

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
輻射屏蔽安全驗證研究

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：101FCMA003
報告日期：中華民國 101 年 12 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 核二乾貯用過核子燃料射源資料整理與分析.....	9
6.1.1 SAS2H/ORIGEN-S 程式簡介.....	9
6.1.2 射源項資料的整理與分析.....	12
6.2 核二乾貯護箱系統輻射屏蔽安全評估模式.....	15
6.2.1 核二乾貯屏蔽分析模式(MCNP 與 NAC-CASC).....	15
6.2.2 SCALE6.1/MAVRIC 程式簡介.....	18
6.3 核二乾貯護箱表面劑量分析及設施廠界劑量分析之驗證.....	20
6.3.1 貯存護箱表面劑量分析與驗證.....	20
6.3.2 設施廠界劑量分析與驗證.....	24
6.4 核二乾貯設施輻射屏蔽審查要點.....	27
7. 結論.....	29
8. 參考文獻.....	31

1. 中文摘要

本計畫之目的在於評估核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱系統輻射屏蔽相關的計算與分析，確認其結果之合理性。用過核子燃料乾式貯存護箱系統輻射屏蔽的設計主要包括兩部分：一是用過核子燃料射源項的估計、二是貯存護箱與場界輻射劑量的分析。本計畫將詳細審閱核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱系統安全分析報告中的輻射屏蔽相關章節，深入探討相關問題並建立適當的屏蔽分析技術，預計可達到下列目標：(1) 評估核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱系統的射源分析；(2) 分析核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱的表面劑量；(3) 分析核二廠用過核子燃料乾式貯存設施的廠界劑量；(4) 選擇性驗證安全分析報告中重要的輻射屏蔽分析結果；(5) 提供主管機關輻射屏蔽安全審查的技術支援。

2. 英文摘要

The purpose of this project is to evaluate and verify the radiation shielding calculations in the safety analysis report of the spent nuclear fuel dry storage system at Kuosheng nuclear power plant. The shielding design of a dry storage system mainly consists of two parts, namely, the source term evaluation of spent nuclear fuels and the dose analyses for a single storage cask and the whole facility. Focusing on chapters related to radiation shielding in the safety analysis report, we are going to evaluate the assumptions and methods used in shielding design and to establish necessary technologies to verify some important calculations. We are expected to achieve the following goals: (1) to evaluate the source terms of the design basis fuel; (2) to analyze the surface dose rates for a single storage cask; (3) to estimate possible dose rates at site boundaries; (4) to selectively verify the important results in the safety analysis report; (5) to identify key issues in radiation shielding and give a preliminary safety evaluation report for the upcoming review process.

3. 計畫目的

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。台電公司於 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。在安全審查部分，台電公司於 101 年 2 月完成「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」並正式向主管機關提出核二廠用過核子燃料乾式貯存設施建造執照申請案，其中乾式貯存護箱系統之輻射屏蔽安全評估為設施安全的重要關鍵議題之一。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安全驗證研究」委託研究計畫案，以驗證台電公司針對核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱系統之輻射屏蔽安全設計，確保用過核子燃料之貯存安全。

4. 計畫緣起

針對核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱系統之輻射屏蔽設計，為強化用過核子燃料之貯存安全，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安全驗證研究」委託研究計畫案。本研究計畫內容依放射性物料管理局的規劃提出，將蒐集與整理核二廠用過核子燃料乾式貯存計畫將要貯存的用過核子燃料資訊，並進行核二廠用過核子燃料乾式貯存設施射源分析，建立核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱系統輻射屏蔽的評估模式，就核二廠場址的現地條件，進行核二廠用過核子燃料乾式貯存設施廠界劑量分析，並比對台電公司的分析結果，提出核二廠乾式貯存系統之屏蔽分析審查關鍵議題，計畫執行期間並提供本局關於核二廠乾式貯存護箱系統輻射屏蔽議題的專業技術諮詢，提昇核二廠乾式貯存護箱系統輻射屏蔽安全分析審查品質。

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分析已累積相當的經驗與技術能力，累積成果已發表下列相關 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, 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, (accepted for publication, 2012/06/05).

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。除了發展自主的方法與程式 TORT-coupled MCNP 之外，我們亦相當注意國際上該領域的進展，論文(3)則是進一步引進目前公認最先進的屏蔽分析程式 MAVRIC，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可與國際水準同步。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 Full-Scale 廠界環境劑量的直接模擬，這種計算所牽涉的龐大計算量在以前是極端困難的，因為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，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。

未來針對核二廠用過核子燃料乾式貯存設施的輻射屏蔽驗證與審查部分，參考先期資料 NAC MAGNASTOR 護箱安全分析報告，輻射屏蔽設計所面臨的問題與挑戰不少。例如，相對於核一廠的案例規格，我們觀察到本次案例每一護箱設計所容納的用過核子燃料數量增加了(核一：56 束；核二：87 束)，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國內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，增加分析結果的不確定性。因此有必要加強問題分析與技術研究，希望能透過有系統的評估核二廠乾貯設施相關的計算與分析，以協助確認其結果之合理性。

5. 執行方法與及進行步驟

依研究的議題與輻射屏蔽分析的邏輯，本計畫擬採取下列方法與步驟：

1. 研讀核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱系統安全分析報告的輻射屏蔽相關章節。
2. 分析各種用過核子燃料乾式貯存設施射源項分析技術(SAS2H, TRIRON, MCNPX,...)與輻射屏蔽分析技術(SAS4, TORT/MCNP, MAVRIC, ...)的優點與缺點。
3. 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。
4. 參考報告書內的設計基準燃料規格，建立核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱系統的射源項。
5. 分析與比較核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱的表面劑量。
6. 分析與比較核二廠用過核子燃料乾式貯存設施的廠界劑量。
7. 整理輻射屏蔽安全審查相關的關鍵議題。

重要參考文獻：

- 核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告(101年2月)
- NAC 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)
- NAC MAGNASTOR 護箱 安全審查報告(網路版)
- NAC 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安全驗證研究」，依計畫書的規劃預定完成的工作項目有：

1. 完成核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱系統射源資料整理與分析。
2. 完成核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱輻射屏蔽安全評估模式。
3. 進行核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱表面劑量分析及設施廠界劑量分析，並與台電公司的分析結果進行比對。
4. 提供核二廠乾式貯存系統之輻射屏蔽審查關鍵議題。
5. 撰寫研究計畫成果報告。

至於預期的成果及貢獻，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建計畫的安全審查，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，如何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安全驗證研究」的研究計畫。依照上述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，應可協助主管機關對於核二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。

以下章節我們將針對上述項目一一詳細說明其目前進度與初步成果：

6.1 核二乾貯用過核子燃料射源資料整理與分析

用過核子燃料射源分析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。燃耗計算在爐心中子物理領域是相對困難的問題，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組成在爐心的變化與其對作用截面處理的影響。根據「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」的內容顯示，它所採取的計算程式為 SCALE 程式集中的 SAS2H/ORIGEN-S 程式，以下先簡介其程式功能與特性，接者利用一個射源項案例進行基本的測試與驗證。

6.1.1 SAS2H/ORIGEN-S 程式簡介

核二乾式貯存系統屏蔽分析中的輻射源項評估採用 SCALE 程式集中的 SAS2H/ORIGEN-S，其程式版本為 4.4，使用 ENDF/B-V 核截面資料庫。SAS2H/ORIGEN-S 利用二階段 XSDRNPM 一維的計算來近似二維燃料束晶格模型，使用 ORIGEN-S 進行燃料的燃耗計算與輻射源項估計。SAS2H/ORIGEN-S 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。由於 SCALE4.4 版已經過於老舊無法取得，以下的介紹我們利用 SCALE5.1 版的內容來說明，SAS2H/ORIGEN-S 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)在核管會(NRC)與能源部(DOE)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，SAS2H/ORIGEN-S 就是其中一個知名的控制模組，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。

如圖 6.1.1-1 所示，典型 SAS2H/ORIGEN-S 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中子截面庫；(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，也可以同時要求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 採取兩階段的一維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

