定上，除了考慮縱向洩漏外，還有包含橫向的洩漏。所以當燃料束高度調整至 70 公分後，與未作曲度修正的計算值相比，就有明顯的差異，而且較貼近實驗量測值。最後我們再以極端的計算模型檢驗燃料束高度對計算核種組成之影響，10 公分高的燃料束，其計算結果明顯偏離實驗量測值，所以如果 TRITON 控制模組中曲度修正功能是正常的話，應該可以看到計算結果有明顯的差異。

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準確度來看，本節所述三個程式 SCALE5.1/SAS2H、SCALE6.0/TRITON、與 MCNPX Burnup 應該都能合理準確地分析輕水式反應爐用過燃料束之核種組成，最後程式的選擇可視使用者的熟悉度與方便性來決定。

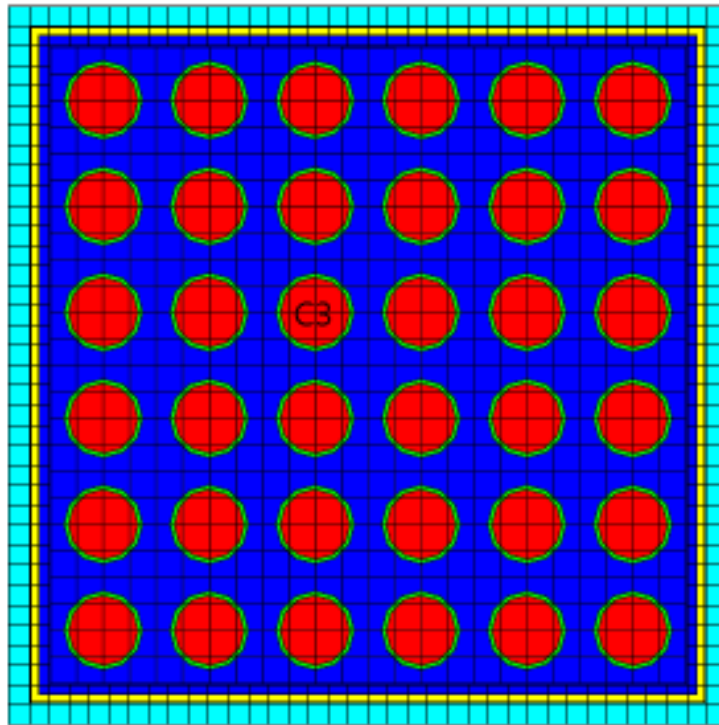


圖 6.1.4-1：JPDR 燃料束驗證案例的 TRTION 計算幾何模型。

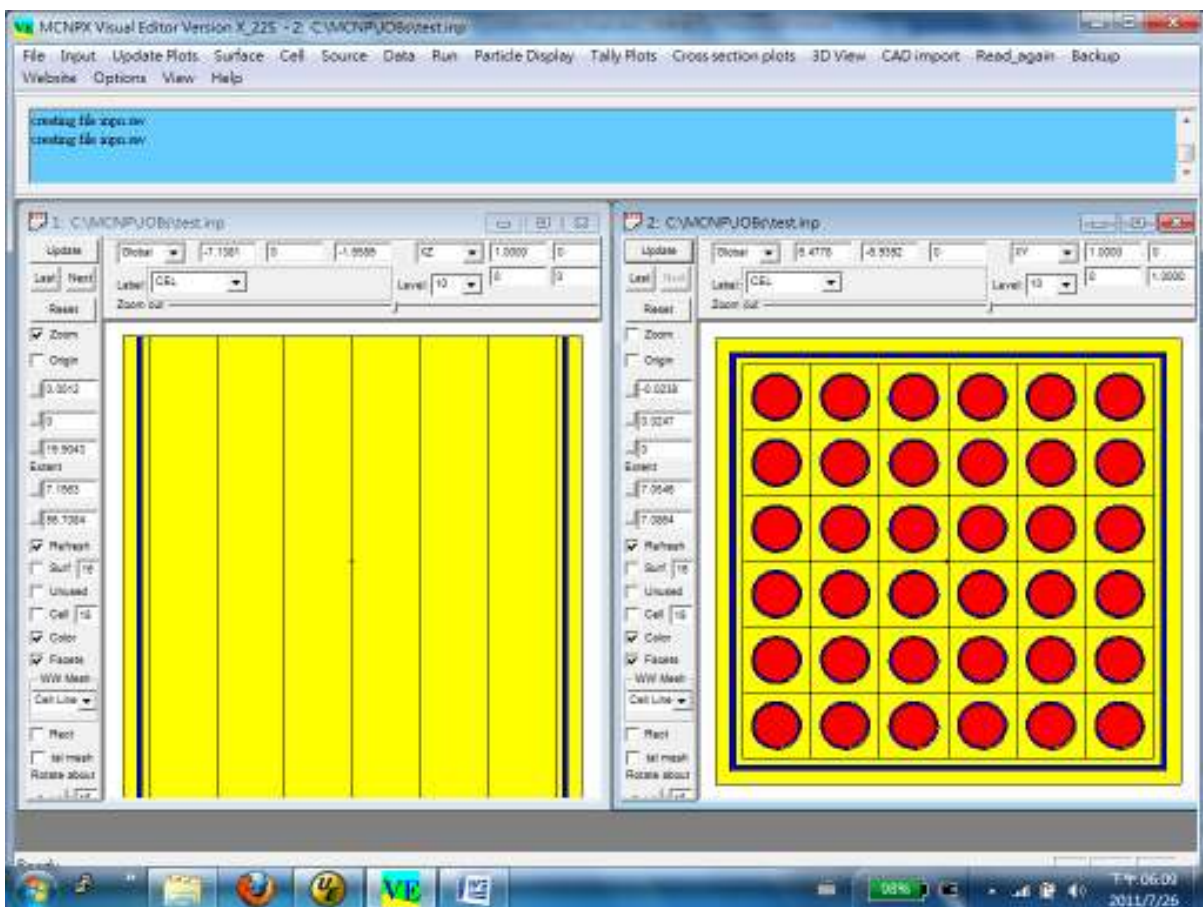


圖 6.1.4-2：JPDR 燃料束驗證案例的 MCNPX 計算幾何模型（VisEd 繪圖）。

表 6.1.4-1：SAS2H、TRITON 與 MCNPX 分別計算 JPDR 用過燃料束實驗之核種組成並與測量值的比較驗證。

Isotope	Exp. (g/MTU)	SAS2H(g)	SAS2H(C/E-1)	TRITON(g)	TRITON(C/E-1)	MCNPX(g)	MCNPX(C/E-1)
u-234	1.45E+02	1.42E+02	-2.13%	1.42E+02	-2.13%	1.37E+02	-5.57%
u-235	2.06E+04	2.04E+04	-0.63%	2.04E+04	-0.68%	2.05E+04	-0.15%
u-236	1.09E+03	1.09E+03	-0.18%	1.09E+03	-0.09%	1.07E+03	-2.38%
u-238	9.71E+05	9.71E+05	0.01%	9.71E+05	0.00%	9.71E+05	0.02%
pu-238	1.89E+00	1.43E+00	-24.60%	1.46E+00	-23.18%	1.41E+00	-25.66%
pu-239	1.95E+03	1.80E+03	-7.69%	1.81E+03	-7.33%	1.76E+03	-9.64%
pu-240	2.18E+02	2.09E+02	-4.18%	2.09E+02	-4.04%	2.09E+02	-4.00%
pu-241	3.86E+01	3.18E+01	-17.70%	3.20E+01	-17.11%	3.27E+01	-15.48%
pu-242	2.44E+00	2.08E+00	-14.87%	2.09E+00	-14.26%	2.05E+00	-16.22%
np-237	2.75E+01	2.53E+01	-7.72%	2.57E+01	-6.37%	2.60E+01	-5.46%
am-241	1.01E+01	8.92E+00	-11.94%	8.99E+00	-11.30%	9.10E+00	-10.20%
am-242m	2.47E-02	2.67E-02	8.18%	2.70E-02	9.27%	9.87E-03	-60.05%
cm-242	3.88E-04	3.50E-04	-9.72%	3.54E-04	-8.87%	3.77E-04	-2.81%
cm-244	1.64E-03	1.07E-03	-34.76%	1.10E-03	-32.99%	1.14E-03	-30.79%
ru-106	3.38E-01	5.18E-01	53.41%	5.23E-01	54.86%	4.64E-01	37.38%
cs-134	5.14E-01	5.45E-01	6.01%	5.45E-01	6.03%	6.15E-01	19.53%
cs-137	1.57E+02	1.65E+02	5.09%	1.66E+02	5.47%	1.61E+02	2.61%
ce-144	6.31E-01	1.36E+00	116.06%	1.37E+00	116.70%	1.32E+00	108.46%
nd-143	1.76E+02	1.77E+02	0.51%	1.77E+02	0.74%	1.72E+02	-2.56%
nd-144	1.81E+02	1.82E+02	0.55%	1.83E+02	0.88%	1.76E+02	-2.54%
nd-145	1.24E+02	1.25E+02	0.89%	1.25E+02	1.13%	1.21E+02	-2.34%
nd-146	9.96E+01	1.00E+02	0.67%	1.01E+02	1.17%	9.80E+01	-1.61%
nd-148	5.67E+01	5.68E+01	0.18%	5.71E+01	0.60%	5.55E+01	-2.15%
nd-150	2.43E+01	2.42E+01	-0.41%	2.43E+01	0.16%	2.32E+01	-4.25%
eu-154	3.53E-01	3.07E-01	-13.10%	3.30E-01	-6.52%	3.76E-01	6.63%

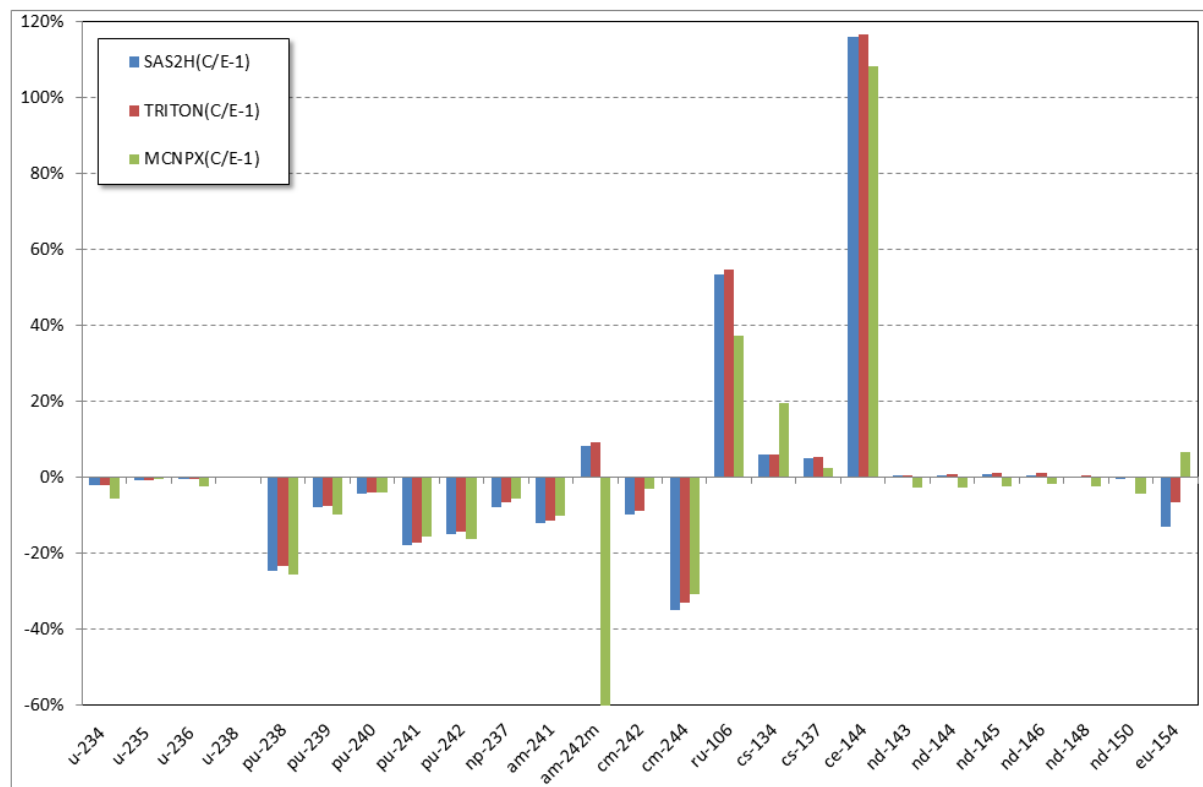


圖 6.1.4-3：JPDR 用過燃料中核種組成計算值與實驗值之差異。

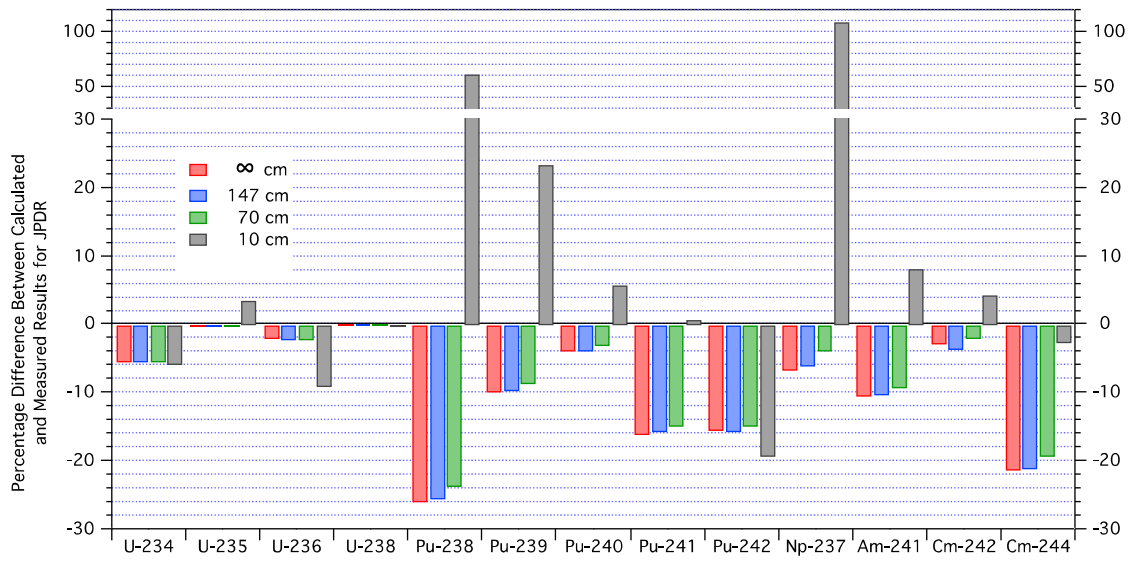


圖 6.1.4-4：針對不同燃料束高度之 MCNPX 計算模型，JPDR 用過燃料中核種組成計算值與實驗值之差異。

6.1.5 選擇案例 B (MAGNASTOR_09b) 的測試與驗證

根據目前台電公司的規劃，核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱應該是選擇使用美國 NAC 公司已取得美國 NRC 執照的 MAGNASTOR 系統，但是為了符合核電廠的現場情況與台灣法規的要求，NAC MAGNASTOR 系統還必須做一些設計變更。在詳細閱讀過 NAC “MAGNASTOR System 安全分析報告 Docket No. 72-1031” 的第五章之後，我們從它的附件中挑選 BWR label 09b 案例 (Fig. 5.8.8-2) 當作本研究的第二個選擇案例，稱之「MAGNASTOR_09b」。除了前述 JPDR 案例測試之外，本節將以此案例探討用過核子燃料射源項分析相關的計算問題，以利未來驗證分析工作的進行。首先簡單說明 MAGNASTOR 射源項分析的方法，它是使用較舊版本 SCALE4.4 中的 SAS2H 程式來分析用過核子燃料的輻射源，主要的中子截面庫 44GGROUPNDF5 為基於 ENDF/B-V 資料庫之 44 能群的中子截面，為了 MAGNASTOR 的通用設計目的，該安全分析報告中有針對很多不同設計的 PWR 或 BWR 用過核子燃料進行分析，重要的設計或運轉參數範圍摘錄如圖 6.1.5-1 以利參考。雖然 MAGNASTOR 安全分析報告內容與未來實際裝載核二廠用過核子燃料的情況不一定相符，我們相信這裡的選擇案例 MAGNASTOR_09b 還是會有很重要的參考價值。實際護箱設計或裝填用過核子燃料的不同或許會導致計算參數可能有一些改變，但是核心基本分析技術應該是會保持不變。

