

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

國際用過核子燃料運送
輻射安全案例研析

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： 103FCMA015
報告日期： 中國民國 104 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	11
6. 完成之工作項目及具體成果	16
6.1. 蒐集及研析國際用過核子燃料運送作業輻射安全評估案例	17
6.2. 分析我國用過核子燃料的輻射源項特性	20
6.2.1. 用過核子燃料分析條件.....	20
6.2.2. 分析程式：TRITON	20
6.2.3. 分析結果.....	22
6.3. 建立我國用過核子燃料運送作業輻射安全評估技術	26
6.3.1. 運送護箱分析模型.....	26
6.3.2. 分析程式：MAVRIC	27
6.3.3. 分析結果.....	29
6.4. 研提我國用過核子燃料運送作業之輻射防護管制建議	34
7. 結論.....	36
8. 參考文獻	37

1. 中文摘要

用過核子燃料的運送是後端管理策略中相當重要的作業活動，有關運送作業的輻射安全是主管機關審查與管制的重點之一。我國現行的用過核子燃料後端管理策略是以「近程採廠內水池貯存、中程以廠內乾式貯存、長程推動最終處置」為主，並適時以國外再處理作業協助用過核子燃料的後端管理，因此未來不可避免將執行相關的廠外運送作業。

為清楚掌握運送作業的輻射安全，本研究計畫已參考國際用過核子燃料運送作業輻射安全評估案例，擇要描述於 6.1 節。文獻結果指出，裝載用過核子燃料之 TN12 與 TN17 型運送護箱於側邊的表面劑量率呈現中間較低、兩端較高的趨勢，距離表面 1 公尺後劑量率分佈均勻，劑量率大小約下降 1/10。

另利用先進數值方法 SCALE/TRITON 與 MAVRIC 完成用過核子燃料輻射源項的特性分析與運送護箱周遭的輻射劑量率分析，同時建立我國用過核子燃料運送作業輻射安全評估技術，並研提我國用過核子燃料運送作業之輻射防護管制建議與安全審查的參考。研究結果顯示，由於考慮輻射源項的來源相同，因此 GE 9×9-2 與 GE 8×8-1 型燃料的輻射源項能譜並無明顯差異。另於相同挑選條件下，GE 9×9-2 型燃料具有大 6% 的燃料光子強度，與大 6% 的燃料中子強度；GE 8×8-1 則具有大 3% 的結構光子強度。運送護箱最大的表面劑量率出現於側邊碳鋼壁較薄且無樹脂設計的區域，表面劑量率約 2.30 mSv/h；頂部表面的最大劑量率約 8.41×10^{-3} mSv/h，底部表面的最大劑量率約 3.25×10^{-1} mSv/h。距頂部表面 2 公尺處的最大劑量率約 7.32×10^{-4} mSv/h，距側邊表面 2 公尺處的最大劑量率約 7.26×10^{-2} mSv/h，距底部表面 2 公尺處的最大劑量率約 2.64×10^{-2} mSv/h。

本計畫成果是建立用過核子燃料運送作業輻射安全評估技術，協助主管機關進行審查作業。分析結果顯示運送護箱屏蔽設計的重要性，本計畫運送護箱的計算幾何模型是根據參考資料中有限的資訊建立，無額外增加其它設計，與實際運送護箱劑量率可能有所差異。經查放射性物質安全運送規則有規定乙型包件應提出申請並經主管機關核准，其申請書應檢附之資料已涵蓋運送護箱完整工程圖及各項材料參數，能進行用過核子燃料運送容器輻射劑量率精確計算，可提供主管機關審查之參考。

2. 英文摘要

Transportation of spent nuclear fuel is indispensable for various operations in the backend of nuclear fuel cycle. While spent nuclear fuel has been transported safely for many years worldwide, the shipment of the spent fuel off-site to a reprocessing plant or permanent storage site has never been done before in Taiwan. Radiation safety and dose assessment regarding the spent fuel transportation will be the main concern of the authorities and also general public. This study analyzed several case studies in literature about the transportation of spent fuels and successfully established key technologies in relevant radiation safety analyses. The source term evaluation of spent fuels of interest and shielding calculations for possible shipping casks were performed in this study.

In radiation safety analyses of this study, the source term evaluation of spent fuel was obtained using SCALE/TRITON calculation that can accurately predict the nuclide composition of a spent fuel and associated radiation sources based on automatic and rigorous treatments of cross-section processing, neutron transport and fuel depletion. The shielding calculations for shipping casks with TRITON results were carried out by using SCALE/MAVRIC calculations that combine the strengths of both deterministic and Monte Carlo transport calculations, and use an effective variance reduction technique called the Consistent Adjoint Driven Importance Sampling (CADIS) to make challenging Monte Carlo simulations computationally practical.

The methods and tools established in this study can be easily adapted to performing similar analyses for independent verification if necessary and can provide the authorities with a solid basis for reviewing the plan for transportation of spent nuclear fuel in Taiwan.

3. 計畫緣起

用過核子燃料屬具有高活度的放射性物質，運送時須依「放射性物質安全運送規則」維持相關人員與環境的輻射安全。核子燃料經反應器使用過後，會產生高活度的分裂產物，這些分裂產物的衰變會放出高強度的中子與加馬射線。當這些高放射性物質擬進行異地的貯存、最終處置、或再處理作業時，則涉及用過核子燃料運送作業。

由於用過核子燃料的高活度，運送作業開始執行前，業者須選擇適當設計的運送護箱，並檢附相關文件，向主管機關申請運送護箱的設計核准使能使用。後於第一次作業前，須加以確認運送護箱設計、屏蔽性能、與中子屏蔽的存在及分佈均符合原核准規定，另於每次作業前，量測用過核子燃料的同位素成分，確認次臨界分析的中子增值較實際保守。承載用過核子燃料後的運送護箱，於例行運送狀況下的表面劑量率與距表面 2 公尺處的劑量率亦須符合相關輻射強度的限制。

我國用過核子燃料運送作業申請的審查與管制屬行政院原子能委員會放射性物料管理局(以下簡稱物管局)的業務職掌，為清楚掌握運送作業的輻射安全，物管局委辦「國際用過核子燃料運送輻射安全案例研析」研究計畫案。因此本研究計畫將配合物管局的規劃，蒐集與研析國際用過核子燃料運送作業輻射安全評估案例，並建立我國用過核子燃料運送作業輻射安全評估技術，最後研提我國用過核子燃料運送作業之輻射防護管制建議，提供物管局審查與管制作業參考。

4. 計畫目的

本研究計畫依物管局的建議，將蒐集國際上相關案例資料，清楚了解用過核子燃料的特性、運送作業的內容、與運送作業進行中有關輻射安全的關鍵參數。同時，基於本團隊過往執行相關研究計畫所累積的經驗與能力¹⁻⁵，建立我國用過核子燃料運送作業輻射安全評估技術，可依申請業者的運送計畫內容，快速建立評估模型進行分析驗證，協助物管局掌握運送作業的輻射安全審查。

用過核子燃料的運送是後端管理策略中相當重要的作業活動。退出的用過核子燃料一開始皆貯存於反應器旁的冷卻池中，再依後端管理策略以運送護箱將用過核子燃料移至異地的貯存設施、最終處置設施、或再處理設施進行後續處置作業。根據國際原子能總署（International Atomic Energy Agency，以下簡稱 IAEA）的報告指出，全世界每年約增加 1 萬公噸以上的用過核子燃料，其中約 1/3 將移至再處理設施進行再處理作業，約 2/3 將於反應器廠內或移至異地的貯存設施，以濕式或乾式的方法進行中長期貯存，顯示運送作業的需求相當可觀，國際上亦累積相當的經驗可供參考。IAEA 報告中亦指出，於從事用過核子燃料運送作業前，須備齊具有輻射安全評估的安全分析報告，向有關的主管機關申請運送作業許可，並依規定於運送作業的過程中，進行輻射安全的監測與維護。⁶

運送護箱因用過核子燃料輻射源項的特性，必須有中子與加馬屏蔽的設計，如圖 4-1 所示。以美國為例，核能管制委員會（Nuclear Regulatory Commission，以下簡稱 NRC）規定以開放型式（Open）的交通工具（如拖板車）執行運送作業時，運送護箱的表面劑量率不可超過 2 mSv/h，若有圍蔽包裝（Open w/Enclosure），或以封閉式（Closed）的交通工具運送時，運送護箱的表面劑量率則不可超過 10 mSv/h，如表 4-2 所示。距離交通工具 2 公尺（80 英呎）處的劑量率則不可超過 0.1 mSv/h。⁷⁻⁹

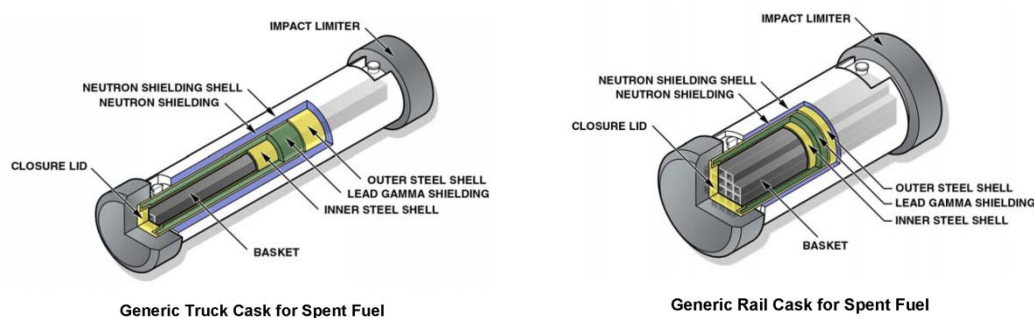


圖 4-1. 用過核子燃料運送護箱的示意圖；左圖是貨車用運送護箱，右圖是火車用運送護箱。⁸

我國現行的用過核子燃料後端管理策略是以「近程採廠內水池貯存、中程以廠內乾式貯存、長程推動最終處置」為主，並適時以國外再處理作業協助用過核子燃料的後端管理，因此未來將不可避免執行相關的廠外運送作業。為確保用過核子燃料運送的安全，行政院原子能委員會「放射性物質安全運送規則」已有規範用過核子燃料運送作業相關事項：

- 第 6 條

本規則所使用之專用名詞，其定義如下：

二十三、專用：指由託運人單獨使用，且其過程係由託運人或受貨人或其代理人在直接監督下裝卸之運送行為。

- 第 28 條

包件在第一次交運前應符合下列之規定：

一、對每一乙型及丙型包件與每一含有可分裂物質之包件，應保證其屏蔽、包封容器以及其熱傳導性能均已符合所核准設計之限制或在所指定範圍以內。

二、對每一含有可分裂物質之包件，當中子吸收體被特別列為包件之一部分時，應加以檢驗，以確認該吸收體之存在及分布均符合可分裂物質包件之規定。

- 第 29 條

包件在每次交運前應符合下列之規定：

一、應確認所有包件均已符合本規則之相關規定。

三、應確認每一乙型包件與丙型包件及每一含有可分裂物質之包件，及每一特殊型式放射性物質與低擴散性放射性物質，均符合其核准證書上所記載之規定及本規則之有關規定。

六、對含可分裂物質之包件，應先對其中已照射核燃料之同位素成分進行測量，以確認次臨界評估（見附件三）時所使用之中子增值，相對於此測量之同位素成分為較保守之估計。包件有附件三中柒、二款之阻止水滲入或漏出之特殊措施者，應確認每一包件均已通過該條規定之證明不滲漏試驗。

- 第 42 條

放射性物質之包件、外包裝、貨櫃及罐槽，裝入同一運送工具之數量，應受下列規定之限制：

三、在例行運送狀況下，運送工具外表面任一點之輻射強度不得大於 2 mSv/h；距外表面 2 公尺處不得大於 0.1 mSv/h。

- 第 44 條

包件或外包裝除以專用運送，或作專案核定運送外，其外表面上之任一點，最大輻射強度不得大於 2 mSv/h。

- 第 45 條

以專用運送之包件，其外表面上任一點之最大輻射強度，不得大於 10 mSv/h。

- 第 69 條

裝載託運物品之車輛為專用者，其輻射強度應受下列規定之限制：

一、車輛備有車廂，在運送中可阻止人員接近車廂內部；車輛內部之包件或外包裝，於運送中能保持固定；且在運送途中無裝卸操作時，則每一包件或外包裝外表面任一點，不得超過 10 mSv/h。

二、車輛外表面任一點，包括其上下兩表面，不得超過 2 mSv/h。為開敞式車輛，則在車輛外緣投影之垂直平面上任一點，以及在載運物品上表面，車體下表面任一點，不得超過 2 mSv/h。