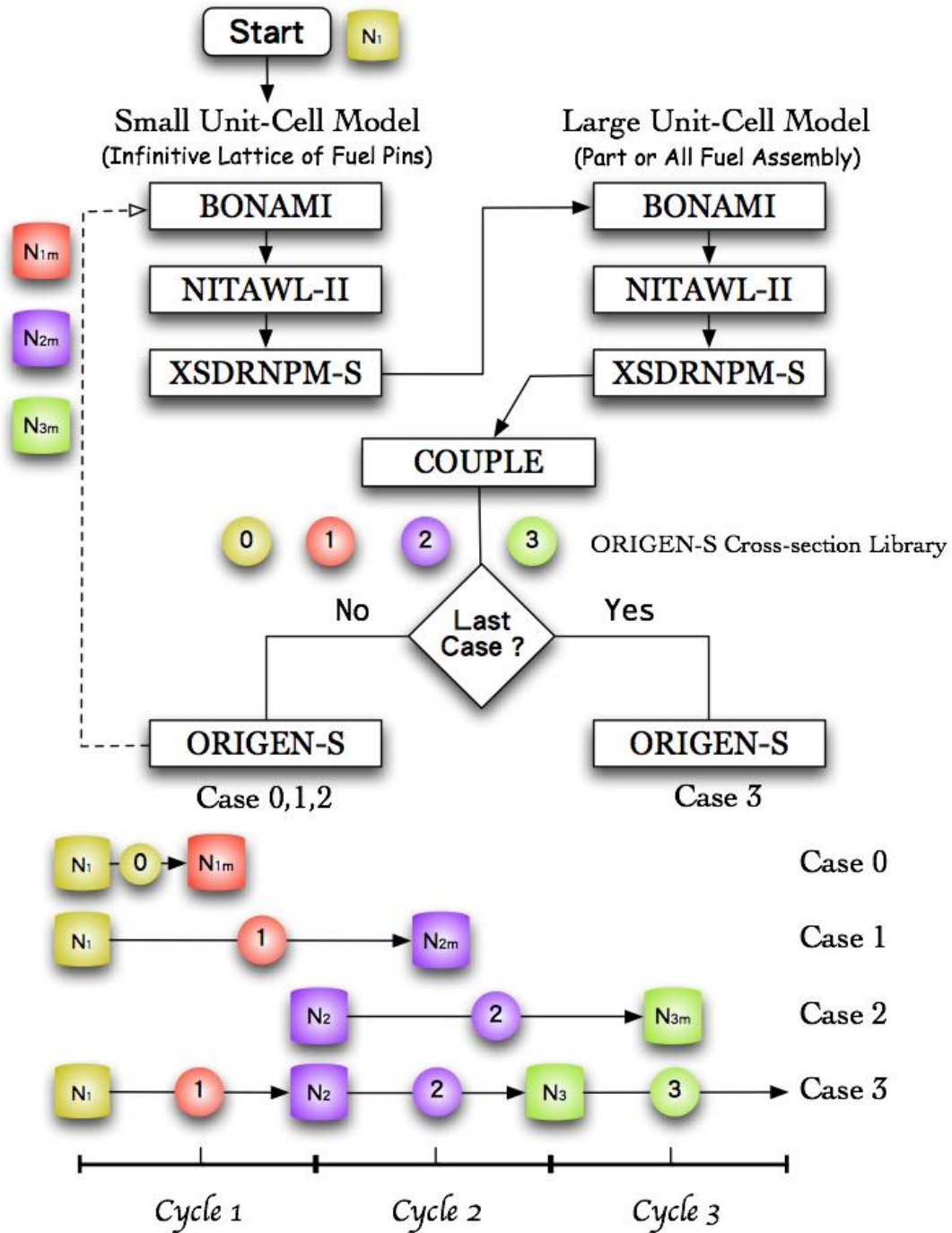


圖 6.1.1-1：典型 SAS2H/ORIGEN-S 分析程序的計算流程。

6.1.2 射源項資料的整理與分析

台電公司的核二乾式貯存系統為 NAC 因應場址之特殊需求，變更 MAGNASTOR 系統之設計而得，其密封鋼筒可裝載 87 束核二廠 BWR 用過核子燃料束，最大熱負載限制為每一護箱不高於 14.6 kW。本次核二廠待運貯之用過核子燃料包含 GE 8×8-2 與 ANF 8×8-2 兩種。影響用過核子燃料輻射源項強度的主要關鍵因素包含燃料束型態、燃料束鈾重、初始濃縮、燃料燃耗度、冷卻時間、以及其它結構物的重量與材質，為了獲得較保守之輻射源做為後續屏蔽分析的基礎，安全分析報告中以一套可保守涵蓋核二廠待運貯之燃料束的假想設計基準條件作為射源項的分析標的，該設計基準燃料束之各項參數與真正 GE 8×8-2 或 ANF 8×8-2 燃料束參數之比較如表 6.1.2-1 所示。至於核二乾式貯存待運貯之用過核子燃料束，如表 6.1.2-2 所示，依其 U-235 平均初始濃縮可歸納為五種類，各類 U-235 平均初始鈾濃縮度之燃料束其最大燃料平均燃耗度亦列於表中。

表 6.1.2-1 核二乾貯 BWR 設計基準燃料束與待運貯用過核子燃料束參數之比較

燃料束	核二乾貯 設計基準燃料	GE 8×8-2	ANF 8×8-2
最大鈾重 (MTU)	0.1830	0.1830	0.1758
燃料棒數目	62	62	62
水棒數目	2	2	2
下隔板區 不銹鋼重量 (kg)	4.700	4.670	4.023
有效燃料區 不銹鋼重量 (kg)	0.330	0.330	0.224
充氣區 不銹鋼重量 (kg)	2.200	N/A	2.170
上隔板區 不銹鋼重量 (kg)	2.100	2.098	1.488

表 6.1.2-2 核二乾貯待運貯之用過核子燃料束分類

用過核子燃料束	²³⁵ U 平均初始鈾濃縮度 (wt%)	最大燃料平均燃耗度 (GWD/MTU)
GE 8×8-2	0.71	4.9052
GE 8×8-2	1.76	15.1732
GE 8×8-2	2.19	28.1502
GE 8×8-2	2.84	32.9005
ANF 8×8-2	3.15	34.6712

關於「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」中的射源項分析方法，本次最特別之處在於 BWR 設計基準燃料束的定義，相對於建立一組特定的燃料燃耗度、冷

卻時間、U-235 平均初始鈾濃縮度等參數之設計基準燃料束進行射源項計算，該分析報告依據表 6.1.2-2 所示之 U-235 初始鈾濃縮度與燃耗度建立五種用過核子燃料參數組合（非單一種設計基準燃料束）以進行輻射源項之評估，最後再選取各組合中最保守之劑量計算值作為屏蔽分析結果。BWR 射源項的計算結果包括：燃料所產生的熱負載、燃料所產生的中子射源、燃料所產生的加馬射源，以及其它結構物經活化後所產生的加馬射源。其它結構物活化計算假設 BWR 燃料束的其他結構物主要是 SS304 不銹鋼，其中 Co-59 的雜質含量保守採用 1.2 g/kg。表 6.1.2-3 即列出核二乾貯用過核燃料條件組合參數及其計算結果所得各種射源項強度，每束燃料最大衰變熱為第一種組態的 0.168 kW，乘上一個護箱最大容量 87 束，可得每組貯存護箱熱負載 14.6 kW/護箱，符合核二乾式貯存系統設計的熱負載限值。觀察各種射源項強度的大致趨勢，計算結果與我們的靈敏度分析結果相符合，例如：燃耗度相同時，擁有較大 U 重之燃料束可產生較大的各種射源；燃耗度相同時，擁有較高 U-235 初始平均濃縮度的燃料束，可產生較保守的加馬射源，但是擁有較低 U-235 初始濃縮度的燃料束，可產生較保守的中子射源與活化加馬射源；燃耗度相同時，擁有較大功率輸出的燃料束可得到較保守的中子與加馬射源。上述趨勢的比較代表分析報告的結果相當合理；同時，為了進一步驗證其可靠程度，我們也將之與核一乾貯設計基準燃料束的計算結果比較：核一乾貯燃料加馬射源強度為 1.113×10^{15} [$\gamma/s/assy$]、燃料中子射源強度為 1.268×10^8 [$n/s/assy$]、活化加馬射源強度為 4.804×10^{12} [$\gamma/s/kg$]，核一乾貯的射源強度與表 6.1.2-3 二者的射源強度數量級差不多應屬合理。但是，比較結果也顯示核一乾貯的設計基準燃料束條件明顯更保守，另外，我們發現表 6.1.2-3 的其它結構物加馬射源的單位可能有誤，可能應該是 [$\gamma/s/kg$] 而非 [$\gamma/s/assy$]，這點還需台電公司澄清。

表 6.1.2-3 核二乾貯用過核燃料條件組合參數及其對應的射源項

燃料條件組合	1	2	3	4	5
燃料平均燃耗度 (MWD/MTU)	35,000	34,000	29,000	19,000	5,000
²³⁵ U 平均初始鈾濃縮度 (wt%)	3.15	2.84	2.19	1.76	0.71
燃料冷卻時間 (年)	20	20	20	20	20
衰變熱 (kW/assy)	0.1680	0.1631	0.1336	0.0884	0.0231
燃料中子射源 (n/s/assy)	3.20E+07	3.49E+07	2.84E+07	7.01E+06	3.21E+05
燃料加馬射源 ($\gamma/s/assy$)	7.84E+14	7.56E+14	6.39E+14	4.28E+14	1.14E+14
其他結構物加馬射源 ($\gamma/s/assy$)	9.35E+11	9.81E+11	1.01E+12	7.75E+11	3.96E+11

台電公司的核二乾貯系統為改良的 NAC MAGNASTOR 系統，修改的部分主要在混凝土護箱的屏蔽部分，內部密封鋼桶與其中的射源項分析技術完全沒有改變，只是計算參數

改為表 6.1.2-3 的各種條件組合。因此原廠 NAC 的“MAGNASTOR System 安全分析報告”相當有參考價值，特別是它附錄有許多的程式輸入供人檢視，我們從中挑選 BWR label 09b 案例當作 SAS2H/ORIGEN-S 程式輸入檔檢查與驗證的選擇案例，稱之「MAGNASTOR_09b」。MAGNASTOR_09b 的輸入檔架構主要包含四層輸入，先是 SAS2H 的輸入用來執行燃耗計算，再接者三層 ORIGEN-S 的冷卻衰變計算。SAS2H 的輸入項目包括 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。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。其中加馬射線的射源來自由燃料射源區所產生的分裂產物、鈾系元素及其子核加馬射線能譜、以及由輕材質（其他結構物區域）所產生的加馬射線。中子射線的射源則來自鈾系元素的自發分裂以及來自 (α, n) 反應。完整的 MAGNASTOR_09b 輸入檔用來計算每根燃料束之射源項詳見附錄 1，提醒注意，核二乾貯輻射源項評估與 NAC MAGNASTOR 安全分析報告都採用 SCALE4.4 版中的 SAS2H/ORIGEN-S 程式計算，使用 ENDF/B-V 核截面資料庫，由於 SCALE4.4 版已經太過老舊無法取得，我們使用其後續版本 SCALE5.1 的 SAS2H 來計算與驗證 MAGNASTOR_09b 案例。

