

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

核一廠乾式貯存熱測試護箱系統
表面劑量率的分析研究

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： 103FCMA006
報告日期： 中國民國 103 年 12 月

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.....	9
6.1. 分析熱測試預定裝載物與安全分析報告的輻射源項差異.....	10
6.1.1. 設計基準.....	10
6.1.2. 分析程式.....	11
6.1.3. 輻射源種類與性質.....	12
6.2. 用過核子燃料乾式貯存屏蔽分析輻射源項假設條件的保守度評估.....	17
6.3. 根據實際熱測試的裝載燃料，進行乾式貯存設施各子系統護箱表面劑量率計算的評估.....	18
6.3.1. 設計基準.....	18
6.3.2. 分析程式.....	18
6.3.3. 屏蔽分析結果.....	19
6.4. 量化安全分析報告中輻射劑量評估值的保守度.....	21
6.5. 建立中子與加馬射線偵檢的自動化資料擷取系統.....	22
6.5.1. 儀器設備.....	22
6.5.2. 自動化資料擷取系統的開發.....	27
6.5.3. 偵檢器掃描平台與實驗前準備.....	27
6.5.4. 未來實驗步驟規劃.....	33
7. 結論.....	34
表 7-1. 預定裝載燃料與熱測試護箱的所有關鍵評估條件.....	35
8. 參考文獻.....	36

1. 中文摘要

國內即將第一次執行用過核子燃料乾式貯存的熱測試，乾式貯存設施屏蔽設計已經主管機關詳細地審查與驗證。有鑑於安全分析報告的重點在於確認其保守性，為進一步了解熱測試作業時的實際輻射劑量率範圍，本計畫深入分析核一廠乾式貯存熱測試預定裝載的用過核子燃料資訊，利用先進數值方法準確地評估乾式貯存護箱各子系統的表面劑量率，包含密封鋼筒（TSC）、傳送護箱（TFR）、混凝土護箱（VCC）以及外加屏蔽護箱（AOS）。分析結果可與未來規劃的混凝土護箱表面輻射度量實驗互相驗證。確認安全分析報告輻射劑量評估值的保守度，作為評核熱測試現場作業的輻射合理抑低措施的管制參考。

2. 英文摘要

The radiation safety analysis report of the Independent Spent Fuel Storage Installation (ISFSI) at Chinshan nuclear power plant has been reviewed and approved by the authority agency in Taiwan. The review essentially focuses on the conservativeness of the assumptions adopted in the report and the appropriateness of the methods used in the analysis. In contrast, this project is intended to study the radiation environment of the ISFSI during the upcoming hot test in a realistic manner. The storage cask system of the ISFSI consists of four major components called transportable storage canister (TSC), transfer cask (TFR), vertical concrete cask (VCC), and add-on shield (AOS). Each TSC can accommodate 56 BWR spent fuel assemblies and the other three components have important functions in radiation shielding during spent fuel transportation and storage. This study performed an independent verification of the source terms and the resulting dose estimates using the state-of-the-art computational methodologies. Comprehensive dose rate distributions over the cask surfaces of the TSC, TFR, VCC, and AOS were calculated and compared with those presented in the safety analysis report. The results of this study not only verify the appropriateness of the original safety analysis report, but also provide useful guidance for the preparation of a health physics program during the upcoming hot test.

3. 計畫緣起

台灣電力公司（簡稱台電公司）核能電廠商業運轉至今已逾 30 年，更換下來的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 年運轉的用過核子燃料，因此台電公司規劃於核一、二廠內興建乾式貯存設施。核一、二廠乾式貯存計畫已由經濟部核定，並通過環境保護署的環境影響評估。台電公司於 99 年 10 月開工興建後，目前已完成場址設施與 25 個混凝土護箱（VCC）的興建。行政院原子能委員會（簡稱原能會）於 101 年 5 月 23 日核准核一廠乾式貯存設施試運轉計畫，台電公司依計畫時程於 102 年 1 月完成第一階段的功能驗證測試，並提報試運轉設施整體功能驗證報告，經原能會嚴格審查後，於 102 年 9 月 24 日備查試運轉設施整體功能驗證報告，並同意台電公司執行核一廠乾式貯存設施熱測試作業。

根據台電公司的規劃，待地方政府通過水土保持計畫後，盡快執行核一廠用過核子燃料乾式貯存設施的熱測試。相較於之前的冷測試，由於熱測試時將裝載實際的用過核子燃料，屆時護箱的表面劑量率與周圍工作環境的輻射劑量率將真實呈現。雖然安全分析報告已相當確認乾式貯存設施作業的安全性與保守度，對此原能會相當重視此次的經驗，有需要更詳加評估實際狀況。因此，原能會放射性物料管理局（簡稱物管局）規劃辦理「核一廠乾式貯存熱測試護箱系統表面劑量率的分析研究」委託研究計畫案，以評估裝載實際用過核子燃料時，工作現場、廠區周圍與廠界外相關人員所處的輻射環境，同時確認安全分析報告輻射劑量評估值的保守程度，提供以合理抑低為原則的輻射管制措施作為參考。另外，此分析結果可作為未來實際裝載用過核子燃料的 VCC 表面輻射度量的參考與驗證。

4. 計畫目的

配合物管局的規劃，本研究計畫的目標是針對核一廠用過核子燃料乾式貯存護箱裝載實際的用過核子燃料，分析各子系統（TSC、TFR、VCC、與 AOS）的表面劑量率以及距離設施最近廠界的輻射劑量率。首先，考量預定於熱測試時裝載的用過核子燃料，與安全分析報告中設計基準燃料的輻射源項差異，同時評估輻射源項假設條件的保守程度。接著，根據輻射源項的分析結果，評估護箱各子系統的表面劑量率，量化安全分析報告中相對應輻射劑量率的保守程度。分析結果將有助於工作人員現場操作前相關的工作規劃與準備。另外，我們也將建立中子與加馬射線輻射偵檢的自動化資料擷取系統，提供未來量測實際裝載用過核子燃料的混凝土護箱表面劑量率時使用。

本研究計畫的團隊成員過往執行過幾次類似的研究主題，針對用過核子燃料乾式貯存的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核能界知名 SCI 期刊，參考如下：

- (1) R.J. Sheu*, A.Y. Chen, Y.-W. H. Liu, S.H. Jiang, „Shielding Calculation 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. 1, 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的計算優點，並以一簡化的用過核子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過用核子燃料

乾式貯存護箱模型，比較 3 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核子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核子燃料乾式貯存設施，進行全尺寸 (Full-scale) 的廠界環境劑量計算，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，深入探討用過核子燃料射源項與密封鋼筒幾何模擬，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。

本計畫設定的目標，將以核一廠用過核子燃料乾式貯存作業的第一個護箱為主要標的。除詳閱核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告，以及預定於熱測試時裝載的用過核子燃料相關資訊，同時亦分析之間差異並建立與熱測試一致的用過核子燃料模型，並利用輻射源項計算軟體 SCALE6/TRITON 進行輻射源項模擬分析。接者，根據輻射源項的分析結果，利用以 Consistent Adjoint Driven Importance Sampling (CADIS) 方法為基礎的輻射遷移計算軟體 SCALE6/MAVRIC 評估護箱各子系統的表面劑量率與距離設施最近廠界的輻射劑量率。相較於安全分析報告所使用的計算工具 (輻射源項計算工具使用 SAS2H 程式，輻射屏蔽分析使用 MCNP 程式)，本研究利用完全不同的計算理論與工具進行類似分析，結果相當具有代表性與獨立性，可視為一次重要的平行驗證。上述研究成果將提供接近於實際情況的詳細資訊，給主管機關、工作人員、廠區周遭人員與廠界外民眾，對於相關區域的輻射環境更深入的了解，並有助於執行管制與操作乾式貯存作業的輻射防護相關事宜。

5. 執行方法以及進行步驟

核一廠用過核子燃料乾式貯存設施的設計基礎，源自於美國 NAC 公司已取得美國核能管制委員會 (United States Nuclear Regulatory Commission, 簡稱 U.S. NRC) 執照的通用式多用途密封鋼筒系統 (Universal MPC System, 簡稱 UMS®)。後經核研所配合核一廠需求，改良為 INER-HPS 系統。核一廠乾式貯存系統安全分析報告中，使用可產生最保守輻射源項的待貯存燃料作為設計基準燃料 (14 kW)。其中，以 56 束 GE 8×8-1 型燃料 (最大燃耗度 36,000 MWD/MTU, ²³⁵U 初始平均濃縮度 3.25 wt%，最小冷卻時間 10 年) 經 SCALE4.4a/SAS2H 程式計算可產生最保守的燃料加馬射源；同樣地，以 56 束 GE 8×8-1 型燃料 (最大燃耗度 36,000 MWD/MTU, ²³⁵U 初始平均濃縮度 1.9 wt%，最小冷卻時間 10 年) 經 SCALE4.4a/SAS2H 程式計算可產生最保守的燃料中子射源與其它結構物加馬射源。

