

核能安全委員會 委託研究計畫研究報告

112 年受損燃料裝罐後對乾貯護箱之熱流與屏蔽分 析技術建立與特性研析 期末總報告

委 託 單 位：核能安全委員會

執 行 單 位：國立清華大學

計畫主持人：許榮鈞

子項主持人：曾永信、賴柏辰

計 畫 編 號：112FCMA001

報 告 日 期：中華民國 112 年 12 月 15 日

112 年受損燃料裝罐後對乾貯護箱之熱流與屏蔽分 析技術建立與特性研析

受委託單位：國立清華大學

研究主持人：許榮鈞

協同主持人：曾永信、賴柏辰

研究期程：中華民國 112 年 2 月至 112 年 12 月

研究經費：新臺幣 2,345,000 元

核能安全委員會 委託研究

中華民國 112 年 12 月

（本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見）

目 錄

一、 摘要(中、英文)	1
二、 計畫目標.....	2
三、 重要成果.....	3
四、 展望.....	6
五、 附件.....	6
1. 「國際間裝載受損燃料之護箱與 DFC 資訊研析」期末報告..I	
2. 子計畫 1：「乾貯系統裝載受損燃料罐之輻射屏蔽特性與案例研析」期末報告.....	II
3. 子計畫 2：「乾貯系統裝載受損燃料罐之熱流特性與案例研析」期末報告.....	III

計畫名稱： 112 年受損燃料裝罐後對乾貯護箱之熱流與屏蔽分析技術建

立與特性研析

一、摘要

本研究完整研析國際間對於受損燃料乾貯之可行技術與施行實例，藉以建立一套可評估護箱裝載受損燃料時影響輻射與熱流特性之分析模式，藉以探討各類型受損燃料裝載於乾貯護箱後之影響，以期提出技術分析要點與管制建議。研究結果指出選用任何有先例之燃料罐裝載各類受損燃料時，對於輻射屏蔽與熱流沒有不良影響，反而將略為增加屏蔽與熱流分析餘裕，結果證實經妥當規劃的乾貯設施確能有效且安全的貯存受損燃料。研究中藉由國際資訊蒐集研析、假想案例探討與實務分析所獲得的重要發現，皆已彙整為管制要點供參，有助於協助主管機關提升國內乾貯管制量能。

This study completely analyzes the feasible technologies and implementation examples of dry storage loaded with damaged fuel in the world. In order to provide technical analysis findings and regulation suggestions related to the Dry Storage Systems (DSSs) with damaged fuel can (DFC) a set analysis methodology for DSS has been developed to evaluate the impact of radiation shielding and thermal hydraulic characteristics. The research results indicate that no any obviously adverse effects on radiation shielding and thermal hydraulic can be found for a cask

loaded with DFC. On the contrary, the shielding and thermal hydraulic margin will be slightly increased on both analysis results. The results prove that properly planned dry storage facilities can indeed be effective and safely store damaged fuel. The important findings obtained through international information collection, technology analysis and hypothetical case studies have been summarized into regulation suggestions, which will help the authorities improve the capacity of domestic dry storage supervision.

二、計畫目標

為符合除役需求，我國核電廠之所有用過核子燃料皆需採乾式貯存設施進行中期貯存。在 1 萬 8 仟束燃料中約有 0.3% 的少數燃料被定義為受損燃料。為能確保受損燃料於乾貯期間之安全性，本研究藉由研析國際間貯存受損燃料之實例，並比對各廠家所提供之受損燃料罐 (Damaged Fuel Can, DFC) 設計，再藉由輻射屏蔽與熱流分析技術的輔助，針對乾貯護箱裝載 DFC 之各項可能假想情境進行深入探討。最後，研究團隊業已將各項技術發現以及國際案例研究之結論匯整為管制建議，以供主管機關參考。

三、 重要成果

- 國際實例與 DFC 資訊研析

(一) 完整研析美國 NRC 對阿肯色州護箱裝載案、NAC UMS 申請裝載高燃耗與受損燃料之審查與核准經過，並提供其法源依據與技術審查要點供主管機關參考。

(二) 詳細蒐集並比對國際間乾貯技術領先廠家，如 AREVA、HOLTEC、GNS、NAC、Westinghouse 之 DFC 設計，並探討其設計特性與作業限制。

(三) 蒐集並研析立陶宛 Ignalina 電廠以 GNS 之 CONSTOR 護箱裝載完整及受損燃料之資訊供參。

- 子項一「乾貯系統裝載受損燃料罐之輻射屏蔽特性與案例研析」研究重要成果

(一) 建立如圖 1 所示之五種常見燃料束(GE8×8-1、GE8×8-2、SPC8×8、GE9B 和 ATRIUM-10)的分析模型，並以 SCALE/TRITON 分析技術進行低燃耗情節用過核子燃料射源項評估分析。在 ^{235}U 初始濃縮度為 1.9 wt%條件下，評估 7 種假想裝載受損燃料 DFC 之低燃耗情節。結果顯示當正規化到同樣 1 MTU 的情況下，五種燃料束在各燃耗情節下所呈現的燃料中子與燃料光子射源項近乎一致，不因燃料設

計組態不同而有明顯差異，此一觀察有利於簡化相關安全分析所需考量之情節數目。

(二) 如圖 3 所示，考慮裝載受損燃料 DFC 放置數目(0-4 束)的差異，結果顯示並未對護箱表面側邊與頂部劑量率分布造成顯著影響。此一現象主要係因相較於護箱內擺置完整的 52 束用過核子燃料，4 束 DFC 所造成的劑量率影響很小；某特定角度有無放置 DFC 帶來的幾何自屏蔽效益也使劑量率受影響程度減小。

•子項二「乾貯系統裝載受損燃料罐之熱流特性與案例研析」研究重要成果

(一) 本研究利用如表 1 所示之核子燃料設計參數完成國內各式用過核燃料之設計極限案例篩選，進一步藉此證實均質化模式於各種燃料之適用性。

(二) 藉由國際間 DFC 之設計類型，擬定如圖 4 所示之假想 DFC 設計，並經比對後證實裝載 DFC 之提籃，將具有較高之等效熱導率與較低之熱負載。此外，研究結果亦證實可將擬裝載之 DFC 視為乙種擬裝載之燃料類型，且可從中選定一具保守性之設計基準燃料進行分析。

(三) 建立代碼化源項模式，可搭配各式護箱模型後，模擬任何數

量與位置之 DFC 裝載條件，且可視需求設定假想性燃料重

排事件(如圖 5 所示)，提供各種情境之熱流分析結果供參。

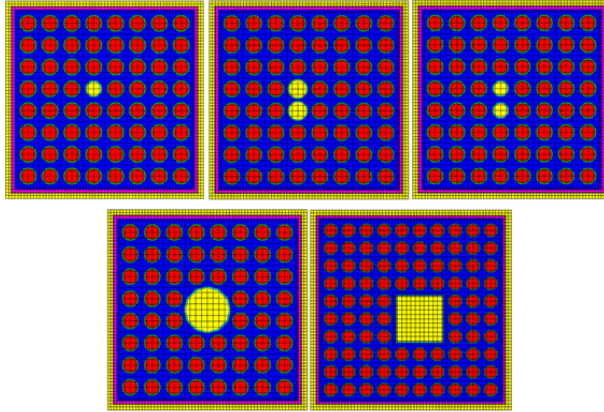


圖 1、建立核一廠之各式常見燃料束射源模型

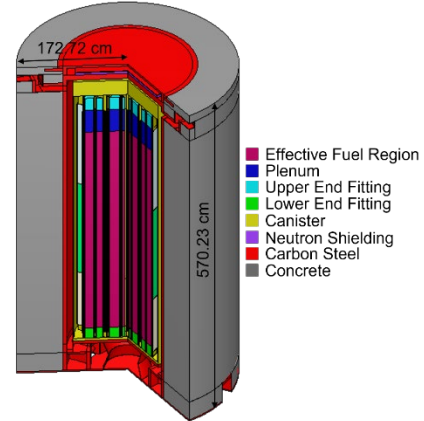


圖 2、建立 NAC-UMS 展蔽分析模式，可評估不同 DFC 配置對表面劑量之影響

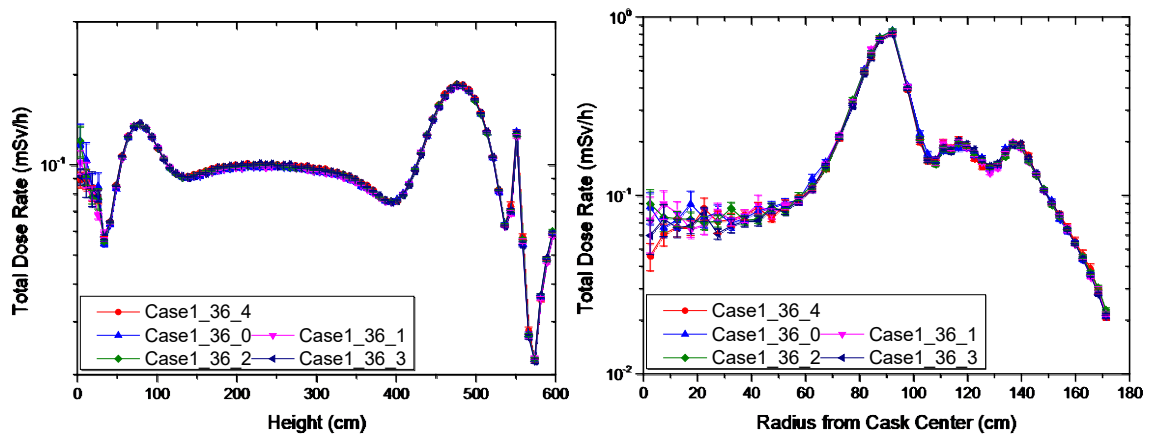


圖 3、不同 DFC 放置數量對護箱表面劑量之影響：側面劑量(左)和頂部劑量(右)

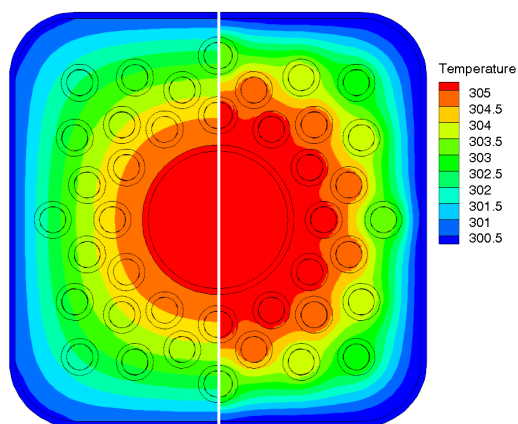


圖 4、假想性 DFC 之均質化(左)與實際模式之溫度分佈(右)

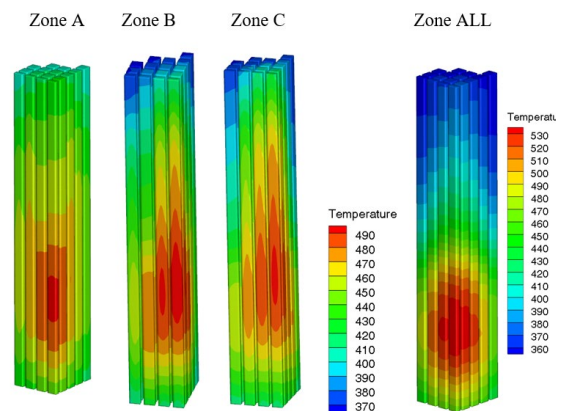


圖 5、不同提籃區域生重排現象之溫度表現

表 1、國內常見沸水式用過核子燃料重要設計參數

燃料類型	燃料丸 直徑(cm)	燃料護套 厚度(cm)	列置數
GE 8×8-1	1.057	0.086	8x8
GE 8×8-2	1.041	0.0815	8x8
GE 9B	1.044	0.0815	8x8
SPC 8×8	1.027	0.0885	8x8
GE12	0.8763	0.06604	10x10
ATRIUM-10	0.867	0.0605	10x10

四、 展望

本研究基於蒐集文獻所得之受損燃料特性與乾貯實務，在考慮可行的簡化技巧及必要的額外作業流程後，進行完整的輻射屏蔽與熱流特性研析，並將獲得的分析結果回饋以供主管機關參考。所建立之分析技術，亦可應用於壓水式機組燃料乾式貯存之安全分析，以滿足國內對乾貯設施安全管制之需求。

五、附件

1. 「國際間裝載受損燃料之護箱與 DFC 資訊研析」期末報告
2. 子計畫 1「乾貯系統裝載受損燃料罐之輻射屏蔽特性與案例研析」期末報告
3. 子計畫 2「乾貯系統裝載受損燃料罐之熱流特性與案例研析」期末報告

核能安全委員會 委託研究計畫研究報告

112 年受損燃料裝罐後對乾貯護箱之熱流與屏蔽
分析技術建立與特性研析
國際間裝載受損燃料之護箱與 DFC 資訊研析

委託單位：核能安全委員會

執行單位：國立清華大學

計畫主持人：許榮鈞

子項主持人：曾永信、賴柏辰

計畫編號：112FCMA001

報告日期：中華民國 112 年 12 月 10 日

112 年受損燃料裝罐後對乾貯護箱之熱流與屏蔽 分析技術建立與特性研析

國際間裝載受損燃料之護箱與 DFC 資訊研析

受委託單位：國立清華大學

研究主持人：許榮鈞

子項主持人：曾永信、賴柏辰

研究期程：中華民國 112 年 02 月至 112 年 12 月

研究經費：新臺幣 2,345,000 元

核能安全委員會 委託研究

中華民國 111 年 12 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)

摘要

為能研析國際間裝載受損燃料之法規、屏蔽分析及熱流評估資訊，以作為我國乾貯管制作業參考，本研究充分蒐集國際間各式受損燃料罐之設計報告、更新受損燃料裝載用之乾貯護箱設計資訊甚至是裝載期間發生受損事件之管制作為及審查紀錄等，以期藉由技術研析方式彙整技術領先國之管制思維。研究執行至今，已完成 HOLTEC 公司文件研析、阿肯色州事件探討，NAC 公司對 UMS 之設計變更以及 Ignalina 電廠相關資訊的研析，所有已蒐集的資料以及熱流與屏蔽分析所獲之技術發現業已彙整為管制建議以供主管機關參考。

關鍵字：受損燃料、受損燃料罐、國際案例、管制建議

ABSTRACT

In order to further study international regulations, shielding analysis, and thermal hydraulic assessment information on dry storage cask loaded with damaged fuel(s), this study fully collected various international damaged fuel can (DFC) design information, revised safety analysis report, and even notification about Arkansas No. 1 nuclear power plant during dehumidification process of dry storage cask. The study has completed the research and analysis of the HOLTEC company documents, Arkansas incident investigation, dry storage plan of Ignalina NPP, and licencing update for NAC-UMS. All information collected and technical findings from thermal and radiation shielding analysis have been compiled into regulatory recommendations for the authorities.