除了使用 SCALE5.1/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，目的是使用不同的方法與程式來驗證用過核子燃料射源項分析的可靠度，對應的 TRITON 輸入檔列表詳見附錄 2。針對上述案例「MAGNASTOR_09b」，我們比較了 NAC 的傳統計算方法 SAS2H/ORIGEN-S 與最新版本的 SCALE6.0/TRITON 的結果，二者的比較如下表所示。原則上，SCALE6.0/TRITON 的結果應該更為準確，可以當作標準參考值，因為它採用真正二維的模型來模擬 BWR 燃料束的晶格模型，而且使用最新評估的 ENDF/B-VII 核截面資料庫。用過核子燃料產生的燃料中子射源二者(SAS2H/ORIGEN-S vs. SCALE6.0/TRITON)的差異只有 2.5%；對於各種加馬射線輻射源，二者的符合程度更好，大約只有 0.5%以下的差異。計算比較結果顯示，針對用過核子燃料產生之輻射源的分析，不論是使用傳統的 SAS2H 或是最新的 TRITON 程式應該都可以接受。此結論相當關鍵，可以作為核二乾貯輻射源項分析的重要參考，因為很多人可能會質疑 SCALE4.4 版與 ENDF/B-V 核截面資料庫實在太過老舊，因而對其計算結果的可靠度有很大的存疑。本研究的測試，相當程度證明了台電公司核二乾貯安全分析報告所採用之輻射源項分析技術還是可以被合理接受的。

表 6.1.2-1: SCALE5.1/SAS2H 與 SCALE6.0/TRITON 計算 MAGNASTOR_09b 案例產生之輻射源的比較。

BWR-9x9- 2 Water Rods - 45000 MWd/MTU										
MTU per Fuel Assembly		0.1979								
	Fuel Neutron (n/s-assembly)		Fuel Gamma* (g/s-assembly)		Hardware Gamma (g/s-kgSS304)		Actinide (g/s-assembly)		Fission Product (g/s-assembly)	
	5 yr**	10 yr	5 yr	10 yr	5 yr	10 yr	5 yr	10 yr	5 yr	10 yr
SAS2H	1.421E+08	1.179E+08	2.445E+15	1.440E+15	7.324E+12	3.778E+12	1.021E+13	1.255E+13	2.435E+15	1.427E+15
TRITON	1.387E+08	1.150E+08	2.432E+15	1.438E+15	7.328E+12	3.777E+12	1.024E+13	1.262E+13	2.422E+15	1.425E+15
Difference	2.486%	2.534%	0.532%	0.112%	-0.055%	0.026%	-0.294%	-0.591%	0.536%	0.119%
*Fuel Gamma = Actinide + Fission Product										
**Cooling Time										

6.2 核二乾貯護箱系統輻射屏蔽安全評估模式

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，使用的不洽當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，本計畫首先研讀「NAC MAGNASTOR 護箱安全分析報告」與「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」並探討其屏蔽分析模式的基本假設與計算方法，接者介紹本研究採用的屏蔽計算程式 SCALE6.1/MAVRIC，它是目前國際上最新進的屏蔽分析程式之一，6.3 節則實際利用已建立的技術進行核二乾貯護箱表面劑量的分析以及設施廠界劑量的評估。

6.2.1 核二乾貯屏蔽分析模式(MCNP 與 NAC-CASC)

核二乾式貯存設施的貯存護箱表面劑量分析是採用 MCNP 程式計算，設施的廠界劑量分析則採用 NAC-CASC 程式計算。核二乾式貯存系統之混凝土護箱是由 NAC MAGNASTOR 護箱再根據核二廠之需求所變更的設計，最主要的變更項目為增加護箱之屏蔽厚度以有效降低輻射劑量率。混凝土護箱主要由兩個部分組成：不銹鋼材質的密封鋼筒，以及混凝土為主的護箱外殼。密封鋼筒為一簡單幾何的直立圓柱筒，可裝填 87 束 BWR 用過核子燃料束。混凝土護箱主要也是一混凝土材質之直立圓柱筒，內側以碳鋼做內襯，頂端則附有混凝土屏蔽與碳鋼頂蓋。密封鋼筒與混凝土護箱間的空間為空氣通道，混凝土護箱下方與側上方，分別設計有四個空氣進口與空氣出口，以便利用空氣之自然對流帶走用過核子燃料所產生的熱能，降低混凝土護箱的溫度。密封鋼筒內部所填裝的用過核子燃料束，每束燃料依其特性可分為四個區域：上端板區(Upper End Fitting, UEF)、充氣區(Plenum)、含用過核子燃料及格架的有效燃料區(Effective Fuel Region)及下端板區(Lower End Fitting, LEF)。每一區域均由均質化材質所組成，以適當地簡化輻射屏蔽計算的複雜度。圖 6.2.1-1 顯示混凝土護箱間的縱切面幾何模型示意圖，其中混凝土護箱側面徑向屏蔽依序由密封鋼筒殼(厚 1.3 cm)、內襯(厚 10.0 cm)及混凝土外殼(厚 101.5 cm)所組成；軸向混凝土護箱頂部屏蔽則主要由密封鋼筒上蓋(厚 22.9 cm)、頂蓋鋼屏蔽(厚 5.6 cm)，以及頂蓋混凝土屏蔽(厚 66.4 cm)所組成。

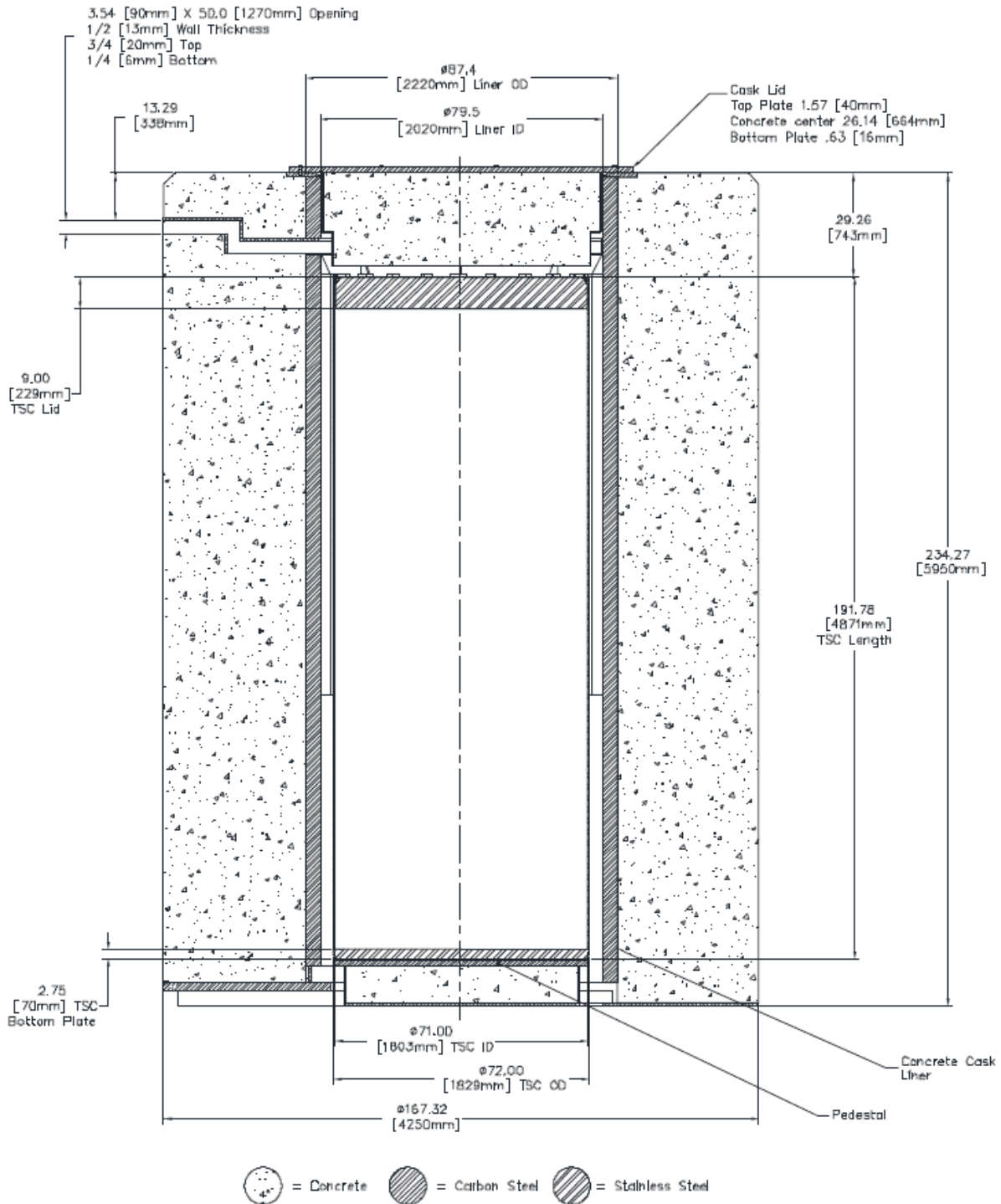


圖 6.2.1-1：核二乾式貯存系統之混凝土護箱幾何模型縱切面示意圖。

核二乾式貯存系統安全分析報告使用 MCNP 程式進行混凝土護箱的輻射劑量計算，其中輻射源項採用前述 6.1 節所述之中子與加馬射源，分為燃料加馬、燃料中子、以及其他結構物區產生之活化加馬等三種射源。各射源項的能譜與強度詳見安全分析報告內容，射源項並已適當考慮燃料束的軸向射源分佈。至於護箱三維幾何模型則如上圖 6.2.1-1 所示，各種材料的材質設定請參考安全分析報告。護箱表面劑量分布的估計由不同距離、不同高度、不同角度分格的圓環面與圓盤面組成。除護箱表面輻射劑量率之外，混凝土護箱空氣進口與空氣出口處的輻射劑量率貢獻亦一併於屏蔽計算中考慮。

MCNP 程式進行遷移計算時記錄有興趣位置的中子與加馬通率，再乘以能量依存的劑量轉換因子可得輻射劑量率，為保守起見，安全分析報告中採用的中子與光子劑量轉換因子取自 ANS/6.1.1-1977 號報告。值得注意，由於 MCNP 程式使用蒙地卡羅方法模擬粒子遷移，對於此深穿透類型的計算，需要耗費大量的電腦資源才能夠得到較為收斂的結果。因此在計算過程中為增進計算效率，降低統計誤差與計算時間，核二乾貯安全分析報告中的 MCNP 屏蔽計算採用 Weight Window 的變異數降低方法。但是，Weight Window Technique 是蒙地卡羅變異數降低方法中較為複雜的一種，而且通常需要搭配使用者的經驗與判斷才能最有效使用，屏蔽分析報告中缺乏相關說明以利審查，還須請台電公司進一步補充說明。