根據台電公司的規劃，核一廠用過核子燃料乾式貯存正式運轉前必須執行貯存作業的熱測試，實際將 56 束用過核子燃料裝載於乾式貯存護箱中。物管局相當重視乾式貯存作業時的輻射防護措施，因此有必要了解預定裝載用過核子燃料的相關資訊，以及護箱各子系統的表面劑量率與距離設施最近廠界的輻射劑量率，同時與安全分析報告中的結果做比對。針對即將執行的核一廠用過核子燃料乾式貯存作業熱測試相關的輻射防護議題，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) 研讀核一廠用過核子燃料乾式貯存設施 INER-HPS 系統相關的安全分析報告，著重於輻射源項與輻射屏蔽分析的相關章節。
- (2) 安全分析報告中的設計基準燃料採用 GE 8×8-1 型燃料 (最大燃耗度 36,000 MWD/MTU, ²³⁵U 初始平均濃縮度 1.9 ~ 3.25 wt%，最小冷卻時間 10 年) 以產生最保守的輻射源項。本研究為了達到乾式貯存作業時輻射防護的目的，規劃採用於熱測試時裝載的用過核子燃料資訊來評估輻射源項。
- (3) 參考安全分析報告，利用 SCALE6/TRITON 以於熱測試時裝載的用過核子燃料參數探討輻射源項，並分析其與安全分析報告的差異以及安全分析報告的保守程度。
- (4) 參考安全分析報告中乾式貯存護箱各子系統的設計，包括 TSC、TFR、VCC 與 AOS 等，使用 SCALE6/MAVRIC 分析核一廠用過核子燃料乾式貯存護箱各子系統的表面劑量率。
- (5) 整理前述各子系統的表面劑量率與距離設施最近廠界的輻射劑量率相關結果，並分析其與安全分析報告的差異以及安全分析報告的保守程度。

- (6) 由於本研究採用不同於安全分析報告的設計基準燃料，評估的結果不但可驗證安全分析報告，亦可作為熱測試現場相關保健物理作業規劃的重要參考。

6. 完成之工作項目及具體成果

本計畫執行「核一廠乾式貯存熱測試護箱系統表面劑量率的分析研究」，依計畫書的規劃完成的工作項目有：

- (1) 分析核一廠用過核子燃料乾式貯存熱測試的裝載物與安全分析報告中設計基準燃料（14 kW）的輻射源項差異。
- (2) 用過核子燃料乾式貯存屏蔽分析輻射源項假設條件的保守度評估。
- (3) 根據實際熱測試的裝載燃料，進行乾式貯存設施各子系統護箱表面劑量率計算的評估。
- (4) 比較熱測試裝載燃料的輻射劑量率計算結果，量化安全分析報告中輻射劑量評估值的保守度。
- (5) 建立中子與加馬射線輻射偵檢的自動化資料擷取系統。

本研究旨在配合與協助物管局，針對台電公司核一廠用過核子燃料乾式貯存作業熱測試進行輻射劑量率分佈分析。同時強調，實際於熱測試裝載的用過核子燃料，對工作區域、廠區周圍與廠界外的影響，其為操作乾式貯存作業時輻射安全與劑量合理抑低等相關議題，評估正確或保守的輻射源項相當重要。依照前述的研究方法與規劃步驟，搭配本研究團隊過往累積的經驗與技術能力，本計畫順利達成預定目標，並協助主管機關對於核一廠用過核子燃料乾式貯存作業熱測試的輻射源項與輻射防護等相關議題，有更全面且深入的了解，同時建立相關技術能力以進行嚴謹的分析，進行用過核子燃料乾式貯存作業重要輻射議題的研究，計畫執行的相關人力經驗與技術發展，亦可作為國內未來類似議題的安全分析執行或審查的重要資源。

配合計畫的進行，相關人員廣泛閱讀文獻資料，詳細整理資料中用過核子燃料乾式貯存設施輻射劑量率分佈的相關訊息，分析比較各設計基準燃料對乾式貯存作業區域、廠區周圍與廠界外的影響。透過定期的會議討論，參與的學生與研究人員學習到有關核子燃料燃耗計算的理論、相關假設與軟體工具使用經驗，同時了解用過核子燃料中各種放射性核種含量與活度隨時間冷卻的變化，熟悉用過核子燃料的輻射源問題，深入探討輻射屏蔽計算方法的適用性與使用限制，建立國內自主的分析技術能力。上述過程與訓練，相信對於國內相關人才培育、吸收國外新知、以及建立本土自主分析能力至為關鍵，亦是未來持續合作的目標之一。

6.1. 分析熱測試預定裝載物與安全分析報告的輻射源項 差異

本節輻射源項的分析與比較，是以核一廠用過核子燃料乾式貯存作業的待貯存燃料為目標，並與安全分析報告中的結果比較。分析的燃料是以可涵蓋待貯存燃料（最大燃耗度 36,000 MWD/MTU，最少冷卻時間 10 年，²³⁵U 初始平均濃縮度 1.9 wt%與 3.25 wt%）的規格條件進行。

於設計基準的條件下，每個護箱的熱負載低於 13.19 kW（安全分析報告以 14 kW 護箱熱負載為公稱值），未來實際進行裝載時的每個護箱熱負載將低於 7 kW，則輻射源項的分析結果可涵蓋乾式貯存作業中，實際準備進行乾式貯存的 GE 8×8-1、GE 8×8-2 與第 8 週期退出的 SPC 8×8 這 3 種沸水式反應器（Boiling water reactor，簡稱 BWR）用過核子燃料。另外，與安全分析報告中輻射源項比較的結果，亦是一次重要的平行驗證作業。

6.1.1. 設計基準

針對 14 kW 護箱的設計基準燃料，安全分析報告採用核一廠計畫待貯存之用過核子燃料的最保守條件進行分析，該分析結果將作為後續屏蔽分析的輻射源項，即屏蔽計算用的射源項。

為滿足 14 kW 護箱熱負載限制條件，安全分析報告選擇該報告中表 3.1.1-2 所列燃料，於最保守條件下產生的假想射源組合，做為設計基準燃料：

- 以 GE 8×8-1 型燃料（每燃料束 186.271 kg，是 4 種燃料中最重者），依平均燃耗度 36,000 MWD/MTU，²³⁵U 初始平均濃縮度 3.25 wt%，平均冷卻時間 10 年等條件，經程式計算可得到最保守的燃料加馬射源；
- 以 GE 8×8-1 型燃料，依平均燃耗度 36,000 MWD/MTU，²³⁵U 初始平均濃縮度 1.9 wt%，平均冷卻時間 10 年等條件，經程式計算可得到最保守的燃料中子射源與其它結構物加馬射源。

由以上 2 種燃料條件計算所得的輻射源項結果，組合成安全分析報告中屏蔽分析所需的總射源，可保守涵蓋 14 kW 護箱熱負載時，核一廠所列之所有待貯存燃料的最大中子射源強度與最大加馬射線強度。

其它結構物加馬射源的計算，參考美國核能管制委員會（United States Nuclear Regulatory Commission，簡稱 U.S. NRC）的文獻，將其他結構物的材料

假設為 SS304 型不銹鋼，同時參雜 1.2 g/kg 的 ^{59}Co 。加馬射源的能譜以 1 kg 的不銹鋼接受中子照射所決定。貯存護箱中其它結構物數據如安全分析報告表 6.4.4-1 所示。

燃料加馬射源能譜，分別包含有用過核子燃料所產生的分裂產物、鈾系元素與其子核所產生的加馬射線能譜；結構物加馬射源能譜，主要是由輕材質 (^{60}Co) 所產生的加馬射線能譜；燃料中子射源能譜，則來自鈾系元素的自發分裂與 (α, n) 反應。

各區的其它結構物加馬射源強度，由計算結果分別乘上充氣區 (Plenum region)、上端板區 (Upper end-fitting region)、有效燃料區之格架 (Grid region) 與下端板區 (Lower end-fitting region) 的不銹鋼重量，再乘上各區的通量比例 0.2、0.1、1.0 與 0.15 所得。

射源的軸向分佈與燃耗的軸向分佈有關，參考安全分析報告中假設射源強度隨燃耗的變化如下式所示：

$$S(B) = aB^b$$

其中 S 是特定輻射射源的射源率， B 是燃耗的軸向分佈， a 是歸一化係數，中子射源的 b 是 4.22，加馬射源的 b 是 1.00。

6.1.2. 分析程式

待貯存之用過核子燃料的輻射源項分析，使用與安全分析報告不同版本之 SCALE 6 程式集中的控制模組 TRITON 程式。

控制模組 TRITON 搭配 SCALE 中的功能模組 NEWT 可提供 2-D 的粒子遷移計算與燃耗計算。其中，TRITON 可針對計算問題的描述，處理並修正於計算中子增殖因數的過程中所需的核數據庫。最後，利用 TRITON 的中子通率計算結果，串聯並遞迴 ORIGEN-S 的燃耗計算，可評估燃料中隨時變的同位素組成濃度、相對應的輻射源項、與衰變熱。

TRITON 燃耗本領的開發是為了克服一些 SAS2H 在幾何模擬上的不足。儘管以 1-D 遷移計算為主的 SAS2H 已經為燃料的燃耗提供相當不錯的同位素組成預測。不過，更複雜的燃料佈局設計，與其它非晶格 (Non-lattice) 狀重複且連續的燃料配置，已超出 SAS2H 的能力範圍。因此，開發 TRITON 的目的是提供更嚴謹且更精確的遷移計算幾何模型，使有能力評估受 2-D 影響之核子燃料的燃耗情形。

6.1.3. 輻射源種類與性質

為了分析熱測試預定裝載物與安全分析報告的輻射源項差異，以 TRITON 計算實際待裝載之 56 根用過核子燃料束的 3 種射源項。

計畫中僅對預定裝載於編號 TSC01 乾式貯存護箱的 56 根用過核子燃料束進行分析。用過核子燃料有 GE 8×8-1 與 GE 8×8-2 兩種，詳細的基本資料列於表 6.1.3-1。產生結構光子射源的材料與安全分析報告的假設相同，以含有 1.2g/kg 之 ⁵⁹Co 的 SS304 不鏽鋼材料進行分析。預定裝載燃料與設計基準燃料的差別則列於表 6.1.3-。