Keywords: Damaged Fuel, Damaged Fuel Can, International precedents, regulatory recommendations

目錄

摘要.....	i
ABSTRACT.....	ii
目錄.....	iii
圖目錄.....	iv
表目錄.....	vi
第一章、前言與目的.....	1
1.1 研究背景說明與預期成果.....	1
1.2 國際間受損燃料相關行動與管制資訊研析.....	3
第二章、國際間裝載受損燃料之護箱與 DFC 資訊研析	7
2.1 國際護箱案例選擇.....	10
2.2 國際 DFC 資訊研析	12
第三章、國際案例研析.....	19
3.1 Holtec 乾貯系統裝載受損燃料及其適用組件之資訊研析	19
3.2 美國阿肯色州一號核能電廠 ANO-1 裝載期間燃料受損管制資訊研析 ..	22
3.3 NAC-UMS 系統安全分析報告更新案	31
3.4 立陶宛 Ignalina 核電廠除役乾貯相關資訊研析	39
第四章、輻射、熱流分析技術發現與管制建議.....	45
4.1 輻射屏蔽分析之技術要點回饋.....	50
4.2 熱流分析之技術要點回饋.....	52
4.3 裝載受損燃料之額外程序、設備與分析模式之技術回饋.....	45
第五章、各項裝載受損燃料之審查重點或注意事項匯整.....	53
參考文獻.....	54

圖目錄

圖 1、Ignalina 將受損燃料吊裝入乾貯護箱之作業	4
圖 2、瑞典受損燃料裝罐作業流程照片	8
圖 3、美國 NRC ISG-1 以功能性進行燃料分類之流程示意圖	9
圖 4、美國 NRC 核准 NAC-UMS 裝載受損 BWR 燃料與高燃耗燃料之許可	11
圖 5、NAC 公司提供予 Maheras 作為研究用之 DFC 照片 [13]	13
圖 6、HOLTEC 公司之 DFC-152 受損燃料罐示意圖 [14]	14
圖 7、德國 GNS® 公司之 Quiver-IQ® 裝罐容器 [11,12]	15
圖 8、法國亞瑞華® 公司容納包封後燃料棒之提籃	16
圖 9、德國 GNS® 公司之 Quiver-IQ® 可適用於各種燃料之包封容器	17
圖 10、Westinghouse 公司的 Quiver 系統外觀	17
圖 11、Holtec MPC 提籃(含 MPC-24 與 MPC-32)應用於裝載 PWR 有限受損燃料 案例時之裝載配置圖 [16]	20
圖 12、Holtec MPC-68 提籃應用於裝載 BWR 有限受損燃料案例時之裝載配置圖 [16]	20
圖 13、國際間格架與燃料棒護套間磨損之研究照片 [23]	23
圖 14、相同燃料採用不同乾燥作業對護套環狀應力之影響(a)高壓乾燥、(b)真空 乾燥	30
圖 15、NAC-INER 設計用於裝載 DFC 之位置	37
圖 16、NAC-INER 合作設計之 DFC	37
圖 17、NAC-INER 所設計之 DFC(紅框處)內側加裝之中子毒素板位置(以黃色標 示)	38
圖 18、RBMK-1500/M2 燃料示意圖	41
圖 19、裝載 RBMK-1500/M2 燃料之 CASTOR/M2 護箱外型與提籃設計	42
圖 20、CASOTR/M2 於 2016 年進行水下測試之影像	42
圖 21、裝載受損 RBMK-1500 燃料之 CONSTOR 容器	43

圖 22、無燃料圓管之 CONSTOR 提籃照片	43
圖 23、Ignalina 裝載受損 RBMK-1500 燃料之照片	44
圖 24、CONSTOR/M2 護箱進行臨界分析之模型式對單束燃料之示意圖[39]....	44
圖 25、西屋公司提供之 Quiver 系統操作流程與設備[20].....	48
圖 26、西屋公司 Quiver 系統於裝載時刺穿燃料護套之示意圖[20].....	48
圖 27、西屋公司 Quiver 系統最後封裝之填充工法與密封能力示意圖[20].....	49
圖 28、GNS 公司 Quiver 系統設備示意圖.....	49
圖 29、GNS 公司 Quiver 系統操作系統與銲接設備.....	49

表目錄

表 1、INL 比對美國與國際間 PWR 與 BWR 燃料受損之比例[8]。	9
表 2、已蒐集 DFC 產品特色比較表	18
表 3、NAC-UMS 第九版設計之熱流分析結果	33
表 4、裝載受損燃料與一般燃料之程序、設備與分析需求之比較.....	47

第一章、前言與目的

1.1 研究背景說明與預期成果

我國核能機組自 107 年 12 月 5 日核一廠 1 號機著手進行除役規劃以來，已有四部 BWR 機組因為執照屆期而依法需進行除役規劃，並於實際除役作業開始時，著手於除役過渡階段就除役所需之設備、設施與技術等進行發展與申請許可。其中作為用過核子燃料容納場所之乾式貯存設施，即是整體除役作業之關鍵。因為除了周邊輔助系統之除役與拆除工作之外，若要針對核島區之各項系統、結構與組件(system structure component, SSC)進行拆除作業，則勢必要將電廠運轉 40 年以來所產生之用過核子燃料進行中期貯存，以利後續之輻射特性調查、劑量評估與爐心設備切割、貯存等工作的進行。

國內用過核子燃料乾式貯存設施之規劃係啟動於民國 97 年，由台電公司提交核一廠乾式貯存設施安全分析報告[1]。惟該設施之規劃雖經主管機關召集國內專家學者進行安全評估(Safety Evaluation)與平行驗證，進而獲核執照；但因國內環保意識與設施規劃之合適性與安全性疑慮，直至今日(民國 112 年)國內雖然又陸續通過核二廠乾貯設施執照申請案，但至今尚無任何用過核子燃料進入實質的中期貯存階段。

由最初申請之設施總容量可知，上述兩個乾貯設施之申照目的與涵蓋範圍僅止於部分用過核子燃料。這是因為最初兩個廠針對四座機組進行該期程之乾貯規劃時，主要考量係空出部分用過燃料池格架，以達到機組運轉規劃之目的。然而前述的部分移除用過核子燃料規劃，並無法滿足整體除役需求，勢必需推行第二期的乾貯計畫，將未包括在內的用過核子燃料進行中期貯存規劃，甚至整併至今未執行的第一期乾貯規劃以達除役目的。

為滿足上述的裝載需求，台電後續提交的乾貯設施必須將受損燃料納入貯存規劃中。為此我國主管機關已於 108 年發布之新版審查導則中要求，受損燃料需先行調理(Conditioning)後方可進行乾貯進行要求。有鑑於台電公司將於近期提出相關乾貯規劃，管制機關確有必要進一步研析各國受損燃料乾貯之審查

案例，以更新國際管制資訊，並確保未來國內除役工作能順利進行。本研究成果將分為國際資訊回顧與研析(本報告)、輻射屏蔽技術探討以及熱流特性研析三部分，除藉以詳錄各國法規資訊、各種護箱與受損燃料罐(Damaged Fuel Can, DFC)，亦將摘錄輻射屏蔽與熱流分析之技術發現與管制建議回饋，以增加整體研究之完整性與佐參價值。

1.2 國際間受損燃料相關行動與管制資訊研析

國際間採用乾式貯存作為主要中期貯存方式的國家中，部分已有裝載受損燃料經驗，並已由管制機關對受損燃料裝載提出明確管制指引，例如德國、立陶宛、美國等。研析相關技術/實務進度領先國家之經驗及管制要求，將對我國未來管理受損燃料乾貯作業有所助益。

相比於世界其它國家，德國對乾貯作業之要求或可喻為世界最嚴苛。德國對受損燃料之定義[2]相較於其它國家嚴格而簡單，當護套出現任何異於正常狀況且可能存在受損風險時，例如燃料組件缺失、經線上監測或作業前啜吸檢測作業測得氣密失效、以及任何狀況的裂紋，皆視為受損燃料；甚至對於各種運轉期間因正常使用而可能造成之嚴重機械痕跡，如護套與格架之震動磨損、腐蝕而導致護套厚度減少時，即便護套經氣密測試仍屬完整，亦需裝載於特定提籃位置。依據德國反應器安全委員會（Reactor Safety Commission, RSK）的指引要求，上述具缺陷燃料棒裝箱時需採取包括氣密（gas-tight containerization）、除濕（moisture absorbers）等特殊措施，以容納具缺陷燃料棒，例如 GNS 的 Quiver-IQ、AREVA 的 rod capsules 或是 Westinghouse 的 Quiver 系統等皆具有上述設計及作業程序。

立陶宛為能管理和最終處置由 Ignalina 核電廠產生之所有放射性廢棄物，遂於 2001 年成立放射性廢棄物管理局（Radioactive Waste and Management Agency, RATA），以評估立陶宛境內用過核子燃料和其他廢棄物的最佳解決方案。Ignalina 核電廠不同於西方世界反應器，採用蘇聯 RBMK-1500 反應器的設計，該電廠 1、2 號機組於 2004 年與 2009 年陸續關閉，約略估計共累積了 15,000 個燃料組件[3]。

根據 Lithuanian Energy Institute 文獻(2013) [4]提及，將 Ignalina 核電廠的燃料從爐心中退出檢測後，發現用過核子燃料的一小部分出現不影響護套完整性的輕微受損（minor damaged），以及可導致護套受損甚至燃料九重排的嚴重受損（major damaged）。這是因為當護套嚴重受損而無法維持燃料丸原本置於護套內的幾何形狀時，將導致燃料丸掉落至燃料匣、提籃甚至是護箱底部，而使燃料丸分布出現與安全分析報告不一致之狀況，進而因為源項差異影響臨界、

輻射屏蔽與熱流的分析有效性。該電廠之乾貯作業經由世界上 9 家乾貯公司參與角逐後，最初選擇以 GNS 公司所製造之 CASTOR 金屬箱進行乾貯，惟在 GNS 交付 20 組後，立陶宛當局與 GNS 於 1993 年 12 月的新增協議中，決定後續的 40 組改採混凝土密封鋼筒 CONSTOR 進行乾貯作業。依據 2020 年 9 月 18 日[5]報導，第一個裝載受損燃料的 CONSTOR 已完成裝載並置於該廠的乾貯設施中，此一作業係於當年 8 月開始，以裝載 Ignalina 電廠的 367 束受損燃料(1 號機 182 束/2 號機 185 束)，主要皆是於燃料棒底部出現環向及徑向受損，或是包含上述兩種裂紋的複合形態。上述受損燃料將被置於該設施 190 組護箱中的 22 組中，其中 1 號機的作業已於 2021 年 8 月中旬完成；2 號機則於 2022 年 10 月初完成。此廠之案例係為 CONSTOR 護箱首次應用於 RBMK 機組之燃料裝載。

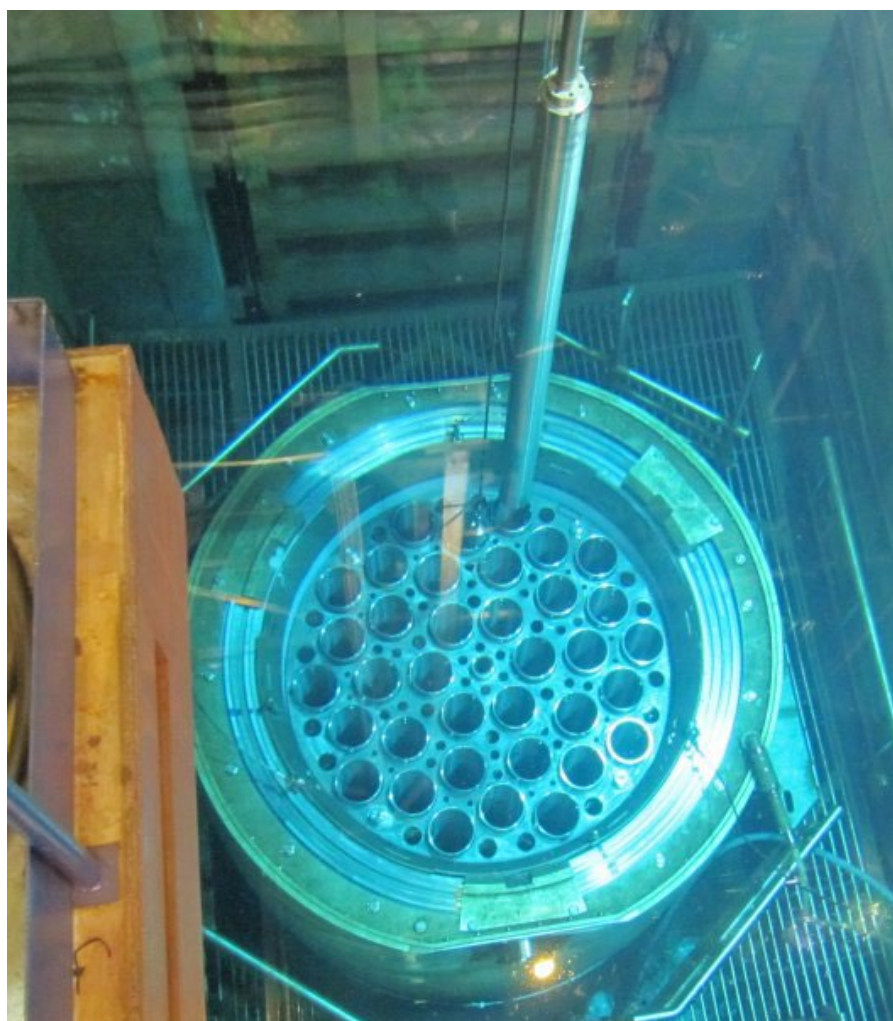


圖 1、Ignalina 將受損燃料吊裝入乾貯護箱之作業

美國近年對於用過核子燃料的分類主要係依據 ISG-1 之定義，依據燃料是否符合功能性需求分類為受損(damaged)、未受損(undamaged)及完整(intact)。用過核子燃料自爐心退出後若無法滿足後續作業之需求，即視為受損燃料。美國 NRC 對於受損燃料裝載，要求需先進行裝罐(Canning)作業，即將受損燃料裝入包裝容器，例如 DFC 中。對於乾式貯存，則必須先將包裝容器乾燥，然後放置在符合法規之受損用過核子燃料密封鋼筒 (canister) 內，以確保乾貯作業期間廠家能掌握護箱內受損燃料的所有組件或碎片，並令其符合 10CFR 72 所要求的臨界、屏蔽、熱流和結構要求，且具有日後再取出 (retrieval) 的能力。

隨著對於受損燃料管制經驗的增加，美國 NRC 已發布新的乾貯系統及設施審查導則-NUREG-2215[6]，其中明述，若乾貯護箱的申請人提出貯存受損燃料的規劃，則需於安全分析報告中定義可裝載受損燃料的允許條件及範圍。此外，10 CFR 72.122(h)(1) 中亦允許使用“裝罐”或其他可接受的方式，來存貯護套具有潛在完整性疑慮、甚至是無完整護套之組件，並須在確保能滿足 10 CFR 72.236(c)所要求的次臨界條件限制下，同時說明以下項目(至少但不限於)：

- SNF(Spent Nuclear Fuel) 類型 (即 BWR、PWR 或兩者皆有)
- 燃料護套材料
- 最大可裝載之燃料束鈾質量
- 針對含有混合氧化物(MOX)或氧化鈦的用過核子燃料，須說明相關成分限制，包含鈾、鈾及鈦的重量，以及鈾、鈾的初始濃縮度。
- 燃料束重量、尺寸和燃料配置
- 若護箱內擬裝載受損燃料，則需說明受損燃料的數量、位置與識別方式，必要時亦需說明其裝載限制與“受損燃料罐”的尺寸
- 臨界安全相關之未照射燃料最大允許濃縮度，與屏蔽評估相關之最小濃縮度
- 指定的燃耗值 (即每公噸鈾或每公噸重金屬的兆瓦天數)
- 燃料源項相關之最低燃耗與濃縮曲線、硼濃度、緩速劑溫度
- SNF 在 DSS (Dry Storage System)或 DSF (Dry Storage Facility)中儲存前可接受的最短冷卻時間
- 最大散熱量
- SNF 的最大數量

- SNF 的狀況（即完整的組件、損壞的燃料、合併的燃料棒）
- 惰性氣體要求和 DSS 或 DSF 中允許儲存的最大燃料量

依據上述最新審查導則之指引可知，美國 NRC 已將受損燃料之裝罐與裝載視為一常規之申請內容，除明確規範廠家應提交之內容之外，其文件內描述亦顯示美國 NRC 對於各項要求，仍是以 10CFR 72 之要求為基本原則。

第二章、國際間裝載受損燃料之護箱與 DFC 資訊研析

目前國際間對於受損用過核子燃料之處理方法，可以先由該國對核燃料再循環之意向為前提進行區分。針對有規劃採取核燃料循環之國家，或是允許進行燃料切割之國家，若無經濟規模的前提下，往往不會採用標準商用乾貯護箱及受損燃料罐進行受損燃料裝載。部分允許切割但不進行再處理的國家則是採用特殊設計之容器進行貯存，例如瑞典針對受損燃料係採用切割方式，於熱室中將燃料束進行拆解，在移除格架或其它組件後，將燃料棒貯存於不銹鋼管切削加工製成之燃料罐(如圖 2 所示)。反之，在不以切割或再處理為優先考量的國家，則可能採用商業化之 DFC 來進行燃料裝載。

以美國為例，在依據 ISG-1 Rev.2[7]將燃料以功能性進行分類後可以歸納為完整燃料(Intact Fuel)、有缺陷但不影響功能的非受損燃料(Undamaged Fuel)以及受損燃料(Damaged Fuel)三類(如圖 3 所示)。上述三種類型的燃料中，完整燃料與非受損燃料因為乾貯期間不致發生結構改變，而超出裝載前安全分析結果之範疇，故可逕行裝載。然而對於受損燃料而言，若存在燃料棒護套受損，且受損尺寸大於針孔(pinhole leak)或髮絲龜裂(hairline crack)抑或是可見內部燃料丸之裂隙，或是缺棒、缺件等狀況未能以替代件取代而使該燃料恢復正常燃料束之功能；甚至燃料棒存在無法以正常方式處理之燃料及組件，如破裂、斷棒、不完整燃料等狀況時，則需視為受損燃料。

依據我國電廠運轉歷史可知，我國電廠各機組運轉績效良好，除無任何嚴重核子事故發生之外，受損燃料之比例亦較其它國家為低。以美國愛達荷國家實驗室(Idaho National Lab., INL)所公佈的資料[8]顯示，世界平均的沸水式(Boiling Water Reactor, BWR)燃料氣密失效比例約為每 64.7 根/百萬根，較美國的 78.9 根/百萬根為低，而燃料失效(failures)的世界平均與美國境內比例則約是 4.4 束/仟束與 5.4 束/仟束。台電的數據則顯示，目前核一與核二廠之用過核子燃料總數略小於 18,000 束，僅有少於 50 束之燃料因內部少數燃料棒受損或失效被判定為受損燃料。因此台電公司未來即使進行各機組之燃料中期貯存，而需將受損燃料納入裝載的範圍內，其規模仍然極為有限，預估合理的裝載規劃即是選用已有裝載先例之設備/組件來進行國內既有受損燃料之中期貯存。