除了計算混凝土護箱表面的輻射劑量率之外，為了瞭解整個核二乾貯設施對周遭環境的影響，安全分析報告內容還需評估廠界的可能輻射劑量率。核二廠之廠界劑量分析使用 NAC 自行發展的 NAC-CASC 程式。NAC-CASC 程式為 SKYSHINE-III 程式的改良版本，可以考慮貯存場的護箱配置以進行輻射劑量分析計算。NAC-CASC 程式的射源項直接取自前述 MCNP 護箱表面劑量計算結果，也就是 MCNP 程式在追蹤輻射粒子由密封鋼桶內的射源到混凝土護箱表面的遷移之時，除了計算護箱表面輻射劑量率之外，MCNP 程式亦將混凝土護箱頂端與側邊表面之中子與加馬粒子資訊（如能量、位置、方向等）加以記錄，作為 NAC-CASC 程式廠界輻射劑量率分析時的射源項之用。核二乾貯計畫用過核子燃料貯存場的配置為如圖 6.2.1-2 所示，排列成為一個 2x13 之陣列，另於陣列短側邊單獨設置一混凝土護箱，共計 27 組混凝土護箱。貯存設施基座長 77.5 m，寬 13.5 m，兩個鄰近護箱中心軸之間的距離為 5.25 m，最近廠界是圖中右上方的舊基金公路，距離貯存設施中心約 150 m。

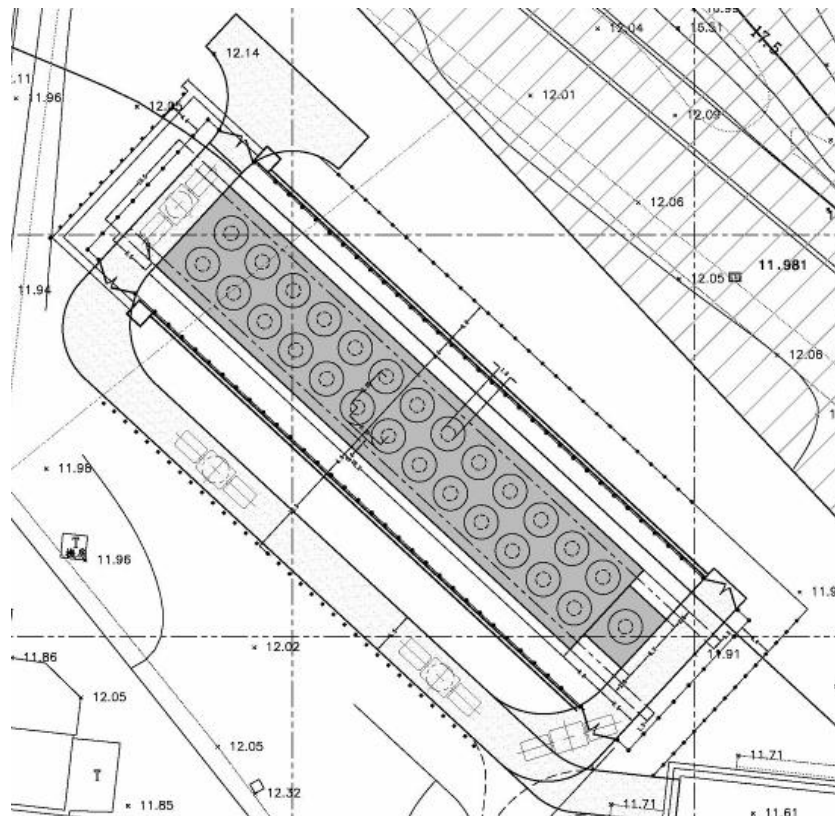


圖 6.2.1-1：核二乾式貯存系統之混凝土護箱幾何模型縱切面示意圖。

核二乾貯設施廠界劑量計算的問題相對較複雜與困難，當混凝土護箱配置不只一排時，後排混凝土護箱對廠界所造成的輻射劑量率應考慮前排護箱的自屏蔽效應。根據安全分析報告內容，NAC-CASC 程式可以模擬貯存場的混凝土護箱配置，並將護箱之間的自屏蔽效加以考慮。為了增進計算效率，NAC-CASC 程式針對貯存場中的單一護箱進行廠界輻射劑量率計算時，會將其他護箱視為黑體(Black body)，此一種重要假設是乎不是必然保守的，還需要台電公司補充說明或仔細驗證其正確性。核二乾貯設施最近廠界（舊基金公路）距離貯存設施中心約 150 m，安全分析報告中以較保守之 107.25 m 進行輻射劑量率評估。廠界偵測點高度選擇為 0.9 m，考慮貯存設施與最近廠界之高度差，部分位於北方之廠界偵測點高度設為 5.5 m。至於護箱表面的射源描述，除中子輻射之外，燃料加馬、其他結構物產生之活化加馬以及護箱屏蔽分析時產生之二次加馬射源皆合併為單一加馬射源項。針對核二廠各種燃料參數條件組合所得之射源項，安全分析報告以 NAC-CASC 程式評估 27 組混凝土護箱配置對最近廠界所造成的輻射劑量率，估計最近廠界距離之最大個人年有效劑量為 4.16×10^{-2} mSv，低於台電公司的承諾值 0.05 mSv。

6.2.2 SCALE6.1/MAVRIC 程式簡介

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 SCALE6.1 程式集中的 MAVRIC 計算序列可能會有最佳準確度與計算效率，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，同時其 Adjoint 計算亦捨棄一維的 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，專門發展用來執行非常困難的大型蒙地卡羅屏蔽計算問題。

MAVRIC 程式的計算序列如圖 6.2.2-1 所示，它可以有兩套截面處理方式，一是傳統的 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 連續點截面的共振截面處理；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 設計理念與我們過往自行開發的 TORT-coupled 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-coupled MCNP，二者最大的不同有兩點：一是 MCNP 使用連續能量的截面庫，沒有共振截面自屏蔽修正的問題，應該可以得到最準確的計算結果；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使用以及相當的程式撰寫能力，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，因此我們決定選用 SCALE6.1/MAVRIC 程式做為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工具。

MAVRIC Sequence in SCALE

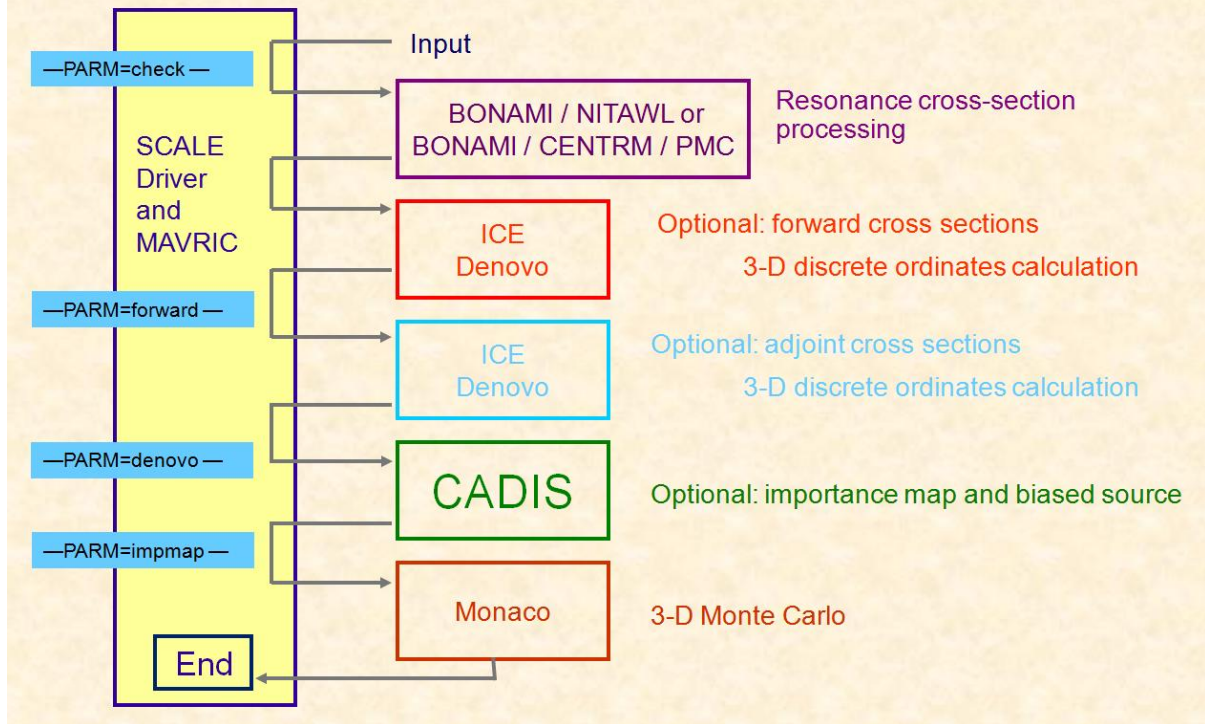


圖 6.2.2-1：SCALE6.1/MAVRIC 控制模組的計算流程與相關程式。

6.3 核二乾貯護箱表面劑量分析及設施廠界劑量分析之驗證

核二乾貯護箱屏蔽分析的驗證內容主要分成兩大部分：首先是針對單一個護箱為分析標的，利用前述介紹之 SCALE6.1/MAVRIC 程式，重新計算護箱側邊與頂部的表面劑量率分布，計算結果將與安全分析報告中的 MCNP 計算結果比較，作為核二廠用過核子燃料乾式貯存設施輻射屏蔽驗證的參考。經過單一護箱案例的比較驗證之後，我們將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屏蔽改善方案，作為核二廠用過核子燃料乾式貯存設施輻射安全審查的參考。