燃料中子、燃料光子、與結構光子射源項強度的計算結果包括強度與能譜彙整於圖 6.1.3-1 至圖 6.1.3-6。預定裝載燃料的輻射源項與安全分析報告結果的差異則整理比較於表 6.1.3-。

表 6.1.3-1. 待貯存於 TSC01 護箱之用過核子燃料的基本資料

燃料棒參數	GE 8×8-1	GE 8×8-2
外直徑 (cm)	1.252	1.227
護套內直徑 (cm)	1.08	1.064
護套材質	Zr-2	Zr-2
有效堆疊密度 (g/cm ³)	10.32	10.32
燃料丸直徑 (cm)	1.057	1.041
軸向最高面平均濃縮度 (wt% ²³⁵ U)	1.95	2.83
燃料束參數	GE 8×8-1	GE 8×8-2
燃料束最大平均濃縮度 (wt% ²³⁵ U)	1.90	2.66
燃料棒陣列	8×8	8×8
燃料棒數	63	62
有效燃料長度 (cm)	370.84	381.0
燃料棒間距 (cm)	1.626	1.626
水棒數	1	2
水棒材質	Zr-2	Zr-2
水棒外直徑 (cm)	1.252	1.501
水棒內直徑 (cm)	1.08	1.349
燃料匣內距 (cm)	13.406	13.406
燃料匣厚度 (cm)	0.254	0.254
燃料匣材質	Zr-4	Zr-4

表 6.1.3-2. 預定裝載燃料與設計基準燃料的差別與保守度

	預定裝載燃料	設計基準燃料	保守度
燃料棒	GE 8×8-1 GE 8×8-2	待貯存用過核子 燃料各項參數的 最保守值	保守
燃耗度 (GWD/MTU)	11.3~28.2	36	保守
最大 ²³⁵ U 濃縮度	2.66%	3.25%	保守
最小 ²³⁵ U 濃縮度	1.90%	1.90%	相同
冷卻時間 (年)	至少 10 年以上 (計算時依各燃料 棒實際的冷卻時間)	10	保守

表 6.1.3-3. 預定裝載燃料的輻射源項與安全分析報告結果的差異

射源強度 (n/s)	預定裝載燃料	安全分析報告		保守度
		SAS2H	TRITON	
燃料中子	2.526×10^8	7.102×10^9	7.726×10^9	保守 (28)
燃料光子	1.611×10^{16}	6.233×10^{16}	6.497×10^{16}	保守 (3.9)
結構光子	1.434×10^{13}	4.602×10^{14}	3.664×10^{14}	保守 (32)