三、在距車輛外側垂直平面 2 公尺處，不得超過 0.1 mSv/h。

- 第 71 條

載運 II - 黃類或 III - 黃類包件、外包裝、罐槽或貨櫃之道路車輛，除駕駛人員及其助手外，非經核准，不得載乘其他人員。

前項車輛核定載人座位，其輻射強度不得超過 0.02 mSv/h。但配戴個人偵測設備之人員，不在此限。

- 第 88 條

申請乙（U）型包件及丙型包件設計之核准，其申請書應檢附下列資料：

一、包件中放射性物質之詳細說明包括其物理、化學狀態及所發輻射之特性。

二、設計之詳細說明，包括完整之工程圖，所使用之各項材料及製造之方法等。

三、依附件四有關規定所做之各項試驗及其結果之說明；或根據計算，或以其他證據，證明本設計能符合本規則各項適用規定之說明。

- 四、使用本包裝時操作及維護指示之建議。
- 五、該包件之設計，其最大正常操作壓力在 100,000 帕斯卡（1 公斤力每平方公分）表壓以上時，應特別說明關於包封容器製造材料之規格，將採用之樣品及將進行之試驗等。
- 六、計劃裝載之放射性包容物為已照射之燃料者，申請人應說明並證實其安全分析中任何與燃料特性有關之假定，並應於交運前進行第 29 條第六款規定之量測。
- 七、經考慮所使用之各種不同運送方式、運送工具或貨櫃型式後，保證能使包件安全散熱之任何必要特別裝載條件。
- 八、表示包件組合之圖說，其尺寸宜在 21 公分乘 30 公分以下。
- 九、其他經主管機關指定事項。

• 第 89 條

申請乙（M）型包件設計之核准，其申請書除應檢附前條所列資料外，另應檢附下列資料：

- 一、列表表示未能符合乙（U）型包件規定之項目。
- 二、任何在運送期間應實施之補充操作管制。此項管制在保證包件之安全或彌補包件因前款原因所造成之缺失。
- 三、有關運送方式及任何特別裝載、載運、卸載、搬運程序限制之說明。
- 四、設計中已考慮之運送中可能遭遇周圍狀況（如溫度、日照等）之最高及最低限制。

我國「放射性物質安全運送規則」與美國對用過核子燃料運送護箱特定位置輻射劑量率的差異分析列於表 4-2。我國的放射性物質運送規則與美國對用過核子燃料運送護箱特定位置輻射劑量率限制並無明顯差異。運送時使用的工具或容器，若屬專用運送之包件，且備有可阻止人員接近的車廂或屬可關閉（Enclosure）與常關閉（Close）式的工具或容器，則外表面任一點不得超過 10 mSv/h，若屬敞開式，則外表面任一點不得超過 2 mSv/h，另距外表面 2 公尺處皆不得超過 0.1 mSv/h，經核定之司機與乘客的位置則不得超過 0.02 mSv/h。

表 4-1. 有關 NRC 對專用運送之包件周圍輻射劑量率的限制。⁷

包件與車輛的輻射劑量率限制 (49 CFR 173.441, 10 CFR 71.47(b)) 本表不可取代 DOT 或 NRC 對放射性物質運送的規定			
運送車輛的使用	專用		
運送車輛的型式	開敞式無圍欄	開敞式有圍欄	備有車廂
包件 (或指貨物的外包裝) 限制：			
外表面	2 mSv/hr (200 mrem/hr)	10 mSv/hr (1000 mrem/hr)	10 mSv/hr (1000 mrem/hr)
道路或鐵路運送車輛 (或指貨物的外包裝) 限制：			
外表面上任一點	N/A	N/A	2 mSv/hr (200 mrem/hr)
外緣投影的垂直平面上任一點	2 mSv/hr (200 mrem/hr)	2 mSv/hr (200 mrem/hr)	N/A
上表面	承載處：2 mSv/hr (200 mrem/hr)	圍欄處：2 mSv/hr (200 mrem/hr)	車輛處：2 mSv/hr (200 mrem/hr)
距外側垂直平面 2 公尺處	垂直平面： 0.1 mSv/hr (10 mrem/hr)	垂直平面： 0.1 mSv/hr (10 mrem/hr)	外側表面： 0.1 mSv/hr (10 mrem/hr)
下表面	2 mSv/hr (200 mrem/hr)		
司機與乘客位置	0.02 mSv/hr (2 mrem/hr)		

表 4-2. 我國與美國對用過核子燃料運送護箱特定位置輻射劑量率的差異

位置	我國放射性物質 運送規則	美國用過核子燃料 運送護箱限制 (Limits)
運送工具外表面任一點	不得大於 2 mSv/h	2 mSv/h
距運送工具外表面 2 公尺處	不得大於 0.1 mSv/h	0.1 mSv/h
車輛備有車廂，在運送中可阻止人員接近車廂內部；車輛內部之包件或外包裝，於運送中能保持固定；且在運送途中無裝卸操作時，則每一包件或外包裝外表面任一點	不得超過 10 mSv/h	10 mSv/h
車輛外表面任一點，包括其上下兩表面	不得超過 2 mSv/h	2 mSv/h
為開敞式車輛，則在車輛外緣投影之垂直平面上任一點，以及在載運物品上表面，車體下表面任一點	不得超過 2 mSv/h	2 mSv/h
距車輛外側垂直平面 2 公尺處	不得超過 0.1 mSv/h	0.1 mSv/h
司機與乘客位置	0.02 mSv/h	0.02 mSv/h

5. 執行方法以及進行步驟

蒐集國際核工相關期刊文獻，目前找到 3 篇有關用過核子燃料運送作業輻射安全評估的國際案例，分別簡述如下。

德國研究團隊於 1999 年發表有關執行用過核子燃料運送作業的經驗，與相關人員輻射曝露的研究報告。GKN 核能電廠於 1997 與 1998 年間分別以 3 組 CASTOR-V19 (圖 5-1) 運送護箱將用過核子燃料移至 Gorleben 中期貯存設施，運送作業中測量運送護箱周圍的輻射劑量率結果僅是當地 GGVS 法規限值的 1/3 至 1/4，如表 5-1 所示。¹⁰

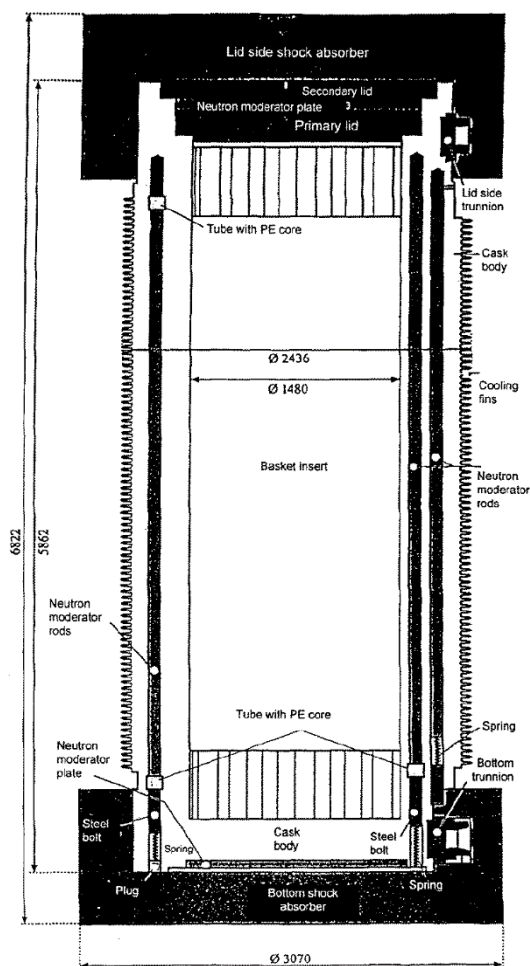


圖 5-1. CASTOR-V19。¹⁰

表 5-1. CASTOR-V19 運送護箱周圍輻射劑量率的測量結果。¹⁰

	Cask no 2			Cask no 3		
	Gamma	Neutrons	Sum	Gamma	Neutrons	Sum
Cask surface	0.90	0.0076	0.9076	0.90	0.0157	0.9157
Surface of transport hood	0.220	0.0041	0.2241	0.20	0.0085	0.2085
2 m away from transport hood	0.025	0.0026	0.0276	0.02	0.0026	0.0226
5 m away from transport hood, laterally	0.007	0.0014	0.0084	0.004	0.0001	0.0041
10 m away from transport hood, laterally	0.004	0.0005	0.0045	0.003	<0.01	0.003

	Cask no 4			Limit value
	Gamma	Neutrons	Sum	
Cask surface	1.00	0.031	1.031	10.0
Surface of transport hood	0.250	0.011	0.261	2.0
2 m away from transport hood	0.030	0.005	0.035	0.1
5 m away from transport hood, laterally	0.015	0.0029	0.018	—
10 m away from transport hood, laterally	0.006	0.0013	0.007	—

俄羅斯研究團隊於 2005 年發表有關用過核子燃料運送護箱周圍輻射環境模擬的研究報告。研究團隊先以 SAS2H/ORIGEN-S 計算俄羅斯地區常見之 VVER-1000 型反應器燃料的輻射源項，再以 1D 遷移計算軟體 XSDRNPM-S 與 3D 遷移計算軟體 MCNP4C 計算運送護箱周圍的劑量率。VVER-1000 燃料元件是正六邊形的立體柱，直徑 23.4 公分，高 353 公分，由 312 根 UO₂ 燃料棒組成，每根燃料棒有 488 克 UO₂ 與 429 克 U，²³⁵U 初始濃縮度 4.4%，平均燃耗值 44 kW/kgU，於退出後冷卻 3 年。假想的運送護箱可同時裝載 6 組相同的燃料元件，容器壁以 SS304 不鏽鋼與硼酸水溶液作為加馬與中子射線的屏蔽材料。研究結果顯示，SS304 與硼酸水溶液分別可顯著降低運送護箱周圍的加馬與中子劑量率，有效屏蔽加馬與中子射線，且屏蔽材料的厚度亦顯著影響輻射源項對容器周圍劑量率的貢獻，如表 5-2 所示。最後研究團隊強調，建議以 3D 計算軟體模擬用過核子燃料運送護箱與周圍環境的輻射遷移計算。¹¹

立陶宛研究團隊於 2010 年發表有關新設計之 RBMK-1500 型反應器燃料運送護箱的安全分析研究報告。Ignalina 核能電廠為將 1 號機的用過核子燃料移至 2 號機使用，並且亦可於除役時將用過核子燃料移至異地貯存設施，因此新設計運送護箱。研究團隊以 SCALE/SAS4 計算運送護箱周圍的輻射劑量率，計算模型如圖 5-2 所示，計算結果如圖 5-3 所示。計算模型中以退出後至少冷卻 1.5 年、最大燃耗值不超過 18.9 MWd/kgU、²³⁵U 初始濃縮度 2.6% 等保守條件評估用過核子燃料運送護箱的輻射劑量率，因此運送作業中的測量值比計算結果小。¹²

以上 3 篇國際運送作業輻射安全評估案例，與台灣電力公司（以下簡稱台電公司）「核一、核二廠用過核子燃料小規模國外再處理計畫」招標規範的比較列於表 5-3。

表 5-2. XSDRNPM-S 與 MCNP4C 計算假想運送護箱周圍輻射劑量率的結果。¹¹

Thickness (cm)	SCALE (SAS2H)		SCALE-MCNP			
	cc	D_γ	D_n	$D_{n\gamma}$	$D_{\gamma\gamma}$	D_γ
0	1.46E-01	6.71E+03	1.29E-01		7.74E+03	7.74E+03
10	8.62E-02	5.23E+01	1.11E-01	1.95E-04	8.64E+01	8.64E+01
20	5.23E-02	7.66E-01	7.60E-02	9.09E-05	1.18E+00	1.18E+00
30	3.08E-02	1.69E-02	4.78E-02	6.97E-05	3.12E-02	3.13E-02

Thickness (cm)	SCALE (SAS2H)		SCALE-MCNP			
	D_n	D_γ	D_n	$D_{n\gamma}$	$D_{\gamma\gamma}$	D_γ
0	1.46E-01	6.71E+03	1.21E-01		7.09E+03	7.09E+03
10	2.83E-02	3.44E+03	3.11E-02		4.50E+03	4.50E+03
20	5.20E-03	2.06E+03	6.04E-03		2.76E+03	2.76E+03
30	1.16E-03	1.20E+03	1.38E-03	1.75E-03	1.62E+03	1.62E+03

Δ (cm)	Steel		Water	
	D_n	D_γ	D_n	D_γ
0	1.21	0.95	1.21	0.95
10	0.91	0.69	0.91	0.76
20	0.86	0.74	0.86	0.74
30	0.84	0.65	0.89	0.76