綜合上述國內對於用過核子燃料之料帳管理限制、國內受損燃料之規模(比例或數量)、以及主管機關對於乾式貯存設施、護箱及其附屬組件皆要求具有國際核准與使用先例之原則可以推估，國內未來針對受損燃料進行乾式貯存作業時，應以選用國際成熟且具有使用先例之設備為之。是故本研究將藉由蒐集商品化受損燃料罐之資訊，選定具有使用先例之組件設備進行研究，並進一步透過研析已申照核准國家之法規、管制要求或審查期間的要求補充資訊(Request Addition Information, RAI)，進而瞭解已有受損燃料裝載先例之國家，其管制單位對於擬裝載受損燃料罐之乾貯設施申請案審查意見，是否有對應之管制要求或安全顧慮。



圖 2、瑞典受損燃料裝罐作業流程照片

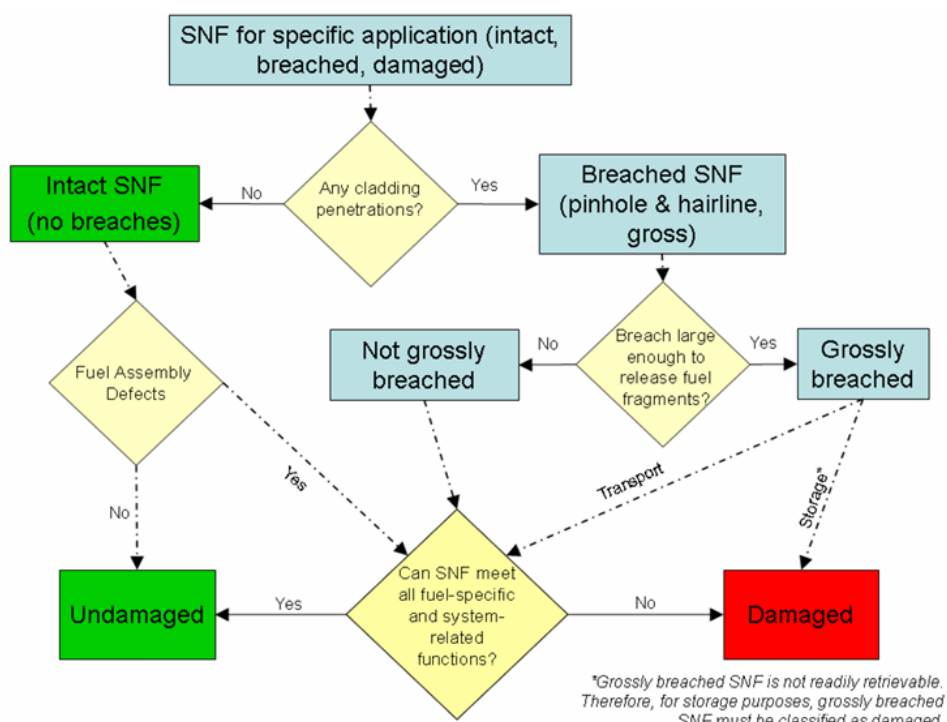


圖 3、美國 NRC ISG-1 以功能性進行燃料分類之流程示意圖

表 1、INL 比對美國與國際間 PWR 與 BWR 燃料受損之比例[8]。

	PWR	BWR
Fuel rod failures per fuel assembly (world)	1.6	1.1
Fuel assembly failures per 1,000 fuel assemblies (world)	13.8	4.4
Fuel assembly failures per 1,000 fuel assemblies (U.S.)	20.9	5.4
Number of fuel rod leakers per 1,000,000 discharged fuel rods (world)	86.8	64.7
Number of fuel rod leakers per 1,000,000 discharged fuel rods (U.S.)	131.6	78.9

*PWR:壓水式反應器(Pressurized Water Reactor)

*BWR:沸水式反應器(Boiling Water Reactor)

2.1 國際護箱案例選擇

由以上的討論，國際乾貯技術領先國家針對燃料可能在營運期間因為各種原因所造成的受損情況，進行分析探討並依據後續處置需求進行分類。以美國 NRC 發佈之 ISG-1 Rev2 為例，其主要以燃料束功能性為分類依據，符合完整燃料要求與具有小瑕疵的非受損燃料，因為其燃料束具備後續中期貯存甚至最終處置所需之各項功能，故可視為完整燃料，並可逕行裝載至任何已經取得許可之商用乾貯護箱中。

然而，國際間目前鮮有特別針對受損燃料而設計之乾貯系統，這是因為依據 INL 所提出之統計結果，各廠所存在之受損燃料數量並不具有充足的經濟規模之外，針對少量的受損燃料特別進行申照亦將花費過多的心力。是故國際間具規模之主要乾貯設備提供廠，如 GNS、HOLTEC 與 NAC 公司等，皆是透過各種具有限制燃料束組件、碎片甚至具有密封受損燃料棒之包封容器，令受損燃料滿足乾貯作業之裝載、貯存與再取出需求，進而將同時裝有一般(含完整與非受損燃料)及受損燃料之護箱安全分析報告，提交主管機關審查以取得核准憑證(Certificate of Compliance, CoC)。例如，GNS 公司的 CASTOR、CONSTOR，HOLTEC 公司採用 MPC 通用包封容器作為密封容器的 HI-STORM、HI-STAR 等系列，以及 NAC 公司之 MAGNASTOR 及 UMS[9]系統等，其最新版本的 CoC 皆有貯存受損燃料之能力。

經過本研究的資訊檢索，國際間亦有部分電廠實際具有採用上述護箱與 DFC 搭配之裝載紀錄，甚至部分案例中存在與初始裝載規劃不一致，經主管機關審查同意後才能施行後續作業之管制事件；例如 ANO#1 (Arkansas Nuclear One) 所發生之 MPC-24-060 作業事件，所得資訊將於後續章節研析討論。

此外，值得注意的是 NAC 公司針對既有容器 NAC-UMS 護箱進行文件改版，使其由原本僅能裝載 35 GWD/MTU 燃耗之完整燃料，放寬至可裝載燃耗高於 45 GWD/MTU 之高燃耗燃料與受損燃料。對此，NAC-UMS 護箱廠家提交新版安全分析報告[9]，並透過補充之安全分析資訊，說明該護箱裝載受損與高燃耗燃料時之安全性，而美國 NRC 亦依據聯邦法規 10CFR 72 之要求，以 NUREG-2215 審查導則[6]進行審查，最終審查同意並核發文件 DOCKET NO. 72-1015

AMENDMENT NO. 8 [10]。令其打破原有設計基準限制，成為美國境內數種可裝載受損燃料及高燃耗燃料乾貯系統之一(圖 4)。鑑於 2019 年至 2021 年此審查作業期間，各項技術文件陸續提交予美國 NRC 審查，並可在美國核管會 ADAMS 系統 (Agencywide Documents Access and Management System) 公開取得，本研究計畫選擇將 NAC-UMS 護箱作為研究標的，確有助於瞭解美國 NRC 審查裝載受損燃料時之各種安全考量。

綜上所述，鑑於 ANO#1 燃料受損事件及 NAC-UMS 重新申照作業之審查過程，已涵蓋安全分析之各個面向，且可提供我國乾貯安全管制之參考，本研究遂選擇 HOLTEC 與 NAC 兩家公司之護箱及其安全分析報告進行研析。此外，由於 HOLTEC 公司目前主要產品皆是以 MPC 作為裝載內容物，僅外覆不同類別之屏蔽體，如 HI-STORM 採混凝土護箱，HI-STAR 採金屬護箱。考量兩者間之管制要求並不隨外部屏蔽護箱之不同而有所差別，故後續將僅針對內部裝載之 MPC 裝載受損燃料時之相關資訊進行研析。



UNITED STATES
NUCLEAR REGULATORY COMMISSION
WASHINGTON, D.C. 20555-0001

September 20, 2021

Mr. Wren Fowler, Director
Licensing Engineering
NAC International
3930 East Jones Bridge Road, Suite 200
Norcross, GA 30092

SUBJECT: AMENDMENT NO. 8 TO CERTIFICATE OF COMPLIANCE NO. 1015 FOR THE
NAC-UMS STORAGE SYSTEM

Dear Mr. Fowler:

As requested by your application December 18, 2019 (Agencywide Documents Access and Management System (ADAMS) Package Accession No. ML20006D749), as supplemented on April 24, 2020 (ADAMS Package Accession No. ML20122A201), and August 7, 2020 (ADAMS Package Accession No. ML20227A066), enclosed is Amendment No. 8 to the Certificate of Compliance No. 1015 for the NAC-UMS storage system. This amended certificate, issued by the U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) constitutes the approval and conditions for use of the NAC-UMS storage system for storage of spent nuclear fuel under the general license provisions of 10 CFR Part 72, Subparts K and L.

Amendment No. 8 to the Certificate of Compliance No. 1015 revises the NAC-UMS certificate to add the storage of damaged boiling-water reactor spent fuel, including higher enrichment and higher burnup spent fuel; change the allowable fuel burnup range; expand the boiling-water reactor class 5 fuel inventory that could be stored in the cask; and revise definitions in the technical specifications.

圖 4、美國 NRC 核准 NAC-UMS 裝載受損 BWR 燃料與高燃耗燃料之許可

2.2 國際 DFC 資訊研析

經蒐集國際間乾貯技術領域之重要廠家設計資訊，本研究從中篩選目前乾貯技術領先、且具有使用先例之廠家，包括 GNS、HOLTEC、NAC[10]與 AREVA、西屋公司等，皆設計有對應之 DFC 可以搭配自有護箱。然而部分 DFC 的設計資訊並未完全揭露，例如 NAC-UMS 所使用的 DFC 暫時只能自 ADAMS 系統取得其圖面編號[10]，而仍未能就其圖面進行研析。研究團隊進一步透過資料蒐集與比對獲知，Maheras [13]曾針對停機中核電廠執行移除用過核子燃料作業進行先期研究，其報告與 INL 針對受損燃料研究引用之 DFC 為同一型號，並經比對後確認圖 5 所示之 DFC 係為 NAC 公司之產品。該類 DFC 與 HOLTEC 公司所設計之 DFC-152 產品(如圖 6 所示)具有相當之功能，重點比較說明如下：

1. 以外型而言，兩種 DFC 皆具有管束型外包封設計，可以避免受損燃料於貯存期間發生結構改變時，燃料碎片由燃料束側邊掉落；
2. 在底部的設計，兩種 DFC 皆有孔洞以作為排水除溼途徑，惟為避免燃料碎片掉落，其底部設計有小孔或網目，而 NAC 的 DFC 更可見以金屬組件銲接而成的座塊，使 DFC 於護箱中可以不致與密封鋼筒底部大面積接觸；
3. 兩種燃料皆無密封與氣密能力，與西屋公司 Quiver 系統、AREVA capsule canister、GNS Quiver-IQ 系統具有氣密能力之設計不同；
4. 由於目前所蒐集之圖面並不包含 NAC DFC 之頂部資訊，故無法得知其提把設計。惟可確認此類 DFC 應具有與 Holtec DFC-152 相似之設計，以滿足燃料吊運需求。

不同於上述所蒐集之 NAC 與 Holtec 公司的 DFC 設計，德國 GNS 設計的 Quiver-IQ 容器(如圖 7)[11, 12]、AREVA 的 rod capsule(如圖 8)、西屋的 Quiver(如圖 25)系統則具有以下特色：

1. 採用密封式設計並規劃有乾燥、氬氣回充之操作流程；
2. 不論是 AREVA 採單根(rod)包封的設計，或是 GNS、Westinghouse 般採

整個 DFC 包封，所有產品皆具有對應之外提籃，以容納具密封功能之 DFC，且整體提籃尺寸與原燃料束尺寸相當；反之 NAC 公司與 Holtec 公司之外包封型式 DFC，必定使包封後 DFC 尺寸略大於原本燃料束(含燃料匣)之外尺寸。

3. 由於提籃與實際包封容器採獨立設計，各式包封容器或提籃可依需求進行設計，提供裝載彈性以滿足各電廠實際需求(圖 9)。



Photo courtesy of NAC International



Photo courtesy of NAC International



Photo courtesy of NAC International

圖 5、NAC 公司提供予 Maheras 作為研究用之 DFC 照片[13]

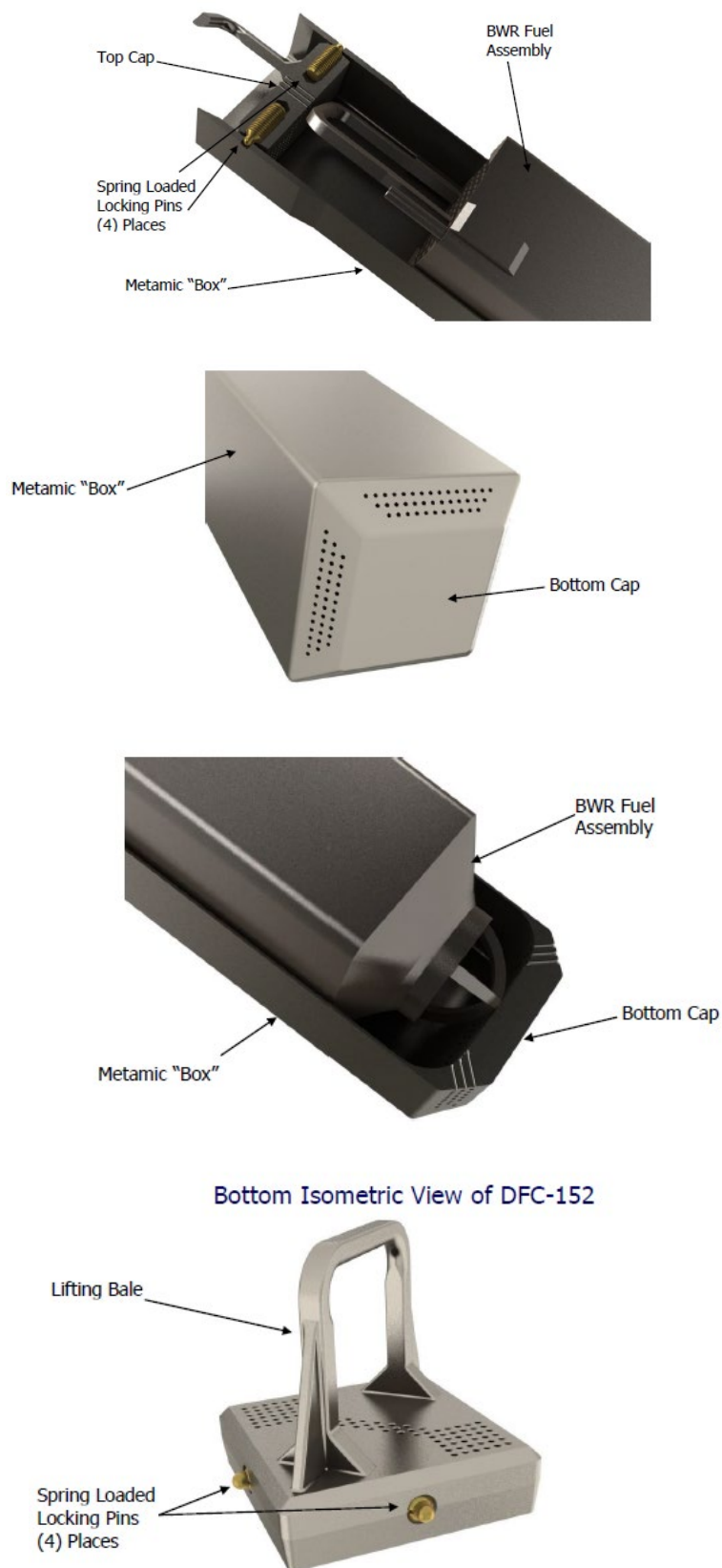


圖 6、HOLTEC 公司之 DFC-152 受損燃料罐示意圖[14]

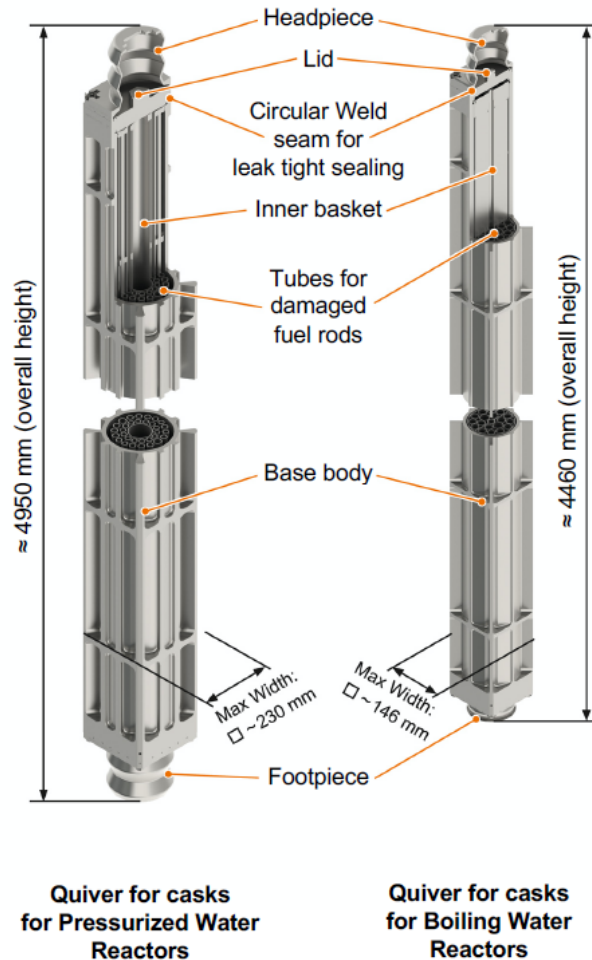


圖 7、德國 GNS®公司之 Quiver-IQ®裝罐容器[11,12]