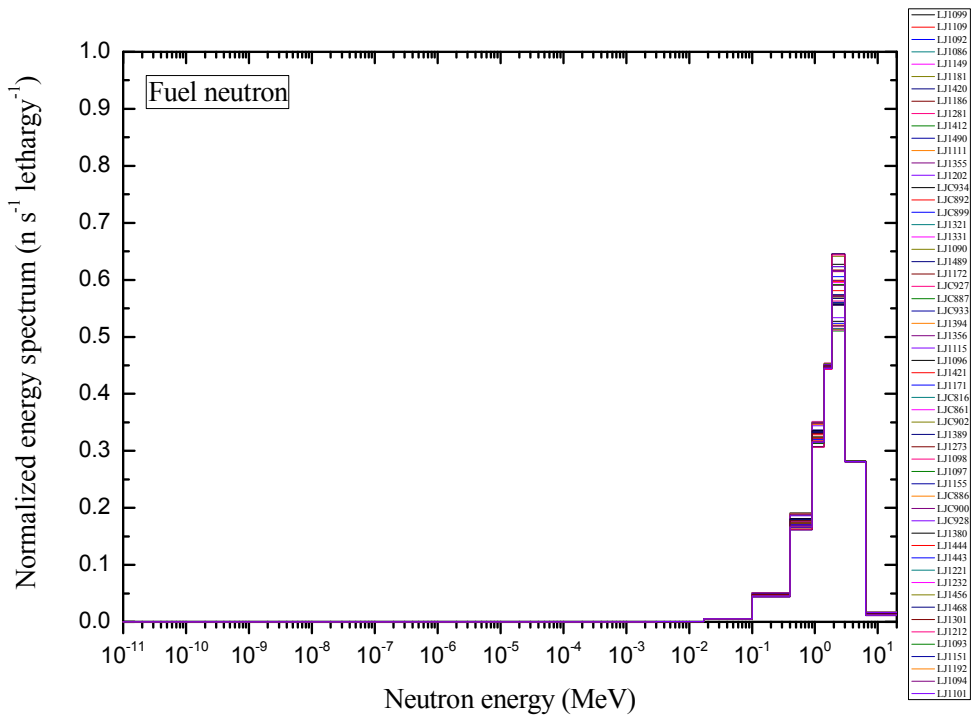


圖 6.1.3-1. 待貯存用過核子燃料的燃料中子射源能譜

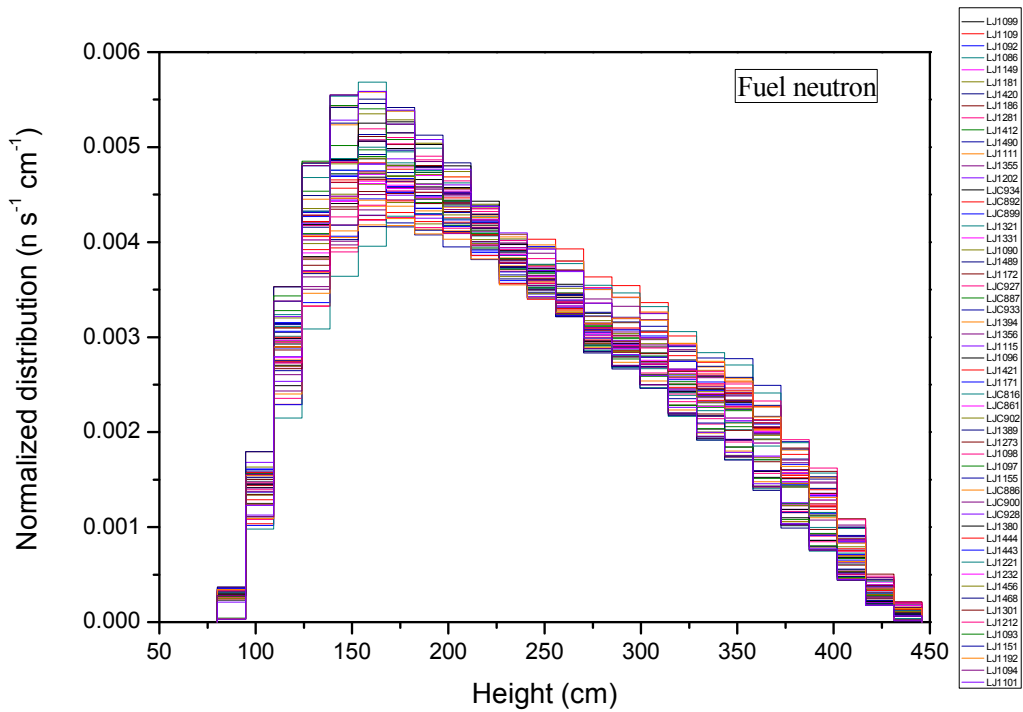


圖 6.1.3-2. 待貯存用過核子燃料的燃料中子射源軸向分佈

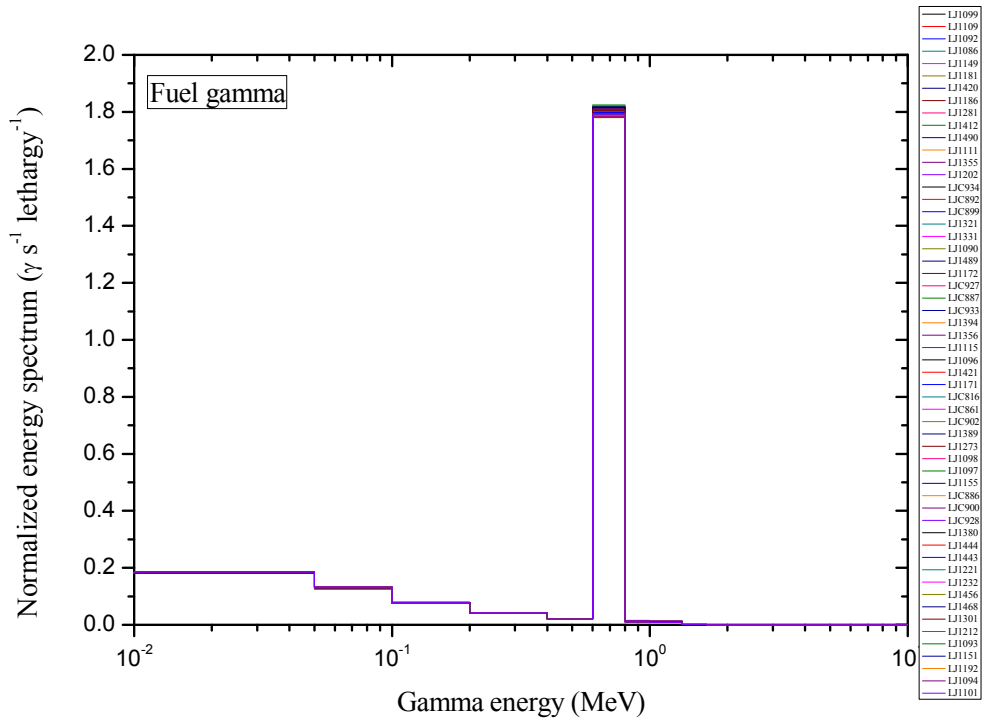


圖 6.1.3-3. 待貯存用過核子燃料的光子射源能譜

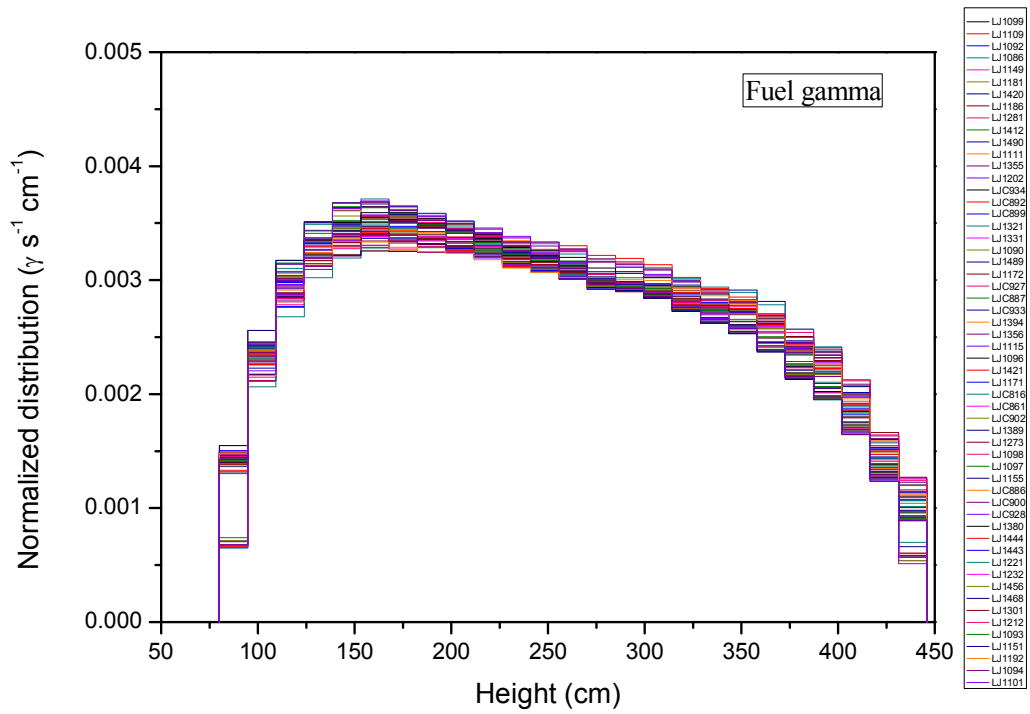


圖 6.1.3-4. 待貯存用過核子燃料的燃料光子射源軸向分佈

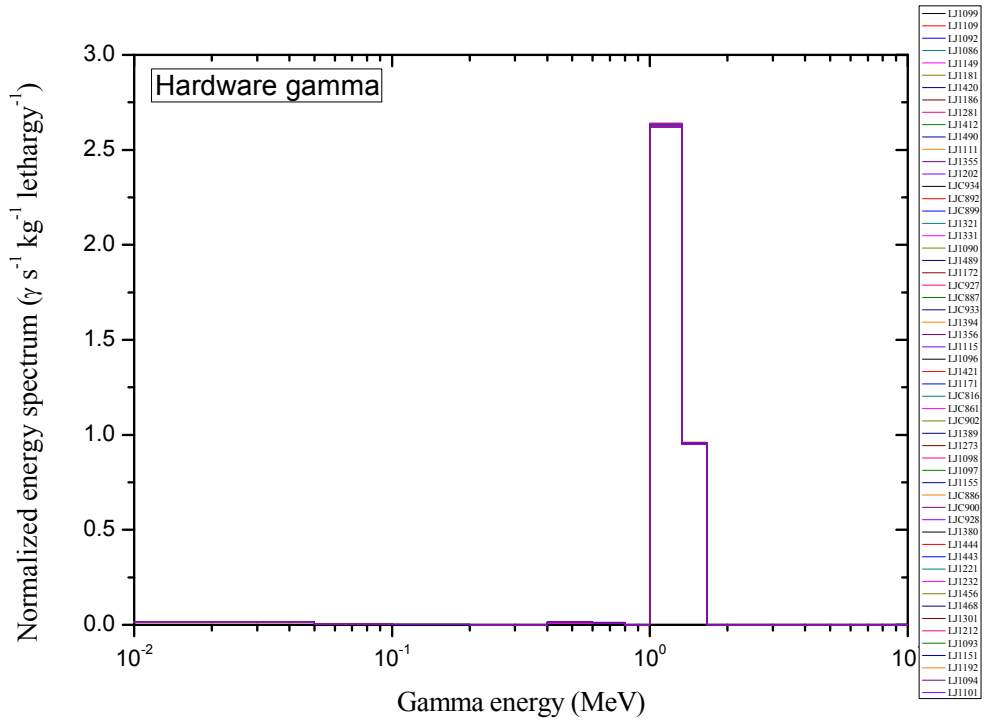


圖 6.1.3-5. 待貯存用過核子燃料的結構光子射源能譜

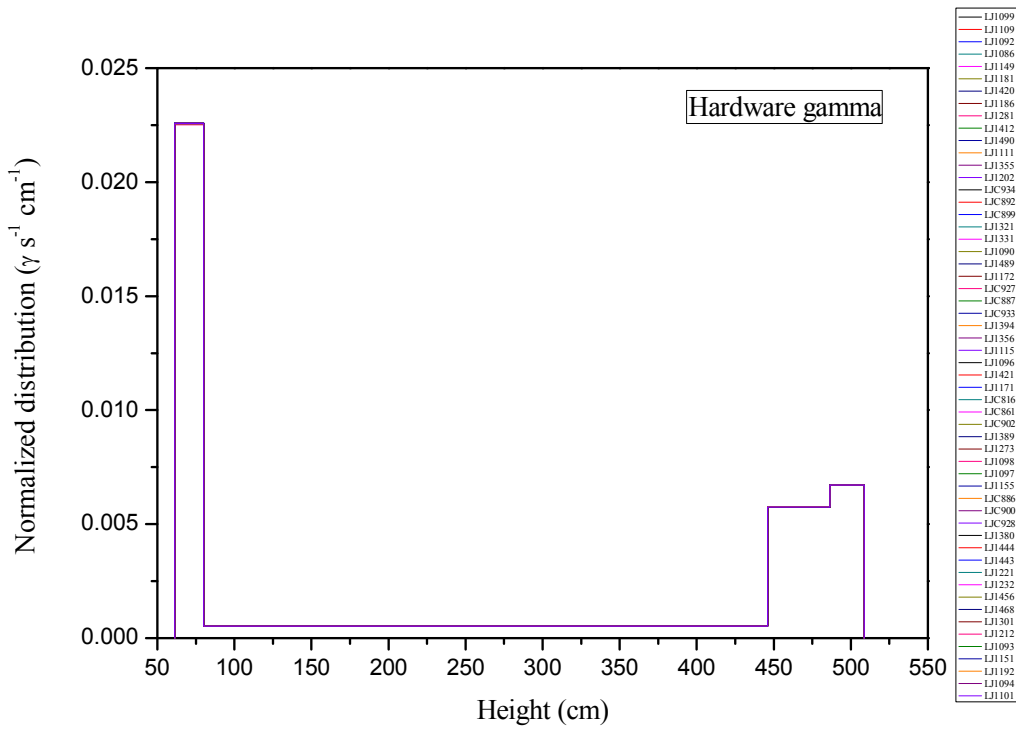


圖 6.1.3-6. 待貯存用過核子燃料的結構光子射源軸向分佈

6.2. 用過核子燃料乾式貯存屏蔽分析輻射源項假設條件的保守度評估

預定裝載用過核子燃料之輻射源項的結果顯示，3種射源項的能譜以及軸向分佈與安全分析報告的結果相似。表 6.1.3-3.的比較結果顯示，燃料中子射源強度較安全分析報告保守約 28 倍，燃料光子射源保守約 3.9 倍，結構光子射源約 32 倍。此比較分析明顯指出如下結論，根據設計基準燃料的安全分析報告的劑量評估結果具有相當程度的保守性，符合安全設計與分析的宗旨。

6.3. 根據實際熱測試的裝載燃料，進行乾式貯存設施各子系統護箱表面劑量率計算的評估

本節表面劑量率的分析以核一廠用過核子燃料乾式貯存護箱系統 INER-HPS (INER High Performance System) 為目標。為了和安全分析報告作合理比較，護箱各子系統與乾式貯存設施的尺寸與材料皆依照安全分析報告的描述。

6.3.1. 設計基準

乾式貯存設施運轉時，當護箱裝載符合 14 kW 熱負載之設計基準燃料時，不可超過以下限值：

- (1) 密封鋼筒(包含結構與屏蔽上蓋)頂部的平均表面劑量率須小於 3.0 mSv/hr；
- (2) 傳送護箱側壁的平均劑量率須小於 4.0 mSv/h；
- (3) 混凝土護箱側壁的平均劑量率須小於 0.5 mSv/h；
- (4) 混凝土護箱空氣進/出口表面的平均劑量率須小於 1.0 mSv/h；
- (5) 混凝土護箱頂蓋表面的平均劑量率須小於 0.5 mSv/h。