6.3.1 貯存護箱表面劑量分析與驗證

根據射源項分析結果（表 6.1.2-3）顯示，35000、34000 與 29000 MWd/MTU 用過燃料束之射源強度較大，故安全分析報告之輻射屏蔽分析係針對上述三種用過燃料束分別評估單一貯存護箱之表面劑量率分佈與相對應之廠界劑量。本驗證分析主要是檢驗 NAC 屏蔽計算方法是否有明顯瑕疵，一再針對不同射源形式與強度之用過燃料束重覆進行驗證並無實質效益且人力時間不允許，因此本研究僅選擇單一種燃耗之用過燃料束進行分析。根據安全分析報告顯示，設施貯放 34000 MWd/MTU 用過燃料束之貯存護箱，廠界劑量率最高，故本團隊選擇 34000 MWd/MTU 用過燃料束作為分析標的，期望於驗證屏蔽計算分析時，一併確認核二乾貯設施之廠界劑量是否會超過設計限值。

圖 6.3.1-1 顯示 MAGNASTOR 貯存護箱屏蔽分析的幾何模型，NAC 是以貯存護箱工程圖面詳細建立 MCNP 計算模型，細部幾何結構相當複雜。本團隊參照 MCNP 計算模型重新建立貯存護箱幾何模型，但針對貯存護箱內結構較複雜之區域，包含密封鋼筒內燃料格架、貯存護箱空氣通道散熱鰭片、進氣口支撐棒以及護箱外圍之鋼筋混凝土等四個部分，則是做均質化處理以減低幾何模型建立之複雜度。MAGNASTOR 貯存護箱內共貯放置 87 束用過核燃料，射源項之空間位置設定係依密封鋼筒內實際放置位置進行模擬，並分別針對燃料中子、燃料光子及結構光子三種射源項作計算。為降低蒙地卡羅計算結果之統計誤差，本研究更使用搭載時脈 2.4 GHz 中央處理器之快速計算電腦，合計花費約 200 小時的計算時間（三次計算）。

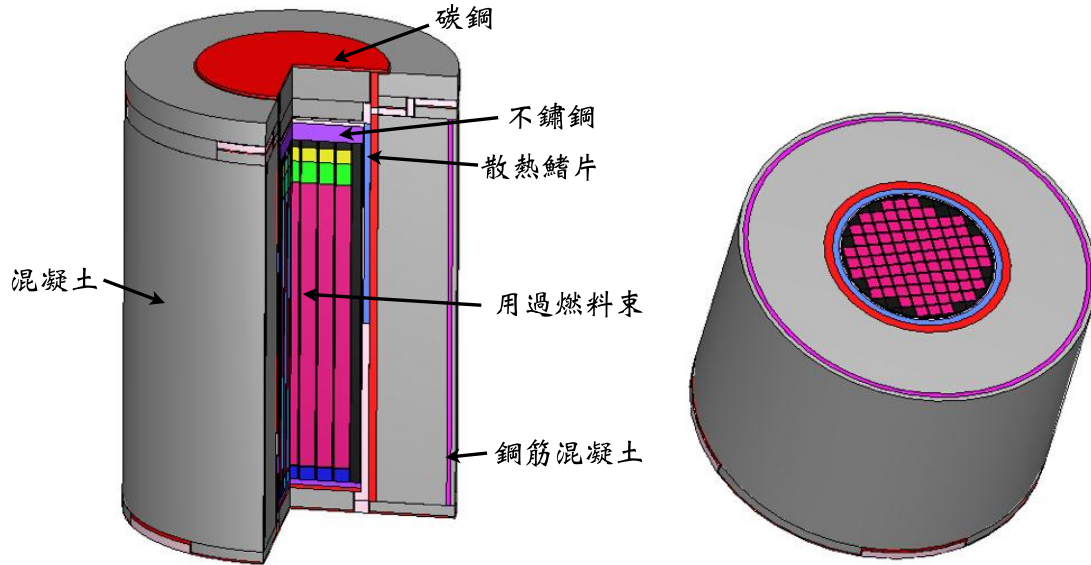


圖 6.3.1-1 MAGNASTOR 貯存護箱屏蔽分析幾何模型(左：縱剖面，右：橫剖面)

本團隊為深入分析 MAVRIC 與 MCNP 計算貯存護箱之表面劑量率分佈，分別針對燃料中子、燃料光子及結構光子三種射源項之計算結果進行比較。圖 6.3.1-2 顯示燃料中子射源項對貯存護箱表面所貢獻之劑量率，不論是中子劑量或二次光子劑量，MAVRIC 與 MCNP 之計算結果都相當吻合，惟貯存護箱側面之中子劑量率，MAVRIC 有明顯低估的現象，最可能原因是 MAVRIC 使用 27 群中子截面資料庫，相較於使用連續中子截面資料庫之 MCNP，其能量介於共振區間之中子較不易穿透厚混凝土屏蔽層，進而導致 MAVRIC 計算護箱表面之中子劑量率較低。圖 6.3.1-3 顯示燃料光子射源項之計算結果，貯存護箱側面之表面劑量率大致吻合，但是在護箱頂部，除了劑量最高的空氣通道附近(距中心約 100 公分)，其它護箱頂部區域二種計算的光子劑量率可有高達 1 至 3 個數量級的差異。針對燃料光子射源，MAVRIC 可以計算得出護箱頂部整個表面的劑量分布，但是 MCNP 似乎低估護箱頂部低劑量的區域，甚至完全無法計算出護箱正上方的表面劑量率，因為相對低能的燃料光子很難穿透護箱頂部非常厚實的金屬屏蔽，這是來自蒙地卡羅法粒子追蹤先天的計算困難，必須加強蒙地卡羅法變異數降低技巧的使用，此部分需額外分析才能加以完全確認。然而這些燃料光子計算結果差異大的區域，因其對護箱頂部總劑量貢獻遠低於其他兩種射源項(約略小於 1%或更小)，故此劑量率差異對屏蔽安全分析最後結果的影響可以忽略。針對結構光子射源項之計算結果(圖 6.3.1-4)，貯存護箱側面與頂部之劑量率分佈大致吻合。

考慮裝載 14.6 kW 熱負載條件之 BWR 用過核子燃料，表 6.3.1-1 針對混凝土護箱表面之最大輻射劑量率進行比較。根據 NAC MCNP 計算結果顯示護箱側面最大劑量率位於距護箱底部 0 至 50 公分處，頂部最大劑量率位於離護箱中心 85 至 106 公分處。因本研究之 MAVRIC 計算網格更為精細，可以獲致更細部的表面劑量分布，故本研究將位於上述最大劑量率區域內之計算結果加以平均，以客觀公平地與 MCNP 計算結果進行比較。兩個程式分析頂部最大劑量率差異都在 3.25% 以內，惟側邊最大劑量率有明顯差異，可能是我們底部進氣口支撐棒幾何模型均質化影響所致。不論如何，以兩個完全不同之程式執行如此大規模的計算，小於 2 倍以內的差距皆可說是非常令人滿意，而且局部小差異並不影響最後結果的驗證品質，如圖 6.3.1-2~圖 6.3.1-4 一系列有系統的比較所示。總結而論，本團隊分析三種射源項對貯存護箱表面所貢獻之劑量率分佈皆與安全分

析報告大致吻合，雖有部分區域之劑量率有些許差異，若進一步將上述三種射源項之表面劑量率加總(圖 6.3.1-5)，更發現總劑量率分佈相當吻合並無明顯差異，因此本團隊以 MAVRIC 成功地”平行獨立”驗證「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」中貯存護箱表面劑量率屏蔽分析之正確性，此成果應可做為原能會審查該案輻射屏蔽安全分析之重要參考。