Table 5.2.3-2 Key BWR Fuel Assembly Characteristics

Fuel Type	BWR/2-3	BWR/4-6	BWR/2-3	BWR/4-6	BWR/2-3	BWR/4-6	BWR/4-6
Label	07a	07b	08a	08b	09a	09b	10a
Array	7x7	7x7	8x8	8x8	9x9	9x9	10x10
Number of Fuel Rods	49	49	63	64	79	79	92
Fuel Mass (MTU)	0.1985	0.2037	0.1855	0.1996	0.1723	0.1979	0.1946

Table 5.8.1-4 BWR Fuel Assembly Geometry Data

Core	BWR/2-3	BWR/4-6	BWR/2-3	BWR/4-6	BWR/2-3	BWR/4-6	BWR/4-6
Label	07a	07b	08a	08b	09a	09b	10a
Array	7x7	7x7	8x8	8x8	9x9	9x9	10x10
Nominal Number of Fuel Rods	49	49	63	64	79	79	92
Fuel Mass (MTU)	0.1985	0.2037	0.1855	0.1996	0.1723	0.1979	0.1946
Fuel Assembly Height [in]	171.125	176.200	171.125	176.200	171.290	176.161	176.200
Fuel Assembly Width [in]	5.518	5.518	5.518	5.518	5.251	5.518	5.518
Lower Nozzle Height [in]	6.760	6.760	6.760	6.760	6.940	6.760	6.760
Upper Nozzle Height [in]	7.500	7.500	7.500	7.500	7.500	7.500	7.500
Fuel Rod Height [in]	156.025	161.060	156.025	160.551	155.520	160.551	160.551
Top End-Cap Height [in]	0.160	0.435	0.440	0.346	0.345	0.346	0.346
Bottom End-Cap Height [in]	0.625	0.625	0.625	0.625	0.355	0.625	0.625
Active Length [in]	144.0	146.0	144.0	150.0	145.24	150.0	150.0
Upper Plenum Region Height [in]	11.240	14.000	10.960	9.580	9.580	9.580	9.580
Gap Fuel Rod to Top Nozzle [in]	0.840	0.880	0.840	1.389	1.330	1.350	1.389
Rod Diameter [in]	0.570	0.563	0.493	0.484	0.424	0.441	0.404

Table 5.8.1-5 BWR Fuel Assembly Nonzirconium Alloy-Based Hardware Quantities

Core	BWR/2-3	BWR/4-6	BWR/2-3	BWR/4-6	BWR/2-3	BWR/4-6	BWR/4-6
Label	07a	07b	08a	08b	09a	09b	10a
Lower Nozzle Hardware (kg)	4.700	4.700	4.700	4.700	4.530	4.740	4.740
Fuel Hardware (kg)	2.030	0.320	0.330	0.330	0.245	0.246	0.120
Upper Plenum Hardware (kg)	2.830	1.848	2.858	2.812	1.684	1.706	2.132
Upper Nozzle Hardware (kg)	3.520	2.080	2.080	2.080	2.000	2.080	2.080

Table 5.8.1-6 BWR Sample In-Core Characteristics

Variable	Value
Fuel Temperature	840 K
Clad Temperature	620 K
Coolant Density in Lattice	0.446 g/cm ³
Coolant Temperature in Lattice	562 K
Coolant Density Outside Channel	0.743 g/cm ³
Coolant Temperature Outside Channel	553 K
Assembly Power	4.5 MW

圖 6.1.5-1 : NAC MAGNASTOR 射源項分析所用的 BWR09b 燃料束規格與爐心參數。

本先期研究主要針對 MAGNASTOR_09b 輸入檔 (MAGNASTOR_09b_SAS2H_b.inp) 進行檢驗並執行測試，相關說明如下所述。它是一個 SAS2H/ORIGEN-S 的輸入檔案，主要包含四層輸入，先是 SAS2H 的輸入，其輸入項目包括 Title Card, Library Card, Material Information Processor Cards, Resonance Calculation Card, Assembly Information Parameters Card, Level 2 Model Card, Cycle Burnup Cards, Light Element Composition Card, 以及 End Card。MAGNASTOR_09b 的輸入檔對應圖 6.1.5-1 BWR/4-6 Label 09b 的燃料束規格與爐心參數。大致輸入檔的架構說明如下：SAS2H 案例在完成爐心內三次循環的消耗後停爐 4 年，接下來的三層 ORIGEN-S 輸入部分則由停爐 4 年後接續計算，輸入不同冷卻時間，並計算加馬及中子能譜以及燃料之衰變熱。其中加馬射線能譜以自行定義之 22 能群加馬射線數據結構來表示，分別包括由燃料射源區所產生的分裂產物 (Fission Products)、錒系元素 (Actinides) 及其子核加馬射線能譜、以及由其它結構物區輕材質 (Light Elements) 所產生的加馬射線能譜。中子射線能譜則來自錒系元素的自發分裂以及來自 (α, n) 反應，並以自行定義之 28 能群中子射線數據結構來表示。完整的 MAGNASTOR_09b 輸入檔用來計算每根燃料束之射源項詳列如下，提醒注意，我們將使用較新版的 SCALE5.1 的 SAS2H 來計算 MAGNASTOR_09b 案例：

File: **MAGNASTOR_09b_SAS2H_b.inp**

```
=====
=sas2h      parm='HALT06, SKIPSHIPDATA'
ng09b - 3.7 w/o U235 , 45000 MWD/MTU, 5-16 years cool time
44GROUPPDF5 LATTICECELL
UO2 1 0.950 840 92235 3.7 92238 96.3 END
ZR  2 1.0 620 END
H2O 3 DEN=0.446 1.0 562 END
H2O 4 DEN=0.743 1.0 553 END
ZR  5 1.0 553 END
H2O 6 DEN=0.446 1.0 562 END
END COMP
SQUAREPITCH 1.4376 0.9550 1 3 1.1201 2 0.9784 0 END
NPIN/ASSM=79 FUELENGTH=381.0 NCYCLE=3 NLIB/CYC=2 PRINTLEVEL=6
LIGHTEL=5 INPLEVEL=2 NUMZONES=7 END
4 0.6916 5 0.7920 6 1.1471 500 7.2999 6 7.5636 5 7.7929 4 8.5982
POWER=4.7250 BURN=628.2464 down=60.0 END
POWER=4.7250 BURN=628.2464 down=60.0 END
POWER=4.7250 BURN=628.2464 down=1461.0 END
FE 0.6738 CR 0.1900 NI 0.1150 MN 0.0200 CO 0.0012
END
=ORIGENS
0$$$ A4 21 A8 26 A10 51 71 E
1$$$ 1 1T
COOLING 5 - 16 YEARS AND FISSION PRODUCT GAMMA REBIN
3$$$ 21 0 1 28 A33 22 E
54$$$ A8 1 E T
35$$$ 0 T
56$$$ 0 9 A13 -2 5 3 E
```


57** 4.0 E T
COOLING 5 - 16 YEARS AND FISSION PRODUCT GAMMA REBIN
SINGLE REACTOR ASSEMBLY
60** 5.0 6.0 7.0 8.0 9.0 10.0 12.0 14.0 16.0
65\$\$ A4 1 A7 1 A10 1 A25 1 A28 1 A31 1 A46 1 A49 1 A52 1 E
61** F.00000001
81\$\$ 2 51 26 1 E
82\$\$ F6
83** 1.40e+7 1.20e+7 1.00e+7 8.00e+6 6.50e+6 5.00e+6
4.00e+6 3.00e+6 2.50e+6 2.00e+6 1.66e+6 1.44e+6
1.22e+6 1.00e+6 0.80e+6 0.60e+6 0.40e+6 0.30e+6
0.20e+6 0.10e+6 0.05e+6 0.02e+6 0.01e+6
84** 1.46e+7 1.36e+7 1.25e+7 1.125e+7 1.00e+7
8.25e+6 7.00e+6 6.07e+6 4.72e+6 3.68e+6
2.87e+6 1.74e+6 0.64e+6 0.39e+6 0.11e+6
6.74e+4 2.48e+4 9.12e+3 2.95e+3 9.61e+2
3.54e+2 1.66e+2 4.81e+1 1.60e+1 4.00e+0
1.50e+0 5.50e-1 7.09e-2 1.00e-5 T
56\$\$ F0 T
END
=ORIGENS
0\$\$ A4 21 A8 26 A10 51 71 E
1\$\$ 1 1T
COOLING 5-16 YEARS AND ACTINIDE GAMMA REBIN
3\$\$ 21 0 1 28 A33 22 E
54\$\$ A8 1 E T
35\$\$ 0 T
56\$\$ 0 9 A13 -2 5 3 E
57** 4.0 E T
COOLING 5 - 16 YEARS AND ACTINIDE GAMMA REBIN
SINGLE REACTOR ASSEMBLY
60** 5.0 6.0 7.0 8.0 9.0 10.0 12.0 14.0 16.0
65\$\$ A4 1 A7 1 A10 1 A25 1 A28 1 A31 1 A46 1 A49 1 A52 1 E
61** F.00000001
81\$\$ 2 51 26 1 E
82\$\$ F5
83** 1.40e+7 1.20e+7 1.00e+7 8.00e+6 6.50e+6 5.00e+6
4.00e+6 3.00e+6 2.50e+6 2.00e+6 1.66e+6 1.44e+6
1.22e+6 1.00e+6 0.80e+6 0.60e+6 0.40e+6 0.30e+6
0.20e+6 0.10e+6 0.05e+6 0.02e+6 0.01e+6
84** 1.46e+7 1.36e+7 1.25e+7 1.125e+7 1.00e+7
8.25e+6 7.00e+6 6.07e+6 4.72e+6 3.68e+6
2.87e+6 1.74e+6 0.64e+6 0.39e+6 0.11e+6
6.74e+4 2.48e+4 9.12e+3 2.95e+3 9.61e+2

```

      3.54e+2  1.66e+2  4.81e+1  1.60e+1  4.00e+0
      1.50e+0  5.50e-1  7.09e-2  1.00e-5  T
56$$$ F0 T
END
=ORIGENS
0$$$ A4 21 A8 26 A10 51 71 E
1$$$ 1 1T
COOLING 5 - 16 YEARS AND LIGHT ELEMENT GAMMA REBIN
3$$$ 21 0 1 28 A33 22 E
54$$$ A8 1 E T
35$$$ 0 T
56$$$ 0 9 A13 -2 5 3 E
57** 4.0 E T
COOLING 5 - 16 YEARS AND LIGHT ELEMENT GAMMA REBIN
SINGLE REACTOR ASSEMBLY
60** 5.0 6.0 7.0 8.0 9.0 10.0 12.0 14.0 16.0
65$$$ A4 1 A7 1 A10 1 A25 1 A28 1 A31 1 A46 1 A49 1 A52 1 E
61** F.00000001
81$$$ 2 51 26 1 E
82$$$ F4
83** 1.40e+7  1.20e+7  1.00e+7  8.00e+6  6.50e+6  5.00e+6
      4.00e+6  3.00e+6  2.50e+6  2.00e+6  1.66e+6  1.44e+6
      1.22e+6  1.00e+6  0.80e+6  0.60e+6  0.40e+6  0.30e+6
      0.20e+6  0.10e+6  0.05e+6  0.02e+6  0.01e+6
84** 1.46e+7  1.36e+7  1.25e+7  1.125e+7  1.00e+7
      8.25e+6  7.00e+6  6.07e+6  4.72e+6  3.68e+6
      2.87e+6  1.74e+6  0.64e+6  0.39e+6  0.11e+6
      6.74e+4  2.48e+4  9.12e+3  2.95e+3  9.61e+2
      3.54e+2  1.66e+2  4.81e+1  1.60e+1  4.00e+0
      1.50e+0  5.50e-1  7.09e-2  1.00e-5  T
56$$$ F0 T
END
=====

```

除了使用 SAS2H 重複 NACMAGNASTOR_09b 射源項案例計算之外，本研究也使用最新版的 SCALE6.0/TRITON 嘗試計算同樣的問題，目的是使用不同的計算方法與程式來驗證用過核子燃料射源項分析的可靠度。我們從 SAS2H 二次一維幾何模型的分析可以推導出二維 NACMAGNASTOR_09b BWR 燃料組件的幾何模型，其中有 79 束的燃料棒與二束的水棒，幾何尺寸與材料組成大致如下圖 6.1.5-2 所示：