護箱各子系統 (TSC、TFR、VCC、與 AOS) 的幾何模型與材料組成請參考安全分析報告。

6.3.2. 分析程式

乾式貯存護箱各子系統的表面劑量率分析，使用與安全分析報告 (MCNP) 不同之 SCALE 6 程式集中的 MAVRIC 程式。

MAVRIC (Monaco with Automated Variance Reduction using Importance Calculations) 利用蒙地卡羅方法處理困難的輻射遷移計算。對於深穿透的問題，亦可在合理的計算時間內，提供高精確度的粒子通率與劑量率估計值。MAVRIC 是以 CADIS (Consistent Adjoint Driven Importance Sampling) 方法為基礎，先利用 S_N 決定論法進行一次近似的遷移計算，內建 Denovo 程式自動將 3D 的問題幾何粗略分格以執行離散座標計算，決定出空間中不同位置與不同能量的伴隨通率 (adjoint flux)。MAVRIC 利用伴隨通率的結果建構出空間與能量相依的最佳化權重設定，提供粒子於蒙地卡羅射源取樣與遷移時的指引。接著，MAVRIC 依

射源取樣建議與粒子重要性分佈，呼叫可處理 3D 與多能群射源的屏蔽計算程式 Monaco，執行蒙地卡羅方式的粒子遷移計算。MAVRIC 亦可提供材料核數據處理的功能。

6.3.3. 屏蔽分析結果

預定裝載燃料與設計基準燃料的屏蔽分析計算幾何模型如圖 6.3.3-1 所示。圖中左側是含有 56 根用過核子燃料束細部幾何結構的計算模型，不同於 SAR 中以均勻化處理密封鋼筒結構的簡化模型。射源項強度的差異可參考表 6.1.3-3，預定裝載燃料的能譜與軸向分佈可參考圖 6.1.3-1 至圖 6.1.3-6，徑向的分佈如圖 6.3.3-2 所示，與設計基準燃料均勻的徑向分佈不同。

(1) 乾貯護箱 VCC 與 AOS 表面劑量率評估結果

表 6.3.3-1 是預定裝載燃料於 VCC 表面的劑量率結果。結果指出，預定裝載燃料於 VCC 表面的劑量率較設計基準燃料（14 kW）的結果低，顯示安全分析報告的結果具有足夠的保守度，保守範圍估計為 11–58 倍之間。

表 6.3.3-1. 預定裝載燃料於 VCC 表面的劑量率結果

頂端		預定裝載燃料	設計基準燃料	保守度
燃料 中子	中子	4.16×10^{-3}	1.90×10^{-1}	保守 (46)
	光子	5.70×10^{-5}	2.52×10^{-3}	保守 (44)
燃料光子		1.95×10^{-3}	9.03×10^{-3}	保守 (4.6)
結構光子		8.44×10^{-4}	2.49×10^{-2}	保守 (30)
側面		預定裝載燃料	設計基準燃料	保守度
燃料 中子	中子	7.31×10^{-5}	4.03×10^{-3}	保守 (55)
	光子	1.51×10^{-4}	8.77×10^{-3}	保守 (58)
燃料光子		5.85×10^{-3}	6.43×10^{-2}	保守 (11)
結構光子		5.69×10^{-4}	1.34×10^{-2}	保守 (24)

當 VCC 於頂部與側面分別增加 30 公分與 35 公分後的混凝土成 AOS 後，預定裝載燃料於 AOS 表面的劑量率結果列於表 6.3.3-2。結果指出，預定裝載燃料於 AOS 表面的劑量率較設計基準燃料的結果低，顯示安全分析報告的結果具有足夠的保守度，保守範圍估計為 3.9–48 倍之間。

表 6.3.3-2. 預定裝載燃料於 AOS 表面的劑量率結果

頂端		預定裝載燃料	設計基準燃料	保守度
燃料 中子	中子	3.11×10^{-5}	1.53×10^{-3}	保守 (43)
	光子	3.20×10^{-5}	1.43×10^{-3}	保守 (47)
燃料光子		2.49×10^{-5}	1.20×10^{-4}	保守 (3.9)
結構光子		1.93×10^{-5}	6.05×10^{-4}	保守 (19)
側面		預定裝載燃料	設計基準燃料	保守度
燃料 中子	中子	1.35×10^{-6}	7.61×10^{-5}	保守 (41)
	光子	1.25×10^{-5}	7.21×10^{-4}	保守 (48)
燃料光子		4.13×10^{-5}	6.32×10^{-4}	保守 (11)
結構光子		9.06×10^{-6}	2.08×10^{-4}	保守 (22)

(2) 乾貯護箱 VCC 與 AOS 空氣進/出口表面劑量率評估結果

預定裝載燃料於 VCC 空氣進口表面的劑量率是約 1.03×10^{-2} mSv/h，設計基準燃料(14 kW)是 7.98×10^{-1} mSv/h。預定裝載燃料於 VCC 空氣出口表面的劑量率是約 8.37×10^{-3} mSv/h，設計基準燃料(14 kW)是 5.92×10^{-1} mSv/h。

結果指出，空氣進/出口表面的劑量率較設計基準燃料的結果低，亦低於設計基準要求的 1.0 mSv/h。

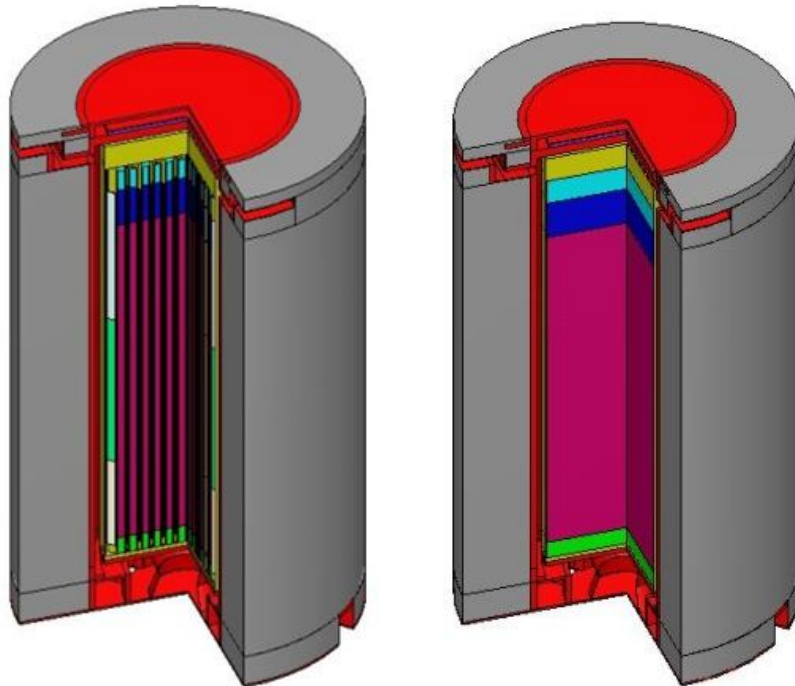


圖 6.3.3-1. 預定裝載燃料的屏蔽分析計算幾何模型

A	B	C	D	E	F	G	H	I
		LJ1099 48.2W	LJ1109 50.6W	LJ1092 50.7W	LJ1086 50.0W	LJ1149 48.2W		
	LJ1181 54.6W	LJ1420 61.5W	LJ1186 62.9W	LJ1281 64.6W	LJ1412 61.7W	LJ1490 61.6W	LJ1111 54.1W	
	LJ1355 54.6W	LJ1202 66.4W	LJC934 101.1W	LJC892 109.1W	LJC899 106.2W	LJ1321 65.8W	LJ1331 55.5W	
LJ1090 44.6W	LJ1489 60.9W	LJ1172 67.2W	LJC927 116.0W	LJC887 122.6W	LJC933 111.2W	LJ1394 68.6W	LJ1356 56.8W	LJ1115 43.9W
LJ1096 43.9W	LJ1421 58.6W	LJ1171 66.8W	LJC816 117.7W	LJC861 120.3W	LJC902 120.2W	LJ1389 68.4W	LJ1273 56.4W	LJ1098 44.0W
	LJ1097 56.1W	LJ1155 65.3W	LJC886 108.3W	LJC900 110.4W	LJC928 98.3W	LJ1380 66.5W	LJ1444 51.1W	
	LJ1443 53.1W	LJ1221 61.7W	LJ1232 61.7W	LJ1456 62.9W	LJ1468 62.9W	LJ1301 61.5W	LJ1212 51.2W	
		LJ1093 48.7W	LJ1151 50.0W	LJ1192 50.8W	LJ1094 49.9W	LJ1101 49.0W		

圖 6.3.3-2. 預定裝載燃料的佈局與衰變熱

6.4. 量化安全分析報告中輻射劑量評估值的保守度

如表 6.3.3-1 結果指出，由於燃料射源項強度的顯著差異，設計基準燃料於 VCC 表面的劑量率相當保守。設計基準燃料的燃料中子射源強度較預定裝載燃料保守約 28 倍（表 6.1.3-3），影響 VCC 頂部表面的中子劑量率保守約 46 倍，光子劑量率保守約 44 倍，側邊表面中子劑量率保守約 55 倍，光子劑量率保守約 58 倍。