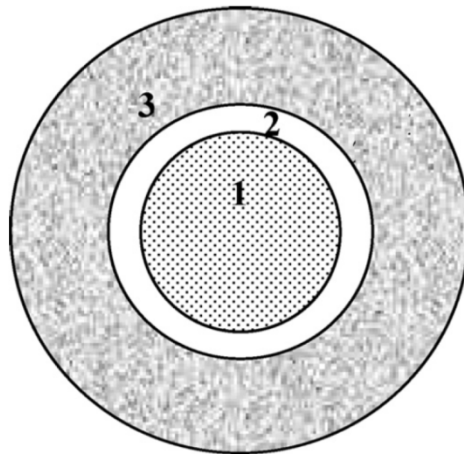


圖 5-2. Ignalina 用過核子燃料運送護箱的計算模型。¹²

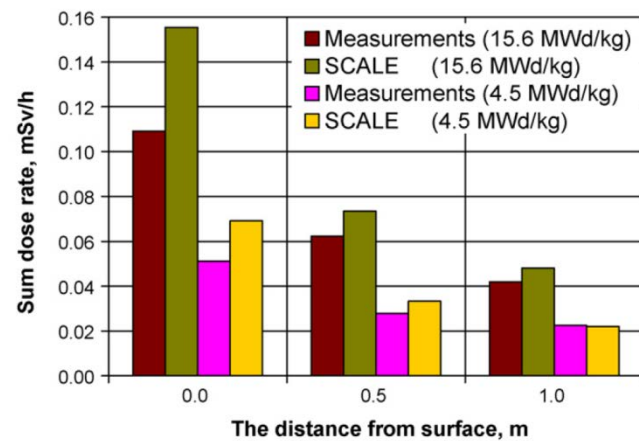
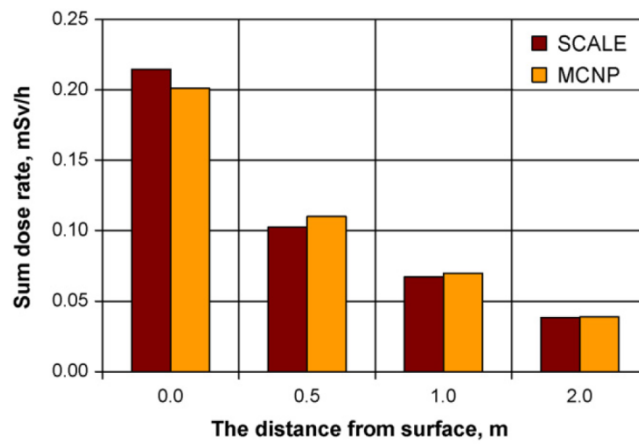
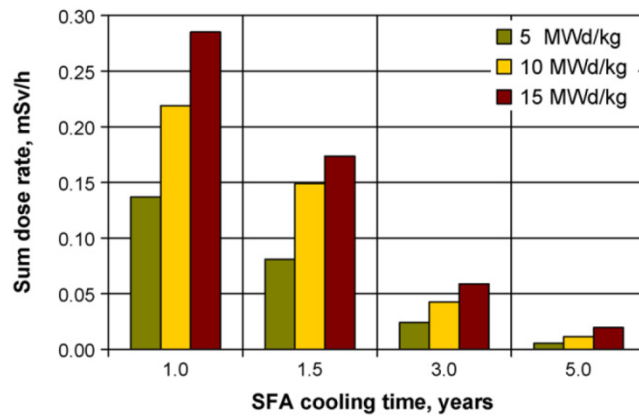


圖 5-3. 以 SAS4 計算 Ignalina 運送護箱周圍輻射劑量率的結果。¹²

表 5-3. 國際運送作業輻射安全評估案例比較

案例作者	Bentele	Kryuchkov	Rimkevicius	本計畫
運送國	德國	俄羅斯	立陶宛	台灣
反應器型式	PWR	VVER-1000	RBMK-1500	BWR
裝填燃料規格				
初始 ^{235}U	--	4.4%	2.6%	1.75-5%
燃耗度	--	44 kW/kgU	18.9 MWd/kgU	40 GMD/MTU
冷卻時間	--	3 年	1.5 年	10 年
運送護箱	CASTOR-V19	--	--	--
運送方式	--	--	--	路運
評估方法	測量	計算	計算	計算
評估工具	--	XSDRNPM-S MCNP4C	SCALE/SAS4	SCALE/MAVRIC
評估劑量	詳表 5-1	詳表 5-2	詳圖 5-3	--

依計畫設定目標與輻射安全分析的邏輯，本計畫擬採取下列方法與步驟：

1. 收集研讀用過核子燃料運輸國際案例，著重於輻射源項與輻射屏蔽分析的相關章節與其分析使用的方法。
2. 選定一種文獻資料較為完整的用過核子燃料運送護箱作為本計畫的分析標的，進行類似輻射源項與輻射屏蔽的分析。
3. 參考國際案例，利用 SCALE6/TRITON 技術探討用過核子燃料的中子與加馬射線射源，做為以下輻射劑量計算的基礎。
4. 參考國際案例，基於前述射源項特性，使用 SCALE6/MAVRIC 分析選定運送護箱的表面劑量率。
5. 建立我國用過核子燃料運送作業輻射安全評估與審查技術，作為我國用過核子燃料運送作業之輻射防護管制建議與安全審查的參考。

6. 完成之工作項目及具體成果

本計畫執行「國際用過核子燃料運送輻射安全案例研析」，依計畫書的規劃完成的工作項目有：

- (1) 蒐集及研析國際用過核子燃料運送作業輻射安全評估案例；
- (2) 分析我國用過核子燃料的輻射源項特性；
- (3) 建立我國用過核子燃料運送作業輻射安全評估技術；
- (4) 研提我國用過核子燃料運送作業之輻射防護管制建議。

6.1. 蒐集及研析國際用過核子燃料運送作業輻射安全評估案例

於 1989 年，荷蘭學者 J. L. Kloosterman 以屏蔽程式 MARMER 計算用過核子燃料運送護箱 TN12 的光子劑量率，並將計算結果與測量數據比較。TN12 是以厚度 262 至 302 mm 的環形鋼質材料組成，鋼材內是含碳化硼板的鋁合金製提籃，可容納 12 組燃料元件。鋼材外是銅質的鰭狀散熱片與樹脂材料。TN12 頂部與底部分別是厚 334 與 387 mm 的木質吸震材料。整個 TN12 的外直徑約 2500 mm，軸向長約 5345 mm（不含頂部與底部吸震材料）。圖 6.1-1（左）的結果顯示，距 TN12 表面 7 cm 處計算結果與測量數據間有 20% 的差異，距表面 100 cm 外的結果則相當一致，並強調 2.0 至 2.5 MeV 的光子劑量率佔約 75%，主要經 ^{144}Pr 的 2.1857 MeV 衰變能貢獻。圖 6.1-1（右）的結果顯示，由於高估 TN12 頂部材料 ^{60}Co 的活度，因此計算結果高估 4 倍。若以實際的 ^{59}Co 含量計算，則光子劑量率下降至 B' 點；若修正 ^{59}Co 的吸收截面，則劑量率下降至 B'' 點。¹⁴

r (cm)	z (cm)	Measured dose rates ($\mu\text{Sv/hr}$)	Calculated dose rates ($\mu\text{Sv/hr}$)	Contribution group 3 (%)
7	118	162	164	71
100	108	54	59	67
7	272	97	84	82
100	272	49	48	81
200	272	33	33	76
7	416	248	226	71
100	402	80	81	69
200	405	42	40	75

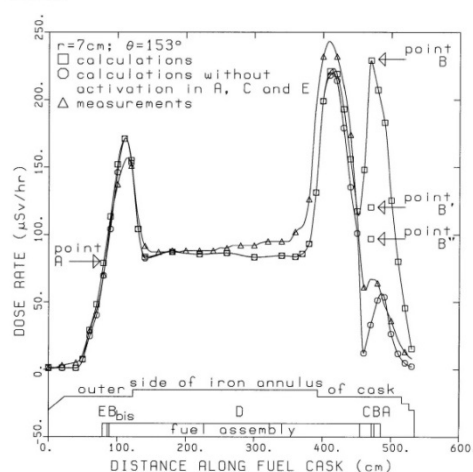


圖 6.1-1.（左）TN12 外圍部分位置的光子劑量率，（右）距 TN12 表面 7 cm 處軸向光子劑量率分佈。¹⁴

於 1986 年，日本學者 K. Ueki 分別以 2202D 計數器與 AE-133 游離式劑量計，測量運送護箱 TN-12A 周圍的中子劑量率與光子劑量率。圖 6.1-2（左）是 TN-12A 屏蔽結構的示意圖，圖 6.1-2（右）是擬裝載於 TN-12A 的用過核子燃料說明。圖 6.1-3（左）的結果顯示，TN-12A 的表面劑量率分佈並不均勻，中間表面的平均光子劑量率約 5.0 mrem/h。由於樹脂材料並未包覆於蓋子 (Lid) 與底部 (Bottom) 區域，因此蓋子與底部周圍表面有相當明顯的中子劑量率，最大約 10 mrem/h。整個 TN-12A (不考慮蓋子與底部區域) 的平均中子劑量率約 1.5 mrem/h。圖 6.1-3（右）的結果顯示，距 TN-12A 表面 1 m 處的光子劑量率分佈相當均勻，平均約 3 mrem/h，中子劑量率於蓋子與底部區域約 1 mrem/h，其餘區域約 0.9 mrem/h。

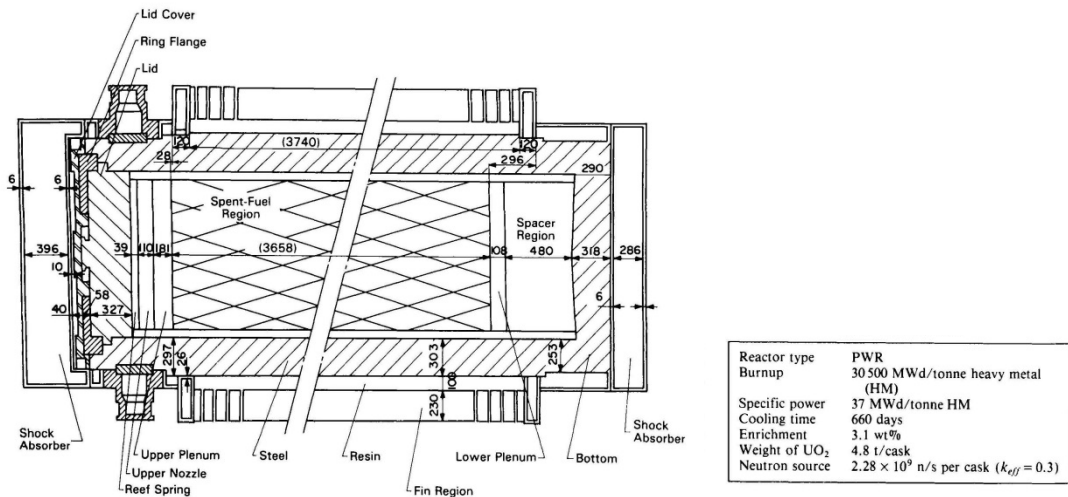


圖 6.1-2. (左) TN-12A 屏蔽結構示意圖，(右) 擬裝載於 TN-12A 的用過核子燃料說明。¹⁶

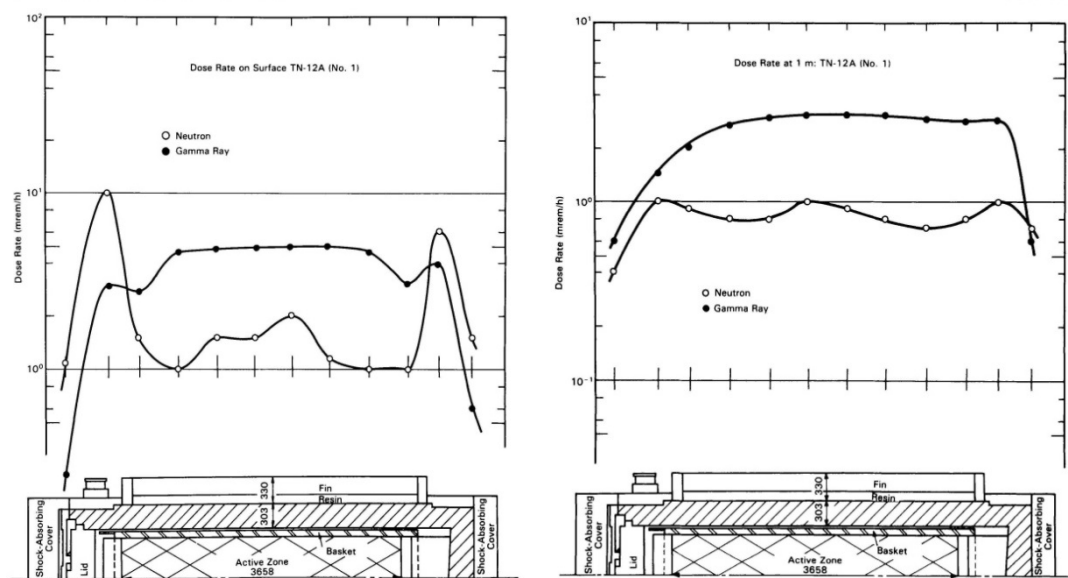
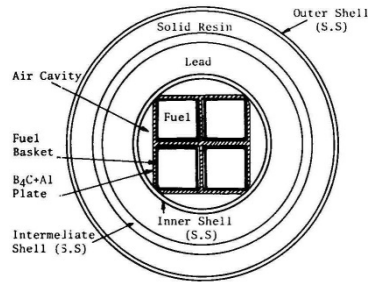