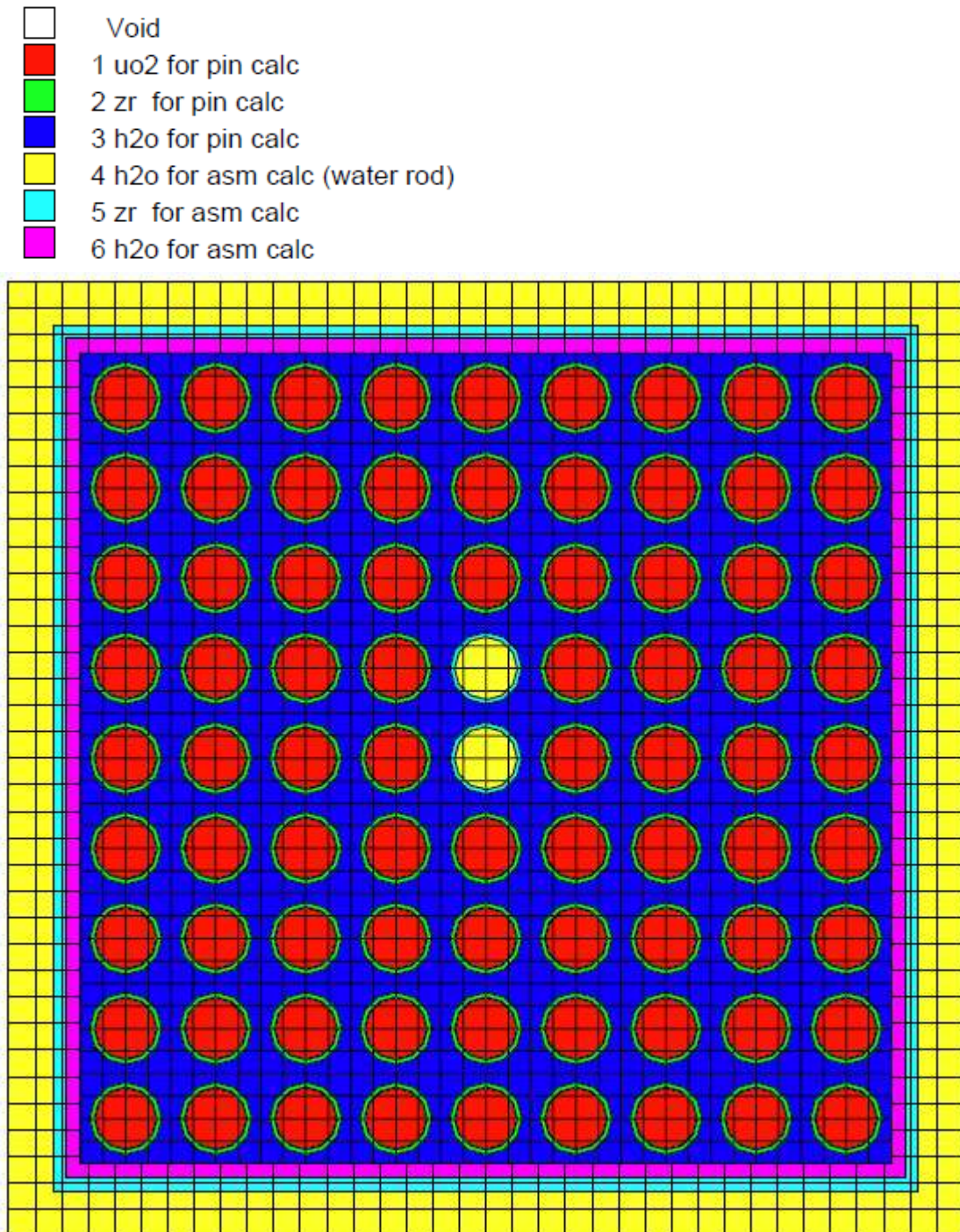


圖 6.1.5-2：NACMAGNASTOR_09b BWR 9x9 燃料組件的二維幾何模型。

完整的 TRITON 輸入檔用來計算每根燃料束之射源項詳列如下：

File: **MAGNASTOR_09b_TRITON.inp**

```
=====
=t-depl      parm=(nitawl)
ng09b -3.7 w/o U235 , 45000 MWD/MTU, 5-16 years cooling year
44groupndf5
read composition
  uo2 1 0.95 840 92235 3.7 92238 96.3 end
  zr  2 1 620 end
  h2o 3 den=0.446 1 562 end
  h2o 4 den=0.743 1 553 end
  zr  5 1 553 end
  h2o 6 den=0.446 1 562 end
end composition
read celldata
  latticecell squarepitch fuelr=0.4775 1 gapr=0.4892 0 cladr=0.5600 2
  hpitch=0.7188 3 end
end celldata
read depletion
  -1
end depletion
read burndata
  power=23.8757 burn=628.2464 down=60.0 end
  power=23.8757 burn=628.2464 down=60.0 end
  power=23.8757 burn=628.2464 down=1461.0 end
end burndata
read trace
  fe-54 3.78e+01
  fe-56 6.19e+02
  fe-57 1.48e+01
  fe-58 2.03e+00
  cr-50 7.94e+00
  cr-52 1.59e+02
  cr-53 1.84e+01
  cr-54 4.65e+00
  ni-58 7.75e+01
  ni-60 3.07e+01
  ni-61 1.35e+00
  ni-62 4.36e+00
  ni-64 1.14e+00
  mn-55 2.00e+01
  co-59 1.20e+00
end trace
read model
```

```

read parameter
  drawit=yes
  prtflux=yes
  sn=8
  timed=no
  cmfd=no
  xycmfd=0
end parameter
read materials
  mix=1 pn=3 com='uo2 for pin calc' end
  mix=2 pn=3 com='zr for pin calc' end
  mix=3 pn=3 com='h2o for pin calc' end
  mix=4 pn=3 com='h2o for asm calc (water rod)' end
  mix=5 pn=3 com='zr for asm calc' end
  mix=6 pn=3 com='h2o for asm calc' end
end materials
read geometry
unit 1
  com='fuel pin'
  cylinder 1 0.4775
  cylinder 2 0.4892
  cylinder 3 0.5600
  cuboid 4 0.7188 -0.7188 0.7188 -0.7188
  media 1 1 1
  media 0 1 2 -1
  media 2 1 3 -2
  media 3 1 4 -3
  boundary 4 4 4
unit 2
  com='water rod'
  cylinder 1 0.4890
  cylinder 2 0.5600
  cuboid 3 0.7188 -0.7188 0.7188 -0.7188
  media 4 1 1
  media 5 1 2 -1
  media 3 1 3 -2
  boundary 3 4 4
global unit 3
  com='fuel assembly'
  cuboid 1 6.4692 -6.4692 6.4692 -6.4692
  cuboid 2 6.7031 -6.7031 6.7031 -6.7031
  cuboid 3 6.9063 -6.9063 6.9063 -6.9063
  cuboid 4 7.6200 -7.6200 7.6200 -7.6200
  array 1 1 place 1 1 -5.7504 -5.7504

```

```

media 0 1 1
media 6 1 2 -1
media 5 1 3 -2
media 4 1 4 -3
boundary 4 36 36
end geometry
read array
  ara=1 nux=9 nuy=9 typ=cuboidal pinpow=yes
  fill
    1 1 1 1 1 1 1 1 1
    1 1 1 1 1 1 1 1 1
    1 1 1 1 1 1 1 1 1
    1 1 1 1 1 1 1 1 1
    1 1 1 1 2 1 1 1 1
    1 1 1 1 2 1 1 1 1
    1 1 1 1 1 1 1 1 1
    1 1 1 1 1 1 1 1 1
    1 1 1 1 1 1 1 1 1
  end fill
end array
read bounds
  all=white
end bounds
end model
end
=ORIGENS
0$$$ A4 21 A8 26 A10 51 71 E
1$$$ 1 1T
COOLING 5 - 16 YEARS AND FISSION PRODUCT GAMMA REBIN
3$$$ 21 0 1 28 A33 22 E
54$$$ A8 1 E T
35$$$ 0 T
56$$$ 0 9 A13 -64 5 3 E
57** 4.0 E T
COOLING 5 - 16 YEARS AND FISSION PRODUCT GAMMA REBIN
PER METRIC TON HEAVY METAL
60** 5.0 6.0 7.0 8.0 9.0 10.0 12.0 14.0 16.0
65$$$ A4 1 A7 1 A10 1 A25 1 A28 1 A31 1 A46 1 A49 1 A52 1 E
61** F. 00000001
81$$$ 2 51 26 1 E
82$$$ F6
83** 1.40e+7 1.20e+7 1.00e+7 8.00e+6 6.50e+6 5.00e+6
      4.00e+6 3.00e+6 2.50e+6 2.00e+6 1.66e+6 1.44e+6
      1.22e+6 1.00e+6 0.80e+6 0.60e+6 0.40e+6 0.30e+6

```

```

0.20e+6 0.10e+6 0.05e+6 0.02e+6 0.01e+6
84** 1.46e+7 1.36e+7 1.25e+7 1.125e+7 1.00e+7
      8.25e+6 7.00e+6 6.07e+6 4.72e+6 3.68e+6
      2.87e+6 1.74e+6 0.64e+6 0.39e+6 0.11e+6
      6.74e+4 2.48e+4 9.12e+3 2.95e+3 9.61e+2
      3.54e+2 1.66e+2 4.81e+1 1.60e+1 4.00e+0
      1.50e+0 5.50e-1 7.09e-2 1.00e-5 T
56$$$ F0 T
END
=ORIGENS
0$$$ A4 21 A8 26 A10 51 71 E
1$$$ 1 1T
COOLING 5-16 YEARS AND ACTINIDE GAMMA REBIN
3$$$ 21 0 1 28 A33 22 E
54$$$ A8 1 E T
35$$$ 0 T
56$$$ 0 9 A13 -64 5 3 E
57** 4.0 E T
COOLING 5 - 16 YEARS AND ACTINIDE GAMMA REBIN
PER METRIC TON HEAVY METAL
60** 5.0 6.0 7.0 8.0 9.0 10.0 12.0 14.0 16.0
65$$$ A4 1 A7 1 A10 1 A25 1 A28 1 A31 1 A46 1 A49 1 A52 1 E
61** F.00000001
81$$$ 2 51 26 1 E
82$$$ F5
83** 1.40e+7 1.20e+7 1.00e+7 8.00e+6 6.50e+6 5.00e+6
      4.00e+6 3.00e+6 2.50e+6 2.00e+6 1.66e+6 1.44e+6
      1.22e+6 1.00e+6 0.80e+6 0.60e+6 0.40e+6 0.30e+6
      0.20e+6 0.10e+6 0.05e+6 0.02e+6 0.01e+6
84** 1.46e+7 1.36e+7 1.25e+7 1.125e+7 1.00e+7
      8.25e+6 7.00e+6 6.07e+6 4.72e+6 3.68e+6
      2.87e+6 1.74e+6 0.64e+6 0.39e+6 0.11e+6
      6.74e+4 2.48e+4 9.12e+3 2.95e+3 9.61e+2
      3.54e+2 1.66e+2 4.81e+1 1.60e+1 4.00e+0
      1.50e+0 5.50e-1 7.09e-2 1.00e-5 T
56$$$ F0 T
END
=ORIGENS
0$$$ A4 21 A8 26 A10 51 71 E
1$$$ 1 1T
COOLING 5 - 16 YEARS AND LIGHT ELEMENT GAMMA REBIN
3$$$ 21 0 1 28 A33 22 E
54$$$ A8 1 E T
35$$$ 0 T

```

```

56$$$ 0 9 A13 -64 5 3 E
57** 4.0 E T
COOLING 5 - 16 YEARS AND LIGHT ELEMENT GAMMA REBIN
PER METRIC TON HEAVY METAL
60** 5.0 6.0 7.0 8.0 9.0 10.0 12.0 14.0 16.0
65$$$ A4 1 A7 1 A10 1 A25 1 A28 1 A31 1 A46 1 A49 1 A52 1 E
61** F.00000001
81$$$ 2 51 26 1 E
82$$$ F4
83** 1.40e+7 1.20e+7 1.00e+7 8.00e+6 6.50e+6 5.00e+6
      4.00e+6 3.00e+6 2.50e+6 2.00e+6 1.66e+6 1.44e+6
      1.22e+6 1.00e+6 0.80e+6 0.60e+6 0.40e+6 0.30e+6
      0.20e+6 0.10e+6 0.05e+6 0.02e+6 0.01e+6
84** 1.46e+7 1.36e+7 1.25e+7 1.125e+7 1.00e+7
      8.25e+6 7.00e+6 6.07e+6 4.72e+6 3.68e+6
      2.87e+6 1.74e+6 0.64e+6 0.39e+6 0.11e+6
      6.74e+4 2.48e+4 9.12e+3 2.95e+3 9.61e+2
      3.54e+2 1.66e+2 4.81e+1 1.60e+1 4.00e+0
      1.50e+0 5.50e-1 7.09e-2 1.00e-5 T
56$$$ F0 T
END

```

=====

上述 TRITON 的輸入檔有兩個地方要特別注意：第一是 TRITON 計算的結果總是正規化到以燃料組件中每噸重金屬 (Metric Ton Heavy Metal, MTHM) 為單位來呈現，所以必須注意最後的單位轉換才能與 SAS2H 相比較；另外，將用過燃料組件內各式各樣放射性核種轉換成輻射源項時，TRITON 本身只能提供總中子與總加馬射源的強度。為了分析各種加馬射線來源的輻射強度，因此本計算 TRITON 的 T-DEPL 計算程序 (=t-depl) 之後，我們又加上三次 ORIGEN-S(=ORIGENS)的接續計算，要求其分別輸出 Fission Products、Actinides、與 Light Elements 對於加馬射線的貢獻。這裡使用者必須特別注意 ORIGEN-S 如何接續到正確的 TRITON 核種數據庫儲存位置，首先必須查看 TRITON 輸出檔最後核種數據庫的段落說明，例如在本案例中可見：

... results saved on logical unit no. 71, position 64,...

因此我們必須設定接續 ORIGEN-S 的計算是以[檔案 71][位置 64]的核種數據庫儲存位置為新的計算起點，設定說明如下 0\$\$\$與 56\$\$\$二列：

0\$\$\$ A4 21 A8 26 A10 51 71 E

0\$\$\$ → Logical unit assignments.

- NXTR=71 : Binary photon library or concentrations stored on this unit number, 指定上述 TRITON 燃耗案例最後核種濃度計算結果的檔案位置, TRITON 案例在完成爐心內三次循環的燃耗後停爐 4 年, 接下來的三次 ORIGEN-S 輸入部分則由停爐 4 年後接續計算, 輸入不同冷卻時間, 並計算加馬及中子能譜以及燃料之衰變熱。

56\$\$\$ 0 6 A13 -64 5 3 E

56\$\$\$ → Subcase Control Constants.