設計基準燃料的燃料光子射源強度保守約 4 倍，影響 VCC 頂部表面的劑量率保守約 5 倍，側邊表面劑量率保守約 11 倍。結構光子射源強度保守約 32 倍，影響 VCC 頂部表面的劑量率保守約 30 倍，側邊表面劑量率保守約 24 倍。

相同地，如表 6.3.3-2 結果指出，由於燃料射源項強度的顯著差異，設計基準燃料於 AOS 表面的劑量率相當保守。設計基準燃料的燃料中子射源強度較預定裝載燃料保守約 28 倍，影響 AOS 頂部表面的中子劑量率保守約 43 倍，光子劑量率保守約 47 倍，側邊表面中子劑量率保守約 41 倍，光子劑量率保守約 48 倍。

設計基準燃料的燃料光子射源強度保守約 4 倍，影響 AOS 頂部表面的劑量率保守約 3.9 倍，側邊表面劑量率保守約 11 倍。結構光子射源強度保守約 32 倍，影響 AOS 頂部表面的劑量率保守約 19 倍，側邊表面劑量率保守約 22 倍。

6.5. 建立中子與加馬射線偵檢的自動化資料擷取系統

建立此系統的主要目的為驗證核一廠用過核子燃料乾式貯存護箱輻射劑量分析的正確性。利用高靈敏度的中子與加馬射線輻射偵檢器以及自動化資料擷取系統，配合自行設計的護箱表面輻射劑量掃描平台，可靠地測量用過核子燃料乾式貯存護箱表面的完整輻射劑量分佈。此一量測數據非常重要，可以用實驗方式確認安全分析報告計算結果的保守性；若是配合試運轉（熱測試）護箱裝填內容進行詳細的模擬與計算，此數據可進一步用於測試目前輻射屏蔽分析技術的準確程度。

6.5.1. 儀器設備

根據安全分析報告中的劑量結果推論，貯存護箱表面大部分區域的中子與加馬射線劑量率可能不高（因為試運轉時選擇裝載的用過核子燃料規格遠較設計值低），若是使用一般商業用手提式中子與加馬射線偵檢器大概不容易測量出完整可靠的護箱表面輻射劑量分佈。為了提高偵測效率，本系統採用了下列 3 種高效率的偵檢器，分別是(1)測量中子輻射的 ^3He 比例計數器 (^3He proportional counter)，型號為 GE-Reuter Stokes RS-P4-0818-202，搭配自行設計的中子緩速體已達最佳的中子偵測效率；(2)測量加馬射線劑量率的高壓游離腔（High-pressure ion chamber，簡稱 HPIC），型號為 GE-Reuter Stokes RSS-131；以及(3)測量累積加馬射線劑量的高效率氟化鋰熱發光劑量計（Thermo luminescent dosimeter，簡稱 TLD），型號為北京康柯洛電子有限公司的 TLD2000 系列。以下針對各別偵檢器的規格與性能逐項介紹：

(1) ^3He 比例計數器 (^3He proportional counter)

用過核子燃料貯存護箱表面的中子劑量主要來自燃料中子射源產生的貢獻。 ^3He 中子偵測的原理為，利用熱中子跟 ^3He 發生(n,p)反應($^3\text{He}+^1_0\text{n}\rightarrow^3_1\text{H}+^1_0\text{p}$)，此反應的作用截面很高（5330 barn），而且釋放出 0.764 MeV 的能量，而此能量與加馬射線在管內可能沉積的能量相比有很大的落差，因此可透過能量鑒別器過濾出中子的貢獻。本系統使用的 ^3He 中子偵檢器包含 3 個主要的組件，分別是 GE-Reuter Stokes 的 ^3He 比例計數器、Precision Data Technology (PDT) 的 100A/B 模組以及 6.5 cm 厚的聚乙烯中子緩速器，實體照片如圖 6.5.1-1 左側所示。 ^3He 比例計數器的長度 45.72 cm、直徑 2.54 cm、管壁為 1 mm 不銹鋼，內充有 4 大氣壓的 ^3He 氣體，濃度超過 99.9%，量測靈敏度可比一般常見中子偵檢器約高 10 倍以上，單獨一根對熱中子的效率是 54 cps/nv。PDT 100A/B 是一整合型的後端模組，可連接 ^3He 比例計數器使用，高度 7.6 cm、直徑 4 cm，內有高壓產生系統和訊號放大處理與輸出功能。

高壓產生器運作需由外部提供 12 V 的直流電，模組上有旋鈕 HV ADJ 可調整高壓大小，本模組的高壓範圍是 0 至 2200 V，根據實驗室中子射源測試與校正結果，高壓選擇設在平原區的位置約為 1800 V。另外，由於 ^3He 比例計數器基本上只與熱中子發生作用，為了增加測量快中子的效率，我們設計了一個 6.5 cm 厚的聚乙烯中子緩速體，經此修改中子偵檢器的能量反應函數如圖 6.5.1-2 所示。相較於幾乎只對熱中子有效的裸 (Bare) 偵檢器，圖中可見包覆 6.5 cm 聚乙烯之偵檢器的偵測範圍大幅往較高能 keV 至 MeV 範圍延伸，應可滿足本系統的要求；若是想要增加更高能量 (大於 10 MeV) 中子的偵測效率，可以在聚乙烯內層加入重金屬，如圖 6.5.1-3 中 PE+Pb 偵檢器是聚乙烯中加入一層 0.5 cm 厚的金屬鉛，透過高能中子的 (n,2n) 反應增加偵檢器對高能中子的偵測效率。

(2) 高壓游離腔 (High-Pressure Ion Chamber, 簡稱 HPIC)

用過核子燃料貯存護箱表面的加馬射線劑量，主要來源有 3 部分，燃料光子射源、結構物活化光子射源以及燃料中子射源產生的二次光子貢獻。本系統使用 GE-Reuter Stokes 型號 RSS-131 的 HPIC 來量測護箱表面的總加馬射線劑量。HPIC 是一個對加馬射線具有高靈敏度、高準確性及高穩定性的偵檢器，適用於環境輻射等級或低輻射場的量測，量測範圍在 0 至 10 R/h。HPIC 外觀如圖 6.5.1-4 所示，方形外殼內有一 10 inch 的不銹鋼殼球，內填充了 25 大氣壓的氬氣，因此偵檢效率特別高。當加馬射線和偵檢器的不銹鋼殼球作用時，二次帶電粒子進入填充的氬氣造成游離，偵檢器接上一個負 400 V 的偏壓，即可收集帶電粒子造成的游離程度，可用於校正出入射光子的通量和劑量。偵檢器能量響應係指不同入射光子能量對偵檢器的相對反應強度，理想的情況應該是一條相當平的直線，HPIC 的能量響應如圖 6.5.1-5 所示，偵檢器的有效能量偵檢範圍應該在 60 keV 以上的加馬射線，一直到接近 10 MeV 附近的加馬射線都維持相當固定的反應。

(3) 熱發光劑量計 (Thermo luminescent dosimeter, 簡稱 TLD)

上述 2 種輻射偵檢器都相當可靠靈敏，應可準確地測得用過核子燃料乾式貯存護箱表面的輻射劑量。唯一的缺點是偵檢器的體積龐大，測量的結果反應了實際上很大範圍內的平均劑量，因此掃描所繪出的護箱表面劑量分佈略嫌粗糙，而且真正測量位置與距離可能都有些不確定性。為了彌補此一缺點，並增加整個系統的可靠度，我們另外採用一組完全度例的加馬射線測量系統。本系統採用的是北京康柯洛電子有限公司的 TLD2000 系列氟化鋰熱發光劑量計。氟化鋰熱發光劑量計屬於固體積分式偵檢器，其特點是體積小，空間辨識度高、劑量計內部有效原子序接近於空氣和人體組織、不受電磁輻射的干擾、量測的範圍廣、量測下限值低、再現性佳、可使用於多種輻射場。其量測範圍在 10 μrad 至 1200 rad，對於 30 keV 至 3 MeV 光子之單位吸收劑量

的響應無能量依存性，量測再現性小於 3%，對重粒子（中子）產生吸收劑量的響應有線性能量轉移的依賴性，有利於區分出中子和光子混合場中加馬的貢獻。熱發光劑量計貯存信息的問穩定性，在室溫下存放 1 個月無明顯衰退，在 50°C 下存放 1 個月衰退約 3%。其對室內的光源（白熾燈泡與螢光燈）無明顯反應，但對日光的紫外光會有反應，故使用時應避免日光照射。工作環境應在溫度小於 50°C、相對濕度小於 90% 的地方。圖 6.5.1-6 是我們設計的測量裝置，內部 4 個白色元件即為氟化鋰熱發光劑量計，黑色小盒為其裝載盒以隔絕外在環境影響。我們準備了數百個這樣的熱發光劑量計小盒，1 盒裡面有 4 個熱發光劑量計，做為增加偵檢靈敏度與比較驗證用途。接著，準備數條很長的塑膠線，在其上以每 50 cm 間隔固定 1 個熱發光劑量計，屆時將整個貯存護箱分 8 個角度，每個角度黏貼 1 條附有熱發光劑量計的塑膠線，鋪設於貯存護箱表面，用來度量 2 天的累積加馬射線劑量。