對於受損燃料束的處理，多數設計先拆解燃料格架並將單束燃料之格架、提把噴嘴以外之組件移除後，再行將受損燃料棒(最大可裝載 65 根)置於 Quiver 容器中孔洞式提籃；而法國亞瑞華(AREVA，如圖 2 所示)則採取單根膠囊之設計，將受損燃料棒置入其中，再逐一進行加熱乾燥、抽真空與氬氣回充與密封等作業，之後再置入與燃料束幾何相符之提籃，使其成為可以放入一般護箱中之貯存單元。然而即便如此，再包封後的貯存單元，因為結構設計之不同，其所具有的燃料丸、護套、組件等材料截面積比例，將與一般燃料顯著不同。

此差異可能進一步影響其射源項、熱傳特性，甚至是因為再包封燃料所具有的不銹鋼材料，進而影響臨界、屏蔽與熱流之分析參數。舉例來說，不論是 AREVA、GNS 或是 Westinghouse 的 DFC，其最大裝載之燃料束數量必然明顯小於原有燃料束之數量。但由於受損燃料棒除了可能存在較低燃耗之外，分析

時亦需考慮同一 DFC 可能貯存來自不同燃料組件之燃料棒，而使最大可能初始濃縮度與標準燃料有所區別。

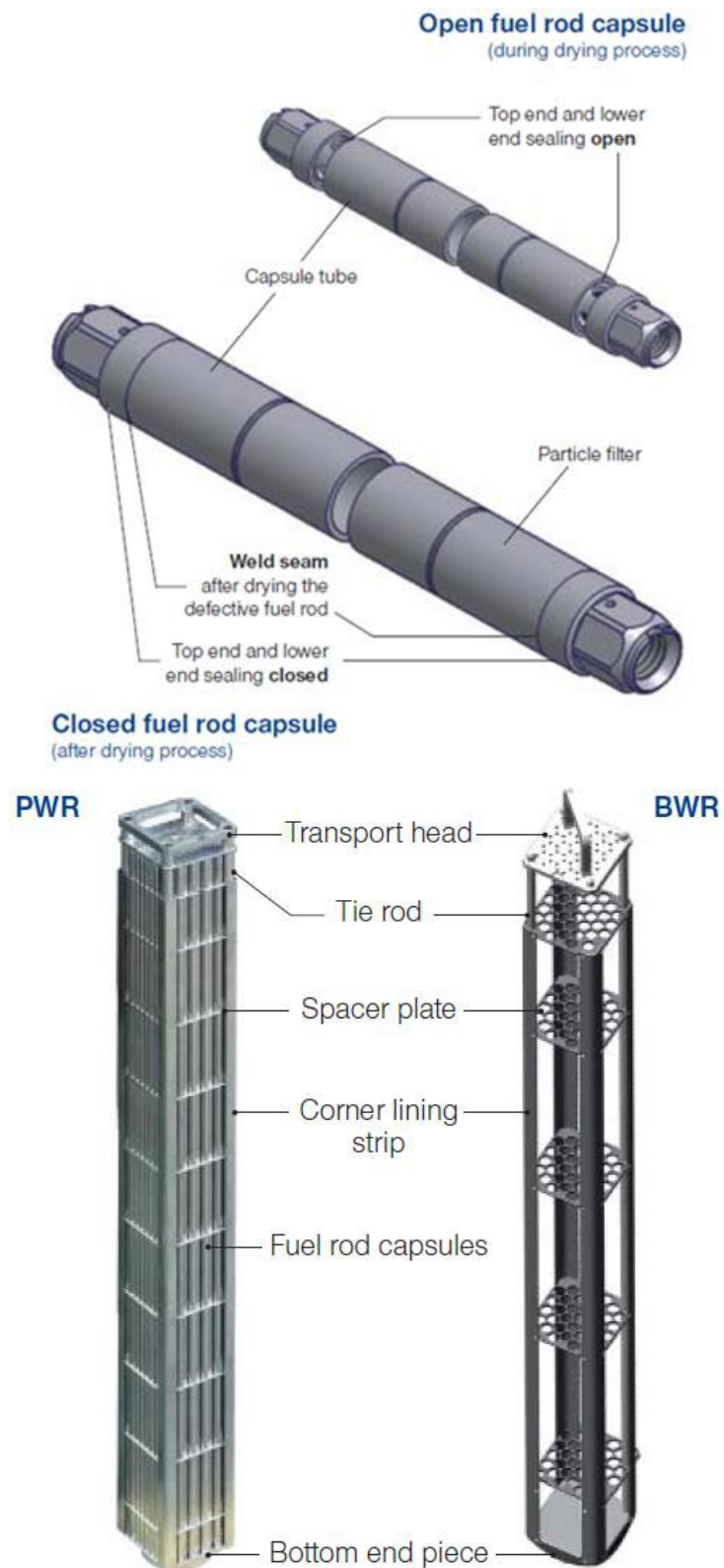


圖 8、法國亞瑞華®公司容納包封後燃料棒之提籃

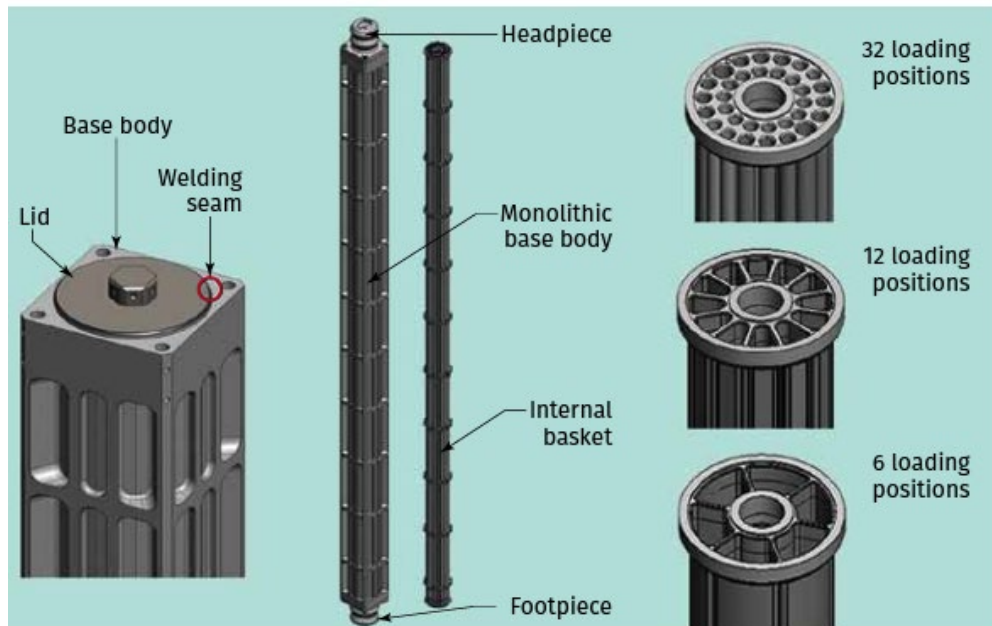


圖 9、德國 GNS®公司之 Quiver-IQ®可適用於各種燃料之包封容器



圖 10、Westinghouse 公司的 Quiver 系統外觀

經分析比較 GNS、HOLTEC、NAC 與 AREVA 公司等廠家之資訊可以發現，各大廠家的容器設計大致仍符合原始標準燃料束之外型尺寸，故理論上 A 廠家之護箱裝載 B 廠家之 DFC 應是可行的方案之一。然而值得注意的是，部分採燃料匣再包封設計之產品(如 NAC 與 Holtec)因為設計理念之故，而必然有略大於標準燃料之尺寸，其它再包封形式之 DFC 因為已無原始燃料組件之限制，理論上尺寸可以設計為小於或等於原燃料。惟經比對 GNS 設計資訊可知，Quiver-IQ 系統之外尺寸仍略大於原有燃料；而 Westinghouse 的 Quiver 雖於設計資訊中未註明其外尺寸，但於其文宣中說明可將封裝後的 Quiver 視為一般燃料，並與對

應之乾貯筒尺寸(applicable cask dimensions)相容，由其說明內容推測，其尺寸應與一般燃料相當。但無論如何，由於受損燃料於裝載位置上應有其規範或限制，故是否將 DFC 之外尺寸大於密封鋼筒提籃內尺寸作為一種防呆機制，預期將同時產生正反面不同的效益與風險，例如，具有防止燃料誤裝載的優點，但卻產生誤裝載時損傷/卡住 DFC 或提籃之風險。此部分或值得主管機關進一步評估，或要求未來廠家申請許可時提交充分之評估與作業管制說明，以利後續審查。

上述各種 DFC 中，尤其以西屋公司的 Quiver 系統最值得關注，西屋公司雖然有名為 SENTRY、NUTHOS 的乾貯系統，但相較於國際其它大廠似乎較未受大規模使用。但該公司所開發的 Quiver DFC 系統，亦曾於 Holtec 安全分析報告 [15] 上提及搭配裝載之描述，此點亦可印證前述各種 DFC 與 DSS 混和搭載之潛在可能。但未來任何設施在進行乾貯規劃不論採用何種組合方案，仍需考量整體搭配之合適性，並取得主管機關的使用許可。

表 2、已蒐集 DFC 產品特色比較表

廠家名稱	產品名稱	裝載能力	產品特性	
			密封能力	防撞設計
AREVA	Rod Capsule		Yes	No
HOLTEC	DFC-152	1 Bundle	No	No
GNS	Quiver-IQ	65 Rods	Yes	Yes
NAC**	DFC	N/A	No	No
Westinghouse	Quiver	48/60 rods for BWR/PWR	Yes	No

*詳見本報告 3.1 節

**NAC 公司與我國核能研究所合作開發之 DFC 並未加入此表之比較中，該型 DFC 之設計細節請參見本報告 3.3 節

第三章、國際案例研析

3.1 Holtec 乾貯系統裝載受損燃料及其適用組件之資訊研析

依據 HOLTEC 公司最終安全分析報告[16]中之定義，受損燃料包含以下情況：(1)有已知或懷疑存在的燃料棒護套受損，受損尺寸大於針孔或髮絲龜裂；(2)空缺燃料棒的位置未以模擬棒(Dummy rod)替代；(3)結構組件遺失，可能導致燃料或護套結構受損，或使其無法以正常方式進行處理。無法以正常方式處理之燃料及組件，歸類為燃料殘渣(fuel debris)，包括開裂的燃料棒、斷棒、不完整燃料及其容器或組件。前述(1)~(3)類皆須放置於 DFC 中。上述對於受損燃料之定義原則上係與 ISG-1 Rev.2 相當。

依 Holtec 最終安全分析報告 Table 1.2.1[16]所載資訊，MPC 型式係依照燃料種類及裝載數量進行區分，其中部份型號可容納 DFC，例如 MPC-32 可容納 8 個受損的 PWR 燃料組件或容納燃料殘渣之再包封容器，MPC-24 則僅能裝載 4 組受損燃料(或再包封容器)。另外，DFC 在 MPC 內的裝載位置須依照廠家的設計並述明於安全分析報告中，以 Dresden 1 或是 Humboldt Bay 電廠為例，在採用 MPC-68 提籃進行裝載時，受損燃料與完整燃料可任意組合以達到該提籃之最大裝載容量。但上述二個電廠以外的受損燃料裝載，則其受損燃料總數除被限制於 16 束(含)以下更被要求安置於 MPC-68 提籃之 1, 2, 3, 8, 9, 16, 25, 34, 35, 44, 53, 60, 61, 66, 67,及(或) 68 貯存位置(如圖 11 及 12)，其它空間需以完整燃料裝填。

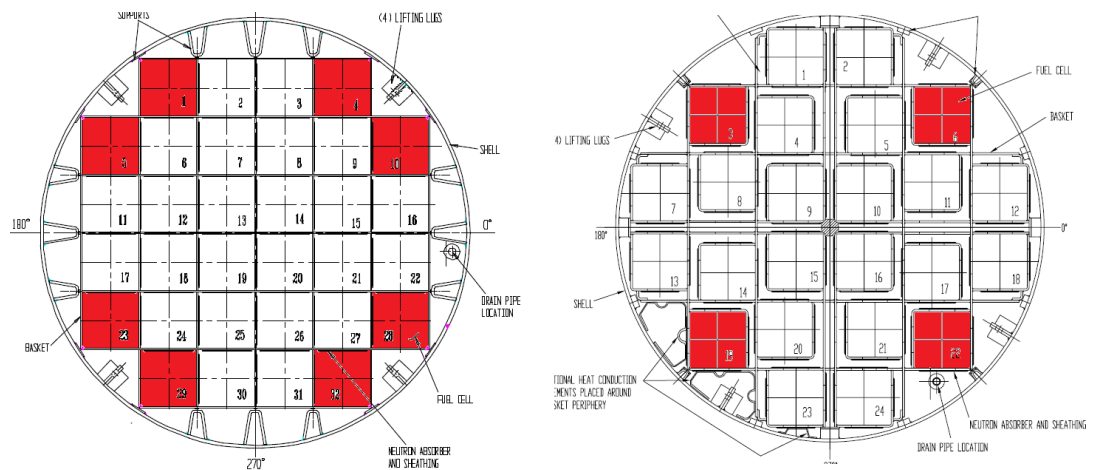


圖 11、Holtec MPC 提籃(含 MPC-24 與 MPC-32)應用於裝載 PWR 有限受損燃料案例時之裝載配置圖[16]

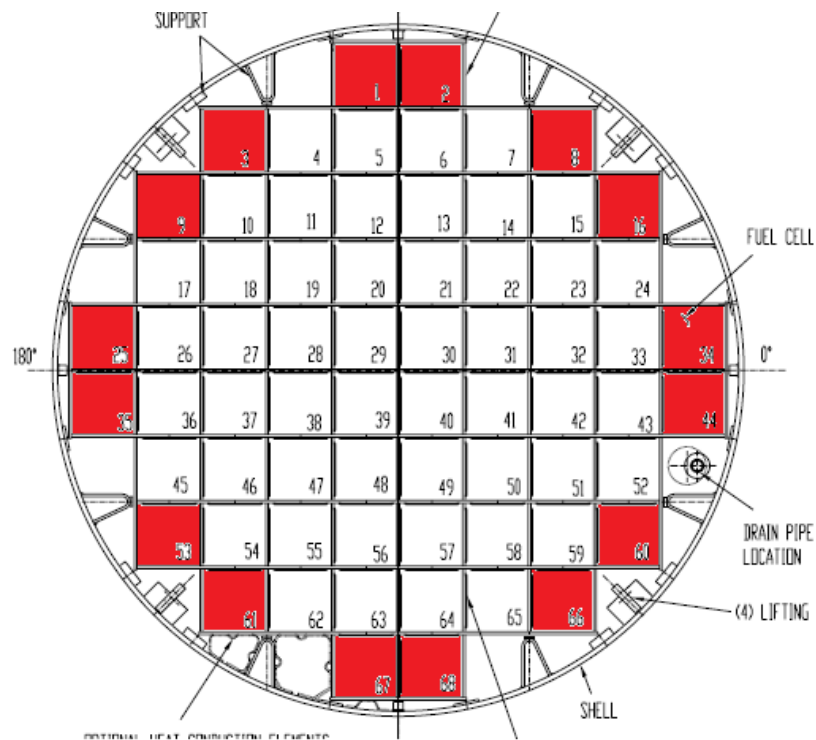


圖 12、Holtec MPC-68 提籃應用於裝載 BWR 有限受損燃料案例時之裝載配置圖[16]

若 MPC 中同時放置有完整及受損燃料，依 Holtec 安全分析報告[16]中 Table 2.1.3 及 2.1.4 規定，PWR 燃料的 U^{235} 初始濃縮度必須小於 4.0 wt.%，BWR 燃料

的 U^{235} 最大平面平均初始濃縮度(the maximum planar average initial enrichment)不可超過 3.7 wt.%。

針對受損的可燃性毒素棒組件 (Burnable Poison Rod Assemblies, BPRAs)若放置於 DFC 中，是否可能對 DFC 造成腐蝕或其他化學反應，美國 NRC 於 RAI[17] 中依據 10 CFR 72.236(a)請 HOLTEC 公司說明。HOLTEC 公司於 RAI 的回覆[17] 中指出，不論在乾式或濕式貯存的環境下， B_4C 及 Ag-In-Cd 的性質都相當穩定，不會與 DFC 組件發生腐蝕或其他化學作用。

對於已發生受損且依 ISG-1 Rev.2 定義為受損(damaged)燃料，可採正常方式處理時，由於燃料結構不預期會發生改變，HOLTEC 公司設計以 DFI(Damaged Fuel Isolator)裝載[14]。美國 NRC 依據 10 CFR72.236(i)規定，針對 DFI 於事故發生後，如何防止燃料外釋請 HOLTEC 公司提出說明[18]。HOLTEC 公司於回覆中解釋 DFI 係安裝於 MPC 內，並且被上蓋及底座包覆，即使於傾倒狀態下亦無發生外洩之疑慮。