圖 6.1-3. (左) TN-12A 表面劑量率分佈，(右) 距 TN-12A 表面 1 m 處劑量率分佈。¹⁶

於 1988 年，韓國學者 H. Y. Kang 以軟體 ANISN 計算裝載 PWR 用過核子燃料之運送護箱周圍的光子與中子劑量率，並考慮當遭遇意外事故時運送護箱周圍的劑量率變化。擬裝載的用過核子燃料的燃耗是 38 GWD/MTU，並冷卻 3 年。圖 6.1-4 (左) 是運送護箱的幾何模型。圖 6.1-4 (右) 的結果顯示，運送護箱表面的總劑量率約 26 mrem/h，距表面 1 m 處的總劑量率約 9.4 mrem/h。若考慮假想的意外事故 (中子屏蔽材料 (樹脂) 的功能喪失) 距表面 1 m 處的總劑量率會增加至 180 mrem/h。¹³



Contents	Dose rate		
	Normal condition	Accident	
	Surface	1 m	1 m
Primary Gamma	17.6	6.5	28.8
Secondary Gamma	3.7	1.2	0.1
Neutron	4.8	1.7	151.9
Total	26.1	9.4	180.8
(Limit value)	(200.0)	(10.0)	(1,000.0)

圖 6.1-4. (左) 運送護箱的幾何模型，(右) 運送護箱周圍的劑量率分佈。¹³

於 2000 年，日本學者 Y. Momma 以軟體 DOT3.5 計算運送護箱 NFT-14P 周圍的劑量率分佈時，考慮的保守條件如下：

1. 由於 NFT-14P 末端的光子劑量主要經 ^{59}Co 活化後的 ^{60}Co 射源提供，且因材料中 ^{59}Co 濃度的不容易確定，因此活化計算時保守地增加 ^{59}Co 於材料中的含量；
2. 由於鰭狀的散熱片 (Fin，如圖 6.1-5 所示) 不容易仔細地模擬，因此於屏蔽計算中忽略散熱片的屏蔽影響，光子劑量率的計算結果亦較保守；
3. NFT-14P 末端耳軸 (Trunnion) 的形狀亦不容易仔細地模擬，因此末端劑量分佈呈現高估的情形。¹⁵

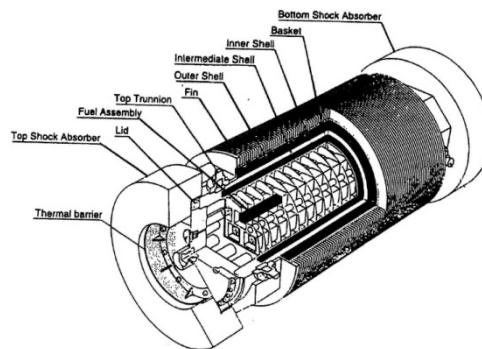


圖 6.1-5. NFT-14P 示意圖。¹⁵

6.2. 分析我國用過核子燃料的輻射源項特性

6.2.1. 用過核子燃料分析條件

參考「核一廠乾式貯存設計基準燃料」規格，以初始 ^{235}U 濃縮度是 1.75% 至 5%、燃耗度 40 GWD/MTU、與冷卻時間 10 年的 GE 8×8-1 與 GE 9×9-2 型 BWR 燃料，作為本計畫用過核子燃料的分析條件，如表 6.2.1-1 所示。

表 6.2.1-1. 本計畫用過核子燃料的分析條件與「核一廠乾式貯存設計基準燃料」的相應規格。

燃料型式*	初始 ^{235}U 濃縮度 (%)	燃耗度 (GWD/MTU)	冷卻時間 (年)	有效燃料長度 (吋)
本計畫用過核子燃料的分析條件				
GE 9×9-2	1.75% - 5%	40	10	150
GE 8×8-1	1.75% - 5%	40	10	144
「核一廠乾式貯存設計基準燃料」的相應規格				
GE 8×8-1	1.9% - 3.25%	36	10	144

*燃料的幾何資訊參考核一廠乾式貯存廠的安全分析報告。

用過核子燃料的輻射源項有燃料光子、燃料中子、與結構光子射源。燃料光子射源考慮來自用過核子燃料中之分裂產物、銻系元素與其子核所產生的光子，主要元素是 ^{137}Cs ；燃料中子射源則考慮來自銻系元素的自發分裂 (Spontaneous fission) 與 (α, n) 反應；結構光子射源則主要是由輕材質中的雜質，經中子活化產生 ^{60}Co 後再衰變產生的光子。

因此，另參考 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 。

6.2.2. 分析程式：TRITON

本計畫擬以 SCALE 6 中的 TRITON，計算用過核子燃料的輻射源項特性。

SCALE 是由美國橡樹嶺國家實驗室建立與維護的核子安全分析與設計模擬程式。美國 NRC、美國能源局 (U.S. Department of Energy)、與美國國家核能安全管理局 (National Nuclear Security Administration) 皆以 SCALE 執行有關核子

設施與運送貯存護箱設計的反應器物理分析、臨界安全分析、輻射屏蔽分析、與用過核子燃料特性分析。目前版本以更新至 6.1.3。SCALE 中有許多具不同功能的子程式，不僅可獨立執行，亦可以串接方式進行連續且系統性的分析。但為標準化各項分析的方法，開發者針對不同的目的，已於 SCALE 中建立了許多控制程式，如 TRITON 與 MAVRIC，自動地串接特定功能的子程式進行計算。

TRITON 是 SCALE 中執行反應器物理分析的控制程式。在 TRITON 的標準計算中，以 CENTRM 等程式產生計算問題所需的核數據，以 NEWT 執行 2-D 的粒子遷移計算，以 COUPLE 與 ORIGEN-S 執行核種衰變與燃耗計算。若獨立地依序執行 CENTRM 等、NEWT、COUPLE、與 ORIGEN-S 可計算用過核子燃料經單一燃耗週期後的同位素組成、輻射源項、與衰變熱。若以 TRITON 連續且遞迴執行，則可同時考慮多個單一燃耗週期與中間的冷卻時間，將前一個週期的計算結果作為後一個週期的初始條件進行計算，最後可得到用過核子燃料於各週期的特性。TRITON 流程圖可參考圖 6.2.2-1。

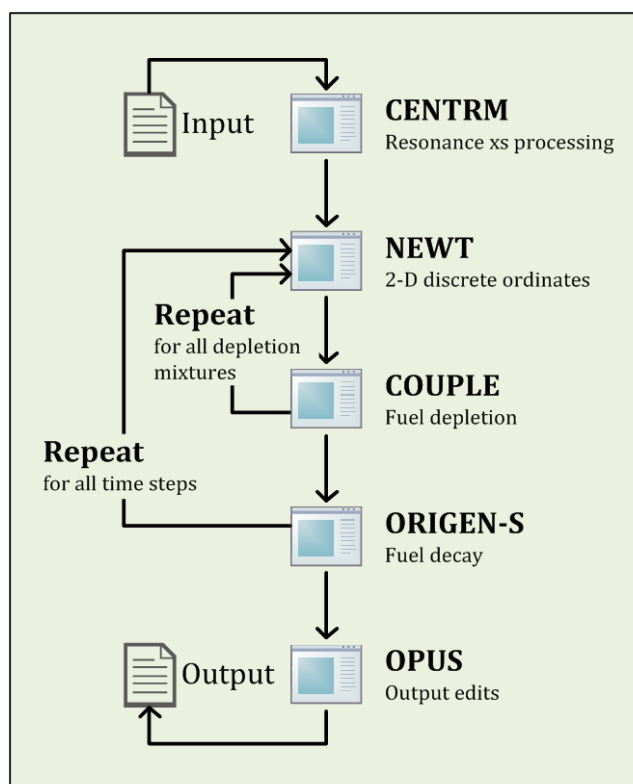


圖 6.2.2-1. TRITON 流程圖。

因此，TRITON 不僅可考慮多個單一燃耗週期與冷卻時間，對每週期還可自動地產生所需的核數據，並執行 2-D 的粒子遷移計算、核種衰變與燃耗計算，得到用過核子燃料隨時變的特性，是目前最好的方法。

本計畫中的輻射源項計算，擬以 TRITON 針對 GE 8×8-1 與 GE 9×9-2 型 BWR 用過核子燃料，進行輻射源項強度與能譜的計算。對於用過核子燃料輻射源項的特性，最關鍵的影響參數是燃料的規格與運轉歷史。TRITON 可依實際的燃料規格，以 3D 維度模擬用過核子燃料棒與燃料束在空間中的設計與配置，包含燃料棒中燃料丸的半徑、燃料棒的護套厚度、護套與燃料丸之間間隙的距離、燃料棒與燃料棒的距離、與燃料棒的長度，以及燃料束中燃料棒與水棒配置的情形、燃料束的護套厚度、與燃料束與燃料束的距離等。依實際使用的材料與燃料初始 ^{235}U 濃縮度，模擬各區域的元素組成、相對應的密度、與實際的溫度等，並搭配最新的核數據資料庫 ENDF/B-VII 進行計算。另外，TRITON 可依實際的運轉歷史，設定相對應的運轉功率、燃耗時間、與冷卻時間，以分段的方式，依序遞迴模擬用過核子燃料在使用時的組成變化。由於燃料的元素組成與爐心的中子密度皆隨時間不斷改變，因此以 TRITON 分段進行燃耗計算，將可有效反應實際的燃耗情形，得到可靠的用過核子燃料特性。最後使用 SCALE6/ORIGEN-S 依實際使用後的冷卻時間，自 TRITON 燃耗計算的最終核種組成結果，計算於冷卻過程中用過核子燃料核種組成隨時間的變化，以及相對應的中子與加馬輻射源的強度與能譜等，作為後續輻射屏蔽與劑量計算的輻射源項。

另依表 6.2.1-1 的條件，推算出 TRITON 於計算時需要之用過核子燃料的運轉功率與燃耗時間，列於表 6.2.2-1。

表 6.2.2-1. 符合表 6.2.1-1 條件之用過核子燃料的總鈾重、運轉功率與燃耗時間。

燃料型式	總鈾重 (MTU)	運轉功率 (MW/MTU)	燃耗時間 (天)
符合本計畫分析條件的用過核子燃料			
GE 9×9-2	0.1979	25.01	1599
GE 8×8-1	0.1866	26.52	1508
符合「核一廠乾式貯存設計基準燃料」規格的用過核子燃料			
GE 8×8-1	0.1866	26.52	1357

6.2.3. 分析結果

符合本計畫分析條件之用過核子燃料輻射源項計算結果彙整於圖 6.2.3-1 與表 6.2.3-1，並與「核一廠乾式貯存設計基準燃料」的計算結果比較。結果顯示，燃料光子的能量主要分佈於 0.6 至 0.8 MeV 間，表示用過核子燃料的燃料光子能量分佈符合預期，主要來自於經 ^{137}Cs 衰變後的光子，且由於考慮的來源相同，因此不同型式燃料的燃料光子射源能譜計算結果並無明顯差異。

而燃料中子的能量則分佈於 0.01 至 20 MeV 間，表示用過核子燃料的燃料中子射源能量分佈亦符合預期，主要來自於鈾系元素的自發分裂反應，且由於考慮的來源相同，因此不同型式燃料的燃料中子射源能譜計算結果並無明顯差異。