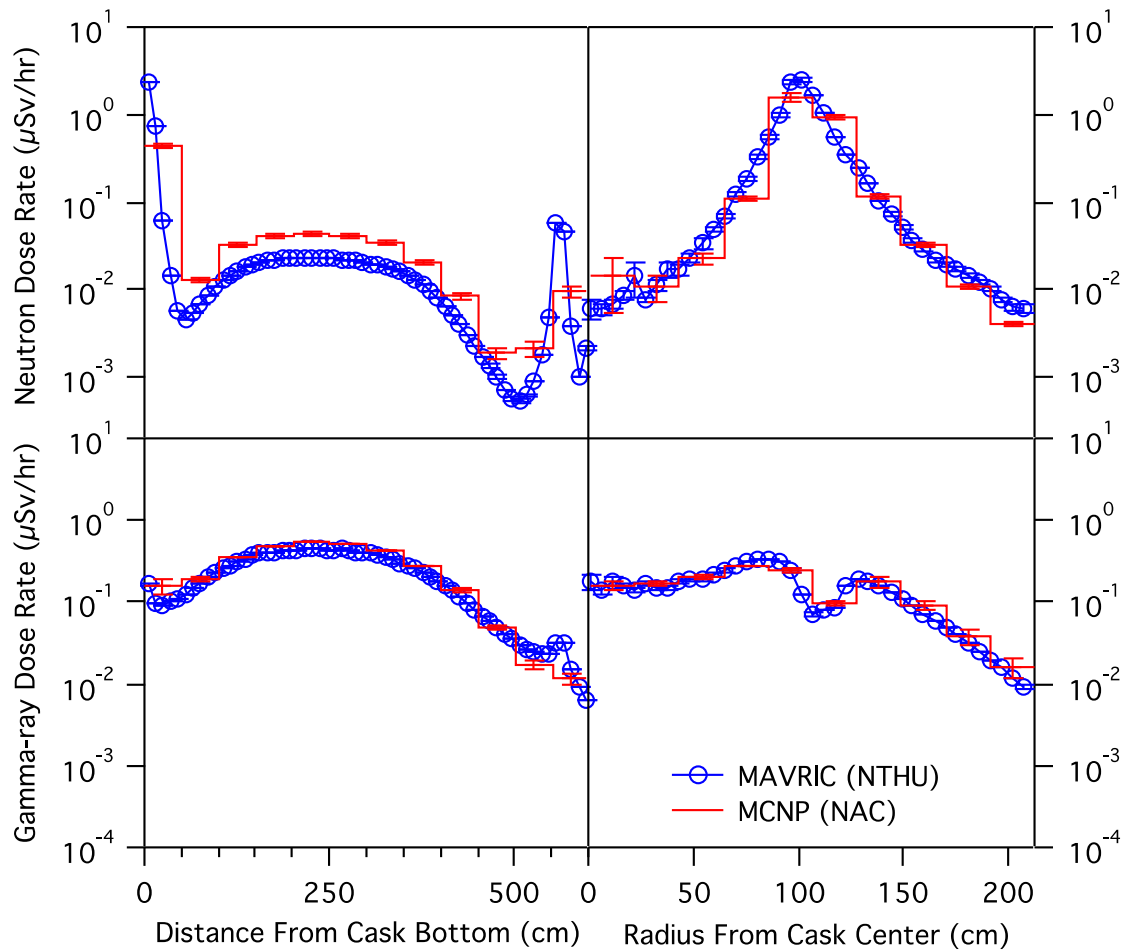


圖 6.3.1-2：針對燃料中子射源項，貯存護箱側邊和頂部表面之中子與二次光子劑量率分佈

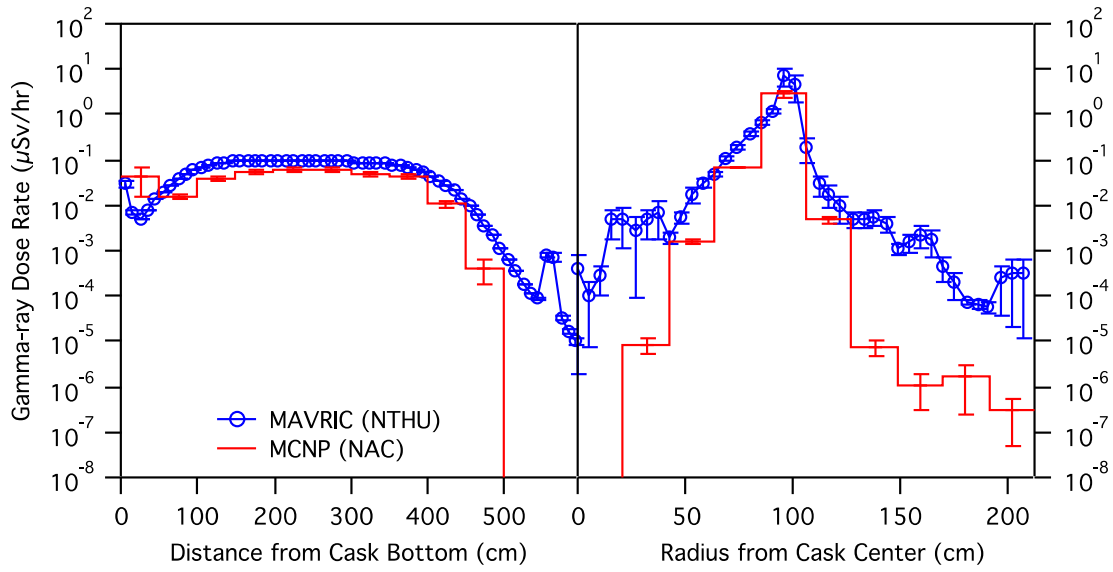


圖 6.3.1-3：針對燃料光子射源項，貯存護箱側邊和頂部表面之光子劑量率分佈

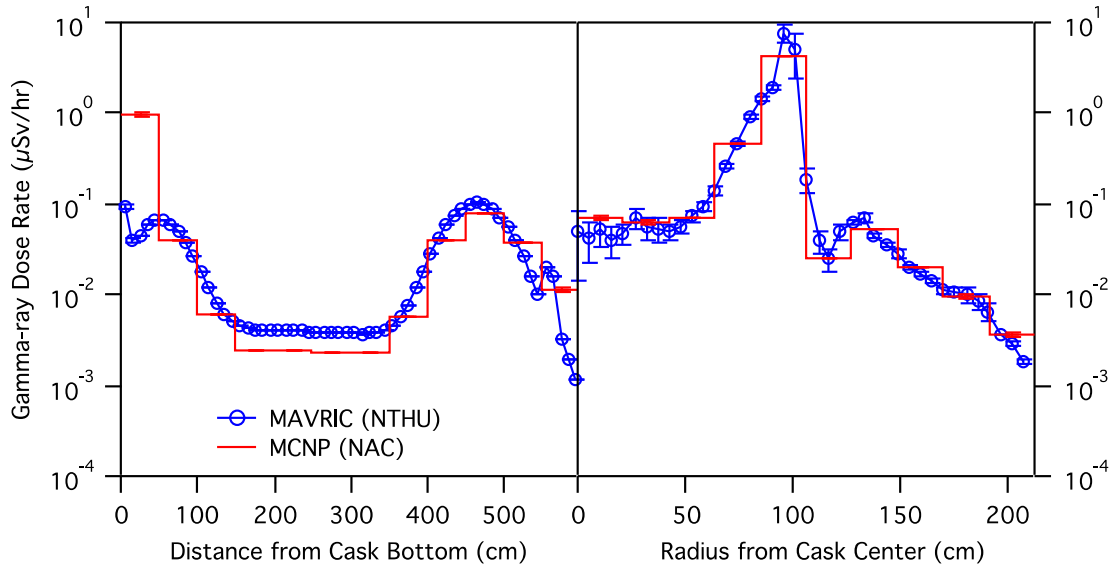


圖 6.3.1-4：針對結構光子射源項，貯存護箱側邊和頂部表面之光子劑量率分佈

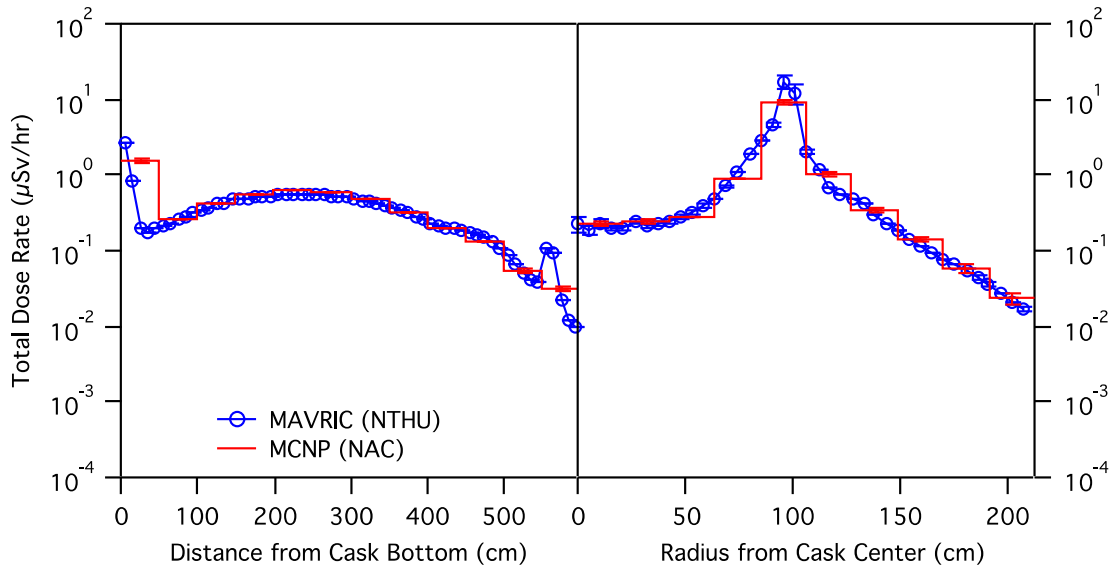


圖 6.3.1-5：貯存護箱側邊和頂部表面之總劑量率分佈

表 6.3.1-1 核二乾式貯存混凝土護箱表面最大輻射劑量率的比較(裝載 14.6 kW 熱負載條件之 BWR 用過核子燃料)

位置	距離	輻射種類	NAC/MCNP	NTHU/MAVRIC	Difference*
			輻射劑量率(μSv/h)		
護箱頂端	表面	中子	1.58	1.59	0.36%
		加馬	7.64	7.39	-3.25%
		總劑量率	9.22	8.98	-2.63%
護箱側邊	表面	中子	0.43	0.62	44.45%
		加馬	1.17	0.18	-84.53%
		總劑量率	1.60	0.80	-49.86%

*Difference = (MAVRIC/MCNP)-1

6.3.2 設施廠界劑量分析與驗證

核二乾貯設施之最近廠界距離貯存設施中心約 150 m，安全分析報告以較保守之 107.25 m 進行輻射劑量率評估，設施南方與北方皆有廠界偵測點(高度不同)，而根據安全分析報告顯示北方廠界偵測點之劑量率較高，故本驗證分析以北方偵測點(高度為 5.5m，距離貯存設施 107.25m)作為分析標的。

圖 6.3.2-1 顯示設施廠界劑量分析之計算幾何模型，本研究為簡化模擬幾何模型之複雜度，將側邊置中擺放的貯存護箱向北方廠界靠齊，另針對密封鋼桶內材質(包含 87 根用過燃料束與格架等)更作均質化處理。至於射源項部分，同上節分析，選擇貯放燃耗為 34000 MWd/MTU 之用過核燃料，另將燃料光子與結構光子兩種射源項合而為一，僅分成中子射源項與光子射源項以減少計算次數。廠界劑量係以點偵檢器(Point Detector)紀錄之，需注意的是根據 MCNP 程式使用者手冊建議，此紀錄方法之統計誤差

必需小於 5%，數值才是可信的。本研究設定蒙地卡羅計算批次(batch)為 100，調整每批次的計算粒子數以符合上述要求。圖 6.3.2-2 顯示 MAVRIC 計算廠界中子劑量率、二次光子劑量率與光子劑量率之相對不確定度。隨著計算批次增加，廠界劑量之相對不確定度逐漸下降，於 100 批次時相對不確定度皆小於 5%，所以廠界劑量之可信度符合通用建議之要求，而依此粒子數設定之計算時間共需約 163 小時(二次計算)。