若依 ISG Rev.2 準則判定為受損燃料，且無法被前述的三種條件涵蓋時，由於預期燃料結構可能發生改變而無法以正常方式貯存，HOLTEC 護箱允許裝載經 Quiver 容器調理之燃料棒。各項已蒐集之 Quiver 容器之作業流程，將於 4.1 節中詳加討。

3.2 美國阿肯色州一號核能電廠 ANO-1 裝載期間燃料受損管制資訊

研析

依據 2014 年 12 月 19 日發布的美國聯邦公報第 79 卷第 244 號[21]，美國 NRC 對阿肯色州(ANO)核電廠在乾貯廠裝載期間發生之燃料受損案進行最終評估，相關評估依據包括廠家所提供之安全分析文件與 RAI，以決定是否核發豁免供該護箱作為完成裝載之依據。有鑑於該護箱於裝載期間並未採用受損燃料罐進行燃料再包封，或限制燃料碎片於護箱內移動，且作業期間因為受損當下所釋出之分裂氣體而衍生各項安全疑慮，是故該裝載作業及其事故發生後之處理、評估作業，可視為乾貯護箱裝載受損燃料情境下，與原裝載規劃具有最大偏差之案例。該案最終能獲得美國 NRC 同意豁免，可見審查期間已將各項安全疑慮逐一評估、釐清並獲得美國 NRC 之同意，故其各項審查之紀錄與雙方之因應作為，可作為我國乾貯設施裝載受損燃料之管制作業重要參考，並提供關鍵性資訊。

依據美國 NRC 之事件通報第 50454 號，2014 年 9 月 12 日，阿肯色州一號核能電廠一號機(Arkansas Nuclear One #1, ANO1)由營運商 Entergy 公司以 HOLTEC 公司提供之 HI-STOMR 100 乾貯護箱，搭配專用 HI-TRAC 與內置之 PWR 提籃(可容納 24 束 PWR 燃料)，進行該廠第四次用過核子燃料乾貯乾操作業，裝載所使用之護箱編號為 MPC-24-060。在裝載作業過程中，該廠區控制室之緊急再循環系統(Control Rooms on emergency recirculation system, CREVS)於下午 07 點 32 分左右非預期啟動。

由於 HOLTEC 公司的設計係採用充壓蓄熱方式，將護箱填充高壓氦氣以確保其具有充足之熱傳能力後，使護箱持續維持此一狀況以令內部升溫，直至其溫度足以提供殘餘水顯熱時，再利用釋壓方式減少殘餘水飽和溫度而令內部燃料達到乾燥之目的。MPC-24-060 護箱在裝載後已於 2014 年 9 月 11 日下午 2 點開始進行充氦蓄熱，並於 2014 年 9 月 12 日下午 7 點累積達 29 小時之蓄熱，故 ENTERGY 公司作業人員於當日 7 點 15 分開始將 MPC-24-060 護箱之內壓逐步自 50 psi 釋壓，目標減至 15 psi(1 大氣壓)以完成本階段乾操作業。惟此作業進

行至 7 點 32 分時，CREVS 即測得廠房中半衰期較長(約 10.76 年)的分裂產物 ^{85}Kr 劑量達 $1.566 \times 10^{-3} \mu\text{Ci/cc}$ 而動作。由於運轉期間發生受損的燃料，其護套內氣態分裂產物即於受損之際釋出，故於釋壓乾燥期間測得 ^{85}Kr 即意味著有新發生的護套受損，致使原本仍存在護套內的氣態分裂產物釋出。

由於 HOLTEC 相關安全分析係利用高壓氬氣來確保護箱具有足夠的熱傳能力，以避免燃料護套超過 NUREG-1567 審查導則[22]所載之 400°C 限值；此外因為相關熱流分析係採穩態評估，無法預期此護箱在進行後續作業前可持續維持現狀。是故，運轉員於事故發生後先行將內部壓力回昇至 50 psi，以確保 MPC-24-060 護箱之情境符合原安全分析報告所涵蓋之狀況。

Entergy 後續評估指出，該護箱所裝載的燃料於裝載前，係依據燃料在爐心之最後周期檢驗報告進行挑選，並配合啜吸(Sipping)與超音波(UT)技術加以複核，故可確認此護箱內之燃料於裝載作業前係為完整狀態。惟 PWR 燃料於爐心營運階段可能因為流體誘發震動(Flow Induced Vibration, FIV)，導致格架與燃料棒護套的磨損(grid-to-rod fretting wear)，並進一步造成燃料束潛在缺陷。故此一事件偵測到護套內氣態分裂產物 ^{85}Kr 之事證，意味著有上述機制造成潛在缺陷的燃料護套，可能在降壓乾燥的過程中原有髮絲紋或缺陷進一步開裂，而造成內部填充氣體及氣態分裂產物釋出。也由於此狀況與最初規劃裝載之條件不符，故 Entergy 在取得美國 NRC 核准豁免前，係藉由監測 HI-TRAC 表面溫度值來進行維持。

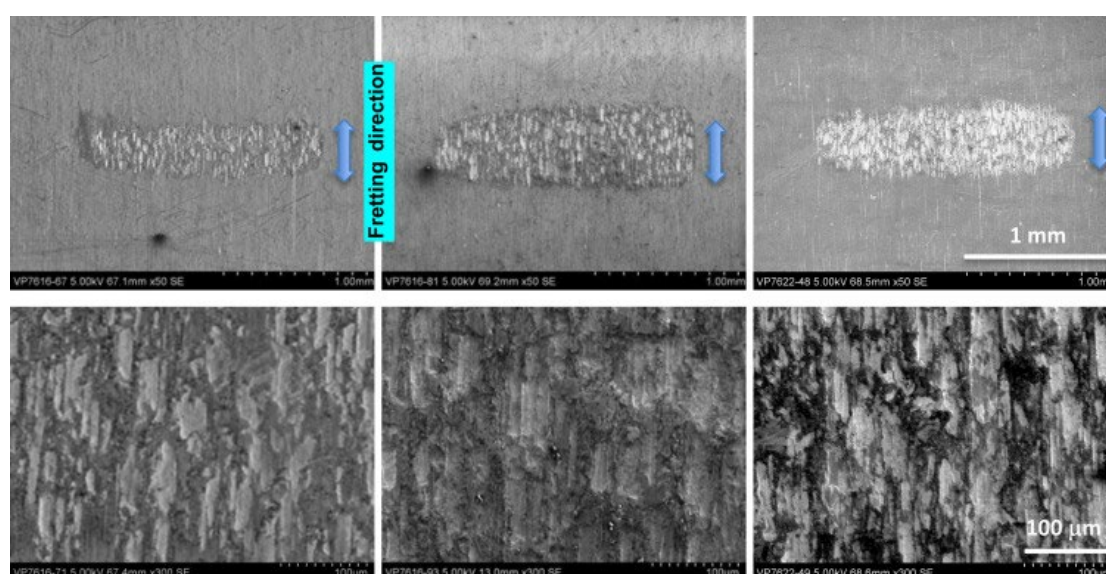


圖 13、國際間格架與燃料棒護套間磨損之研究照片[23]

值得一提的是，由於安全分析報告中並無類似案例之評估結果，廠家僅能憑藉已核准之應變程序以及審查過之安全分析結果，進行綜合評估後決斷，此一靈活應用經驗或將值得國內各界進行學習。此外由於美國 NRC ADAMS 系統仍無法獲取完整之評估細節，及其等待豁免期間之維運管理細節，故經由文件之敘述進行檢視，並以技術基礎提出以下幾點建議：

1. 考量傳送期間之結構特性與幾何對自然對流效應之影響，熱流分析之涵蓋範圍除考慮廠房之環境溫度、日照條件之外，亦需將護箱擺置狀況納入評估；
2. 由於乾貯系統質量龐大，利用護箱表面溫度進行監測並不足以完全掌握整體狀況，在事故狀態未解除、無法進行下一步作業之條件下，所提交之評估除需以可接受之分析方法採用穩態分析之外，其結果亦應具有充足之餘裕；且廠家應有對應之管制程序，針對此一護箱進行定期之監測、評估及管制。
3. 即使安全分析無虞，但本事件仍應著眼於判斷其肇因，並由燃料裝載前檢驗或分類鑑別建立改善機制，而非僅著眼於該國主管機關最終是否核准其繼續裝載。

Entergy 自此事件發生後，即於 2014 年 10 月 2 日提交乙份安全評估 [24]，並再次於 11 月 7 日提交最新說明與補充資料，以答覆美國 NRC 於 11 月 4 日所提出之審查要求。前述報告主要係指出，依據 HOLTEC 公司 HI-STORM 安全分析報告 CoC 修訂版 5 所載之條件，受損(Damaged) 燃料係無法符合 MPC 之裝載標準。為此，HOTLEC 與 Entergy 除了提交上述的評估(Assessment)結果作為豁免申請之依據外，亦提請主管機關將工作人員劑量合理抑低與放射性廢棄物產量等綜合因素納入考慮，報告中指出：

1. 若 MPC-24-060 護箱重新進行上蓋刨除、燃料重新再取出、非破壞檢測等作業，完成後再重新進行燃料裝載作業，將會造成工作人員額外且不必要的劑量，亦會額外產生放射性廢棄物；
2. 此外，燃料在歷經上述乾燥作業後並重新進行裝載作業，等於額外增加燃料吊運與裝載所造成的風險，報告中亦進行陳述。而該份文件所包含的三份附件，亦詳述其申請豁免並尋求美國 NRC 核准之理由，惟附件

三之資訊因包含 HOTELC 公司之商業秘密故無法完全獲得。

為能解除美國 NRC 對該護箱後續作業之管制，Entergy 尋求以 10 CFR 72.7 之規定申請特定豁免(Specific Exemptions)，該條文相關內容摘述如下：

The Commission may, upon application by any interested person or upon its own initiative, grant such exemptions from the requirements of the regulations in this part as it determines are authorized by law and will not endanger life or property or the common defense and security and are otherwise in the public interest.

Page Last Reviewed/Updated Tuesday, August 29, 2017

Source: <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part072/part072-0007.html>

亦即：NRC 可以針對任何人提出之申請、或者主動針對不危及生命、財產或共同防禦及保安並符合公眾利益之前提下，透過法律之授權予以豁免。

而為能說服美國 NRC，Entergy 針對臨界、熱流與再取出與相關作業等項次提出以下說明：

- (1) Entergy 指出，該廠所使用之 HI-STROM 系統安全分析報告[25]已經過美國 NRC 審查核准，依據該報告內所載分析資訊，此類護箱在正常貯存或是再取出之狀況，其護箱之 K_{eff} 係小於 0.52，遠小於管制限值的 0.95，亦即護箱不論在填充水或氬氣的狀況下，其 K_{eff} 將有充足餘裕。是故少量燃料即使因為護套受損，而導致液態水進入護套間隙仍不致造成 K_{eff} 發生顯著改變。Entergy 指出此一臨界分析的餘裕顯示，即使 MPC-24-060 不再針對受損燃料進行處理而逕行貯存，仍不致發生任何與臨界相關之安全疑慮。Entergy 於提交給美國 NRC 之文件中提及以下與臨界相關之要項：

A．依據所測得的氬 85 濃度，預期僅有極少數的燃料棒發生損壞，故即使該受損燃料棒最終形成燃料丸重排之狀況，鑑於該護箱實際所裝載之燃料濃縮度約為 2.95-4.05%左右(平均 3.6wt%)，仍可被最初安全分析時所採用的 4.1 wt%分析所涵蓋。

B．各束燃料之燃料丸總量固定且受燃料提籃之結構侷限，故燃料丸重排現象將被侷限在該提籃位置。雖使某些提籃在特定高度具有相對較多的燃料丸，但其它部分的燃料丸將

會減少。經過評估各種可能的重排現象，只會使 Δk 增加 0.0045，護箱的 K_{eff} 仍將小於 0.95。

C．即使燃料丸重排現象導致燃料丸散落至燃料束(或提籃格架)以外時，分析亦顯示即使是最保守案例中，例如：假設於再取出作業進行時，護箱內注入不含硼之純水。此時護箱的 K_{eff} 仍遠低於 0.95，滿足 NUREG-1567[22]中 4.5.3.5 臨界之要求。

(2) 針對熱流部分，Entergy 指出 MPC-24-060 之實際熱負載僅約為 15 kW，遠小於該護箱之設計限值(34 kW)。若依熱流學理來推論可知該護箱將比熱流分析之結果具有更大溫度餘裕，故各元件溫度值將低於原有 FSAR 中各項分析結果。

A．此點分析係基於原護箱廠家 Holtec 針對乾燥作業之安全分析結果，且係採用穩態模式為之，除可確認在 15 kW 之熱負載下，其溫度僅約為最大熱負載設計案例之一半以外，亦可知該護箱於最初分析時無熱流作業時間。

B．考量燃料受損或是再回充氬氣的暫時處置作業可能對內部壓力造成影響，Entergy 提交之文件曾提及護箱內部壓力原係考慮 1%之燃料受損狀況。此外，本團隊以熱流基礎進行評估後可證明，本案在可能壓力誤差範圍內，壓力或氣體成份組成之影響亦可忽略。各項管制要求可概由當時美國 NRC 引用之導則 NUREG-1567[22]6.5.1.2 節、NUREG-1536[26]護箱空間設計壓力(Cask design cavity pressures)加以管制。而即便在目前，亦可引用最新導則 NUREG-2215[6]之 4.5.3.1 Normal Conditions 所要求進行管理。

NUREG-2215 4.5.3.1 Normal Conditions (paragraph 3 ; page 4-16)

Internal pressures result from hydrostatic pressure, cask drying and purging operations, filling with nonreactive cover gas, out-gassing of fuel, refilling with water, radiolysis, and temperature increases. Temperature variations and thermal gradients in the structural material may cause additional stresses in the canister, closure lids, and associated welds. Coordinate with the thermal reviewer (SRP Chapter 5, "Thermal

Evaluation”) to determine the enveloping values and combinations of the cask internal pressures and temperatures for both hot and cold conditions. Use the temperature gradients calculated in the SAR chapter on thermal evaluation to determine thermal stresses. If the confinement system has several enclosed areas, all areas may not have the same internal pressures. In some canisters, enclosed areas consist of the canister cavity and the region between the inner and outer lids.

(3) 輻射風險評估中，事故狀況對於直接輻射劑量，以及因為滲流導致之劑量皆不致造成顯著影響，因為該 MPC 護箱之設計與施作仍符合 ISG-18[27]之要求，以及與 ISG-15[28]相關之設計與規範要求。

Entergy 綜合上述各項輻射屏蔽、熱流與臨界之評估結果，證實即使 MPC-24-060 中可能存在屬於 ISG-1 Rev.2 所定義之受損燃料，仍不致發生不符臨界、屏蔽、熱傳等管制要求之異常狀況，並向美國 NRC 請求免除對該護箱之限制。

管制單位回應：

美國 NRC 在接獲 Entergy 公司之說明後，以 10 CFR 72.236 (f) 針對所提出之豁免申請提出補充資訊需求，該條文自美國 NRC 文件摘錄如下：

The spent fuel storage cask must be designed to provide adequate heat removal capacity without active cooling systems.