而結構光子的能量分佈於 1.0 至 1.7 MeV 間，表示用過核子燃料的結構光子射源能量分佈亦符合預期，主要來自於經 ^{60}Co 衰變後的光子，且由於考慮的來源相同，因此不同型式燃料的結構光子射源能譜計算結果並無明顯差異。

輻射源項強度的計算結果列於表 6.2.3-1。結果顯示，相同條件下的 GE 9×9-2 型燃料具有較大的燃料光子強度，約 1.32×10^{15} $\gamma/\text{s/assembly}$ ，與較大的燃料中子強度，約 2.27×10^8 n/s/assembly 。而相同條件下的 GE 8×8-1 則具有較大的結構光子強度，約 4.48×10^{12} $\gamma/\text{s/kg}$ 。

另外，相同型式下，符合本計畫分析條件之 GE 8×8-1 型用過核子燃料具有較大的輻射源項強度，另以 TRITON 針對初始 ^{235}U 濃縮度與燃耗度等關鍵參數進行關靈敏度分析，亦可得到相同趨勢的結果，分析結果如圖 6.2.3-2 與圖 6.2.3-3 所示。結果顯示，對於符合本計畫分析條件的用過核子燃料，具有較高初始 ^{235}U 濃縮度的用過核子燃料會產生較大的燃料光子強度，而具有較低初始 ^{235}U 濃縮度的用過核子燃料則會產生較大的燃料中子與結構光子強度，而具有較大燃耗度的用過核子燃料則會產生較大的燃料光子、燃料中子、與結構光子強度。

因此，符合本計畫分析條件之 GE 8×8-1 型用過核子燃料具有較高的最大初始 ^{235}U 濃縮度，與較大的燃耗度，所以「核一廠乾式貯存設計基準燃料」的燃料光子強度較小。且符合本計畫分析條件之 GE 8×8-1 型用過核子燃料具有較低的初始 ^{235}U 濃縮度，與較大的燃耗度，所以「核一廠乾式貯存設計基準燃料」的燃料中子與結構光子強度皆較小，呼應靈敏度分析的計算結果。

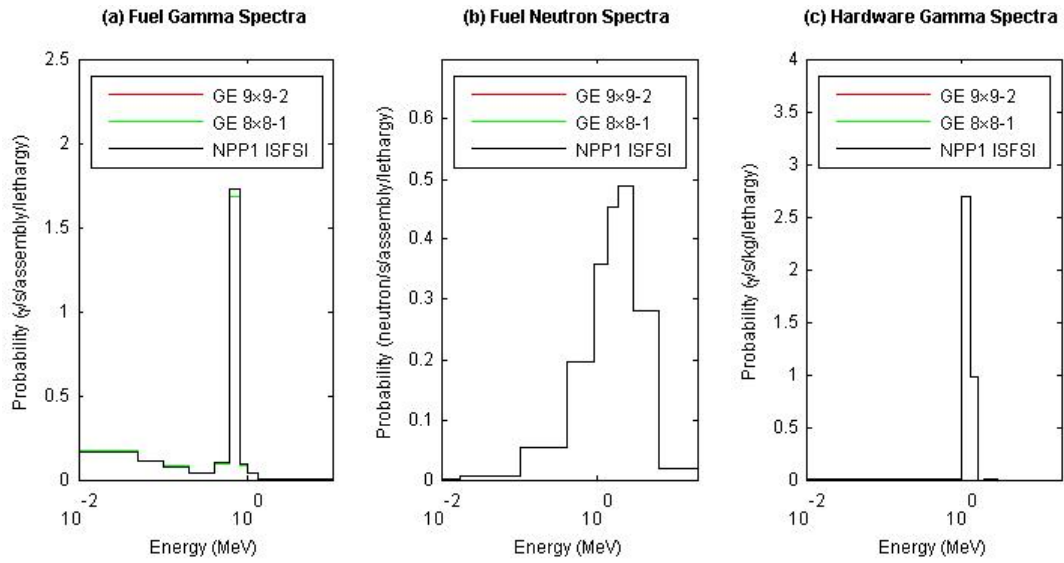


圖 6.2.3-1. 符合本計畫分析條件之用過核子燃料的 3 種輻射源項能譜，及其與「核一廠乾式貯存設計基準燃料」的比較。

表 6.2.3-1. 符合本計畫分析條件之用過核子燃料的 3 種輻射源項強度，及其與「核一廠乾式貯存設計基準燃料」的比較。

燃料型式	燃料光子射源 ($\gamma/s/assembly$)	燃料中子射源 ($n/s/assembly$)	結構光子射源 ($\gamma/s/kg$)
符合本計畫分析條件的用過核子燃料			
GE 9x9-2	1.32×10^{15}	2.27×10^8	4.36×10^{12}
GE 8x8-1	1.25×10^{15}	2.14×10^8	4.48×10^{12}
符合「核一廠乾式貯存設計基準燃料」規格的用過核子燃料			
GE 8x8-1	1.11×10^{15}	1.33×10^8	3.98×10^{12}

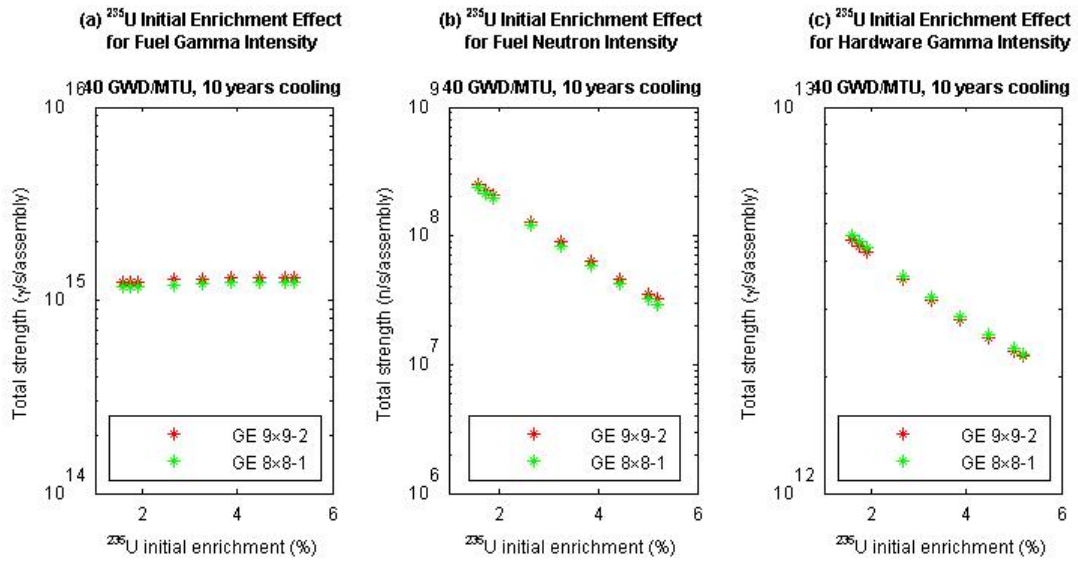


圖 6.2.3-2. 初始 ²³⁵U 濃縮度的不同對符合本計畫分析條件之用過核子燃料的影響。

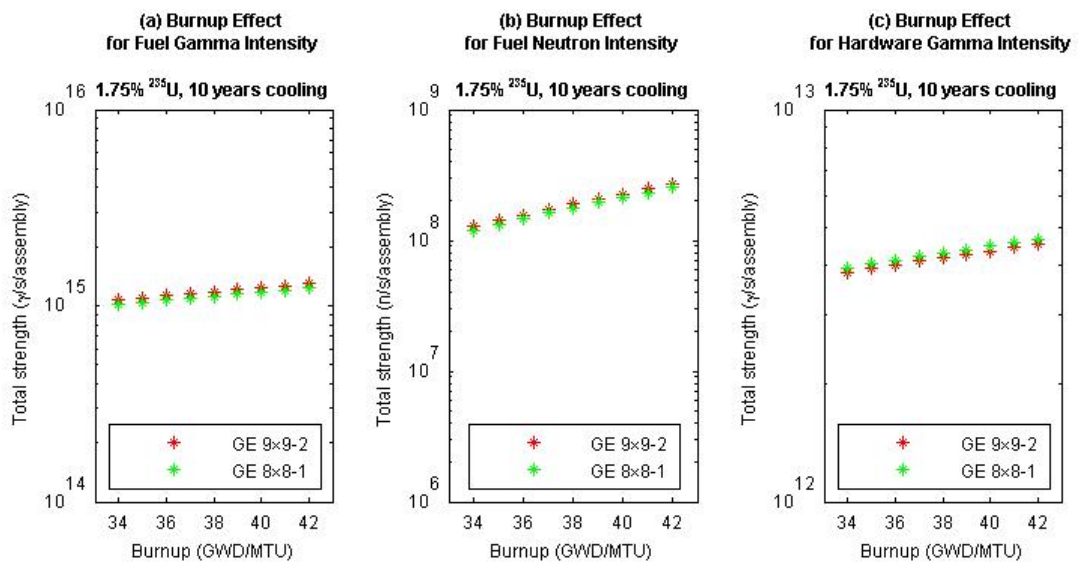


圖 6.2.3-3. 燃耗度的不同對符合本計畫分析條件之用過核子燃料的影響。

6.3. 建立我國用過核子燃料運送作業輻射安全評估技術

本章節以文獻資料較為完整的用過核子燃料運送護箱作為本計畫的分析標的，進行輻射屏蔽的分析。

6.3.1. 運送護箱分析模型

根據蒐集到的參考文獻，建立運送護箱的計算幾何模型，如圖 6.3.1-1 所示。任一運送護箱可裝載 17 束 BWR 燃料束，並設計有屏蔽中子與光子的功能。運送護箱全長約 615 公分，運送護箱主體中間區域設計有約 31.6 公分厚的碳鋼（圖 6.3.1-1 中藍色）與約 10.1 公分厚的樹脂材料（圖 6.3.1-1 中褐色），分別提供光子與中子屏蔽功能。主體中央區域亦延伸至運送護箱底端，使底端區域有約 29 公分厚的碳鋼，提供光子屏蔽功能。運送護箱兩端皆包覆防震蓋，頂端防震蓋中填充約 39.6 公分厚的輕木質材料或橡木材料，底端防震蓋中則填充約 28.6 公分厚，提供中子屏蔽功能。運送護箱頂端區域另設計有約 32.7 公分厚的不鏽鋼，提供光子屏蔽功能。

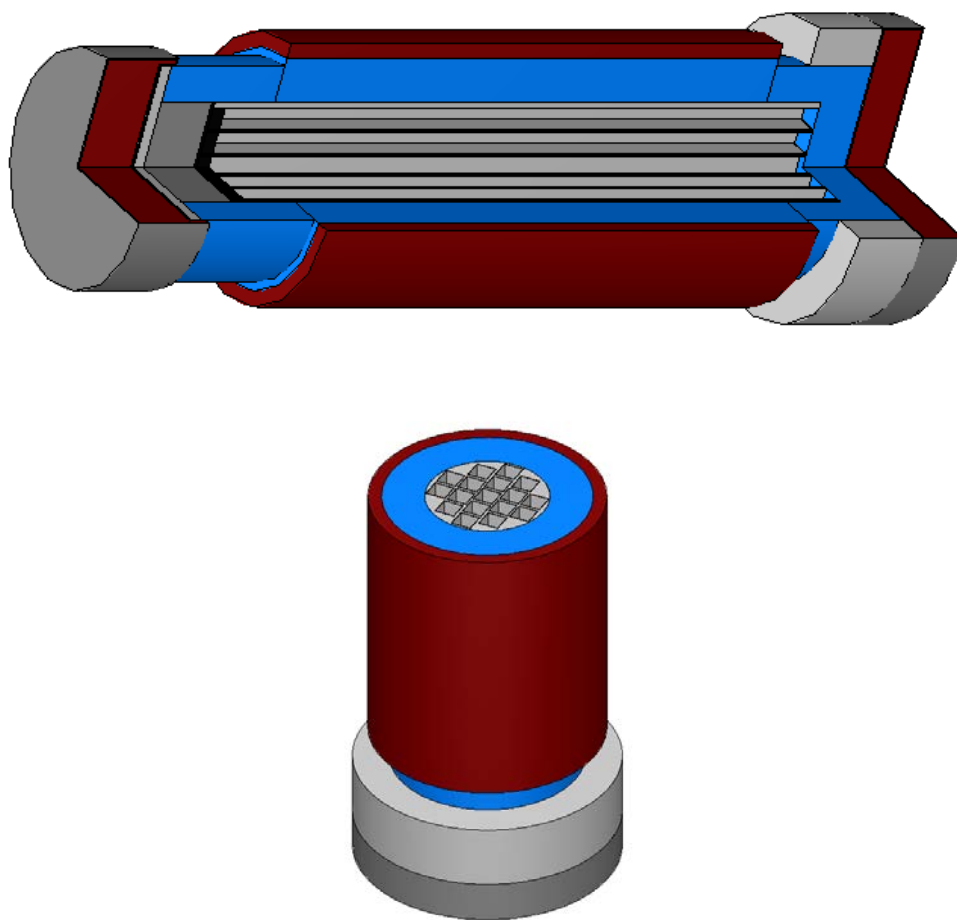


圖 6.3.1-1. 運送護箱的計算幾何模型。

6.3.2. 分析程式：MAVRIC

MAVRIC 是 SCALE 中執行粒子遷移計算的控制程式。在 MAVRIC 的標準計算中，依序以 CENTRM 等程式產生計算問題所需的核數據，以 DENOVO 執行決定論法 (Deterministic method) 的粒子遷移計算，以 CADIS 依 DENOVO 的結果產生各區域輻射粒子的重要程度 (Importance) 與射源能量與空間的取樣機率，最後以 MONACO 執行 3D 維度蒙地卡羅法 (Monte Carlo method) 的粒子遷移計算。MAVRIC 流程圖可參考圖 6.3.2-1。