- NXCMP=-64 : Number of nuclides or elements for which new concentrations are

used as initial conditions to this problem, 指定上述 TRITON 案例哪一個時間的核種濃度計算結果要作為本問題接序計算的起始濃度, -64 對應前述最後一次核種數據庫的儲存位置。

SCALE6.0/TRITON 程式發展的重點在於它強化了燃耗計算中所需之中子遷移計算的精確度, 以配合新型核子燃料組件的開發(越來越傾向 Heterogeninety 設計), TRITON 計算序列中的 NEWT 可以詳細模擬二維 NACMAGNASTOR_09b BWR 燃料組件的幾何模型, 因此它可以較精確地反應二維燃料組內的中子通率分布。針對本案例, 取平均核分裂中子能量 Group 7 (1.85~2.354 MeV) 與接近熱平衡能量 Group 41 (0.0253~0.01 eV) 二個能群的中子通率分布為例, 我們可得如下圖 6.1.5-3 所示的計算結果, 快中子的分布較為平均, 而熱中子的分佈則明顯受燃料組態所影響有較大變化。原則上, 新的 TRITON 燃耗計算的結果應比其前身的 SAS2H 計算序列來得準確, 雖然預期在傳統 LWR 的燃料組件設計上差異應該不大, 它正好可提供我們一種很好的驗證方法, 使用 TRITON 來檢驗 SAS2H 在此案例利用二次一維計算以近似二維結果的可靠程度。

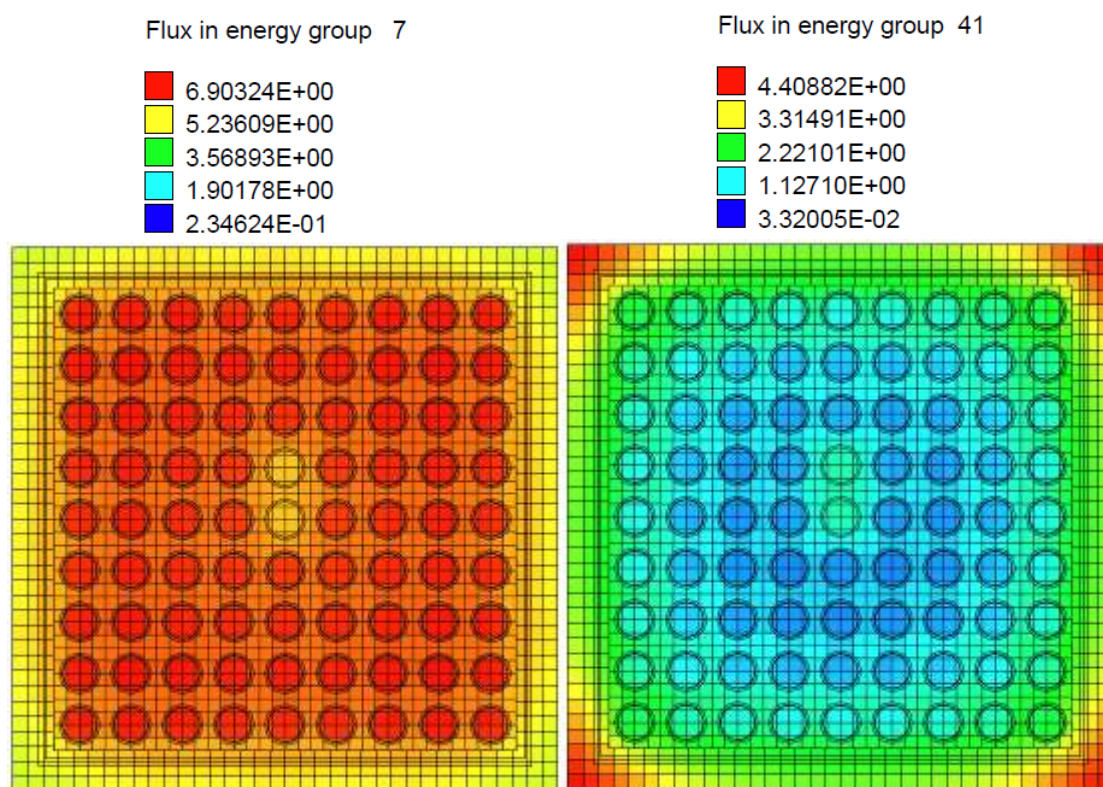


圖 6.1.5-3 : NACMAGNASTOR_09b BWR 9x9 燃料組件的二維中子通率分布。

針對選擇案例「MAGNASTOR_09b」, 我們比較了 NAC 的傳統計算方法 SCALE5.1/SAS2H 與如上使用最新版本 SCALE6.0/TRITON 的計算結果, 二者各種射源項的細部比較如表 6.1.5-1 所示, 用過核子燃料產生的燃料中子射源 SAS2H 與 TRITON 二者計算結果的差異只有 0.5%; 用過核子燃料產生的燃料加馬射源二者的差異亦小於 0.4%; 對於燃料組件中較輕元素被中子活化而產生的活化加馬射源二者的差異更小於 0.2%。其中, 若再細分燃料加馬射源的來源, 核子燃料中銅系元素導致之加馬射源二者計算的差異較大, 但是亦只有 3%, 分裂產物導致之加馬射源二者的差異只有 0.4%。事實上, 針對本案例而言, 使用 SCALE6.0/TRITON 與 SCALE5.1/SAS2H 的計算結果相當符合並不意外, 主要

原因在於本案例的燃料組件幾何設計（圖 6.1.5-2）沒有太多複雜的 Heterogeneous 情況，SAS2H 利用二次一維的計算亦可相當程度地反應此燃料組件的幾何。但是，未來若有機會遇到非常 Heterogeneous 的燃料組件設計，我們可預期 TRITON 與 SAS2H 二者計算結果的差異會變大，此時更值得深入探討。就本案例的結果顯示，針對 BWR 用過核子燃料產生之輻射源項的分析，不論是使用傳統的 SAS2H 或是最新的 TRITON 程式應該都可以接受。因此，未來我們規劃使用 SCALE6.0/TRITON 來測試核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱系統輻射源的分析，如此透過使用不同的程式與不同的計算方法分析同樣的問題，二者之比較結果應可當作是平行驗證重要的一環，對於提升安全審查的品質與未來國內分析類似問題的水準會有相當助益。

表 6.1.5-1：SCALE5.1/SAS2H 與 SCALE6.0/TRITON 計算用過核子燃料（NAC MAGNASTOR_09b 案例）產生之各種輻射源的比較。

MAGNASTOR SAR Figure 5.5.5-2: BWR Fuel Assembly Source Term Sample Input						
MTU per Fuel Assembly	0.1979 (ng09b, 3.7% U-235, 45GWD/MTU)					
	Fuel Neutron (n/s-assembly)		Fuel Gamma* (g/s-assembly)		Hardware Gamma (g/s-kgSS304)	
Cooling Time	5 yr	10 yr	5 yr	10 yr	5 yr	10 yr
SAS2H	1.372E+08	1.138E+08	2.513E+15	1.489E+15	7.484E+12	3.861E+12
TRITON	1.379E+08	1.144E+08	2.504E+15	1.488E+15	7.478E+12	3.855E+12
Difference	-0.52%	-0.50%	0.37%	0.04%	0.08%	0.16%
*Fuel Gamma = Actinide + Fission Product						

Actinide (g/s-assembly)		Fission Product (g/s-assembly)	
5 yr	10 yr	5 yr	10 yr
1.613E+13	1.890E+13	2.497E+15	1.470E+15
1.653E+13	1.948E+13	2.487E+15	1.469E+15
-2.42%	-2.97%	0.39%	0.08%

雖然未來核二廠用過核子燃料乾式貯存設施的規劃與之前核一廠乾貯裝填的設計目標燃料組件不一定完全一樣，但是它們之間應該具有相當程度上的類似，因此以下我們摘錄核一乾貯射源項計算的結果以資參考，這部分可以做為數量級上初步的簡單比較。根據“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”的輻射屏蔽評估，為求計算結果之保守性，他們分析時選擇：含 U 重最大之 GE 8x8-1 (186.271 kg/assembly) 為設計基準燃料；燃料中子射源及其它結構物加馬計算時，選擇之 ²³⁵U 初始平均濃縮度為 1.90%，其 SAS2H/ORIGEN-S 的程式輸入檔為 **GE8x8-1a.inp**；燃料加馬射源計算時，選擇之 ²³⁵U 初始平均濃縮度，則為台電公司招標文件之最高 ²³⁵U 初始平均濃縮度 3.25%，其 SAS2H/ORIGEN-S 的程式輸入檔為 **GE8x8-1b.inp**。此設計基準燃料條件組合成報告中屏蔽分析所需之射源項，應該可保守涵蓋所有準備裝載至核一廠 ISFSI 之最大燃料衰變熱、最大燃料中子射源強度，以及最大燃料加馬射源強度。所有燃料之最大燃耗度皆為 36,000 MWD/MTU、最少冷卻時間皆為 10 年。其它輸入數據與 GE8x8-1 燃料束的幾何資料皆同 NAC 之原始報告。我們利用 **GE8x8-1a.inp** 與 **GE8x8-1b.inp** 執行 SAS2H/ORIGEN-S 的計算，最後的結果如下表 6.1.5-2 所示，很明顯的，不論是燃料中子射源、燃料加馬射源、或是其它結構物加馬，它們都與前述表 6.1.5-1 所列冷卻時間 10 年之計算結果在數量級上非常接近。

表 6.1.5-2：核一廠過核子燃料乾式貯存護箱之最大燃料中子與加馬射源強度。

SAS2H/ORIGEN-S Input File	Fuel Neutron Source (n/s/assembly)	Hardware Gamma-ray Source (r/s/kg)	Fuel Gamma-ray Source (r/s/assembly)
GE8x8-1a. inp	1.2680E+08	4.8039E+12	na
GE8x8-1b. inp	na	na	1.1130E+15

除了射源強度之外，中子與加馬射線的射源能量分布也是影響最後輻射屏蔽與劑量分析的關鍵因素，因此我們依用過核子燃料輻射源分類(燃料中子射源、燃料加馬射源、與其它結構物加馬射源)來逐項必較它們與核一乾貯案例的差異。首先針對燃料中子射源，它的主要來源有二項，分別是用過核子燃料中鈾系元素的自發分裂反應與 (α, n) 反應所釋放出來的中子，在此案例自發分裂中子佔絕大多數，比 (α, n) 反應貢獻高於幾十倍。本案例 NACMAGNASTOR_09b 燃料中子射源能譜計算結果如圖 6.1.5-4 所示，它與核一乾貯案例(GE8x8)的燃料中子射源能譜有一些差異之處，以單一根燃料組件為單位，總中子射源強度略高一點，但是平均能量較低，因此其整體差異對於輻射屏蔽與劑量貢獻的影響差不多。考慮用過燃料中的加馬射源，圖 6.1.5-5 顯示 NACMAGNASTOR_09b 燃料加馬射源能譜及其與核一乾貯案例(GE8x8)的比較，燃料加馬射源主要來自二部分，分別是用過核子燃料中鈾系元素與分裂產物的衰變，初期(幾百年內)主要以分裂產物的輻射貢獻佔絕大部分，但是未來用過核子燃料最終處置時鈾系元素將不可忽視。同樣以單一根燃料組件為單位，NACMAGNASTOR_09b 與核一乾貯案例加馬射線能譜接近，但是總燃料加馬射源強度略高。最後考慮用過核子燃料中其它結構物的加馬射源，這部分射源來自中子活化後的產物衰變，主要考慮對象是以 $^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60}\text{Co}$ 反應為主，通常以每公斤不銹鋼重量為單位來比較射源強度，圖 6.1.5-6 顯示 NACMAGNASTOR_09b 燃料結構物的加馬射源能譜及其與核一乾貯案例(GE8x8)的比較結果，二者都是主要考慮 ^{59}Co 的中子活化，因此能譜接近，但是 NACMAGNASTOR_09b 總結構物加馬射源強度略低。

總結以上章節，經由上述選擇案例 A (JPDR) 的測試與不同程式的驗證比較，加上選擇案例 B (MAGNASTOR_09b) 的測試並與核一乾貯案例(GE8x8)的比較驗證，我們可以有相當有信心已經建立正確可靠的用過核子燃料乾式貯存設施的射源項分析技術，可做為未來安全審查平行驗證的基礎。