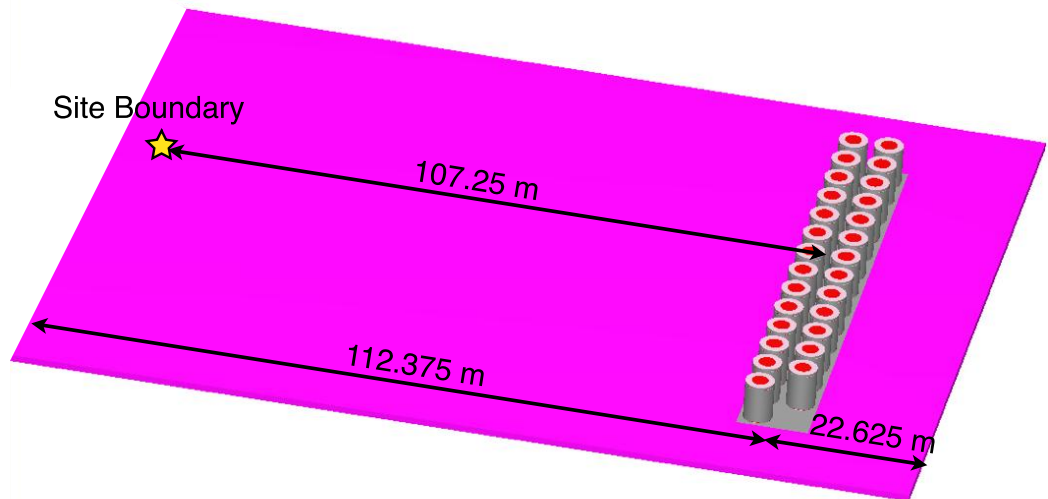


圖 6.3.2-1：核二乾貯設施廠界分析幾何模型

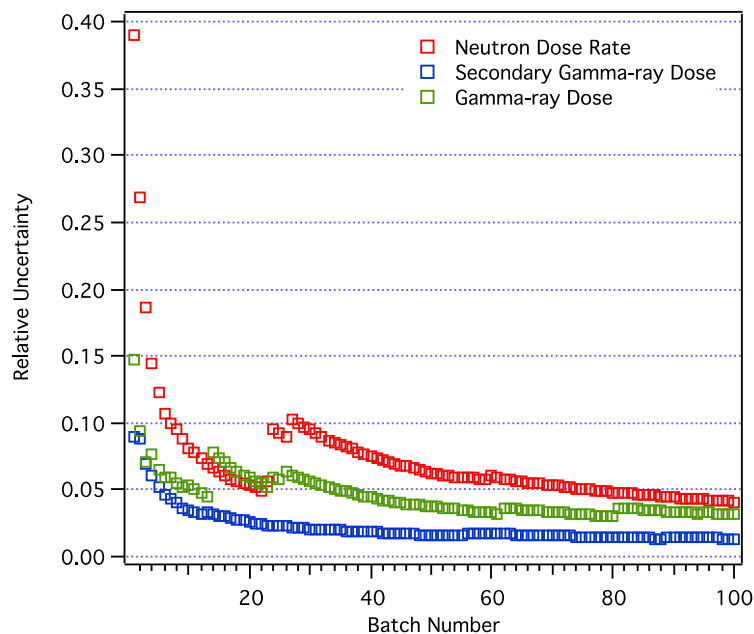


圖 6.3.2-2：廠界劑量相對不確定度隨計算批次之變化

表 6.3.2-1 列出北方廠界劑量率之計算結果，其中光子劑量率為燃料光子、結構光子與二次光子等三種射源項之總合。本驗證分析之計算結果與安全分析報告相比，中子劑量率與光子劑量率有些許差異，分別為-17.50% 和 7.39%。但以總劑量率而論，兩個分析方法之差異僅有 1.09%，相當吻合。另 MAVRIC 分析之廠界劑量為 $4.09\text{E}-02 \pm 1.46\%$ mSv/yr，仍未超過設計基準 $5.00\text{E}-02$ mSv/yr。除了廠界劑量外，安全分析報告於貯存

設施周邊內外圍籬與最近之工作場所也有設定相關設計基準，如表 6.3.2-2 所示，其中設施周圍劑量率之最高標準是需低於 2.5 $\mu\text{Sv/h}$ 。本團隊以網格紀錄(Mesh Tally)分析貯存設施空間劑量率分佈，計算結果顯示於圖 6.3.2-3，由圖可知核二乾貯設施外之劑量率皆低於 1.0 $\mu\text{Sv/h}$ ，故核二乾貯設施周圍內外圍籬與最近工作場所之劑量率都符合設計基準。總而言之，本研究以 MAVRIC 分析核二貯存設施之廠界劑量率與周圍劑量率，”平行獨立”驗證安全分析報告之準確性，與安全分析報告的評估結果一致，應可做為故可作為原能會審查該案輻射屏蔽安全分析之重要參考。

表 6.3.2-1：MCNP/NAC-CASC 與 MAVRIC 計算北方廠界偵測點劑量率之比較。

Dose Rate (mSv/yr)	NAC (MCNP/NAC-CASC)	NTHU (MAVRIC)	Difference (NAC/NTHU-1)
Neutron	8.55E-03	1.04E-02 \pm 4.09%	-17.50%
Gamma-ray	3.28E-02	3.06E-02 \pm 1.57%	7.39%
Total	4.14E-02	4.09E-02 \pm 1.46%	1.09%

表 6.3.2-2：貯存場周邊劑量率之設計基準要求與 MCNP/NAC-CASC 之評估結果。

Dose Rate ($\mu\text{Sv/h}$)	設計基準要求	安全分析評估結果
貯存場周邊圍籬之輻射劑量率	< 5.0	內圍籬：0.224 外圍籬：0.113
貯存場周邊最近工作處之輻射劑量率	< 2.5	0.0159

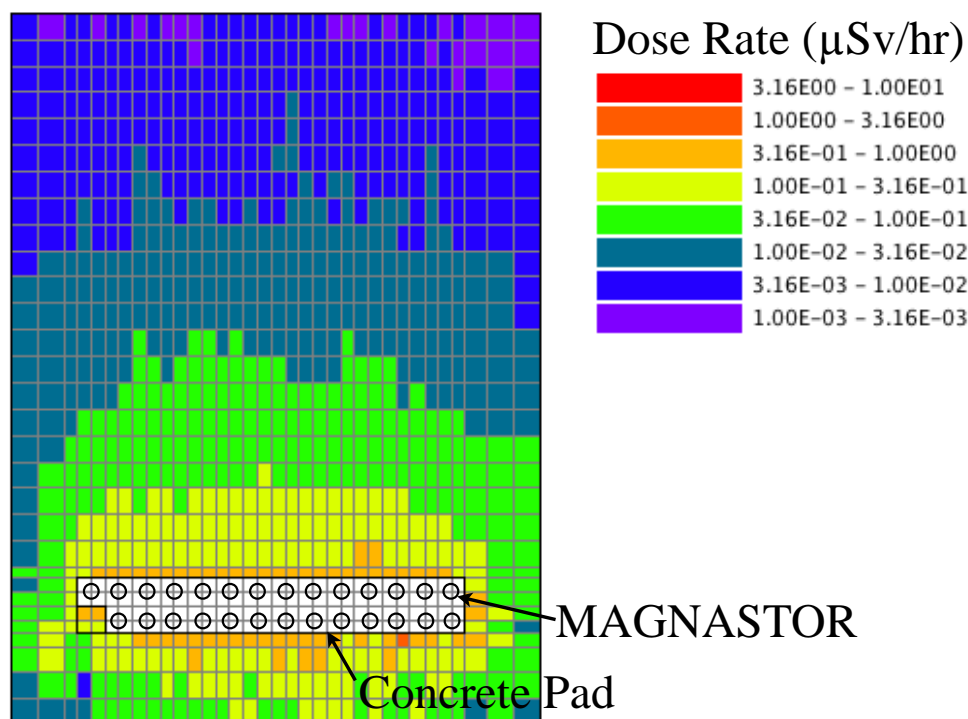


圖 6.3.2-3：核二乾貯設施周遭劑量率分佈(高度 50-150 公分)

6.4 核二乾貯設施輻射屏蔽審查要點

根據本研究的結果，針對「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」6.4 節『輻射屏蔽評估』的內容，經深入探討與一系列的驗證必較計算，我們提出下列關鍵建議與審查建議以供主管機關參考：