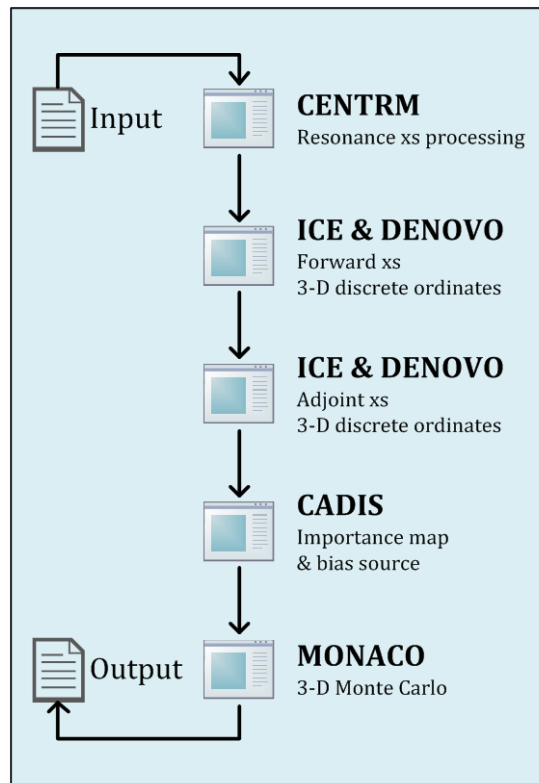


圖 6.3.2-1. MAVRIC 流程圖。

本計畫輻射屏蔽與劑量分析的計算擬使用 MAVRIC，針對裝載用過核子燃料的運送護箱，進行輻射屏蔽與劑量分佈計算。對於用過核子燃料運送作業與周圍環境的劑量率分佈，主要與運送護箱規格、周圍作業環境、以及複雜的輻射源項特性有關。MAVRIC 可依實際運送護箱規格與作業環境，以 3D 維度模擬運送作業的設計與配置。依實際使用的材料，模擬各區域的元素組成與相對應的密度，並搭配最新的核數據資料庫 ENDF/B-VII 進行計算。另外，MAVRIC 可依實際的輻射源項特性或 TRITON 的分析結果，模擬用過核子燃料的中子與加馬射源強度、能譜、與空間分佈。最後，MAVRIC 可設定輻射遷移計算的目標區，如運

送護箱的表面劑量率等受關注的議題，以 CADIS 方法調整射源能量與空間的取樣機率，以及調整輻射粒子於模擬之作業環境中的遷移趨勢後再進行輻射遷移計算。結合 CADIS 方法的 MAVRIC，可依決定論法的計算結果，評估射源各能群與各空間分佈對目標區的貢獻程度，以及初步評估模擬之作業環境中各區域輻射粒子的重要程度(Importance)，並於執行蒙地卡羅計算前，調整射源的取樣機率，與調整輻射粒子的遷移趨勢再進行計算，以改善目標區的計算效率，合理解決大範圍且深穿透的運送護箱屏蔽計算。

另由 TRITON 計算所得的輻射源項結果，可依輻射源項的位置填入輻射源項的強度、能譜、與燃料棒軸向分佈。燃料棒的計算幾何模型由底端至頂端分為 4 區，分別是下端板區(Lower end-fitting region)、有效燃料區(Active fuel region)、充氣區(Plenum region)、與上端板區(Upper end-fitting region)。由於燃料光子與燃料中子的來源是用過核子燃料中之分裂產物、鈾系元素，因此僅分佈於有效燃料區，而由於結構光子是來自燃料棒結構的中子活化，因此下端板區、有效燃料區、充氣區、與上端板區皆分佈有燃料光子射源。

燃料光子與燃料中子射源的軸向分佈與燃耗的軸向分佈有關，參考「核一廠乾式貯存安全分析報告」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，光子射源的 b 是 1.00。而各區的結構光子強度分佈，則由計算結果分別乘各區的不銹鋼重量，再乘上各區的通量比例 0.2、0.1、1.0 與 0.15 所得。燃料中子、燃料光子、與結構光子射源軸向分佈彙整於圖 6.3.2-2。

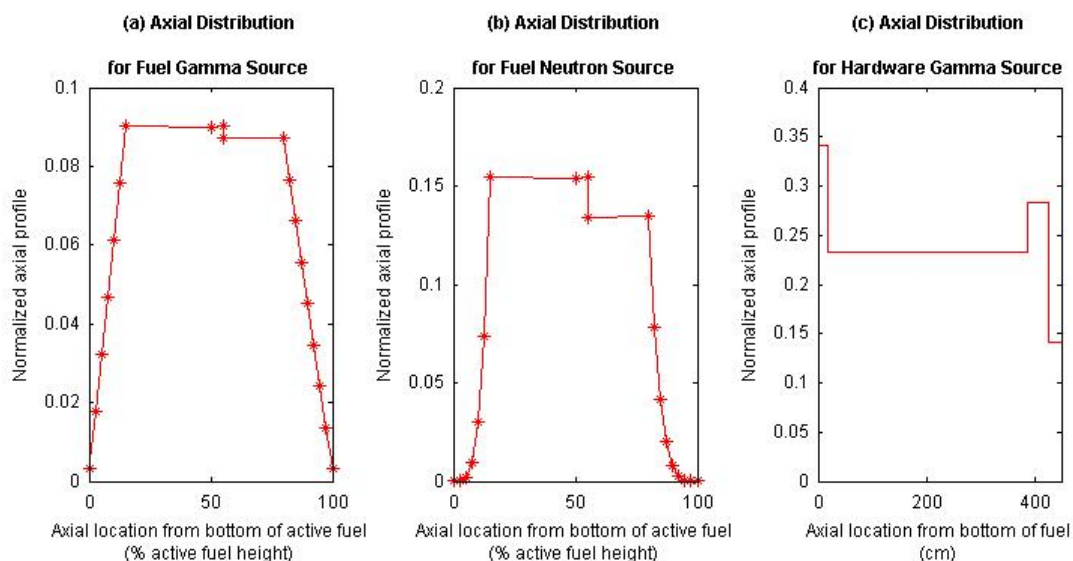


圖 6.3.2-2. 輻射源項的軸向分佈。

6.3.3. 分析結果

圖 6.3.3-1 是裝載符合本計畫分析條件之 GE 8×8-1 型用過核子燃料的運送護箱周圍劑量率分佈計算結果。結果顯示，整體而言，由於用過核子燃料裝載於運送護箱時較靠近底部 (BOTTOM)，且頂部 (TOP) 設計有較厚的光子屏蔽材料 (約 32.7 公分厚的不鏽鋼)，與較厚的中子屏蔽材料 (約 39.6 公分厚的輕木質或橡木材料)，所以運送護箱頂部的劑量率較小，且隨距運送護箱表面距離愈大劑量率愈小。運送護箱側邊 (SIDE) 與底部表面至距表面 2 公尺的劑量率大於 10^{-2} mSv/h，而運送護箱頂部表面至距表面 2 公尺的劑量率則介於 10^{-2} 至 10^{-4} mSv/h 之間。距運送護箱側邊與底部表面 5 公尺至 10 公尺間的劑量率約介於 10^{-2} 至 10^{-4} mSv/h 之間，而距運送護箱頂部表面 5 公尺至 10 公尺間的劑量率則約小於 10^{-4} mSv/h。

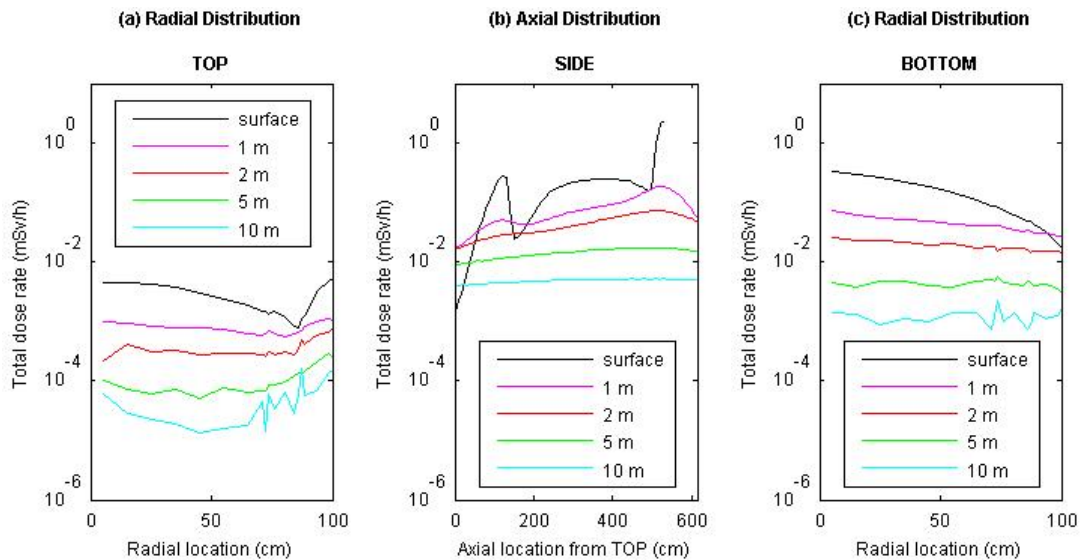


圖 6.3.3-1. 裝載符合本計畫分析條件之 GE 8×8-1 型用過核子燃料的運送護箱周圍劑量率分佈。

圖 6.3.3-2 是裝載符合本計畫分析條件之 GE 8×8-1 型用過核子燃料的運送護箱表面光子與中子劑量率分佈計算結果。結果顯示，運送護箱頂部的光子與中子劑量亦低於運送護箱側邊與底部，整個運送護箱靠近頂部與底部區域處，中子劑量率皆大於光子劑量率，僅於側邊表面靠近中間區域具樹脂設計處，中子劑量小於光子劑量，顯示 10 公分厚的樹脂屏蔽燃料中子的效果相當顯著。

另外，由於運送護箱側邊中間區域設計有較厚的碳鋼壁，且外圍有覆蓋樹脂，而運送護箱側邊兩端，雖然燃料中子強度較小，但靠近頂部與底部區域的碳鋼壁較薄，且甚至無樹脂設計，因此運送護箱側邊表面中間區域的中子劑量率較低，靠近兩端的表面中子劑量率則較高，又由於樹脂屏蔽效果顯著，表面中子劑量率

分佈的差異極大，兩端區域的最大表面中子劑量率約是中間區域的 100 倍。而側邊表面光子劑量率分佈則較平緩，中間區域約隨有效燃料區的燃料光子軸向強度分佈，靠近兩端的表面光子劑量率則應由下端板區、充氣區、與上端板區的結構光子貢獻較多，於兩端的最大表面光子劑量率與中間區域差不多。