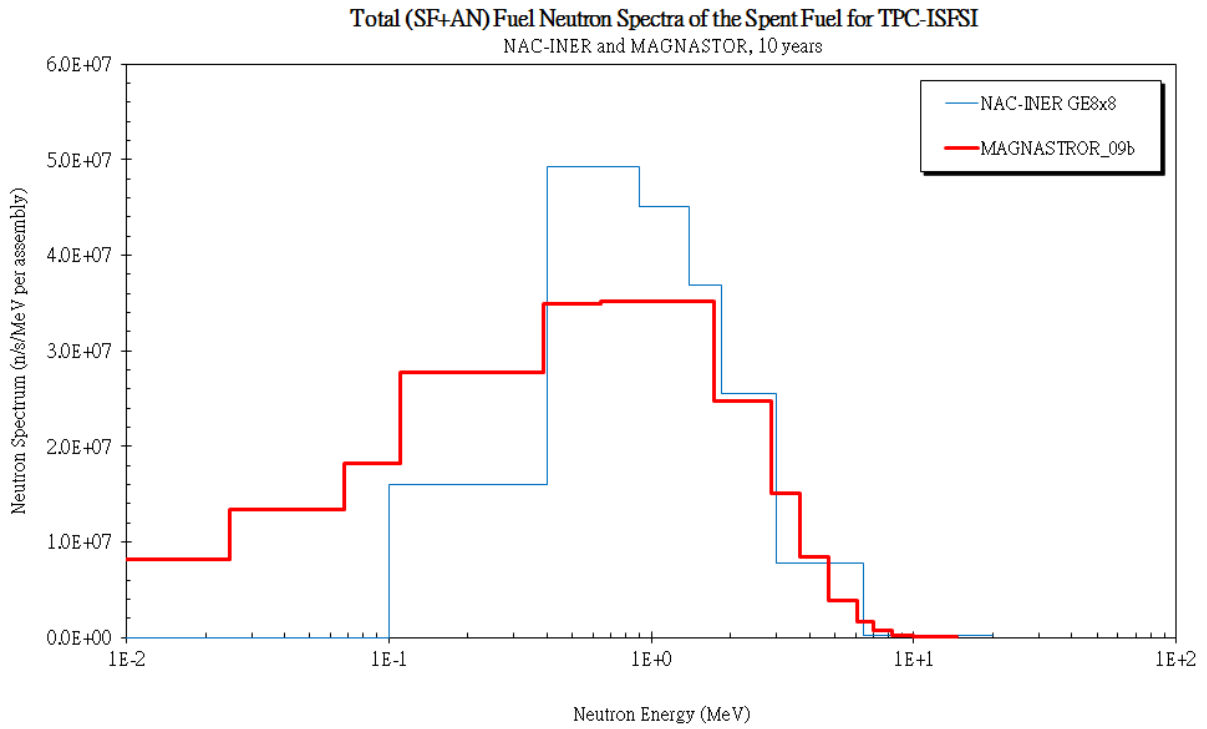


圖 6.1.5-4: NACMAGNASTOR_09b 燃料中子射源能譜及其與核一乾貯案例(GE8x8)的比較。

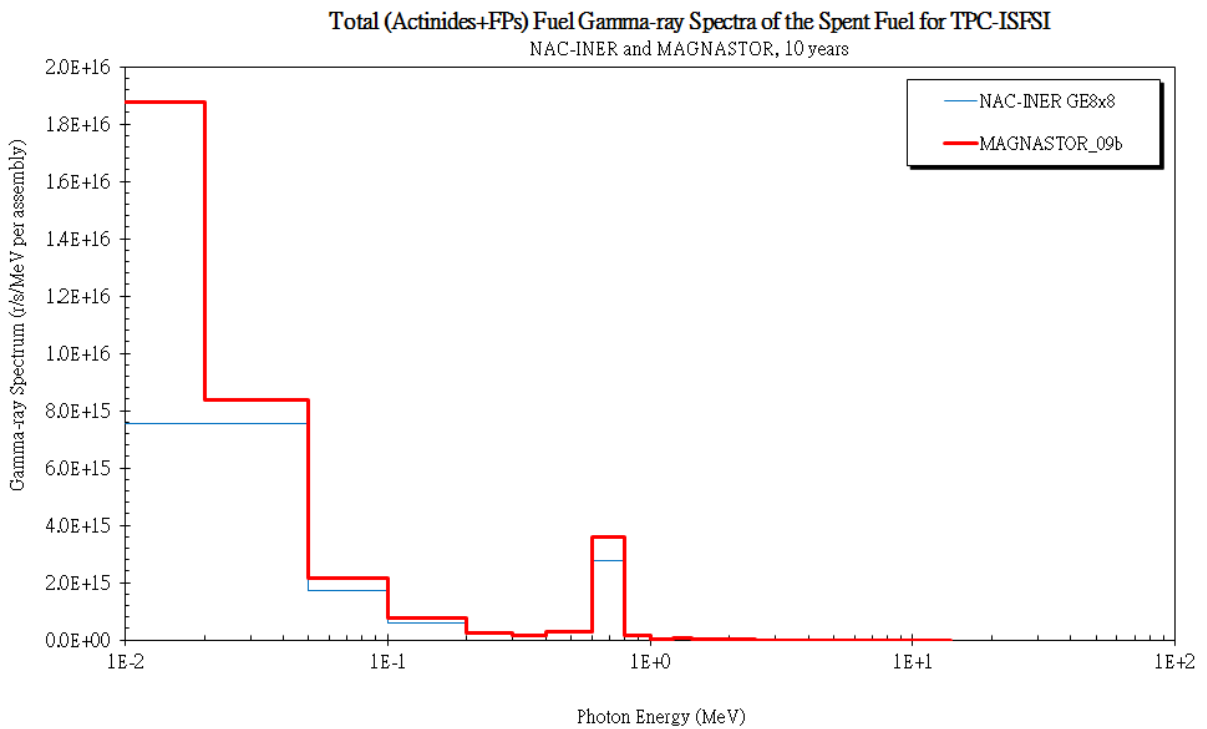


圖 6.1.5-5: NACMAGNASTOR_09b 燃料加馬射源能譜及其與核一乾貯案例(GE8x8)的比較。

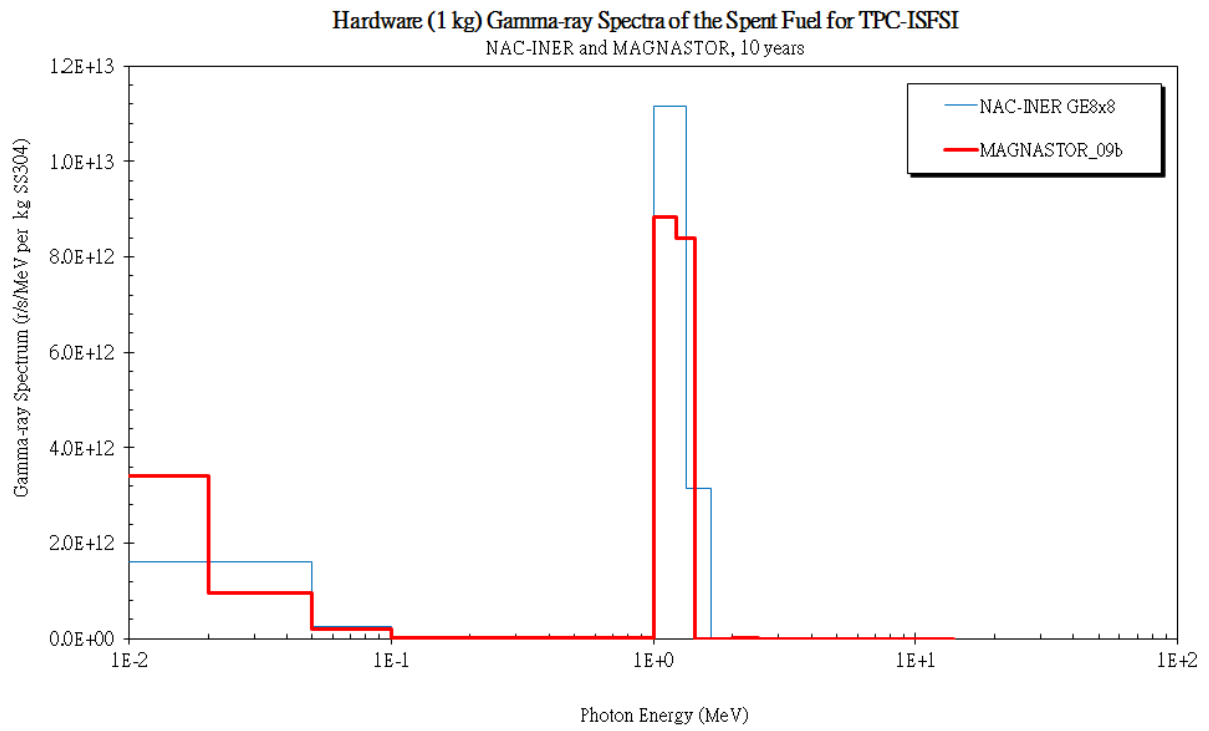


圖 6.1.5-6：NACMAGNASTOR_09b 其它結構物加馬射源能譜及其與核一乾貯案例(GE8x8)的比較。

6.2 用過核子燃料乾式貯存護箱輻射屏蔽分析概念模式

一個完整的用過核子燃料乾式貯存護箱系統或設施的輻射屏蔽分析，除了射源項的評估之外，我們還必須建立可行的輻射屏蔽計算技術，這部分最關鍵的能力在於建立快速並可靠的輻射遷移計算方法。在用過核燃料乾式貯存設施安全分析報告中有關輻射安全與屏蔽設計的部分預計將以蒙地卡羅計算方法為主來進行，蒙地卡羅計算方法具有非常多的優點，一般被視為是最準確的計算方法，常常被用來驗證與評估其它計算方法所得結果的準確度。但是蒙地卡羅模擬計算最大的缺點在於計算時間太長，特別是當該問題所牽涉到的輻射強度衰減比例非常巨大之時，如果沒有正確且有效地使用變異數降低技巧往往無法求得可靠的結果。變異數降低技巧在蒙地卡羅模擬計算上是一道兩面刃，正確使用將大幅縮短計算所需時間，使用的不好可能無法達到預期加速的目的，甚至造成錯誤結果而使用者不自知，因此如何針對蒙地卡羅計算的結果進行檢驗與建立平行驗證等關鍵能力對於輻射屏蔽的審查至為重要。關於未來核二廠用過核子燃料乾式貯存設施的輻射屏蔽與劑量分析，根據以前核一廠類似案例經驗與我們過往的研究成果，本研究將分析下列三種計算模式的優劣，分別是傳統 SCALE5.1/SAS4 計算、TORT 與 MCNP 耦合計算、與 SCALE6.0/MACRIC 計算，以下我們將先逐一介紹其各自的基本功能並利用核一廠用過核子燃料乾式貯存護箱與設施案例進行初步的測試比較。

6.2.1 SCALE5.1/SAS4 程式介紹與建立

SAS4 程式是包含在 SCALE5.1 程式集之中的一個控制模組，整個計算序列包含有 BONAMI、NITAWL-II、XSDRNPM 以及 MORSE-SGC 等程式，SAS4 控制模組的計算流程則如圖 6.2.1-1 所示。使用的截面庫乃是來自於 ENDF/B-IV 所產生的多群中子與加馬射線整合之截面庫 27N-18COUPLE。該控制模組計算時，先依照輸入的材料及空間分佈以 BONAMI 及 NITAWL-II 對中子截面進行共振自屏蔽 (Resonance Self-shielding) 之修正；再以 XSDRNPM 進行一維的伴隨計算以獲得一維的伴隨函數，利用該函數求得相對粒子重要性以及其它差降低技巧所需參數，包括射源能譜偏移 (Source Energy Biasing)、粒子分裂與合併 (Splitting and Russian Roulette)、路徑增長 (Path-Length Stretching)，以及碰撞能量偏移 (Energy Biasing at Collision Site)。最後使用 MORSE-SGC 程式搭配利用這些誤差降低技巧，對護箱側邊或表面進行蒙地卡羅模擬計算。SAS4 因採用一維對稱幾何模型，單次計算只針對單一方向進行計算最佳化，因此對護箱側邊及頂部劑量率計算需分次進行。於計算頂部劑量率時，僅考慮燃料中心高度以上之幾何模型，於計算側邊劑量率時，則分為側邊上半部與側邊下半部兩種不同模型。除了計算貯存護箱大體表面劑量率與劑量率分佈之外，事實上有關貯存護箱進出氣口劑量率的計算亦相當重要。然而 SAS4 受限於對幾何形狀及射源描述與加速方向之限制，必須進行多次計算，雖然 SAS4 的計算相對簡單快速，多次計算還是相當不利於 SAS4 的整體使用效率。

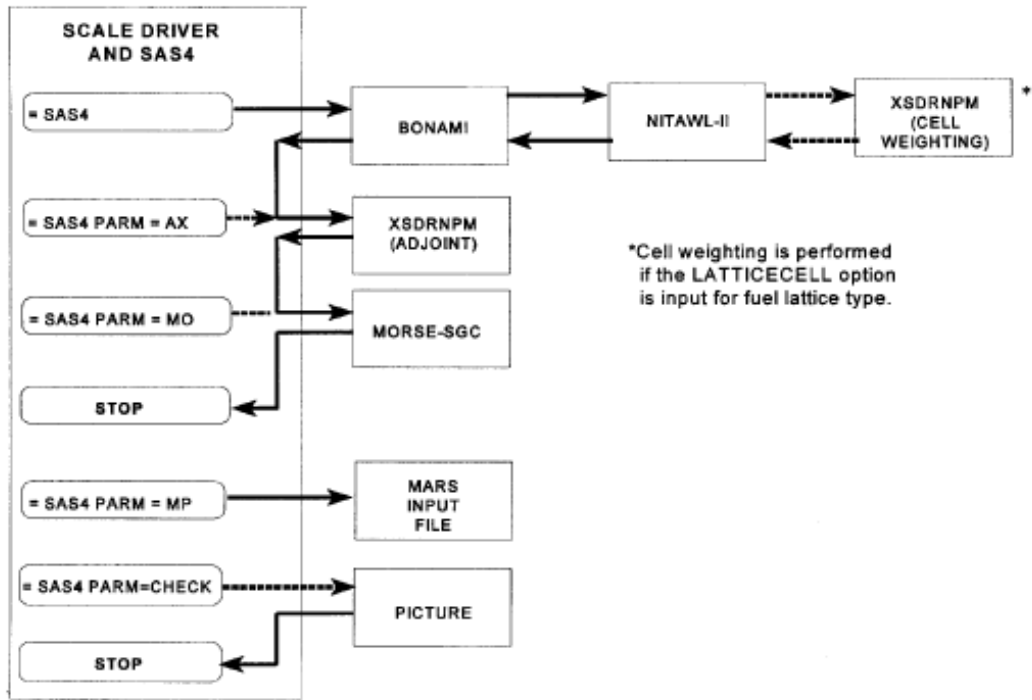


Figure S4.2.1 Outline of the SAS4 analytic sequence

圖 6.2.1-1：SCALE5.1/SAS4 控制模組的計算流程。

6.2.2 TORT/MCNP 程式介紹與建立

MCNP 是一多功能、三維座標、連續能量、時間依存、包含中子/光子/電子之蒙地卡羅遷移計算程式，由美國洛斯阿拉摩士國家實驗室 (Los Alamos National Laboratory, LANL) 所發展。它可以用在多種遷移模式：單獨中子遷移、光子遷移、電子遷移；中子遷移過程中與物質作用產生二次光子，光子與電子在與物質作用時又是息息相關，因此 MCNP 也涵蓋中子/光子、中子/光子/電子，光子/電子或是電子/光子等等混合遷移模式。中子與物質反應作用之能量範圍由 10^{-11} MeV 至 20 MeV，對少數重要的同位素，其中子截面庫能量則可延伸至 150 MeV，而光子能量範圍為 1 keV 至 100 GeV，電子能量為 1 keV 至 1 GeV。近年來 MCNP 程式的發展非常快速，目前該程式的最新版本為 MCNP version 5。MCNP 應該是目前核工領域學界與業界一致公認最佳之輻射遷移計算機程式，它同樣也是乾式護箱貯存系統審查標準 NUREG-1536 及 NUREG-1567 報告中所建議的屏蔽分析程式之一。

使用者利用 MCNP 程式進行模擬計算時，必須事先規劃好想要模擬的問題模型，利用程式提供的輸入規則建構輸入檔，此輸入檔包含有特定的空間幾何結構、物質材料以及選用的作用截面資料、中子光子或是電子射源的位置及特性、想要獲得之計數結果的形式，以及任何用來改進計算效率的變異數降低技巧。MCNP 之輸入檔案可分成三大部分，每部分以單一空行分隔：第一部份為 Cell Card 描述，第二部分為 Surface Card 描述，第三部分為 Data Card 描述。第一部分及第二部分與模擬對象之空間結構分佈有關，第三部分包含射源、材料組成、計數位置、計算方式以及其他相關控制。蒙地卡羅 MCNP 程式計算會將計算值歸一化至一個起始粒子所造成的結果，並且接著列出該計算值的相對統計誤差 R (定義為一個標準差比上該次計算的平均值)，相對統計誤差值與粒子對於計算結果造成之貢獻有關。原則上，相對統計誤差值 R 與被追蹤的粒子數 N 成開根號反比。因此，若要將相對統計誤差值減半，則總追蹤粒子數需增為原來的 4 倍，也就是必須增加 4 倍的計算時間，非常沒有效率，這也是蒙地卡羅法最大的缺點之一。