圖 6.5.1-1. 測量中子的 ^3He 比例計數器、中子緩速體與測量加馬射線的高壓游離腔。

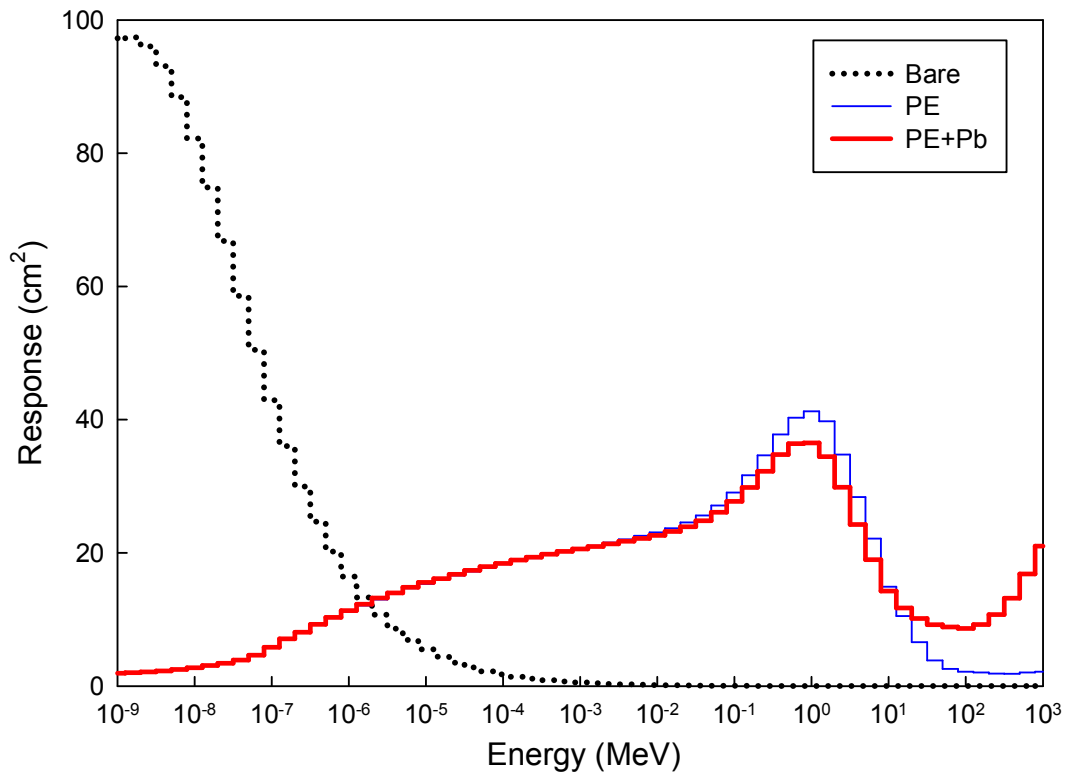


圖 6.5.1-2. ^3He 比例計數器搭配不同設計中子緩速體之能量響應函數的比較。

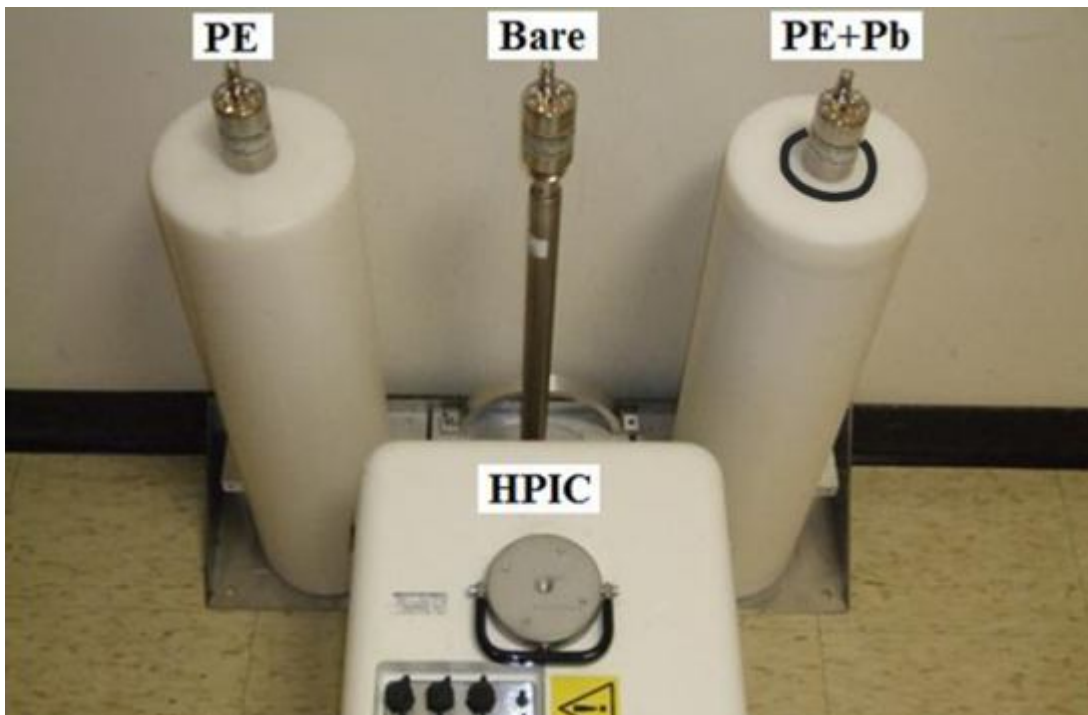


圖 6.5.1-3. 3 組 ^3He 比例計數器，分別是裸偵檢器(Bare)、包覆 6.5 cm 聚乙炔(PE) 與 6.5 cm 聚乙炔內含一層 0.5 cm 鉛 (PE+Pb)。



圖 6.5.1-4. 高壓游離腔的外觀與內部構造。

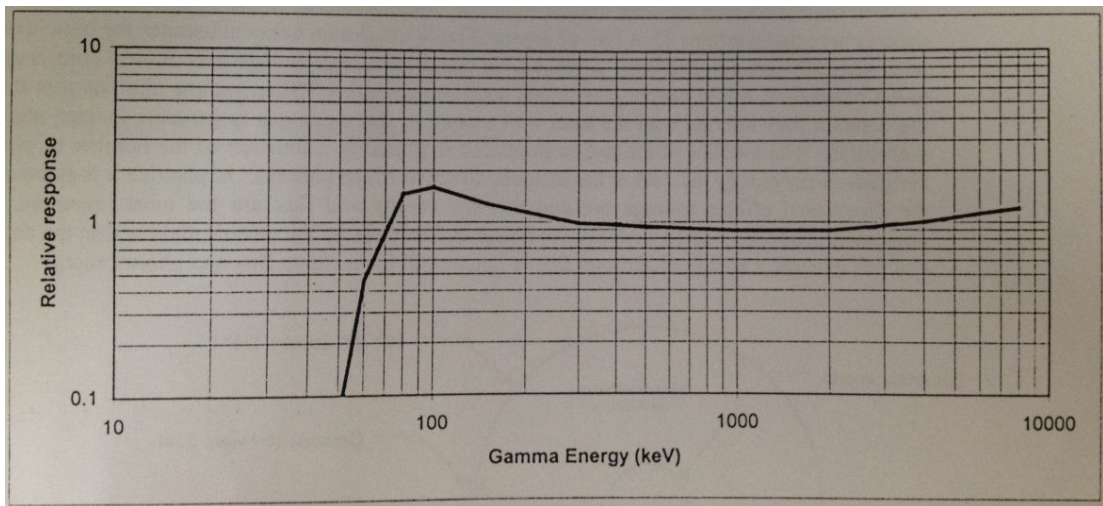


圖 6.5.1-5. 高壓游離腔的能量響應函數。



圖 6.5.1-6. 熱發光劑量計承裝盒與內部 4 片熱發光劑量計的實體圖。

6.5.2. 自動化資料擷取系統的開發

由於用過核子燃料貯存護箱體積相當龐大，位配合本系統完成護箱表面劑量的掃描，針對上述測量中子的 ^3He 比例計數器與測量加馬射線的高壓游離腔，我們開發了自動化資料擷取系統。使用 LabVIEW 程式建構了使用者資料擷取介面，如圖 6.5.2-1 所示，使用者介面左側顯示 2 種偵檢器的操作狀況與資料儲存，若與偵檢器有連線異常，錯誤訊息亦會在此顯示。量測貯存護箱表面的劑量，偵檢器需圍繞著貯存護箱移動，位確立偵檢器位置離表面高度的數值，我們採用了 Leica Geosystems 公司，型號 DISTO™ D3aBT 雷射測距儀，將其用電磁鐵固定於偵檢器支架，能即時偵測偵檢器與地表的距離。目前程式的設定每比量測數據的時間為 1 分鐘，當數據累積完畢，將會在使用介面的圖表上顯示出此數據與測量時的時間、高度、HPIC 與 ^3He 比例計數器量測的數值，以方便後續的資料整理。



圖 6.5.2-1. 護箱表面劑量自動化資料擷取系統與雷射測距儀。

6.5.3. 偵檢器掃描平台與實驗前準備

關於用過核子燃料貯存護箱表面劑量量測的規劃，護箱體積相當龐大，無法依靠人力執行測量作業，因此我們設計了一套偵檢器掃描平台。在正式量測之前，我們已經進行了 2 次前往金山核電廠的前置作業準備，第 1 次在民國 101 年 12 月，第 2 次在民國 102 年 1 月。以下為 2 次偵檢器掃描平台安裝測試的紀錄圖表以供參考。