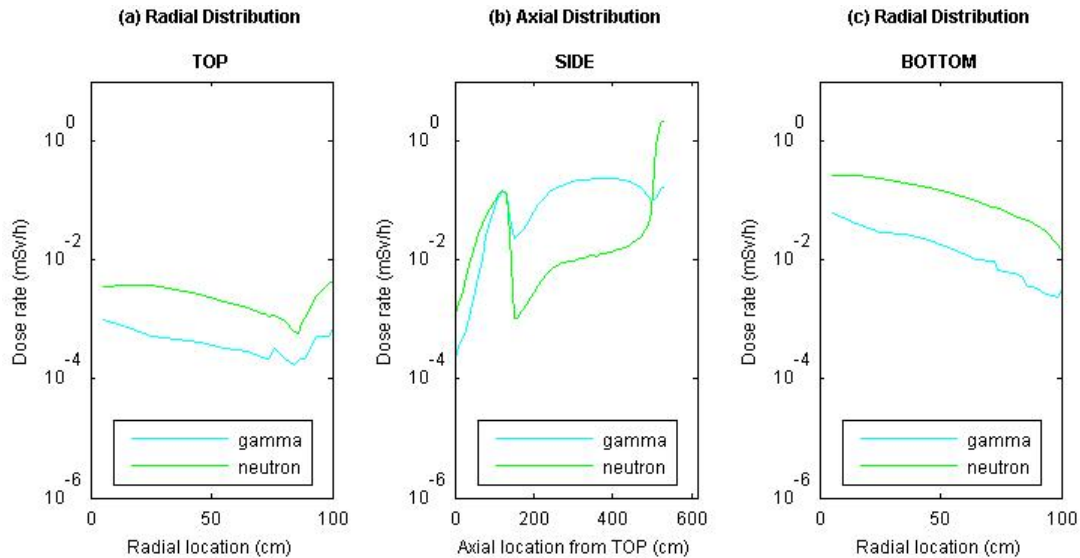


圖 6.3.3-2. 裝載符合本計畫分析條件之 GE 8×8-1 型用過核子燃料的運送護箱表面光子與中子劑量率分佈。

本計畫運送護箱表面光子劑量率分佈的計算結果，可另與蒐集文獻中分析距 TN12 表面 7 公分處的光子劑量率分佈（圖 6.1-1）比較，雖運送護箱設計與用過核子燃料特性不盡相同，但類似案例的分析結果可供本計畫於驗證計算結果時參考。比較結果顯示，距 TN12 側邊表面 7 公分處靠近於兩端的光子劑量率較高，與本計畫結果類似，但 TN12 靠近中間區域的光子劑量率則較低。文獻作者表示運送護箱側邊靠近頂部的光子劑量率多由經中子活化的 ^{60}Co 貢獻，因此評估 ^{59}Co 的含量將顯著影響 TN12 側邊靠近頂部的光子劑量率。

運送護箱表面光子與中子劑量率分佈的計算結果，另與蒐集文獻中分析 TN-12A 表面光子與中子劑量率分佈（圖 6.1-3 左）比較。比較結果顯示，雖文獻分析的用過核子燃料屬 PWR 設計，但運送護箱的屏蔽設計相當類似，因此運送護箱表面的光子與中子劑量率分佈趨勢相當一致，可作為驗證本計畫劑量計算結果時參考。距運送護箱表面 1 公尺處（圖 6.3.3-3 與圖 6.1-3 右）的比較結果顯示，距 TN-12A 表面 1 公尺處的光子與中子劑量率分佈相當均勻，光子劑量率皆大於中子劑量率，但距本計畫運送護箱表面 1 公尺處僅光子劑量率分佈平緩，並於靠近底部區域處中子劑量率大於光子劑量率。

圖 6.3.3-4 是裝載符合本計畫分析條件之用過核子燃料的運送護箱表面劑量

率計算結果。結果顯示，由於用過核子燃料裝載於運送護箱中央，所以運送護箱頂部與底部區域靠近中心軸處的劑量率較大，且頂部防震蓋的半徑較小，所以離開防震蓋的屏蔽範圍後，劑量率則會稍微增加。又 GE 9×9-2 型燃料的有效燃料區較長較靠近頂部，且燃料光子與燃料中子強度較大，故裝載 GE 9×9-2 時頂部的劑量率較大，底部則無明顯差異。

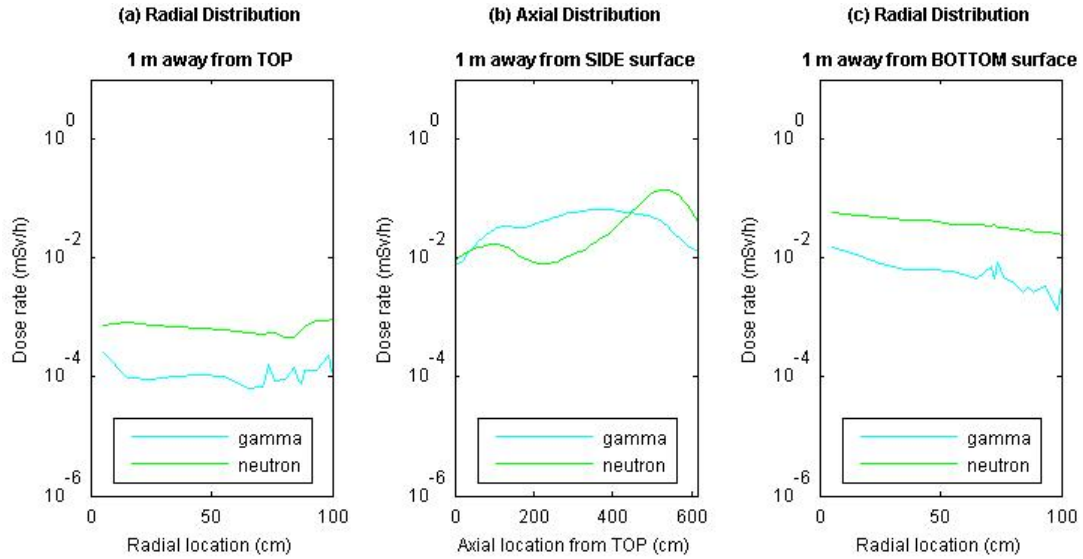


圖 6.3.3-3. 距裝載符合本計畫分析條件之 GE 8×8-1 型用過核子燃料的運送護箱表面 1 公尺處光子與中子劑量率分佈。

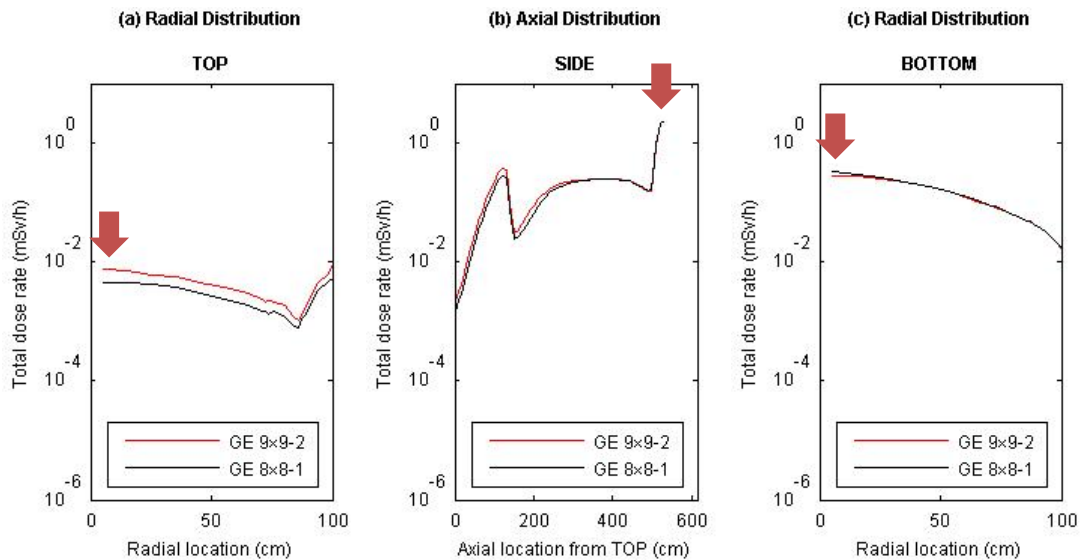


圖 6.3.3-4. 裝載符合本計畫分析條件之用過核子燃料的運送護箱表面劑量率計算結果（最大劑量率標示於圖中紅色箭頭處）。

另外，由於運送護箱側邊區域靠近兩端防震蓋處，雖然輻射源項強度較弱，但碳鋼壁厚設計較中間薄，且無樹脂屏蔽材料，所以靠近運送護箱側邊兩端的表

面劑量率較大。另因 GE 9×9-2 型燃料的有效燃料區較長較靠近頂端，且燃料光子與燃料中子強度較大，故裝載 GE 9×9-2 時運送護箱側邊靠近頂端的劑量率較大，靠近底端則無明顯差異。

距運送護箱表面 2 公尺處劑量率計算結果列於圖 6.3.3-5，運送護箱周圍區域的平均劑量率與最大劑量率列於表 6.3.3-1，並與法規限值比較。根據「放射性物質安全運送規則」，在例行運送狀況下，運送工具外表面任一點之輻射強度不得大於 2 mSv/h，若屬專用運送之包件，其外表面上任一點之最大輻射強度不得大於 10 mSv/h，距運送工具外表面 2 公尺處與距車輛外側垂直平面 2 公尺處皆不得超過 0.1 mSv/h。結果顯示，頂部表面的最大劑量率約 8.41×10^{-3} mSv/h，底部表面的最大劑量率約 3.25×10^{-1} mSv/h。距頂部表面 2 公尺處的最大劑量率約 7.32×10^{-4} mSv/h，距底部表面 2 公尺處的最大劑量率約 2.64×10^{-2} mSv/h。裝載符合本計畫分析條件之用過核子燃料的運送護箱周圍劑量率計算結果列於圖 6.3.3-6。

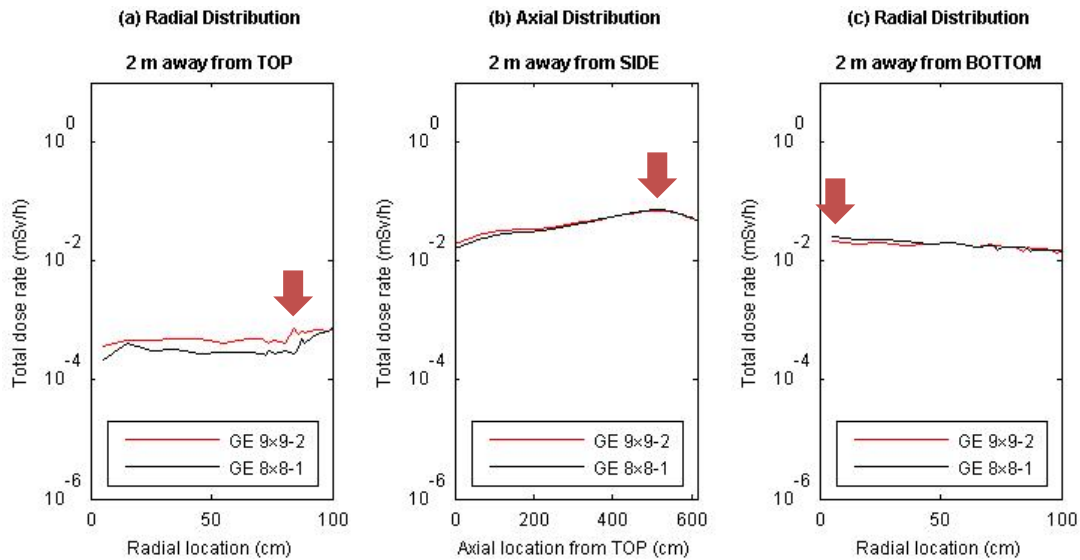


圖 6.3.3-5. 距裝載符合本計畫分析條件之用過核子燃料的運送護箱表面 2 公尺處劑量率計算結果（最大劑量率標示於圖中紅色箭頭處）。

側邊表面的最大劑量率約 2.30 mSv/h，略高於 2 mSv/h，出現在計算幾何模型靠近底端處，該處的碳鋼壁較薄且無樹脂設計。距側邊表面 2 公尺處的最大劑量率約 7.26×10^{-2} mSv/h。由於本計畫運送護箱的計算幾何模型是根據參考資料中有限的資訊建立，無額外增加其它設計，並非已具完整工程圖與各項材料詳細說明資料的商用運送護箱，因此本計畫的成果主要是建立用過核子燃料運送作業輻射安全評估技術，協助主管機關進行審查作業。

表 6.3.3-1. 裝載符合本計畫分析條件之用過核子燃料的運送護箱周圍區域平均劑量率與最大劑量率 (mSv/h)。

燃料型式	運送護箱表面 (法規限值 2 mSv/h, 專用法規限值 10 mSv/h)			距運送護箱表面 2 公尺處 (法規限值 0.1 mSv/h)		
	頂部	側邊	底部	頂部	側邊	底部
	平均劑量率			平均劑量率		
GE 9×9-2	3.83×10^{-3}	3.03×10^{-1}	1.11×10^{-1}	5.29×10^{-4}	4.53×10^{-2}	1.75×10^{-2}
GE 8×8-1	2.51×10^{-3}	2.96×10^{-1}	1.16×10^{-1}	3.72×10^{-4}	4.38×10^{-2}	1.82×10^{-2}
	最大劑量率			最大劑量率		
GE 9×9-2	8.41×10^{-3}	2.22	2.78×10^{-1}	7.31×10^{-4}	7.08×10^{-2}	2.18×10^{-2}
GE 8×8-1	4.94×10^{-3}	2.30	3.25×10^{-1}	7.32×10^{-4}	7.26×10^{-2}	2.64×10^{-2}