亦即美國 NRC 要求 Entergy/Holtec 進一步澄清，該護箱若發生燃料丸重排事故後是否可能造成：

- (1) HI-TRAC 之環狀溫度不符合原 CoC 所載規範(130-135°F)；
- (2) 燃料提籃方孔被燃料碎片阻塞後，是否仍能滿足被動式散熱之需求。

針對美國 NRC 所提之補充資訊要求，Entergy 於 11 月 7 號的回應指出，MPC-24-060 總熱負載係為 15.384 kW，單束最高為 0.823 kW，而基於此一熱負載與單束功率已被 FSAR 所涵蓋，故 MPC-24-060 之各元件溫度，包括其外圍溫度與內部溫度亦將被原有安全分析所涵蓋。而在第二項的提問中，Entergy 則答覆在原有的分析中即部分考慮底部半圓孔之對流能力，而忽略細長矩形孔洞的對流貢獻，故其熱流特性確能保守涵蓋此護箱之可能狀況。而此部分之評估主要可以證明，該護箱即使於可能之燃料丸重排狀況下，仍能確保其它燃料符合 ISG-11[29]之要求。而依據上述的答辯與補充資訊要求，美國 NRC 最終於 12 月

19 日依據 10 CFR72.7 同意 Entergy 所提之豁免案[30]，亦即 MPC-24-060 可以由暫存的作業狀態轉送至 HI-STORM 100 護箱中。

依據美國 NRC 最終同意豁免之文件內容，Entergy 的評估顯示，對裝載有針孔或髮絲紋的受損燃料進行卸載與再裝載作業，將導致工作人員額外接受 600 mRem 的人員劑量，並導致額外的放射性廢棄物產生；而再取出的作業期間若傷及 MPC 護箱，更將導致該護箱成為放射性廢棄物。此外，額外再取出與裝載作業將導致花費逾 30 萬美元的成本；甚至若導致 MPC 損毀時，其成本更將高達 75 萬美元以購買新的 MPC 護箱，並需額外的 20 萬美元來處理受損的護箱。而作業期間的燃料吊運，更需考慮可能發生 HFA(Fuel Handling Accident)所導致的額外風險。

最後，美國 NRC 基於該護箱之申請案符合 10 CFR 72.212(a)(2), 10 CFR 72.212(b)(3), 10 CFR 72.212(b)(5)(i),以及 10 CFR 72.212(b)(11) 部分條文之前提下同意核發豁免許可。而除上述之法規外，本研究經彙整後發現此事件相關審查文件中，引用之規定計與 NUREG-1536, 1567, ISG-1, ISG-7, ISG-11, ISG-15, ISG-18 等導則有關。

HOLTEC 公司後續說明：

依據 Holtec 公司於 2017 年所發布的文件[31]，在美國所發現的乾貯護箱 ^{85}Kr 外釋情形，已發生在 Holtec 及 TN (Transnuclear)系統中，且係於乾燥期間發生。Holtec 公司認為前述現象是由於乾燥期間，燃料護套內外壓力差增大，將已存在的針孔或髮絲龜裂擴大，導致護套內放射性氣體外釋。

在 Surry 核電廠的案例中，使用的護箱屬於 TN 系統，發生 ^{85}Kr 外釋的燃料經重新判定後，維持為“完整狀態”，對比前述 ANO 核電廠燃料於發生外釋後改判為受損燃料，兩者的判定結果不同。

HOLTEC 公司針對核燃料於裝載期間發生 ^{85}Kr 外釋，對業者提出以下建議：

- (1) 於裝載之前準備文件紀錄，包括完整的目視檢查及啜吸測試的結果報告，以確定護套無明顯受損。
- (2) 裝載前若發現燃料有受損，應留下完整紀錄，確定受損大小是否屬於針孔或髮絲龜裂的範圍，事後可據以說明受損尺寸的變化範圍。

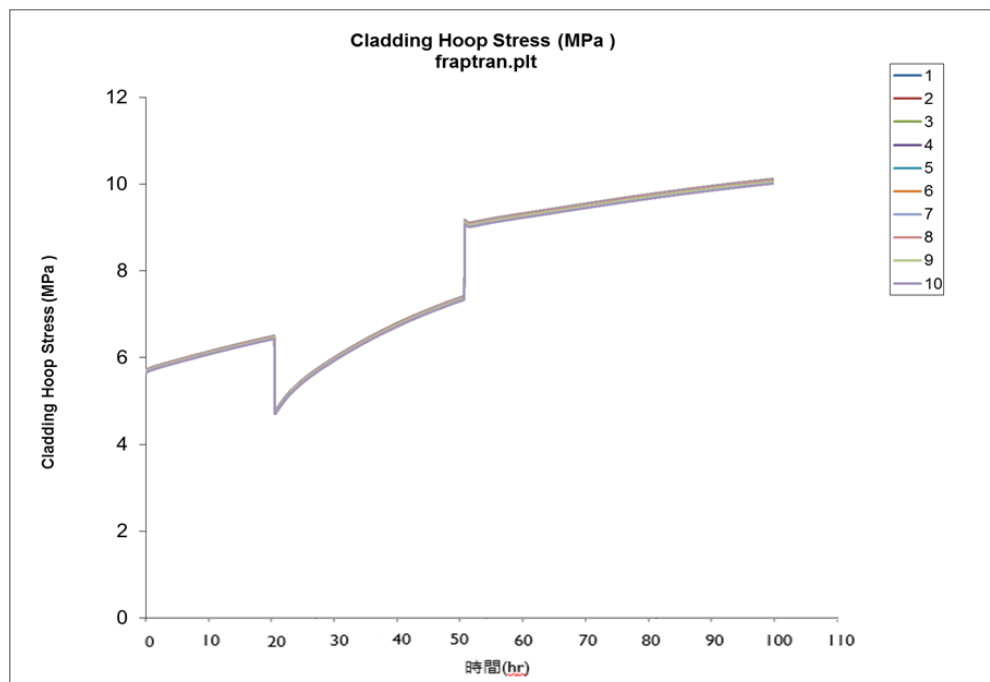
- (3) 記錄護套可能發生的損害機制，例如格架與燃料棒護套的磨損，並據以決定後續檢查程度。
- (4) 發生外釋後的燃料狀態判定方法，與裝載前相同，並可以前述(1)～(3)的資料進行佐證。若裝載前已判定燃料處於「完整/無受損」狀態，由資料推論無大尺寸受損發生的可能，且未檢測到燃料微粒(fuel particulate)外釋，即可視為針孔或髮絲龜裂造成。
- (5) 裝載前判定為無受損的燃料，若在裝載於 MPC 後判定為受損，HOLTEC 公司提供以下選擇：
- A. 開啟 MPC 上蓋將燃料組件取出，並以新的護箱裝載。
- B. 參考前述 ANO1 於 2014 年的案例申請豁免，申請獲准後仍將受損燃料置於護箱內不予取出，且須補充運送許可申請。HOLTEC 指出，運送用護箱於設計時已考慮受損燃料未置於 DFC 內運輸的狀態，故無安全疑慮。

- (6) 乾燥期間溫度應保持在最低，以避免既存的針孔或髮絲龜裂擴大。

上述 Holtec 公司之說明可進一步由清華大學原科中心整合 CFD 與 FRAPTRAN 分析結果加以印證，該報告[32]利用相同燃耗與溫度條件下之燃料分為 10 個節點(如圖 14 所示)，在導入 CFD 計算所得之熱源項，以及將表面對流係數與輻射熱傳能力轉換為等效熱對流係數後，對乾燥作業期間因為壓力與溫度變化所產生的護套應力進行評估。其中，作業歷程約 20 小時左右之護套周向應力變化係源自於壓力變化之設定，而 50 小時左右之應力變化則是乾燥作業終了，將護箱內氣壓調節至待貯狀況(1 atm)時所造成之影響。

其結果顯示，燃料乾燥作業若採用高壓氬氣蓄熱方式，先行以高壓氣體回充並進行貯熱，而後再瞬間釋壓以移除護套殘餘水，預期對護套應力將造成約略 2 MPa 之應力，其量值確實略大於採用真空乾燥之影響。因此若護套原本存在因為 FIV 所造成的磨蝕現象時，護套強度較一般燃料為弱之前提下乾燥作業可能有較高機率導致護套出現如本案之裂痕並出現分裂氣體在乾燥作業期間釋出之狀況。

(a)



(b)

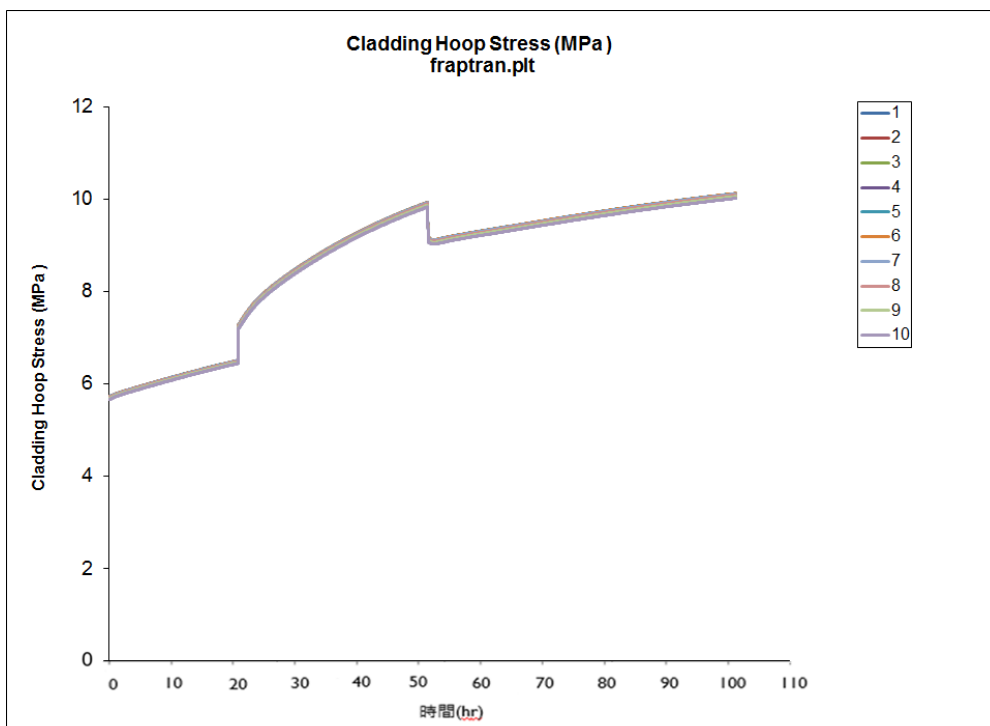


圖 14、相同燃料採用不同乾操作業對護套環狀應力之影響(a)高壓乾燥、(b)真空乾燥

3.3 NAC-UMS 系統安全分析報告更新案

本案例係由國內核能研究所(112年9月27日後改為國家原子能科技研究院)與 NAC 公司合作針對 NAC-UMS 系統進行設計變更以符合裝載破損燃料及高燃耗燃料(60 GWD/MTU)之需求，各項安全分析與文件修訂完成後則由美國 NAC 提交至美國 NRC 進行審查，以期在獲得美國 NRC 許可後間接滿足國內審查導則要求“申請之護箱需具有國際申照先例”之要求。由於各項設計資訊之智財權仍屬美國 NRC 與核能研究所共有，本項目之資料研析將藉由學術文件蒐集、安全分析、申照文件研讀方式進行，並於可能條件下向原參與設計變更之專家請益並確認所蒐集資訊之正確性。

依據所蒐集之學術文件[33]指出，此一工作主要係針對國內 2005 年啟動之核一乾貯案進行技術與護箱設計精進任務，以期提升該乾貯案[1]中獲選的 NAC-UMS 系統。因為該護箱已屬原設計公司停產之產品，故採用雙方合作架構並各自完成本次 Certificate of Compliance (CoC)修正案的工作項目。其中 NAC 公司負責原有設計資訊之審查與申照協助(包含文件修訂、申請與答覆作業)以及 DFC 的設計，而核能研究所則致力於臨界、屏蔽、熱傳與結構之分析。本合作項目自 2019 年 1 月至 2021 年 11 月的兩年執行期間，最終完成 CoC.1015 [10] 修正案，並於 2019 年 12 月 18 日提交相關安全分析報告。該案提交後，分別 2020 年 3 月 17 日與 2020 年 6 月 25 日取得美國 NRC 發出之 RAI (Request Additional Information)，並於 8 月 7 日完成所有 RAI 答覆，最終於 2021 年 2 月 23 日取得 NAC-UMS 裝載高燃耗燃料及受損燃料之許可。

進一步研析相關設計資訊後得知，該案主要係針對原有提籃進行修改，將原本設計用於安置變形燃料之四個燃料方管加以移除(圖 15)，並將原有板式提籃組件(如導熱圓盤與承載圓盤)方孔擴大至 6.43”，此外，原先設置於該孔槽位置之燃料方管則加以移除，所需提供之功能改由受損燃料罐滿足。除了上述的外型尺寸修改(寬度 6.3”總長 177.57”)之外，重要之設計變更包括有：

1. 於上下兩端設有蓋板，並於蓋板上開孔以利 DFC 內部液態水可於乾燥作業時移除；
2. 底部蓋板設有四個圓孔，並包覆兩層分別具有 16 孔目與 250 孔目之不

銹鋼網。其中 16 孔目之網板提供結構支撐功能，而 250 孔目之不銹鋼網則提供限制燃碎片(debris)之能力。

3. DFC 全長較原本提籃底部至頂部銲件頂板高度略長，並於頂部設有一類似法蘭之凸緣(如圖 16 所示)，以供工作人員使用搬運夾具提起 DFC。而值得注意的是，由於該燃料位置接近頂部銲件之內隔板處，是故頂部凸緣設有一缺口以利夾頭可以進入該間隙(如圖 16 紅圈所示位置)。
4. DFC 對角側貼附兩片中子毒素板(如圖 17 所示)，以取代原本燃料方管所具有的中子吸收能力。

整體而言，此一設計之最大巧思在於小幅改動燃料提籃之部分尺寸後，將本與提籃組成一體之四根燃料方管改變為 DFC，並賦予其具有無氣密能力 DFC 之功能(吊掛、排水、限制燃料碎片等)。該 DFC 對角兩側裝有中子毒素板，以維持原本 NAC-UMS 提籃中之中子毒素列置設計，並滿足臨界分析需求。基於此一設計理念，本團隊評估其對結構、屏蔽、臨界與熱流之影響可分別標示如下：

1. 結構：新設計係將原有燃料方管與受損燃料罐之功能結合，使得可以盛裝受損燃料束，因頂部與底部加裝板狀結構，而需就此一變更進行分析；其中尤以 DFC 於提籃中係為可移動之組件，且其重量較原有燃料為高，因此需針對實質事件中的護箱傾倒或掉落進行動態分析。
2. 屏蔽：實際上 DFC 與提籃組裝後之幾何形狀與原有分析案例之幾何外觀差異有限，故應無需針對正常狀況進行再分析；但由於此設計變更同時考慮了高燃耗燃料之裝載與受損燃料貯存時之假想情境，故於分析中應就 DFC 內燃料發生重排事故與整體燃耗高達 60 GWD/MTU 之條件進行評估。
3. 熱流：同上，因組裝完之整體結構並無顯著不同，故實無需針對新設計之提籃與裝載之 DFC 進行正常貯存之案例分析，惟考慮裝載受損燃料時可能需考量燃料丸重排時所造成的熱流特性變化，並據此探討新的事實情境所造成的熱流結果。而裝載高燃耗燃料與否對於熱流分析並無顯著影響，僅需證實所選用之燃料熱導率與熱源項可以涵蓋擬裝載之燃料即可。
4. 臨界：燃料丸重排可能發生在燃料運轉周期之任一時間點，且亦需考慮

受損燃料發生之燃料九重排效應以及潛在提籃設計變更所造成的燃料排列位置改變等設計資訊差異。

上述設計變更所致之安全影響經研究團隊進行分析後獲得以下結論：

1. 結構：分析團隊利用典型手動計算方式評估 DFC 之應力，並證實在 60 g 的頂部以及 30 g 的側邊碰撞下，DFC 仍符合 ASME code Section III-NG 之標準；此外，在正常作業之負載則考慮 10%之動態負載係數後仍顯示結構之在吊升作業中仍有充足之安全係數。
2. 屏蔽：屏蔽分析則是基於高燃耗燃料與 DFC 之前提下進行評估，並利用 TRITON-ARP 進行燃料射源項計算。針對傳送護箱與混凝土護箱之劑量計算則進一步考量不同燃料九重排緻密度所造成的影響，並以 75% 緻密度(燃料有效發熱段為 107.028 cm)之案例進行保守計算。
3. 熱流：分析團隊針對裝載四束 DFC 之條件下，假設四束燃料 100%破損並因為燃料九重排現象而在 DFC 底部堆積並造成燃料碎片 50%孔隙度之情境。在考慮 23 kW(每束 411 W)之熱負載前提下，分析結果指出雖然 DFC 底部因為燃料九重排現象而造成更緻密之熱源，但燃料九重排現象反而提高局部熱傳導能力，使得分析所得溫度反而略低於裝載完整燃料之情境。鑑於分析結果遠低於燃料護套溫度限值(400°C/752°F)，該團隊表示此一設計滿足 10 CFR 72.236(f)之要求；亦即無需主動式散熱即可將燃料護套溫度控制於上述溫度限值之下。

表 3、NAC-UMS 第九版設計之熱流分析結果

Maximum Temperature of component* (°F)	With 4 BWR DFCs	Normal Condition	Allowable
Intact Fuel	637	642	752
Damaged Fuel	519	N/A	752
Support Disk	607	614	700
Heat Transfer Disk	606	612	650

*added 2°F for margin

另外，雖然燃料受損之初即令內部填充氣體及分裂氣體釋出，但仍應假設事故可能導致護箱內壓力上升而高於 65 psig 之設計限值。

4. 臨界：本案係透過新增案例的測試將過往未納入之燃料類型加入臨界分析的範疇，並在完成後進一步假設提籃中子毒素材信用度於 75 與 90% 之條件下進行案例計算，並同時考量較高初始濃縮度燃料束之影響。此外，分析工作更針對提籃內裝載 52 組完整燃料以及四組 DFC 之情境下，規劃三種案例組合來探討其裝載時之臨界評估結果；包含：DFC 中裝載完整燃料；DFC 中裝載缺少護套及噴嘴之燃料排列；以及假想燃料與不同介質，而結果裝載破損燃料與 DFC 並不會明顯地造成反應度增加之狀況。

各項資訊經彙集成新版文件後即於前述之 2019 年 12 月 18 日提交申請文件，並於次年(2020 年)3 月 17 日獲得美國 NRC 之第一次通知[34]。其文指出美國 NRC 已收到 NAC 公司於上述日期提交擬針對 NAC-UMS 第 8 版文件進行修訂的申請。而該文件僅告知美國 NRC 經過文件審查已確認 NAC 公司所提交的技術文件符合實質審查之必要資訊，並告知美國 NRC 在估算該案所需之審查負擔(300 人時)之前提下可能之作業時程：