第 1 次的儀器架設紀錄



用過核子燃料貯存護箱實體圖（高約 6 公尺、直徑約 4 公尺），圖右下方為工作人員，圖左下方可見一個測量中子 ^3He 比例計數器與一個測量加馬射線劑量率的高壓游離腔。



偵檢器掃描平台安裝的第 1 步，組裝將至於護箱頂部的偵檢器旋轉與掃描平台。



因貯存護箱高度超過 6 公尺，偵檢器掃描平台沉重，故裝置架設時須請台電公司協助，利用場內包商的吊車幫忙架設。

第 1 次的儀器架設紀錄 (續)



準備 8 條很長的塑膠線，在其上以每 50 cm 間隔固定 1 個熱發光劑量計，將貯存護箱分成 8 個角度，每個角度黏貼 1 條熱發光劑量計塑膠線，用來度量護箱表面的累積劑量分佈。



利用吊車架設護箱頂部的偵檢器旋轉與掃描平台。貯存護箱側邊可見黃色直線條為熱發光劑量計的擺放方式。



架設完成護箱頂部與側邊的偵檢器旋轉與掃描平台，側邊有 2 支掃描支架，可以允許同時 2 組偵檢器進行輻射劑量的度量作業。

第 1 次的儀器架設紀錄 (續)



側邊支架設有偵檢器擺設位置，圖中可見 HPIC 與 ^3He 偵檢器置放於支架兩側。工業電腦主機與電源供應器亦固定於支架上，系統控制與資料傳輸可採用延長線或用無線網路的方式。



電腦控制系統實際測試結果不佳，顯示現場有多種儀器採用無線傳輸，為了避免訊號干擾，未來決定採取有線傳輸。雖然 HPIC 與 ^3He 偵檢器置放於架兩側，但因系統過重且左右重量不平衡，掃描平台的上下移動不順，結論是側邊掃描支架需要改良。

第 2 次的儀器架設紀錄

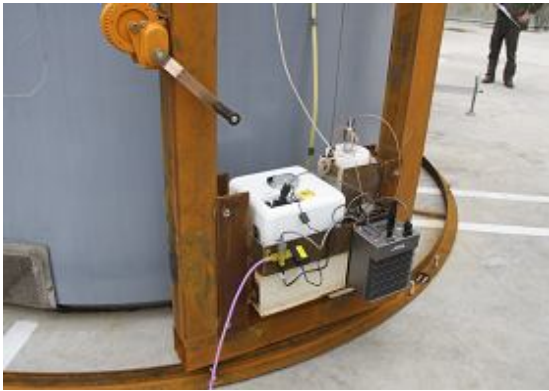


側邊掃描支架修正版，改良原來支架強度不足與旋轉困難的缺點。圖中可見測試過程投入大量人力的合作。

第 2 次的儀器架設紀錄 (續)



改良版的偵檢器掃描平台，側邊掃描支架改為雙柱支撐，下方增設旋轉軌道。圖中可見工作人員正在安裝擺設輻射偵檢器。



側邊支架設有偵檢器擺設位置，圖中可見 HPIC 與 ^3He 偵檢器置放於 2 支鐵柱中間。工業電腦主機與電源供應器亦固定於支架上，系統控制與資料傳輸採用有線模式操作。



安裝輻射偵檢器於掃描平台之後，確定 HPIC 與 ^3He 設定 OK。圖中顯示 3 位學生正在利用外接螢幕觀察儀器測試結果。

第 2 次的儀器架設紀錄（續）



進行掃描平台的移動與旋轉測試。因應第 1 次儀器架設所遭遇的問題，更改了側邊支架的設計，增設下方軌道，測試結果顯示儀器上下移動與旋轉的順暢。



偵檢器一切設定就緒，熱發光劑量計貼條都已裝設完畢，開始進行掃描平台的移動與旋轉，同時偵檢器自動紀錄輻射度量的結果。系統測試整體運作 OK。



第 2 次儀器架設完成，實驗室參與成員整體合影留念。帶正式熱測試的時間確定，我們規劃將到現場再進行一次安裝測試，確保一切儀器設備與組裝順利，等待試運轉時的輻射度量。

6.5.4. 未來實驗步驟規劃

待台電公司將用過核子燃料貯存護箱運送至貯存場擺設定位後，我們規劃依下列步驟執行量測工作：

- (1) 中子與加馬射線偵檢器的現場測試；
- (2) 測量掃描平台的安裝與測試；
- (3) 8 條 TLD 測量帶的安裝；
- (4) 安裝中子與加馬射線偵檢器於掃描平台與資料擷取測試；
- (5) 貯存護箱側邊輻射劑量 360 度掃描；
- (6) 貯存護箱頂部輻射劑量掃描；
- (7) 測量完成後卸下儀器與掃描平台。

另外，在貯存護箱運送過程中，我們也將觀察並參與台電公司執行的貯存護箱底部劑量測量工作。

7. 結論

本計畫深入分析核一廠乾式貯存熱測試預定裝載的用過核子燃料資訊，利用先進數值方法準確地評估乾式貯存護箱各子系統的表面劑量率，包含密封鋼筒（TSC）、傳送護箱（TFR）、混凝土護箱（VCC）、外加屏蔽護箱（AOS）以及離設施最近廠界的輻射劑量率。分析結果確認安全分析報告輻射劑量評估值的保守度並量化比較，亦可作為未來熱測試現場作業的輻射合理抑低措施的管制參考。

計畫中輻射源項的評估是以燃耗度 11.3 至 28.2 GWD/MTU、最大初始 ^{235}U 濃縮度 2.66%、最小初始 ^{235}U 濃縮度 1.90%、冷卻時間至少 10 年以上、與總衰變熱 3.83 kW 等預定裝載燃料條件的 GE 8×8-1 與 GE 8×8-2 型燃料作為分析評估標的；安全分析報告中是以燃耗度 36 GWD/MTU、最大初始 ^{235}U 濃縮度 3.25%、最小初始 ^{235}U 濃縮度 1.90%、冷卻時間 10 年、與總衰變熱 13.19 kW（安全分析報告中以 14 kW 表示）等保守的條件作為設計基準燃料。經以 TRITON 評估後，確認設計基準燃料的能譜與軸向分佈與預定裝載燃料的特性相當接近，但設計基準燃料射源項的強度則明顯保守，相較於預定裝載燃料，燃料中子射源強度約保守 28 倍，燃料光子射源強度約保守 3.9 倍，結構光子射源強度約 32 倍。

以輻射源項的特性進行輻射屏蔽分析，安全分析報告的結果亦明顯保守。以設計基準燃料為條件之 VCC 頂端的總劑量率是保守的約 32 倍，側面是保守的約 14 倍，空氣進/出口則是保守的約 74 倍；AOS 頂端的總劑量率是保守的約 34 倍，側面是保守的約 26 倍。預定裝載燃料與熱測試護箱的所有關鍵評估條件與分析結果，以及與安全分析報告的比較統整於表 7-1。

另外，已建立可完整測量護箱表面中子與加馬射線的輻射偵檢自動化資料擷取系統，提供未來於熱測試時測量實際裝載用過核子燃料的混凝土護箱表面劑量率時使用，並奠定實測與計算的比對能力。

表 7-1. 預定裝載燃料與熱測試護箱的所有關鍵評估條件
與分析結果，以及與安全分析報告比較的總整理

項目	熱測試護箱	安全分析報告	保守度
燃料棒	GE 8×8-1 GE 8×8-2	待貯存用過核子 燃料各項參數的 最保守值	保守
燃耗度 (GWD/MTU)	11.3~28.2	36	保守
最大 ²³⁵ U 濃縮度	2.66%	3.25%	保守
最小 ²³⁵ U 濃縮度	1.90%	1.90%	相同
冷卻時間 (年)	至少 10 年以上 (計算時依各燃料 棒實際的冷卻時間)	10	保守
總衰變熱 (kW)	3.83	13.19	保守
燃料中子強度 (n/s)	2.526×10^8	7.726×10^9	保守 (28)
燃料光子強度 (γ /s)	1.611×10^{16}	6.497×10^{16}	保守 (3.9)
結構光子強度 (γ /s)	1.434×10^{13}	3.664×10^{14}	保守 (32)
VCC 頂端劑量率 (mSv/h)	7.01×10^{-3}	2.26×10^{-1}	保守 (32)
VCC 側邊劑量率 (mSv/h)	6.64×10^{-3}	9.05×10^{-2}	保守 (14)
VCC 空氣進/出口 (mSv/h)	9.35×10^{-3}	6.95×10^{-1}	保守 (74)
AOS 頂端劑量率 (mSv/h)	1.07×10^{-4}	3.69×10^{-3}	保守 (34)
AOS 側邊劑量率 (mSv/h)	6.42×10^{-5}	1.64×10^{-3}	保守 (26)

8. 參考文獻

1. NAC International, Inc., “Final Safety Analysis Report for the UMS Universal Storage System,” Docket No. 72-1015, Revision 3, March, 2004.
2. NAC International, Inc., “BWR Gamma and Neutron Source Term,” Work Request/Calc. No: EA790-4002, Revision 1, April, 1997.
3. 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。
4. 核能研究所，「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。
5. SCALE6/TRITON: “SCALE: A Module Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluations,” ORNL0TM-2005039, Version 6, Vols. I, II, and III, Oak Ridge National Laboratory, USA (2009).
6. SCALE6/MAVRIC: “SCALE: A Module Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluations,” ORNL0TM-2005039, Version 6, Vols. I, II, and III, Oak Ridge National Laboratory, USA (2009).