關於輻射粒子的遷移模擬計算，常用方法大致分為兩大類：決定論 (Deterministic) 法與蒙地卡羅 (Monte Carlo) 法。蒙地卡羅法與決定論法之遷移計算本質上有很大的不同，決定論法對粒子遷移方程式以數值方法求解，而蒙地卡羅法則是模擬個別的粒子並記錄其行為來求得計算結果。蒙地卡羅法與決定論法兩者不僅在解題方式上不同，且求得之結果也有所不同。決定論法通常能夠給出整個相空間 (Phase space) 內相當完整的資訊，蒙地卡羅法則只能提供一些使用者所指定位置的資訊。因蒙地卡羅法並不需要相空間分割來進行微分或積分方程式數值計算，因此不需對空間、能量及時間等參數作近似，故相當適合用來解複雜的幾何形狀與時間依存等問題。理論上，蒙地卡羅可以用來複製一個真實的物理統計過程 (例如粒子與物質的隨機作用)，且特別適合用於不能用決定論法電腦程式計算的複雜問題。蒙地卡羅法對組成一個序列的個別機率事件依序地加以模擬後，統計分析這些事件的機率分佈取樣結果，以描述整體的現象。要適當描述一物理現象所需要的取樣次數通常相當龐大，因此這種模擬一般由高速電腦來執行。統計取樣的程序是建立在選擇亂數的基礎上 (與擲骰子賭博類似)，因此以蒙地卡羅法為其名稱。以粒子遷移來說，蒙地卡羅法非常逼真，是一種理論上的數學實驗，它確實地從射源開始追蹤粒子，直到該粒子因某些事件而終止結束，根據遷移過程的真實

物理機率分佈而隨機取樣來決定粒子一生中每一步驟的反應。簡單來說，如圖 6.2.2-1 所示，利用決定論法或蒙地卡羅法來求解輻射遷移計算過程各有其優缺點。當然，最好的輻射遷移計算方法是能夠結合這兩類方法的優點並減少各別缺點或限制，這方面的研究是近年來輻射遷移計算領域最熱門的主題之一。

在蒙地卡羅計算加速技巧中，CADIS (Consistent Adjoint Driven Importance Sampling) 理論是近年來相當重要的進展，它是由 J.C. Wagner 與 A. Haghghat 等人所提出的一種非常有效的變異數降低技巧，包含 Source Biasing 與 Transport Biasing 兩大部分。它利用 Deterministic Method 的解來達到加速 Monte Carlo Method 的目的，先由決定論法程式 TORT 程式進行 Adjoint 模式的計算求出整個相空間的 Adjoint Function，據此進而導出給 MCNP 程式使用的 Biased Source 與 Weight Windows，最後進行非類比 (Non-Analog) 的粒子追蹤運算，可以大幅降低統計誤差達到快速計算的目的。CADIS Methodology 共包含 Source Biasing 與 Transport Biasing 兩部分，其中的 Source Biasing 可以直接利用 MCNP 所提供的 SI、SP、SB 卡片輸入來完成，至於 Transport Biasing 可以利用 MCNP 4C 版本以後新增之 Superimposed Mesh Weight Window 來實現。

本研究利用 TORT 與 MCNP 程式的結合來實現 CADIS 理論，簡單的 TORT/MCNP 計算之流程如圖 6.2.2-2 所示。首先利用 GIP 程式建立計算所需之截面庫，使用 TORT 進行 Adjoint 計算，可以得到 Adjoint Flux，此計算並不要求精確，我們的目的只是在於求得一個近似的解而已，依照下式可以得到最後計算結果 Response R 的估計值。

$$R = \int_p \phi^*(p) S(p) dp$$

知道 R 值之後，可依照 CADIS 理論求得新射源的機率分布函數，

$$S^*(p) = \frac{\phi^*(p) S(p)}{\int_p \phi^*(p) S(p) dp}$$

而此新的射源即為 MCNP 的射源取樣修正的依據，也就是加強取樣重要性高的粒子。另外，MCNP 允許使用者在相空間中設定能量與空間依存的所謂 Weight Window，如果粒子的權重落在 Weight Window 之內，則不對粒子作任何調整，如果粒子的權重不在 Weight Window 之內，則利用 Particle Splitting 或是 Russian Roulette 技巧將粒子的權重帶回 Weight Window 之內，此種權重控制技巧稱之 Weight Window Technique，是一種非常有效的蒙地卡羅變異數降低技巧。求得新射源的機率分布函數以後，接下來則需計算 Weight Window Lower Bound (W_L) 的值來實現 Weight Window Technique。為了使粒子於某一特定相空間中粒子的 Weight 能夠落入該相空間對應的 Weight Window 中，我們使用下列式子來計算 W_L ：

$$W_L(r, E) = \frac{W}{\left(\frac{C_u + 1}{2}\right)} = \frac{R}{\phi^*(r, E)} \frac{1}{\left(\frac{C_u + 1}{2}\right)}$$

其中 C_u 是該 Weight Window 範圍的上下限的比值，此值在 MCNP 程式中可由使用者決定。一般而言，此值預設為 5，是指粒子進入該 Weight Window 後，該粒子的 Weight 值須介於 W_L 至 $5 \times W_L$ 之間。若該粒子的 Weight 大於 $5 \times W_L$ ，則 MCNP 會進行 Particle Splitting，讓粒子的 Weight 落入該 Weight Window 中。相反地若粒子的 Weight 小於 W_L ，則 MCNP 會進行 Russian Roulette，提高存活粒子的 Weight 至該 Weight Window 的範圍內。建

立好計算模型系統的 Weight Window 分布之後，即可讓 MCNP 進行粒子追蹤計算。

這個方法看似簡單合理，困難的是你不知道如何重點取樣射源與適當地設定整個空間與能量範圍的 Weight Window 分布!CADIS 方法利用了決定論 TORT 程式的 Adjoint 近似解來猜測系統最佳的射源取樣機率與 Weight Window 分布，因此我們可以預期蒙地卡羅計算效率會有大幅提升。

Method	Advantage	Disadvantage
Monte Carlo: e.g. MCNP Monaco	Accurate representation of geometry, Accurate energy and angle treatment	Slow, Limited information (tallies)
Deterministic: e.g. TORT Denovo	Fast, Detailed information for all phase space (position, energy, angle)	Large memory, Approximate representation of geometry, Approximate representation and energy treatment, Ray effects

To perform accurate and efficient simulations for large/complex problems, both methods should be used in a **complementary** manner.

圖 6.2.2-1：決定論法或蒙地卡羅法求解輻射遷移計算的優缺點比較。

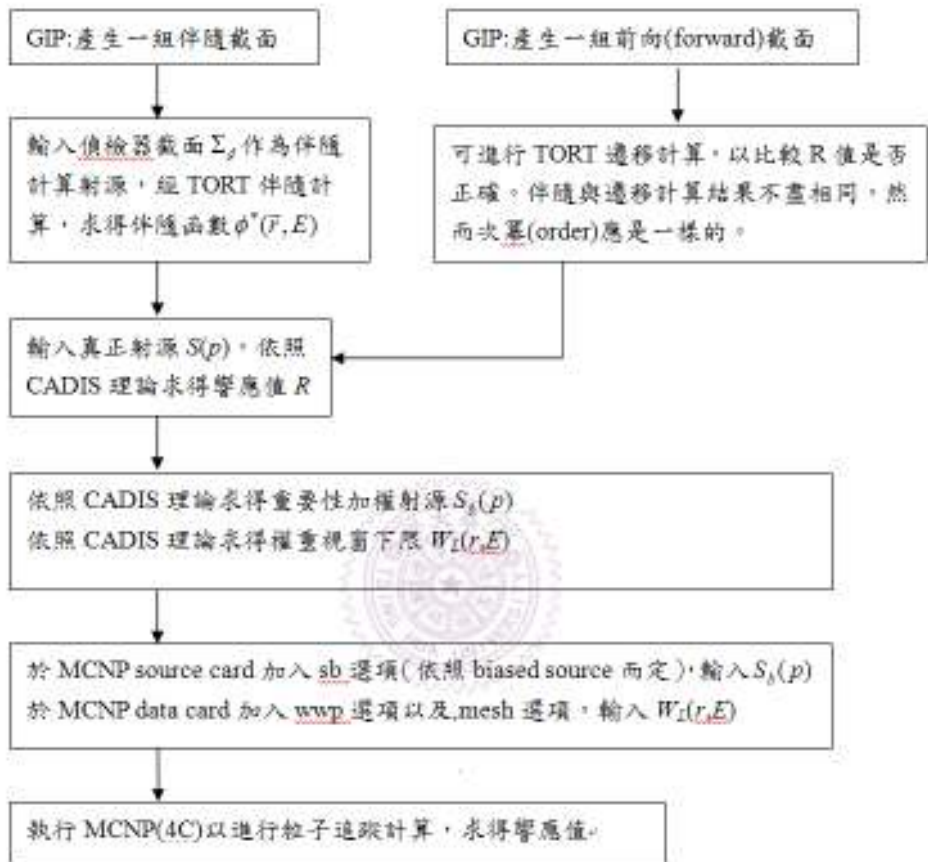


圖 6.2.2-2：TORT/MCNP 計算實現 CADIS 理論之流程示意圖。

6.2.3 SCALE6.0/MAVRIC 程式介紹與建立

針對貯存護箱表面劑量率與貯存設施廠界環境劑量率的評估，根據本團隊之前的研究成果推論，基於使用者便利性的考慮，採用美國橡樹嶺國家實驗室 (ORNL) 所發展的 SCALE6.0 程式集中的 MAVRIC 計算序列可能會有最佳效率，應該很適合核二廠用過核子燃料乾式貯存設施的輻射屏蔽與劑量分析。MAVRIC 代表 Monaco with Automated Variance Reduction Using Importance Calculations。MAVRIC 計算序列採用全新的 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大型蒙地卡羅計算問題。

MAVRIC 計算序列如圖 6.2.1-1 所示，它可以有兩套截面處理方式，一是傳統 BONAMI 與 NITAWL 的多群共振截面自屏蔽修正，或是它也可以選用最新發展之 CENTRM/PMC 連續點截面的截面處理；接者呼叫三維 Denovo 決定論程式計算系統的 Adjoint Flux 分布，緊接利用 CADIS 理論估計射源取樣參數與適當地設定整個空間與能量範圍的 Weight Window 分布；最後一步就是利用全新的三維多群蒙地卡羅程式 Monaco 進行粒子遷移追蹤。因此，MAVRIC 設計理念與前述 TORT/MCNP 幾乎一樣，我們可以預期二者應有類似的計算效率。事實上，深入比較 MAVRIC 與 TORT/MCNP，二者最大的不同有兩點：一是 MCNP 使用連續的截面庫，沒有共振截面自屏蔽修正的問題，應該可以得到最佳的計算結果預測值；但是另一方面，TORT 與 MCNP 兩個程式的 CADIS 連接必須由使用者自己處理，使用者必須同時精通決定論法與蒙地卡羅法的程式使用以及程式撰寫，門檻相當高；反之，MAVRIC 是一個整合的程式，它能自動利用 CADIS 理論連結 Denovo 與 Monaco，使用上相當便利。考量到 MAVRIC 與 TORT/MCNP 方法各有優缺點，因此本計畫將利用核一廠案例進行深入的分析研究，從不同面向分析最佳的計算方法，以利未來核二廠用過核子燃料乾式貯存設施的輻射屏蔽分析與劑量驗證計算。

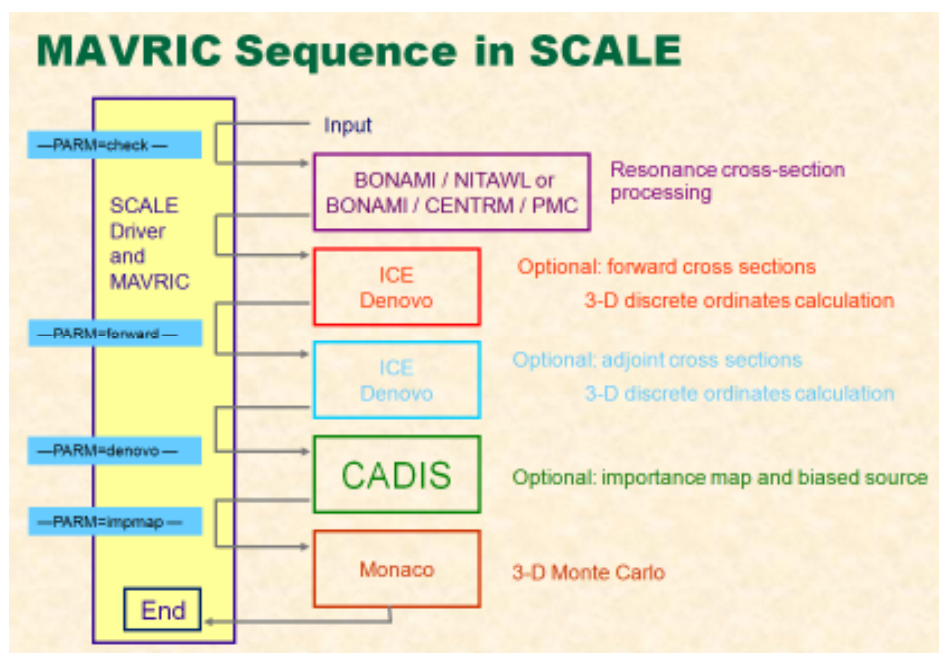


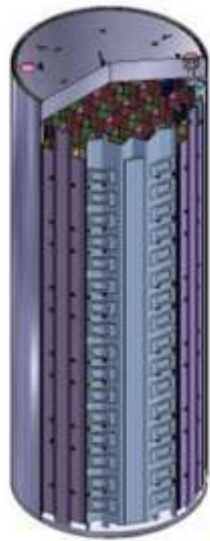
圖 6.2.3-1：標準 NAC-UMS 貯存護箱的計算模型與結構細節 (來源：SCALE6 手冊)。

6.3 用過核子燃料乾式貯存護箱表面劑量分析技術

目前台電公司尚未正式送出核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱與設施的安全分析報告，目前最可能的選項是採用 NAC-MAGNASTOR 系統，其示意圖如原能會物管局之簡報資料所示(圖 6.3-1)。我們尚未有核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱與設施的設計資料，加上 NAC MAGNASTOR 的安全分析報告中有許多技術或規格細節被省略或刻意隱藏，例如報告中常見的「Figure Withheld under 10 CFR 2.390」，因而導致本計劃無法適當地重建護箱系統的幾何模型以進行輻射評估。經過仔細考慮，因為核一廠類似案例的資料相當完備，而且本計劃今年度主要工作以技術評估為主角，因此我們決定以核一廠案例作為標的進行先期的輻射屏蔽技術研究。核一廠用過核子燃料乾式貯存護箱採 INER-HPS 系統，它主要是基於 NAC-UMS 系統再加上外加屏蔽的設計，其示意圖如原能會物管局之簡報資料所示(圖 6.3-2)。