1. 本節之審查目的，在於確認核二廠用過核子燃料乾式貯存設施所採用之屏蔽，在貯存作業各階段(吊卸裝填、運搬、接收及貯存)皆能提供適當的防護，以降低用過核子燃料所釋出之輻射，確保在正常或意外事故狀況下，工作人員及公眾所接受之輻射劑量，皆能符合法規之要求。經本研究使用不同方法與不同程式獨立驗證安全分析報告中數個關鍵的屏蔽計算，結果顯示安全分析報告中的射源項分析與輻射屏蔽計算結果應屬合理，證實核二乾式貯存系統應可確保未來運作後，其對於最近廠界、貯存場圍籬處以及最近工作場的輻射劑量率皆符合設計目標。
2. 本案乾式貯存設施貯存護箱為 NAC 因應核二廠用過核子燃料貯存之特殊需求，變更 MAGNASTOR 系統之設計而得。MAGNASTOR 系統係依經美國核能管制委員會(NRC)核准，其密封鋼筒可裝載 87 束核二廠 BWR 用過核子燃料束。用過核子燃料束分析基準可涵蓋核二廠待貯存之用過核子燃料，最大燃耗度 35,000 MWD/MTU、最少冷卻時間 20 年、 ^{235}U 最大初始鈾濃縮度 3.25 wt% 等規格條件，於此條件下之每護箱熱負載低於 14.6 kW。屏蔽分析係以核二廠用過核子燃料貯存場放置 27 組核二乾式貯存系統之貯存護箱為目標，並以最近廠界(舊基金公路)處的個人年有效劑量 0.05 mSv、貯存場圍籬處的輻射劑量率 5 $\mu\text{Sv/h}$ 以及最近工作場所處的輻射劑量率 2.5 $\mu\text{Sv/h}$ 為輻射劑量限值標準。本研究針對射源項分析與輻射屏蔽計算的審查建議如下詳述。
3. 核二乾式貯存系統之輻射源項評估採用 SCALE 程式集中的 SAS2H/ORIGEN-S 程式 4.4a 版本，護箱的輻射屏蔽分析則採用三維蒙特卡羅計算機程式 MCNP 程式，廠界輻射劑量率評估採用 NAC-CASC 程式計算。SCALE 程式是由美國橡樹嶺國家實驗室(ORNL)所發展，MCNP 為美國洛斯阿拉摩士國家實驗室(LANL)所發展，NAC-CASC 程式為 SKYSHINE-III 程式的修改版本，為 NAC 公司所研發。這些程式都是為 NUREG-1536 與 NUREG-1567 所建議的程式，使用於乾式貯存系統輻射安全分析沒有問題。本研究則使用最新的程式進行驗證分析，例如使用 SCALE6/TRITON 驗證輻射源項評估的結果，使用 SCALE6/MAVRIC 驗證護箱表面與廠界劑量的計算，計算結果與安全分析報告中的內容一致，顯示這些程式在乾式貯存輻射安全分析的適用性。
4. 至於輻射源種類與性質，一個核二乾式貯存護箱可裝載 87 束核二廠 BWR 用過核子燃料束，本次核二廠待運貯之用過核子燃料包含 GE 8×8-2 與 ANF 8×8-2 兩種。影響屏蔽分析所使用的輻射源項的關鍵因素包含燃料束型態、燃料束鈾重以及其他結構物的重量。安全分析報告以一可保守涵蓋核二廠待運貯之兩種用過核子燃料束的 BWR 假想設計基準燃料束作為射源項的分析基準，以獲得較保守之射源，一些假設條件包括：(1)以不含天然鈾包覆之設計評估射源項；(2)依據表 6.4.4-2 所示之 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度建立五種用過核子燃料之燃料條件組合進行輻射源項之評估，並選取各組合中最保守之劑量計算值作為屏蔽分析結果；(3) BWR 燃料束其他結構物活化計算假設為 SS304 不銹鋼，其 ^{59}Co 的雜質含量保守採用 1.2 g/kg，同時考慮核燃料束各區域不銹鋼總重量以及各區域之區域通量比例；(4)燃料束的軸向燃耗剖面來自 Washington Pulic Power BWR/4-6 的燃耗資料庫，經驗證該軸向燃耗剖

面可代表典型的 BWR 運轉資料並作為申照基準；(5)中子射源和燃耗間的關係為非線性，若採用平均燃耗時的射源，則所算得的中子射源強度必須乘上一修正係數 r ，此係數為總射源率和平均燃耗射源率的比值。根據我們的經驗與文獻的結果，這些假設應屬合理，可以得到保守之射源，燃料中子射源、燃料加馬射線射源、其他結構物加馬射線射源。

5. 核二乾式貯存系統的混凝土護箱的屏蔽分析採用 MCNP 程式計算，用過核子燃料貯存場的廠界劑量分析，則採用 NAC-CASC 程式計算。安全分析報告中關於核二乾式貯存系統混凝土護箱的幾何模型建立與材質組成審查重點如下：(1)密封鋼筒內部每一填裝的用過核子燃料束，依其特性可分為四個區域：上端板區、充氣區、有效燃料區及下端板區，每一區域均假設由均質化材質所組成。(2)除均質化用過核子燃料束外，其餘密封鋼筒內部散熱板、燃料管、中子吸收板等組件均依實際配置建構幾何模型，如圖 6.3.1-1 所示。此一模型比核一乾貯來得更複雜更接近真實幾何，核一乾貯密封鋼筒內部整個均質化成四區：上端板區、充氣區、有效燃料區及下端板區。(3)屏蔽計算時一些護箱幾何模型之尺寸與工程圖略有差異，因其差異均為保守變更，例如屏蔽厚度略減，因此對屏蔽計算結果的保守性沒有影響。(4)密封鋼筒內用過核子燃料束的材質組成採用簡單的新燃料材質組成，經文獻驗證計算後，採用新燃料的材質組成並不會影響屏蔽分析的計算結果。(5)安全分析報告除了計算護箱表面輻射劑量率之外，因為護箱空氣進口與空氣出口的幾何模型亦完整描述，因此空氣進出口處的輻射劑量率亦包含於屏蔽分析計算之內。另外，隨然密封鋼筒內次臨界中子的貢獻不大，次臨界中子之產生與遷移計算亦包含在 MCNP 屏蔽分析的物理模型內，以確保沒有低估表面輻射劑量。(6)護箱屏蔽分析屬於深穿透類型的計算，需要耗費大量的計算資源才能得到收斂的結果，因此安全分析報告在計算過程中為增進計算效率採用 weight window 變異數降低方法，weight window technique 是蒙地卡羅變異數降低方法中較為複雜的一種，需要仰賴使用者正確的判斷，本驗證研究經詳細的護箱表面劑量分布比較亦證實其正確性。
6. 核二乾貯計畫用過核子燃料貯存場將放置 27 組混凝土護箱，以 $2 \times 13 + 1$ 之陣列方式配置，護箱中心軸之間的距離為 5.25 m。混凝土護箱陣列長軸面對最近廠界，最近廠界(舊基金公路)距離貯存設施中心約 150 m，安全分析報告以較保守之 107.25 m 進行輻射劑量率評估，廠界偵測點高度依實際地理環境高度考慮。核二廠之廠界劑量分析使用 NAC-CASC 程式(SKYSHINE-III 程式的改良版本)，該程式可直接取用前述護箱屏蔽計算的結果並針對護箱配置進行外圍輻射劑量率分析。根據核二乾貯貯存場的混凝土護箱配置，護箱之間會有所謂的自屏蔽效應。安全分析報告使用一個值得注意的假設，也就是 NAC-CASC 程式針對貯存場中的單一護箱進行廠界輻射劑量率計算時，會將其它護箱視為黑體(black body)，完全吸收撞到該護箱的輻射。此一黑體假設明顯不會是最保守的假設，安全分析報告引用文獻資料驗證其可用性，得到如下結論：由於廠界輻射劑量率最主要的貢獻均來自於前排未受自屏蔽的混凝土護箱，且後排護箱產生之輻射經前排護箱散射至偵測點的機率極微，因此將護箱視為黑體而非實體護箱的模型設定對廠界輻射劑量率計算結果的影響實可忽略。隨然我們沒有直接測試此一假設的正確性，但是根據最後廠界劑量計算結果的比較，本驗證研究亦證實最近廠界劑量可符合設計標準。

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。本團隊亦規畫於核一乾貯試運轉之時，利用實驗測量的方式驗證之前劑量分析的結果，應可進一步提升國內針對用過燃料乾式貯存輻射屏蔽分析的自主分析與測量技術能力。另外，台電公司已經正式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目前也已經邀集專家進行安全審查。用過核子燃料乾式貯存的安全審查包含許多面向，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。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安全驗證研究」委託研究計畫案，以驗證台電公司針對核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱系統之輻射屏蔽安全設計，確保用過核子燃料之貯存安全。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，仔細審閱其安全分析報告內容，深入研究用過核子燃料乾式貯存輻射屏蔽分析技術的相關細節，建立自主屏蔽分析能力並選擇性驗證關鍵問題。根據計畫書內容所列五項目標，以下逐項說明本計畫的執行成果：

(1) 核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱系統射源資料整理與分析；

根據「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」6.4 節『輻射屏蔽評估』的內容，核二乾貯輻射源項的分析採用 SCALE4.4 程式集中的 SAS2H/ORIGEN-S 程式。6.1.1 節簡介 SAS2H/ORIGEN-S 程式的理論基礎、程式功能與特性；6.1.2 節則詳細探討安全分析報告中的射源項分析方法及其計算結果，射源項隨用過燃料參數組合變化的趨勢符合預期，射源項強度的計算結果與核一案例比較亦屬合理，類似 BWR 用過燃料射源計算之輸入檔經詳細檢視與平行驗證無誤。

(2) 核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱輻射屏蔽安全評估模式；

根據「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」6.4 節『輻射屏蔽評估』的內容，核二乾貯屏蔽分析採用 MCNP 程式計算貯存護箱的表面劑量，至於貯存設施廠界劑量則採用 NAC-CASC 程式。6.2.1 節首先詳細審閱安全分析報告中的屏蔽計算模式，接者 6.2.2 節介紹本研究將採用的屏蔽計算程式 SCALE6.1/MAVRIC，它是目前國際上最新進的屏蔽計算程式之一，計算效率與準確度經類似案例測試與核一經驗已證實可行。

(3) 核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱表面劑量分析及設施廠界劑量分析，並與台電公司的分析結果進行比對；

6.3.1/6.3.2 節實際利用 SCALE6.1/MAVRIC 技術於核二乾貯的屏蔽分析，包括貯存護箱表面劑量的案例計算以及設施廠界劑量的案例計算。劑量分析結果皆與台電公司的報告相當吻合，以不同方法與程式”平行獨立”驗證「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」6.4 節『輻射屏蔽評估』之內容。

(4) 核二廠乾式貯存系統之輻射屏蔽審查關鍵議題；

已詳細審閱「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」6.4 節『輻射屏蔽評估』與 6.6 節『異常狀況、意外事故及天然災害事件之安全評估』的內容，輻射屏蔽相關的關鍵議題與審查要點詳見 6.4.1 節與 6.4.2 節。

(5) 研究計畫成果報告。

參考本文件內容，已如期完成計畫期末報告(本文)。

8. 参考文献

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. 台灣電力股份有限公司，核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告 ，中華民國一〇一年二月。
 26. MAGNASTOR 護箱安全分析報告(網路版)
 27. NAC 回應 NRC 審查 MAGNASTOR 護箱之資訊(網路版)
 28. MAGNASTOR 護箱 安全審查報告(網路版)
 29. MAGNASTOR 護箱 符合證書與技術規範(網路版)