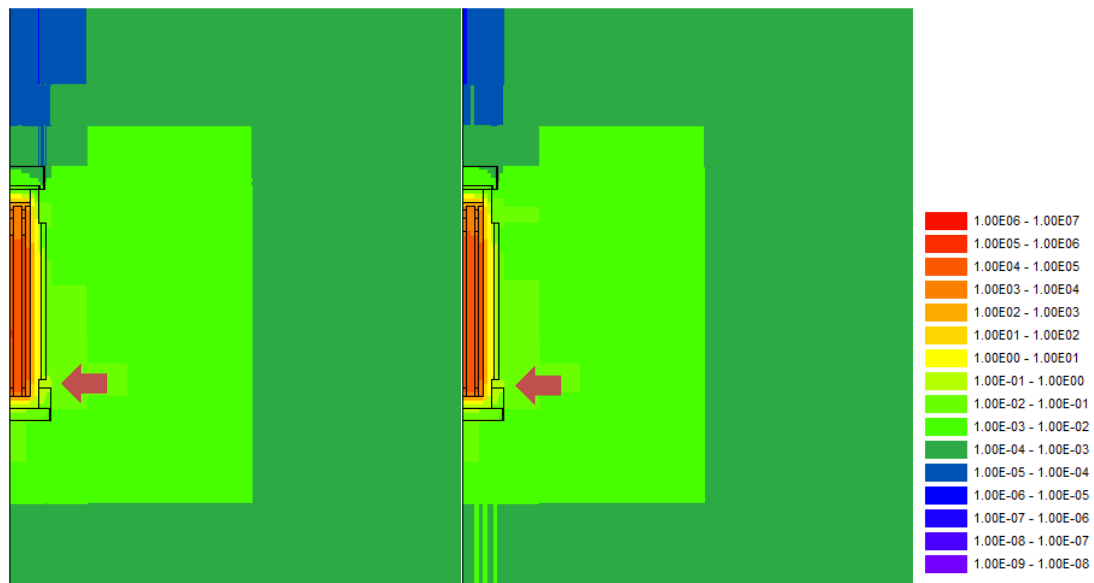


圖 6.3.3-6. 裝載符合本計畫分析條件之 GE 8×8-1 (左) 與 GE 9×9-2 (右) 的運送護箱周圍劑量率計算結果 (最大劑量率標示於圖中紅色箭頭處)。

6.4. 研提我國用過核子燃料運送作業之輻射防護管制建議

用過核子燃料運送作業的輻射防護管制目的，是為了防制游離輻射的危害，維護工作人員與周圍環境的輻射安全，並依輻射作業必須合理抑低輻射劑量的精神執行相關運送作業。有關用過核子燃料運送作業的輻射防護管制項目，乃根據「放射性物質安全運送規則」中明訂之特定區域的劑量率限值進行管制。

用過核子燃料運送護箱周圍環境的劑量率分佈，主要與用過核子燃料的輻射源項特性，以及運送護箱的屏蔽設計有關。分析時須詳細了解用過核子燃料的輻射源項種類、分佈的區域、相關的能譜與強度，以及運送護箱頂部、側邊、與底部區域的屏蔽設計材料與尺寸。另外，為了得到保守的射源假設，分析者必須了解影響輻射源項特性的用過核子燃料規格參數與運轉歷史，如初始²³⁵U濃縮度、燃耗度、冷卻時間、與有效燃料區長度。上述相關資料，業者應於申請運送護箱設計核准時提供，「放射性物質安全運送規則」第 88 條與第 89 條等亦已明訂申請核准時應檢附相關資料。

本計畫分析的用過核子燃料輻射源項來源有自分裂產物、鈾系元素與其子核所產生的燃料光子、自鈾系元素自發分裂與(α, n)反應的燃料中子、與由輕材質中的雜質經中子活化產生⁶⁰Co後再衰變產生的結構光子。燃料光子與燃料中子的軸向分佈與燃耗度有關，燃料束中間區域較大，兩端較小；結構光子的軸向分佈則與各處的不鏽鋼重量與中子通量比例有關，如圖 6.3.2-2 所示。輻射源項的能量分佈與來源有關，如圖 6.2.3-1 所示。輻射源項強度則與用過核子燃料的規格參數與運轉歷史有關，如表 6.2.3-1 所示；若考慮相同型式的用過核子燃料，具較低的初始²³⁵U濃縮度有較大的燃料中子與結構光子強度，具較高的初始²³⁵U濃縮度則有較大的燃料光子強度，如圖 6.2.3-2 所示；且燃耗度愈大，輻射源項強度愈大，如圖 6.2.3-3 所示；另冷卻時間愈長，則輻射源項強度越小，有效燃料區愈長，輻射源項影響區域愈大。

有關本計畫分析之運送護箱，於頂部與底部區域皆有光子與中子屏蔽設計，但由於裝載之用過核子燃料集中於運送護箱中心軸，因此頂部與底部表面最大劑量率位於中心軸。運送護箱側邊亦有光子與中子屏蔽設計，惟靠近兩端區域光子屏蔽材料較薄且無中子屏蔽設計，造成運送護箱側邊劑量率分佈不均，靠近兩端的劑量率明顯較大。根據運送護箱劑量率分析結果，雖運送護箱側邊局部區域略高於 2 mSv/h，分析結果顯示運送護箱屏蔽設計的重要性，本計畫的目的在建立運送作業輻射安全評估技術，因此僅依有限資訊建立運送護箱的計算幾何模型，與實際使用的運送護箱可能存有差異。

分析結果顯示用過核子燃料運送護箱周圍環境的劑量率分佈，主要與用過核子燃料的輻射源項特性，以及運送護箱的屏蔽設計有關，須詳細了解用過核子燃料的輻射源項種類、分佈的區域、相關的能譜、與影響輻射源項強度的用過核子燃料規格參數與運轉歷史，如初始 ^{235}U 濃縮度、燃耗度、冷卻時間、與有效燃料區長度，以及運送護箱頂部、側邊、與底部區域的屏蔽設計材料與尺寸。

經查「放射性物質安全運送規則」有規定乙型包件應提出申請並經主管機關核准，其申請書應檢附之資料已涵蓋運送護箱完整工程圖及各項材料參數，能進行用過核子燃料運送容器輻射劑量率精確計算，可提供主管機關審查之參考。另依據「核子燃料運作安全管理規則」第 4 條：

核子燃料之運送，應符合放射性物質安全運送規則之規定，並由託運人填具申請書，載明

- 一、種類、數量、性質及用途。
- 二、預定運送期間。
- 三、運送人。

等事項，並檢附運送計畫及安全管制計畫，報請主管機關許可後，始得為之。於執行運送作業前，託運人應填報交運文件，送主管機關備查。目前的法規架構應能確保用過核子燃料於各種運送作業的輻射安全。

7. 結論

有關本計畫的參考文獻，已搜集到 3 篇具類似設計的國際用過核子燃料運送作業輻射安全評估案例，擇要描述於 6.1 節。文獻結果指出，裝載用過核子燃料之 TN12 與 TN17 型運送護箱於側邊的表面劑量率呈現中間較低、兩端較高的趨勢，距離表面 1 公尺後劑量率分佈均勻，劑量率大小約下降 1/10。

本研究分別以 TRITON 完成用過核子燃料的輻射源項計算，與以 MAVRIC 完成裝載用過核子燃料的運送護箱輻射劑量計算。

TRITON 可考慮燃料規格的關鍵參數與運轉歷史，並分段進行燃耗計算，提供可靠的用過核子燃料特性計算結果。研究結果顯示，由於用過核子燃料輻射源項考慮的來源相同，因此 GE 9×9-2 與 GE 8×8-1 型燃料的輻射源項能譜計算結果並無明顯差異。另於相同挑選條件下，GE 9×9-2 型燃料具有大 6% 的燃料光子強度（約 1.32×10^{15} $\gamma/s/assembly$ ），與大 6% 的燃料中子強度（約 2.27×10^8 $n/s/assembly$ ）；相同挑選條件下的 GE 8×8-1 則具有大 3% 的結構光子強度（約 4.48×10^{12} $\gamma/s/kg$ ）。

MAVRIC 可考慮運送護箱規格、作業環境、與複雜的輻射源項特性，並以蒙地卡羅法搭配決定論法，有效率地處理大範圍且深穿透的運送護箱劑量計算。研究結果顯示，最大的表面劑量率出現於運送護箱側邊，靠近底端碳鋼壁較薄且無樹脂設計的區域，表面劑量率約 2.30 mSv/h；頂部表面的最大劑量率約 8.41×10^{-3} mSv/h，底部表面的最大劑量率約 3.25×10^{-1} mSv/h。距頂部表面 2 公尺處的最大劑量率約 7.32×10^{-4} mSv/h，距側邊表面 2 公尺處的最大劑量率約 7.26×10^{-2} mSv/h，距底部表面 2 公尺處的最大劑量率約 2.64×10^{-2} mSv/h。

本計畫成果是建立用過核子燃料運送作業輻射安全評估技術，協助主管機關進行審查作業。分析結果顯示運送護箱屏蔽設計的重要性，本計畫運送護箱的計算幾何模型是根據參考資料中有限的資訊建立，無額外增加其它設計，與實際運送護箱劑量率可能有所差異。經查放射性物質安全運送規則有規定乙型包件應提出申請並經主管機關核准，其申請書應檢附之資料已涵蓋運送護箱完整工程圖及各項材料參數，能進行用過核子燃料運送容器輻射劑量率精確計算，可提供主管機關審查之參考。

8. 參考文獻

1. R.J. Sheu*, A.Y. Chen, Y-W. H. Liu, and 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: 159, 23-36 (2008).
2. A.Y. Chen, Y.F. Chen, J.N. Wang, R.J. Sheu*, Y-W. H. Liu, and S.H. Jiang, “A comparison of dose rate calculations for a spent fuel storage cask by using MCNP and SAS4,” Annals of Nuclear Energy 35 (2008) 2296-2305.
3. R.J. Sheu*, Y.F. Chen, S.H. Jiang, J.N. Wang, and U.T. Lin, “Dose evaluation for an independent spent fuel storage installation using MAVRIC,” Nuclear Technology, Vol. 175, July 2011, 335-342.
4. Y.F. Chen, R.J. Sheu*, S.H. Jiang, J.N. Wang, and 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, July 2011, 343-350.
5. Y.F. Chen, Y.F. Chiou, S.J. Chang, S.H. Jiang, and 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, May 2013, 224-234.
6. IAEA, “Operation and maintenance of spent fuel storage and transportation casks/containers,” IAEA-TECDOC-1532, 2007.
7. NRC, “Standard review plan for transportation packages for spent nuclear fuel,” NUREG-1617, 2000.
8. NRC, “Safety of spent fuel transportation,” NUREG/BR-0292, 2003.
9. NRC, “Standard review plan for transportation packages for MOX spent nuclear fuel,” NUREG-1617 supplement 1, 2005.
10. W. Bentele et al., “Experience with the loading and transport of fuel assembly transport casks, including CASTOR casks, and the radiation exposure of personnel,” J. Radio. Prot. 1999 Vol. 19 No 4 353-359.
11. E.F. Kryuchkov et al., “Modeling of radiation field around spent fuel container,”

Radiation Protection Dosimetry (2005), Vol. 116, No. 1-4, pp. 575-578.

12. S. Rimkevicius et al., "Safety analysis of irradiated RBMK-1500 nuclear fuel transportation in newly developed container," Nuclear Engineering and Design 240 (2010) 3521-3528.
13. Kang, H. Y. et al., "Shielding design of shipping cask for 4 PWR spent fuel Assemblies," Journal of the Korean Nuclear Society, Volume 20, Number 1, March, 1988.
14. Kloosterman, J. L. et al., "Gamma benchmark calculations on the TN12 spent fuel shipping cask by the point-kernel shielding code MARMER."
15. Momma, Y. et al., "Radiation measurements and shielding calculations for spent fuel casks," Journal of Nuclear Science and Technology, Supplement 1, p. 342-346 (March 2000).
16. Ueki, K. et al., "Measurement of dose rates and Monte Carlo analysis of neutrons in a spent-fuel shipping vessel," Nuclear Technology, Vol. 74, Aug. 1986.