為配合發展適用核二廠的護箱表面劑量分析技術，我們先不考慮護箱的混凝土外加屏蔽。本計畫關於用過核子燃料乾式貯存護箱表面劑量分析測試案例的建立與驗證規劃說明如下：針對單一護箱的部分，由於每個程式組的計算幾何模型描述方式都不一樣，因此必須分別使用 SCALE5.1/SAS4、TORT/MCNP、與 SCALE6.0/MAVRIC 等三種程式的幾何輸入重新建立貯存護箱的計算模型。以標準 NAC-UMS 護箱系統為例，如圖 6.3-3 所示，該案例中我們詳細模擬了貯存護箱內大部分重要的屏蔽結構，包括燃料密封鋼桶、碳鋼內襯、混凝土護箱、底部支撐結構、上部中子屏蔽與頂蓋、空氣進出口構造與內部氣冷通道。或許有人會質疑為什麼要模擬這些細節呢？因為根據之前的研究結果發現，當護箱的輻射屏蔽性能加強之後，最後這些管道細節可能會主導整個護箱表面劑量率與環境劑量的結果。完成計算模型建立之後，利用三種程式的分析技術，分別詳細計算護箱側邊與頂部的表面劑量率分布，計算結果與比較討論如下說明。

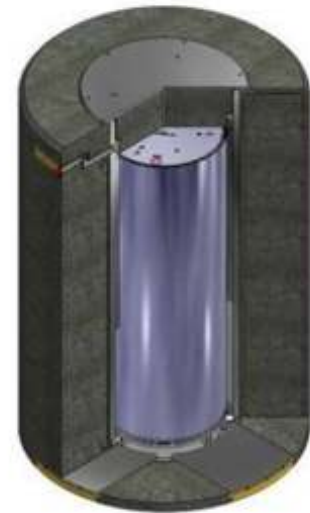
針對核一廠案例的護箱系統設計，我們分別使用 SCALE5.1/SAS4、TORT-coupled MCNP、與 MAVRIC 等三種計算方法計算用過燃料貯存護箱頂部和側邊的表面劑量率分布，計算經驗整理如下圖 6.3-4 與表 6.3-1 整理所示。在貯存護箱側面之表面劑量率，整體而言，MAVRIC 程式跟 MCNP 程式之計算結果相當吻合，而 SAS4 程式則略為高估。但是在護箱頂部之表面劑量率，在密封鋼桶範圍內，MAVRIC 程式之計算結果比 SAS4 和 MCNP 約高兩倍，此部分的誤差已經找出，主要是鐵多能群中子截面的問題，若是選用 continuous-energy 或是 fine-group 截面則可大幅改進二者的誤差，值得未來進行平行驗證時特別注意。至於不同方法的計算效率的比較，表一總結貯存護箱表面的平均總劑量率，同時列出 FOM (Figure of Merit) 值用來表示各自計算之效率。整體而言，三個程式的計算效率都不錯，應該可以應付核二廠用過核燃料乾式貯存設施的屏蔽計算驗證，我們將主要選擇 MAVRIC 計算序列，因為它最大的好處是它將最困難的變異數降低技術做自動化處理，提供相當可觀的蒙地卡羅計算加速效果，大幅降低使用者運用此一先進技術的門檻，同時具備使用者友善的幾何描述能力，可以直接擴充至廠界劑量的分析。



密封鋼筒
(含燃料提籃)



傳送護箱



混凝土護箱

圖 6.3-1：核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱系統的可能選項(NAC-MAGNASTOR)。



密封鋼筒

直徑 1.70 公尺
高 4.84 公尺
重 16.65 噸



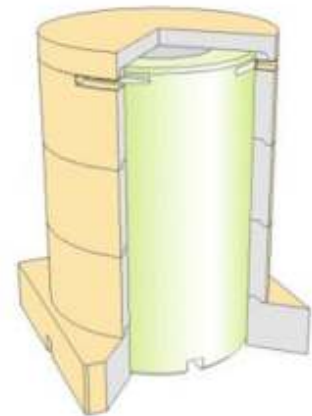
傳送護箱

外徑 2.12 公尺
內徑 1.72 公尺
高 5.13 公尺
重 46.18 噸



混凝土護箱

外徑 3.45 公尺
內徑 1.89 公尺
高 5.70 公尺
重 112.73 噸



外加屏蔽

底座 4.5 x 4.5 公尺
直徑 4.20 公尺
壁厚 0.35 公尺
高 6.03 公尺
重 81.20 噸

圖 6.3-2：核一廠用過核子燃料乾式貯存護箱系統(INER-HPS)。

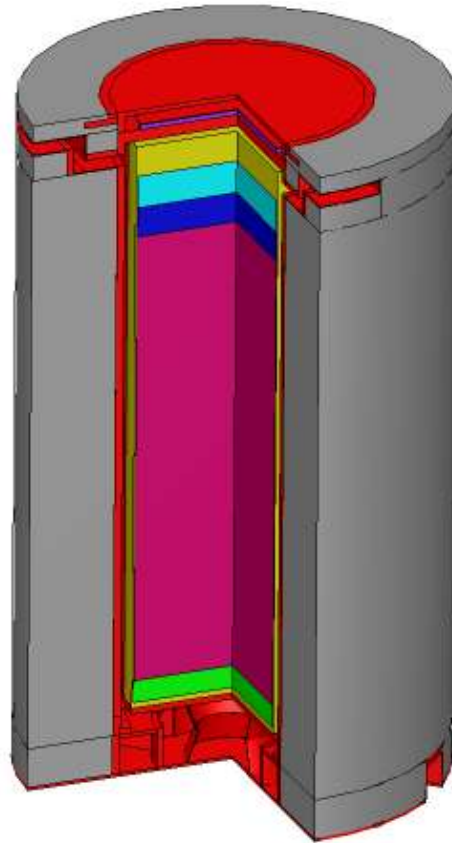
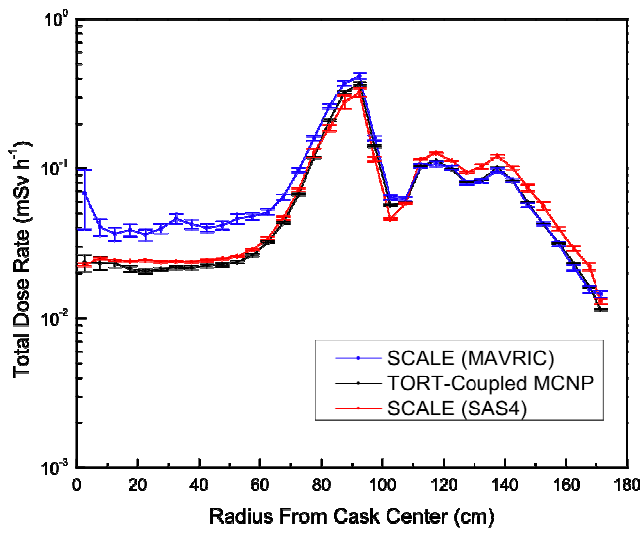
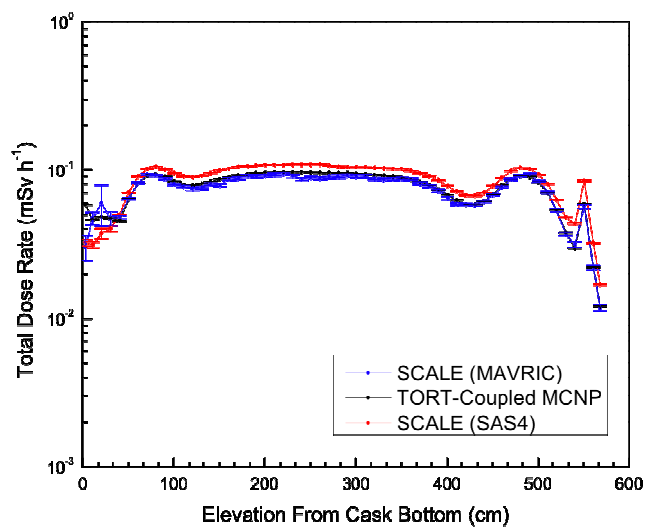


圖 6.3-3：標準 NAC-UMS 貯存混凝土護箱的計算模型。



(a)



(b)

圖 6.3-4：標準 NAC-UMS 貯存混凝土護箱表面總劑量率分佈的比較，(a)貯存桶頂部；(b)貯存桶側邊。

表 6.3-1：標準 NAC-UMS 貯存混凝土護箱頂部和側邊表面之平均總劑量率。

Unit: mSv/h	SCALE6 (MAVRIC)	TORT-coupled MCNP	SCALE5.1 (SAS4)
H (top)	8.17E-2	5.51E-2	5.66E-2
Error (%)	1.54	0.86	3.21
FOM	1.32	1.9	0.1
H (side)	8.02E-2	8.54E-2	9.72E-2
Error (%)	0.33	0.10	0.11
FOM	28.1	144.3	720.7

6.4 用過核子燃料乾式貯存設施廠界劑量分析技術

如前截所述，目前我們尚未有核二廠用過核子燃料乾式貯存設施的現場護箱安排規劃，因而導致本計劃無法建立廠界劑量分析的幾何模型。經過類似評估，我們同樣決定以核一廠案例作為標的進行先期的廠界輻射劑量分析研究，以發展適當可用的技術。經過單一護箱案例的比較驗證之後，我們選取其中最佳的技術方案，擴展單一護箱的計算模型到涵蓋整個貯存設施，評估設施運轉對環境與廠界劑量的影響範圍，若有需要則進一步評估改善方案，作為未來核二廠用過核子燃料乾式貯存設施輻射安全審查的參考之一。

本計畫關於用過核子燃料乾式貯存設施廠界劑量分析測試案例的建立與驗證規劃說明如下：針對整個乾式貯存設施的部分，以 SCALE6.0/MAVRIC 為主要分析技術基礎，使用 SCALE6.0 程式集中的 SGGP (SCALE General Geometry Package) 套件建立了單一貯存護箱的計算模型之後，根據設施的布置規畫，我們可以利用 SGGP 晶格幾何複製的功能，快速建立整個乾式貯存設施的計算模型。以模擬核一廠用過核燃料乾式貯存設施為例，如圖 6.4-1 所示，假設該貯存場裝載 30 個標準的 NAC-UMS 貯存護箱，我們可以接續執行輻射屏蔽與劑量分析。透過此案例來研究計算方法與參數調整的最佳化，我們可以有效地評估各種輻射改善方案，例如考慮護箱外加混凝土屏蔽 (INER-HPS 系統) 的效果，如圖 6.4-2 所示。整個乾式貯存設施的計算模型建立只是重要的第一步，之後如何執行輻射遷移計算才是輻射屏蔽與劑量分析的關鍵，原因是整個計算的困難度與規模非比尋常，其中包含複雜的幾何規模與混雜各種輻射遷移現象等問題。如何在合理的計算資源與時間內完成此一複雜的計算是本研究的重點，以核一廠用過核燃料乾式貯存設施為例的技術開發分析，廠界劑量的計算結果與比較討論詳見如下說明。

關於整個乾式貯存設施的屏蔽設計與劑量分析，以模擬核一廠用過核燃料乾式貯存設施為例，我們考慮二種模型對應不同的屏蔽設計：

- **模型 A**：如圖 6.4-1 所示，假設該貯存場裝載 30 個標準的 NAC-UMS 貯存護箱；
- **模型 B**：如圖 6.4-2 所示，假設該貯存場裝載裝載 30 個屏蔽加強的 INER-HPS 貯存護箱的情況；

針對最近廠界位置的年累積劑量，SCALE6.0/MAVRIC 的計算結果整理如表 6.4-1 與表 6.4-2 所示，分別對應 AB 二種屏蔽模型。模型 A 的年劑量預估為 1.1 mSv，三種輻射源包括燃料中子、燃料加馬、與活化材料加馬的劑量貢獻分別是 24%、37%、與 39%，輻射劑量結果明顯不符合台電公司承諾的廠界劑量限值，因此標準型的 NAC-UMS 貯存護箱不可直接使用於此貯存場。台電公司為改善降低核一廠用過核燃料乾式貯存設施的廠界位置，基於 NAC-UMS 貯存護箱的設計，委請核能研究所設計開發 INER-HPS 貯存護箱系統。一如預期，模型 B 的加強屏蔽(30~35 公分混凝土)可大幅降低貯存護箱的表面劑量，此時最近廠界位置的年劑量應可降為 0.05 mSv，剛好符合設計目標，此結果經本計算平行獨立驗證無誤。

不論是核一廠已審查通過的乾式貯存設施，或是核二廠規劃中的乾式貯存設施，它們的輻射屏蔽與劑量分析都非常的複雜與計算困難。考量相關資料的取得問題，雖然本節選擇案例的計算模型建立是以核一廠用過核子燃料乾式貯存設施為例，這是一個先期

準備研究，充分吸收與持續改進之前的經驗是非常重要的。核一廠用過核子燃料乾式貯存設施整個計算模型是一個完整 Full Scale 的屏蔽計算，直接了當的模擬了整個待求解的問題，當然這是一個極端困難的計算問題，它同時混雜了深穿透計算（deep penetration）、輻射滲流（radiation streaming）與天空散射（skyshine）等傳統困難的輻射遷移計算。此計算模型直接從輻射源項模擬起，一直追蹤到百公尺外的廠界環境輻射劑量，模型直覺易懂，少有不必要的假設造成爭議或引入誤差，本研究發展有效方法在合理可接受的計算資源與計算時間內完成此一困難的計算，將對未來國內相關類似的輻射屏蔽設計與安全評估會有重大的助益，特別是規劃中的核二廠的用過核子燃料乾式貯存設施的輻射屏蔽平行驗證計算。