1. 於 2020 年 6 月期間提出 RAI；
2. 如果無 RAI，則相關 CoC 將於 8 月底發布；
3. 若有提出 RAI，則預估將於 2021 年發布相關 CoC。

整體而言，NAC-INER 團隊所提交之安全分析報告內容係符合針對裝載高燃耗燃料與受損燃料之需求，且由美國 NRC 之接受信及後續美國 NRC 之核准函所載法令要求之描述可知，美國 NRC 對於此案之官方文件並未強調申請之法規適用性議題，一切僅就乾貯護箱裝載內容物包含高燃耗燃料或受損燃料時，是否符合當申照時的分析規劃，並引用 NUREG-1536 作為審查之基準。

美國 NRC 於 6 月 25 日所發出之第二次 RAI[35, 36]指出，針對 NAC 公司提交申請以裝載 10X10 燃料組件、高燃耗燃料與受損燃料之資訊，應進一步於 2 個月內提交以下 RAI 之答覆：

1. 主要設計標準

NAC 公司擬將 NAC-UMS 部分組件類別由從 B 類到 NQ 類，但未提出變更之理由，是故美國 NRC 依據 10 CFR 72.236(b)與 NUREG/CR-6407 中對用過核燃料乾貯系統組件分類之指引，要求 NAC 公司進一步說明。

2. 結構評估

為能確保結構分析結果符合 10CFR 72.236(I)，美國 NRC 人員要求修改申請書中 BWR DF(沸水式反應器受損燃料)提籃頂部之應力評估結果，主要係因原先提交之文件中所載應力可能低估，故要求提交更明確與保守之應力評結果以證明其結構性能。

3·屏蔽分析

為能確保申請內容符合 10 CFR 72.236(d)之要求，美國 NRC 要求針對 SAR 第 5.8.2 節中表 5.8.2-4 至 5.8.2-7 所載源項之對應燃耗、濃縮和冷卻時間。美國 NRC 人員要求提供極限案例組合之加馬與中子源項，以便驗證劑量計算係依據涵蓋性射源項進行計算。

針對上述之 RAI，NAC-INER 團隊則於同時 8 月 7 日(提交時限為 8 月 25 日)提交意見回覆[37, 38]：

1·主要設計標準

NAC 公司回覆中未見其技術性說明；惟其答覆提及部分組件之變更主要係對應傳送護箱塗層標準之改變，NAC 公司聲明該塗層品質主要用於增進池內作業之組件保護，但不涉及整體系統安全或公眾安全。整體變更之部分則僅止於 SAR 第二章之 page 2.3-13, 17 與 20。

2·結構評估

針對美國 NRC 所提之意見，NAC-INER 團隊就再次說明整體分析之細節，而未進行任何文件修改。

3·屏蔽分析

NAC-INER 團隊所提供之設計資訊係為廠家機敏資料，故於文件上未揭露。然而考量美國 NRC 原有 RAI 之要求僅屬資訊揭露與查核所需，並無任何分析技術或結果之疑慮，故亦無需深究。

鑑於美國 NRC 接獲 NAC-INER 團隊提交之 RAI 答覆後未再提出進一步之 RAI，可證相關審查意見之答覆內容已獲美國 NRC 同意。綜合以上之審議過程可知，美國 NRC 即使針對既有護箱改變裝載內容，仍然依據 10CFR 72 所載各項要求對乾貯系統進行安全規範；且由所蒐集之學術文件與美國 NRC 審議資料可證，廠家仍依循既有審查導則提交對應之設計變更資訊，並經美國 NRC 審議

後即獲通過。此外，由於 NAC-UMS 設計變更之部分極為有限，使得部分分析模式與工具仍與過往相同/相仿，故仍可沿用與過往申照核准之模式，僅就特殊裝載條件所致之邊界條件進行再分析之事證亦值得本研究參考。

而綜合本案與過往各式護箱及 DFC 之設計資訊可知，針對考慮裝載 DFC 之乾貯護箱，其安全分析審查或應考慮：

1. 臨界、屏蔽與熱流分析或需考慮裝載於 DFC 容器中之受損燃料可能情境；
2. 臨界分析時，分析模式中的可裂元素，應考慮受損燃料可能因運轉歷程與完整燃料不同所致之差異；
3. 屏蔽分析時源項應考慮受損燃料可能因運轉歷程與完整燃料不同所致之差異，並使用合適之分析工具建立對應燃耗之源項。
4. 廠家提交之安全分析報告若指定裝載 DFC 之位置時，應有對應之程序確認內部裝載之受損燃料符合原裝載規劃，亦需將誤裝載時所致之影響納入保守評估之範疇中；若是先行將 DFC 裝於指定提籃位置，再進行燃料裝載，則應說明 DFC 上蓋設計與功能可符合相關導則之要求；
5. 廠家所設計之 DFC 若有具方向性中子毒素能力時，應有對應作業程序與標誌以確認裝載時的方向性符合安全分析報告之規劃；
6. 因裝載 DFC 所需之其它設備、容器是否有對應之冷熱測試規劃，若有設備故障所致之時程延遲是否納入原有安全分析之容許作業時限；
7. 裝載於 DFC 之組件或可視為某類特定之燃料類別，並依據涵蓋性評估結果，擇其保守者作為安全分析之設計基準燃料。

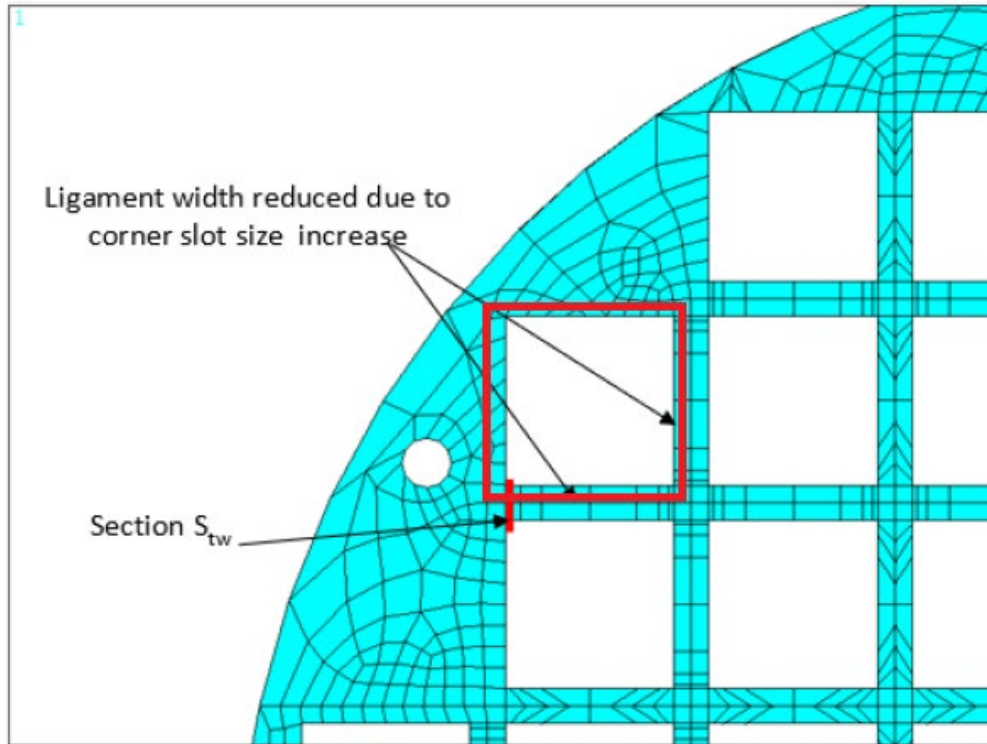


圖 15、NAC-INER 設計用於裝載 DFC 之位置

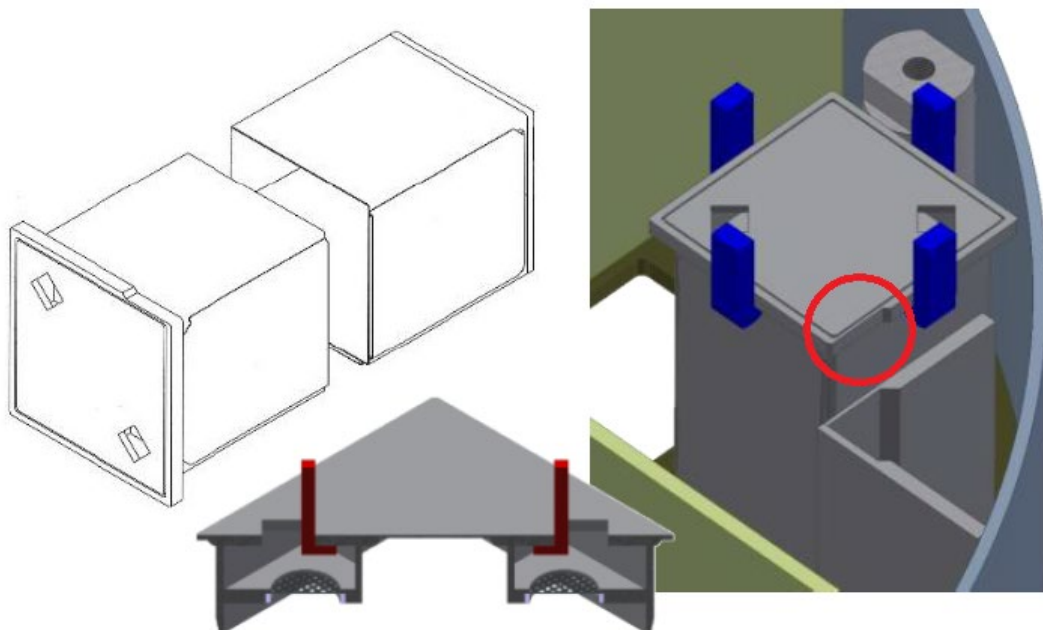


圖 16、NAC-INER 合作設計之 DFC

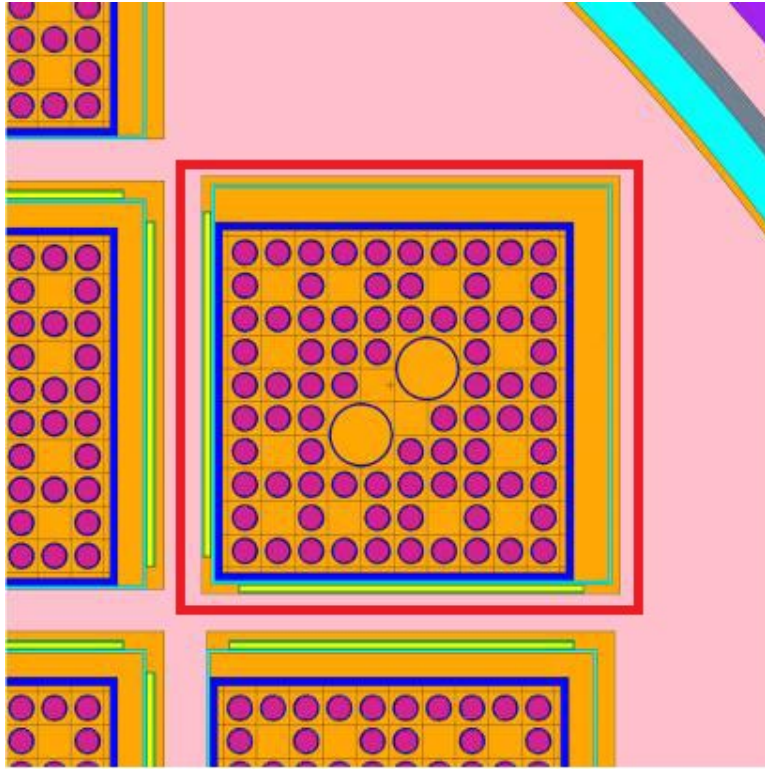


圖 17、NAC-INER 所設計之 DFC(紅框處)內側加裝之中子毒素板位置(以黃色標示)

3.4 立陶宛 Ignalina 核電廠除役乾貯相關資訊研析

依據國際期刊中以 CONSTOR 護箱載 Ignalina 電廠所具有之 RBMK-1500/M2 用過核子燃料進行熱測試之屏蔽[39]與臨界分析[40]資訊顯示，本案擬裝載之燃料類型係如圖 18 所示，燃料棒係由外徑 13.6 mm、厚 0.825 mm 的鋁合金；棒內充滿 0.5 MPa 的氬氣並密封。整體燃料組件長約 3.64 m，其中 3.4 m 為有效發熱段，該燃料棒的最高允許溫度為 600°C。燃料組件由兩套（“子組件”）組成，其中包括 18 根燃料棒和 1 根承載棒。燃料棒沿著外徑為 1.3 cm 的中心承載棒排列，並藉由 10 個間隔為 360 mm 的不銹鋼墊片固定到位，最後則藉由中心圓柱體將兩個子組件連接在一起。

本案擬用於裝載用過核子燃料(含完整及氣密不良)之護箱為 GNS 之 CONSTOR，雖然該專案(B1 Project)最初規劃採 CASTOR 護箱裝載，但最終基於整體 B1 專家之綜合因素考量，除初期少量供應 CASTOR 護箱，後期即全面改以 CONSTOR 護箱進行裝載。對此，IAEA 對此亦進行相關熱特性[41]評估，且 Poskas 等人亦曾針對輻射屏蔽特性與熱流特性進行探討[42]。本案最終所選用之裝載護箱 CONSTOR/M2 護箱(如圖 19 所示)，係為一高 4.6 m，直徑約 2.7 m 之混凝土澆灌護箱，惟其澆製後整體容器仍保有最初澆製時之金屬殼體，故無需藉箍筋維持混凝土完整性。整體護箱仍採螺栓鎖固密封，內部裝置有可容納 102 束燃料組件之 32M 提籃與可容納 80 束燃料之外部環型提籃。圖 20 為該護箱於 2016 年 4 月 27 日進行相關護箱、燃料吊掛裝置之水下測試記錄。

不同於上述完整燃料、或少量出現氣密性(約 400 束)問題之燃料貯存作業，Ignalina 電廠兩座機組分別存放 182 與 185 束受損燃料，而 B1 Project 則規劃以 22 個 CONSTOR 護箱來裝載總計 367 束的受損燃料。相較於上述可裝載 182 束燃料的 CONSTOR/32M 護箱，Ignalina 在裝載受損燃料時選擇如圖 21 所示之 CONSTOR 護箱；在與圖 19 所示之 M2 護箱比較後，兩者之差異可詳列如下：

1. 裝載容量不同，用於裝載受損燃料之護箱僅能裝載 32 束燃料；
2. 提籃設計不同，相較於裝載完整燃料之提籃，受損燃料提籃中之管狀容器上方，於對角設有上下兩組圓孔，且各管束之裝置位置不同；經本計畫委託結構人員粗估，其強度係滿足吊掛單束燃料之需求；圖 22 可證

該護箱燃料圓管係可獨立移除；

3．由 Ignalina 電廠作業之照片可以發現，所裝載之燃料外型(如圖 23)與前述之元件(如圖 20)外觀明顯不同，整體呈現類似再包封之外觀。

4．由圖 23 裝載之際實照片可知，該包封係採螺栓鎖固方式進行，且由圖 24 之臨界模型可以發現其殼體具一定厚度；

雖然目前體 B1 作業並無更為明確之技術文件可供參考，但由過往該設施以舊型護箱(可容納 40 束)進行乾貯之研析結果可知，該廠過對於氣密性不佳之燃料束即已考慮潛在之乾化問題，故即針對單一護箱貯存該類燃料之數量限制與乾燥時間之合理調控(增加)進行規劃[44]。