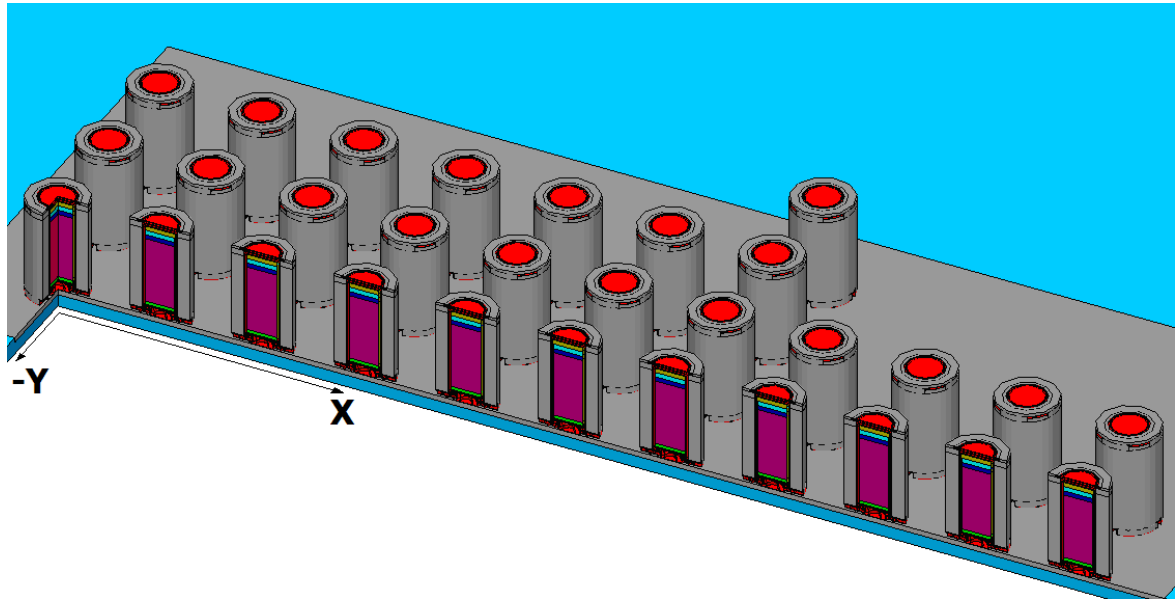


圖 6.4-1：核一廠用過核燃料乾式貯存設施的計算模型（裝載 30 個標準 NAC-UMS 貯存護箱的情況）。

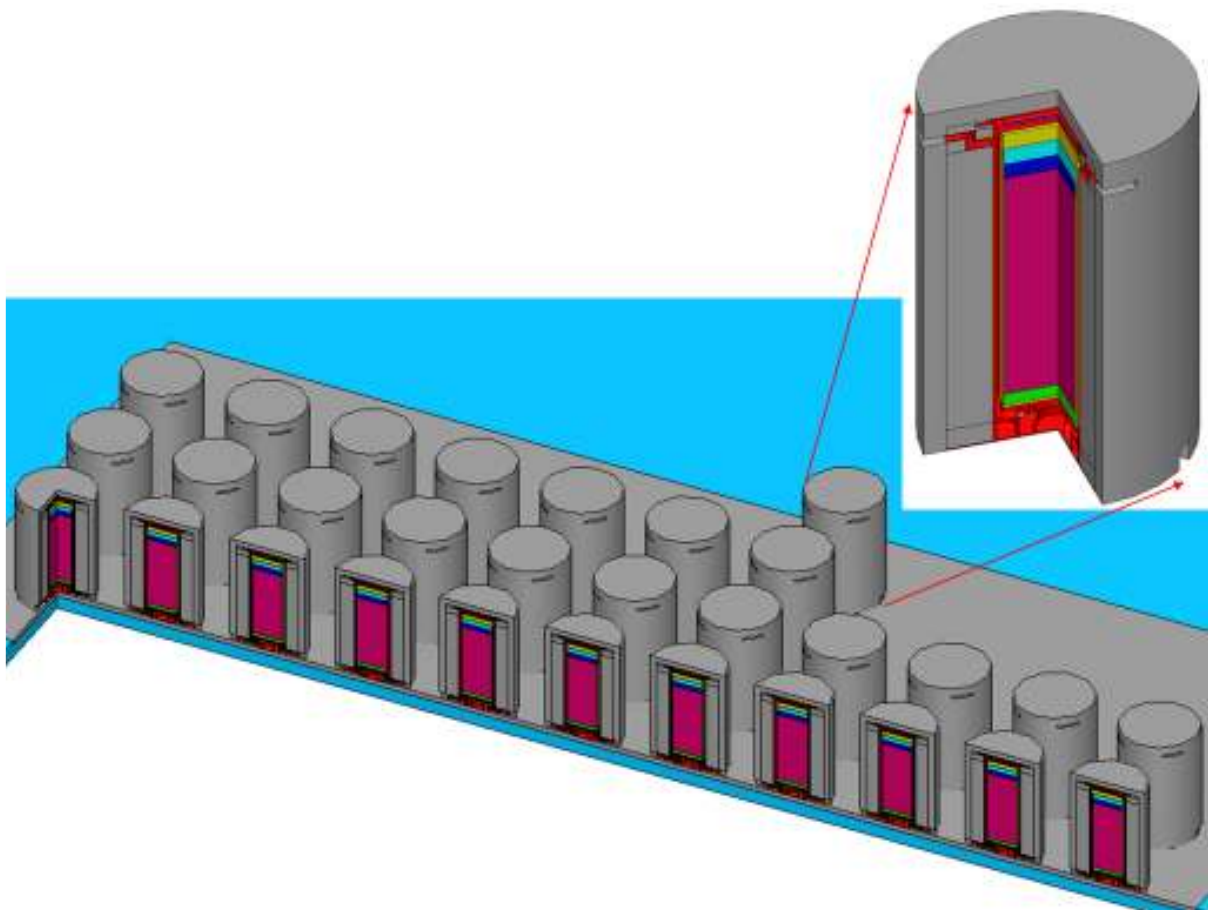


圖 6.4-2：核一廠用過核燃料乾式貯存設施的計算模型（裝載 30 個屏蔽加強的 INER-HPS 貯存護箱的情況）。

表 6.4-1：核一廠用過核燃料乾式貯存設施(模型 A)最近廠界位置的年累積劑量。

Dose (mSv/y)	Case 0	Contribution
Fuel Neutron	0.267 ± 1.96%	24.3%
Fuel Gamma	0.404 ± 7.07%	36.8%
Hardware Gamma	0.427 ± 7.43%	38.9%
Total	1.10 ± 3.9%	

表 6.4-2：核一廠用過核燃料乾式貯存設施(模型 B)最近廠界位置的年累積劑量。

Dose (mSv/y)	Case 1	Contribution
Fuel Neutron	0.016 ± 4.02%	29.6%
Fuel Gamma	0.003 ± 12.6%	6.00%
Hardware Gamma	0.035 ± 11.8%	64.4%
Total	0.05 ± 7.8%	

6.5 用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告輻射屏蔽審查要點

6.5.1 輻射屏蔽的初步觀察

未來針對核二廠用過核子燃料乾式貯存設施的輻射屏蔽審查部分，由初步的資料看來挑戰不少。例如，相對於核一廠的案例，我們觀察到本次每一護箱設計所容納的用過核子燃料數量增加了，將直接導致輻射源項強度明顯增加。另一方面，本次案例貯存設施到廠界的距離並未明顯拉遠，造成原廠標準護箱的設計同樣無法達到嚴格的廠界劑量標準，因此必須修改護箱的屏蔽設計。核一廠用過核子燃料乾式貯存護箱採外加局部屏蔽，本次核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱則規畫採取內建屏蔽加強方案，預計將使貯存護箱的幾何模型變得更複雜。不論是輻射源項增加的問題，還是貯存護箱幾何模型複雜的問題，它們都可能直接或間接造成輻射屏蔽計算與劑量評估的困難與不確定性，因此審查單位必要事先加強問題分析與研究，以便提早準備與因應。

6.5.2 輻射屏蔽審查重點與驗證技術的準備

關於核二廠用過核子燃料乾式貯存設施的輻射屏蔽審查，我們認為的審查重點方向與驗證能力的準備在於：

1. 用過核子燃料乾式貯存護箱系統的射源分析：本研究進行文獻回顧整理、建立並測試三套可行之燃耗計算技術：SCALE5.1/SAS2H、SCALE6.0/TRITON、MCNPX Burnup，適合於用過核子燃料乾式貯存護箱系統的射源項分析。為了進行射源項分析的方法測試與驗證，我們從文獻中與安全分析報告中選擇二個案例，分別是有實驗數據的 JPDR 燃耗計算與 NAC MAGNASTOR 09b 案例的射源項計算，其中 MAGNASTOR_09b 案例對於未來核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱之射源分析有很大的參考價值。三種技術的測試結果與相關討論詳見 6.1.4 與 6.1.5 兩節說明。
2. 用過核子燃料乾式貯存護箱系統與設施的輻射屏蔽分析：本研究進行文獻回顧整理、同樣選擇並建立三套可行之屏蔽分析技術：SCALE5.1/SAS4、TORT/MCNP、SCALE6.0/MAVRIC，它們可適用於用過核子燃料乾式貯存護箱或設施的輻射安全分析。考慮可取得資料的完整，我們選擇核一廠的實際案例作為分析標的，先以單一護箱作為三種計算方法的比較基準，評估最佳的輻射遷移計算工具；其次，延伸單一護箱至整個貯存設施的輻射屏蔽與劑量分析，用於確認設施的輻射安全設計與目標。
3. 用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告輻射屏蔽審查要點：本研究已詳細審閱 NAC MAGNASTOR 的安全分析報告與 NRC 的安全評估報告，輻射屏蔽相關的審查重點與關切議題有：(1)為配合國內輻射防護目標而變更設計的部分，應如何評估與驗證？；(2)核二廠乾貯設施的廠界距離約只有 100 公尺，應加強說明護箱系統的屏蔽改善措施；(3)根據核一案例的分析經驗，對於短距離廠界的劑量評估，護箱系統的輻射滲流(Radiation Streaming)可能相當關鍵；(4)另外報告中 Skyshine 計算的驗證亦應加強說明以增加說服力；(5)報告中 Skyshine 經驗公式的點射源模型是否適用於核二廠乾貯設施只有 100 公尺近的廠界距離？其計算模式可靠與否值得重視？(6) NAC MAGNASTOR 的安全分析報告中有多張工程繪圖因其它因素被抽掉，因此本研究無法進行實際的案例分析；(7)報告中屏蔽計算提到 MCNP calculation using automated biasing technique based on weight window adjustments in mesh cells，未說明清楚或驗證。

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，國內核一廠的用過核子燃料乾式貯存設施已通過審查，目前正在興建中，完成之後對於紓解核一廠用過核子燃料儲存池有很大的幫助；台電公司也即將提送核二廠用過核子燃料乾式貯存設施的建造執照申請案，原子能委員會放射性物料管理局也開始為後續的安全審查進行準備。用過核子燃料乾式貯存的安全審查包含許多面向，其中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。本計畫之目的為提供原能會物管局針對台電核二廠之用過核子燃料乾式貯存設施輻射屏蔽審查所需之技術支援，在目前先期準備與技術研究階段，雖然尚不完全了解實際的申請案內容，基於核一廠的經驗，我們先針對預計採用的 NAC MAGNASTOR 標準型護箱為假想目標，參考其安全分析報告內容並進行完整的文獻收集，深入研究用過核子燃料乾式貯存設施輻射安全相關細節，建立未來射源項與屏蔽平行驗證所需之技術，探討未來安全審查可能遇到的問題與準備方案。用過核子燃料乾式貯存將是未來國內核能發展走向很重要的一環節，相關輻射屏蔽與劑量分析議題扮演其中關鍵角色之一，建立自主審查與驗證能力相當重要，值得持續探討與深入研究。

8. 參考文獻

1. U. S. Nuclear Regulatory Commission, "Standard Review Plan for Dry Cask Storage Systems," NUREG - 1536, January, 1997.
2. U. S. Nuclear Regulatory Commission, "Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities," NUREG - 1567, March, 2000.
3. NAC International, Inc., "Final Safety Analysis Report for the UMS Universal Storage System," Docket No. 72-1015, Revision 3, March, 2004.
4. NAC International, Inc., "MAGNASTOR (Modular Advanced Generation Nuclear All-purpose STORAGE) Safety Analysis Report," Docket No. 72-1031, Revision 0, August, 2004.
5. NAC International, Inc., "Response to the US NRC Request for Additional Information (May 23, 2005) MAGNASTOR System (TAC. No. L23764, Docket No. 72-1031), September, 2005.
6. SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, Vols. I-III, NUREG/CR-0200, Rev. 4 (ORNL/NUREG/CSD-2/R4), April 1995. Available from Radiation Shielding Information Center at Oak Ridge National Laboratory as CCC-545.
7. SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, Vols. I-III, NUREG/CR-0200, Rev. 5 (ORNL/NUREG/CSD-2/R5), March 1997. Available from Radiation Shielding Information Center at Oak Ridge National Laboratory as CCC-545.
8. SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, Vols. I-III, NUREG/CR-0200, Rev. 6 (ORNL/NUREG/CSD-2/R6), May 2000. Available from Radiation Shielding Information Center at Oak Ridge National Laboratory as CCC-545.
9. X-5 Monte Carlo Team, MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, Vols. I-III, Los Alamos National Laboratory report LA-UR-03-1987/LA-CP-03-0245/LA-CP-03-0284, April 2003.
10. D. B. Pelowitz (Ed.), MCNPX User's Manual, Version 2.6.0, LA-CP-07-1473, April 2008.
11. O. W. Hermann, S. M. Bowman, M. C. Brady, C. V. Parks, "Validation of SCALE System for PWR Spent Fuel Isotopic Composition Analyses," ORNL/TM-12667, 1995.
12. O. W. Hermann, M. D. DeHart, "Validation of SCALE (SAS2H) Isotopic Predictions for BWR Spent Fuel," ORNL/TM-13315, 1998.
13. A. Haghghat, J. C. Wagner, "Monte Carlo Variance Reduction with Deterministic Importance Functions," Progr. Nucl. Energy, 42, 25-53 (2003).
14. J. C. Wagner, A. Haghghat, "Automated Variance Reduction of Monte Carlo Shielding Calculations using the Discrete Ordinates Adjoint Function,"

- Nucl. Sci. Eng. 128, 186-208 (1998).
15. W. A. Rhoades, D. B. Simpson, "The TORT Three-Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code," Oak Ridge National Laboratory, ORNL/TM-13221 (1997).
 16. J. F. Briesmeister, Ed., "MCNP - A General Purpose Monte Carlo N-particle Transport Code, version 4C," Los Alamos National Laboratory, LA-13709-M (2000).
 17. R. J. Sheu*, R. D. Sheu, S. H. Jiang, C. H. Kao, "Adjoint Acceleration of Monte Carlo Simulations using TORT/MCNP Coupling Approach : A Case Study on the Shielding Improvement for the Cyclotron Room of the Buddhist Tzu Chi General Hospital," Radiat. Prot. Dosim., 113, 140-151 (2005).
 18. 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).
 19. 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).
 20. 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 (accepted for publication, 2010/07/22).
 21. 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 (accepted for publication, 2010/07/19).
 22. Y. F. Chen, Theoretical Investigation of Minor Actinides Reduction in Fully Closed Fuel Cycle, National Tsing Hua University, Master Thesis, 2006.
 23. Y. F. Chen, Determination of Plutonium Content in TRR Spent Fuel by Nondestructive Neutron Counting, National Tsing Hua University, Ph.D. Dissertation, 2011.
 24. 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。
 25. MAGNASTOR 護箱安全分析報告(網路版)
 26. NAC 回應 NRC 審查 MAGNASTOR 護箱之資訊(網路版)
 27. MAGNASTOR 護箱 安全審查報告(網路版)
 28. MAGNASTOR 護箱 符合證書與技術規範(網路版)
 29. 邱賜聰 局長(行政院原子能委員會放射性物料管理局)，放射性物料安全管理-兼談核電廠除役管制，100 年 11 月 9 日，國立清華大學。