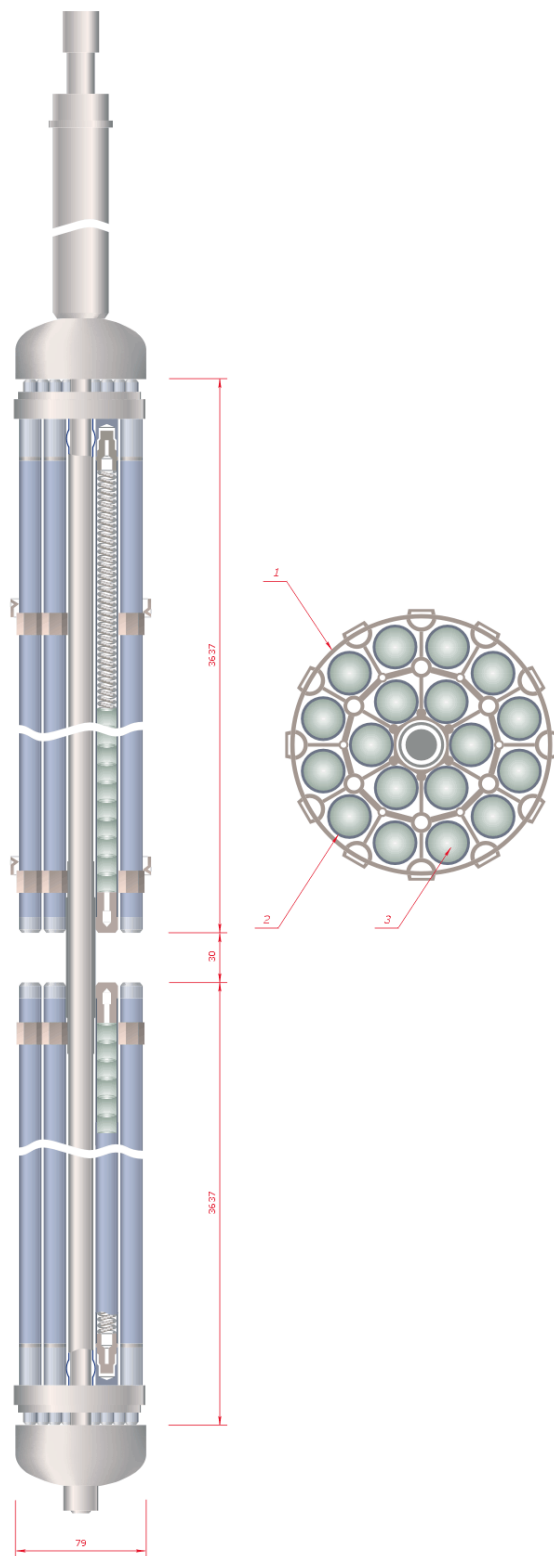


圖 18、RBMK-1500/M2 燃料示意圖

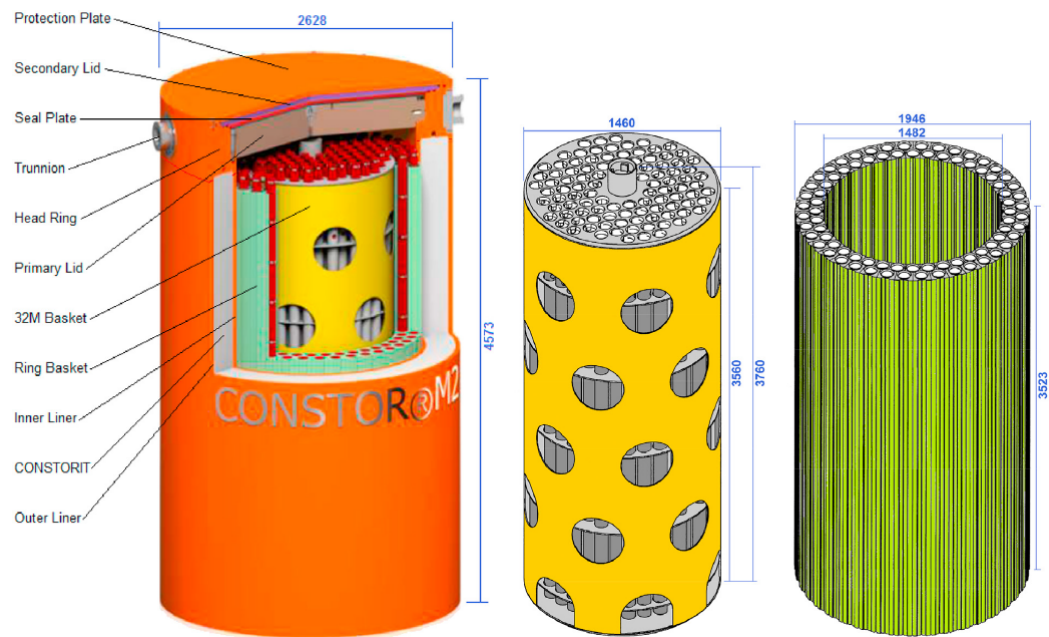


圖 19、裝載 RBMK-1500/M2 燃料之 CASTOR/M2 護箱外型與提籃設計

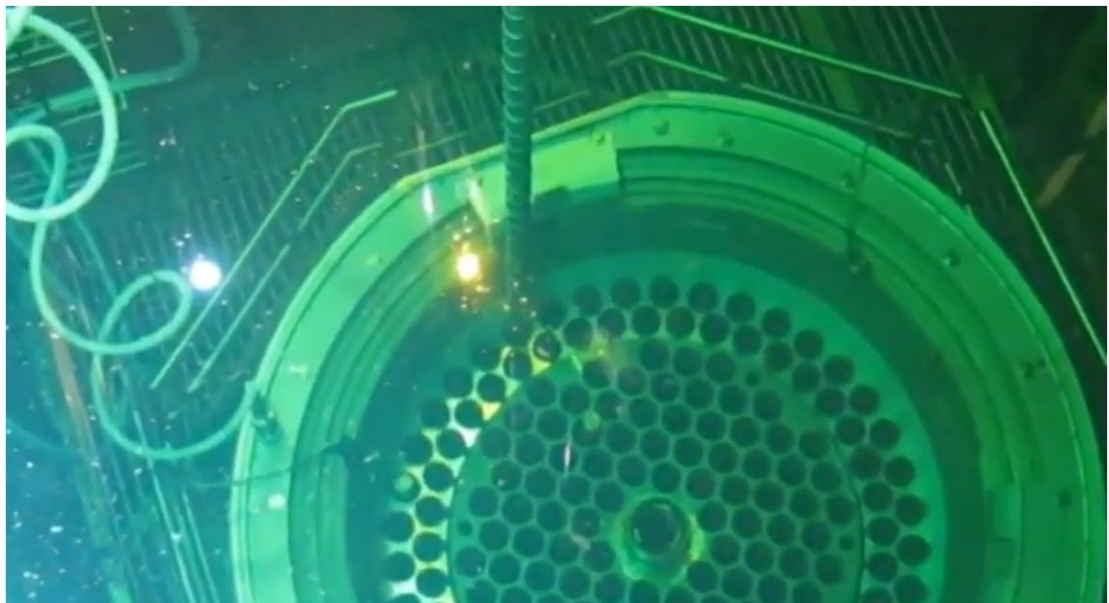


圖 20、CASOTR/M2 於 2016 年進行水下測試之影像

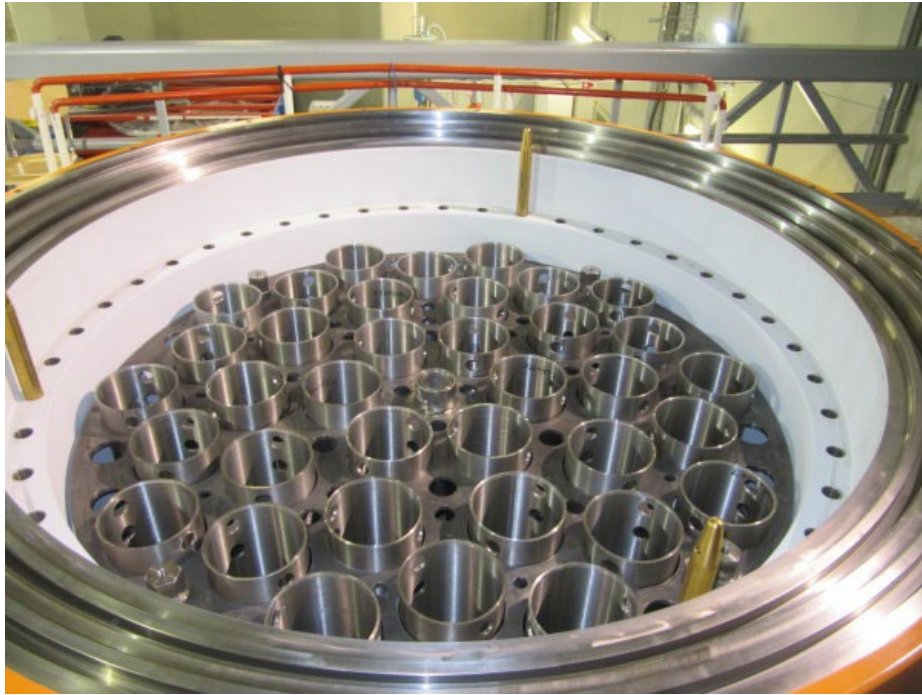


圖 21、裝載受損 RBMK-1500 燃料之 CONSTOR 容器

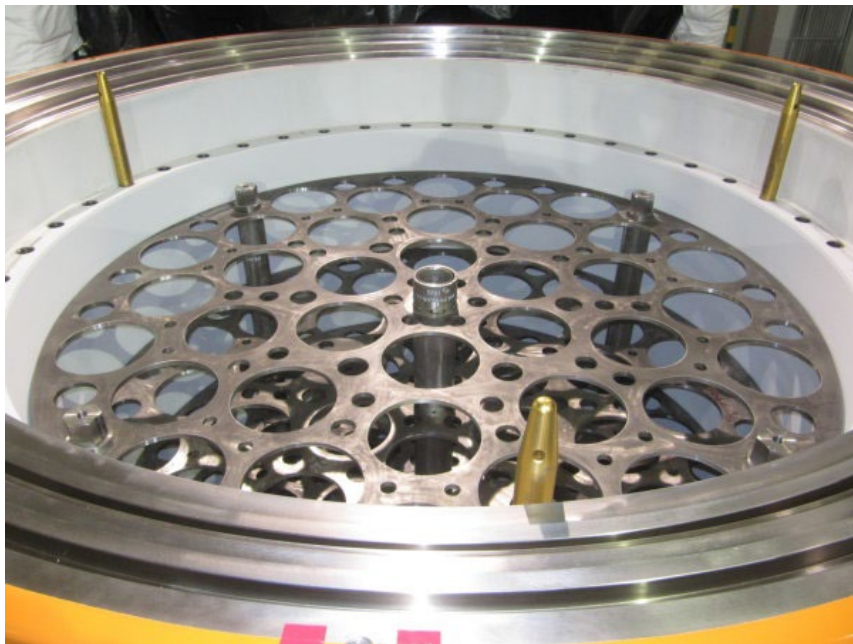


圖 22、無燃料圓管之 CONSTOR 提籃照片

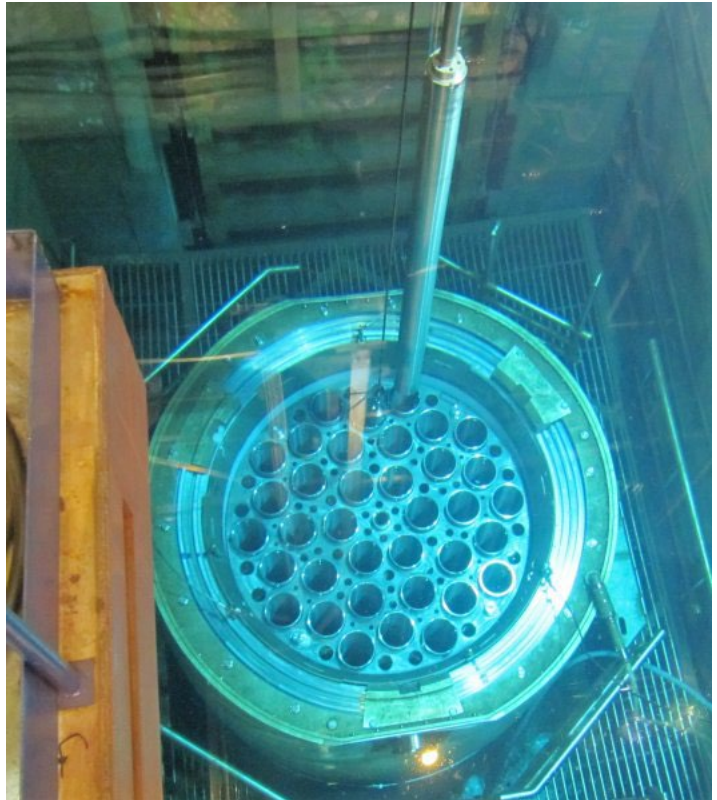


圖 23、Ignalina 裝載受損 RBMK-1500 燃料之照片

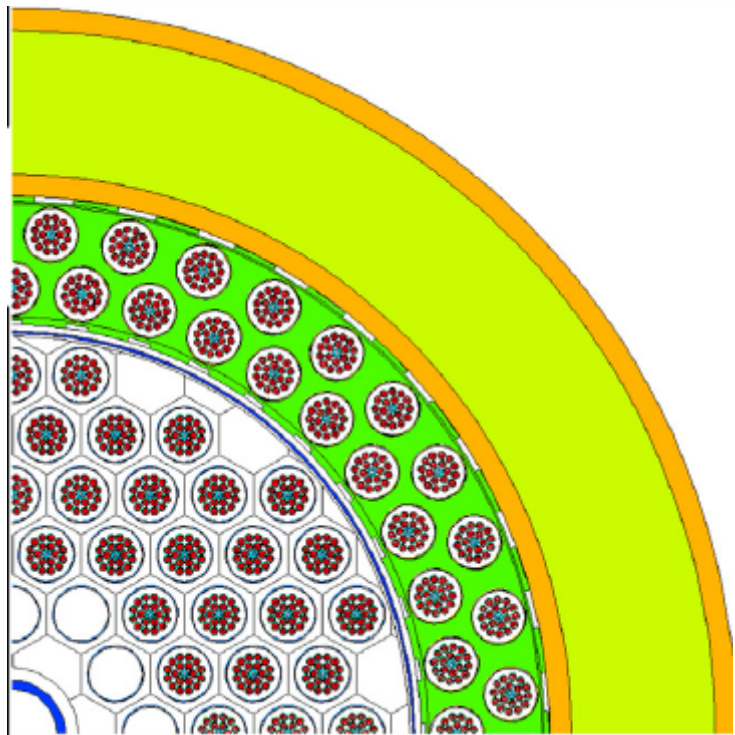


圖 24、CONSTOR/M2 護箱進行臨界分析之模型式對單束燃料之示意圖[39]

第四章、輻射、熱流分析技術發現與管制建議

4.1 裝載受損燃料之額外程序、設備與分析需求之彙整

表 4 為綜合本研究蒐集各類護箱與 DFC 設計資訊以及國際間相關案例之技術文件之表格，並針對乾貯護箱裝載不同狀態燃料所需之對應程序、設備與分析要求。

在與標準燃料作為比對基準後可知，護箱內裝載非受損燃料時雖然無發生破損及燃料九重排之疑慮，但仍需考慮氣密不良之燃料因長期溼貯而存在護套內含水量較高之可能性，故應參考各國以裝載數量限制、加強管控乾燥作業之方式以確保護箱之乾燥品質。此外，雖然此類裝載作業因與標準燃料之乾燥作業相同，而無額外設備及特殊技術需求，但仍應對延長乾燥作業的合適性與安全性進行確認。

相較於完整或非受損燃料，當護箱內以無氣密能力之 DFC 包封受損燃料時，因 DFC 具有限制燃料碎片與通風之能力，故受損燃料與標準燃料將同時於護箱內進行乾燥。整體作業流程與一般裝載無異，但作業時不僅應將破損燃料之乾燥要求納入考量外，亦需確認既有燃料吊掛設備是否符合 DFC 吊掛需求。除此之外，因為 DFC 具有燃料外觀遮蔽功能，故主管機關可以進一步瞭解廠家是否有合適之燃料吊掛確認程序以避免誤裝燃料之事件發生。舉例來說，若廠家選擇先將 DFC 先安裝於提籃中再行置入受損燃料時，則應就後續 DFC 上蓋安裝與再取出能力進行說明；反之，若廠家係將裝載受損燃料的 DFC 以一般燃料吊車裝入提籃，則應確認是否有誤裝載或方向錯誤之情況。無論何種作業程序，對於 DFC 吊運所需設備以及組件皆需加以說明，並就提籃內裝入 DFC 後可能造成之結構、屏蔽、熱流以及臨界影響進行說明。

當廠家選擇以具氣密能力之 QUIVER 或 capsule 時除了需將上述各項採用 DFC 之結構、屏蔽臨界與熱流之影響納入之外，更需依廠家設計之設備、程序加以說明並納入安全分析報告中。這是因為不論是 AREVA、Westinghouse 或是 GNS 等公司所設計的氣密性 DFC 而言，皆有其結構之獨特性。例如圖 25 所示之西屋公司 Quiver 系統[17, 19]，其內部可以貯存洩漏、破裂或碎裂（即燃料碎

片)之燃料樣態外,甚至可於DFC裝載期間藉由系統功能刻意刺穿燃料護套(如圖 26 所示)以釋放內部壓力,並抽除氣態分裂產物。不同於 Westinghouse, GNS 所設計之 Quiver [45]系統則未設有護套穿刺功能(圖 28),且於裝載後採用鉸接方式(如圖 29)密封,以利後續乾燥及回充氬氣。是故,廠家應就此類 DFC 之結構設計密封機制與乾燥標準進行評估,並針對 DFC 裝載後之臨界、結構、屏蔽熱流進行分析。此外,雖然此類 DFC 已於事前的受損燃料再包封作業中進行乾燥,但仍應請廠家說明裝有此類 DFC 之護箱在沿用一般燃料乾燥程序進行作業時,是否可能因為熱負載、熱傳能力的改變而造成護箱乾燥品質或作業時間的限制。

最後,表 4 下半段亦提及部分安全分析項目可能因為選用不同 DFC 而需進一步加以管制,其中屏蔽與熱流分析部分因與本研究範疇一致,故本報告特別於 4.2 節與 4.3 節中詳列執行團隊藉技術研析所獲得之管制建議供參。

表 4、裝載受損燃料與一般燃料之程序、設備及安全特性相關分析之比較

裝載標的	一般燃料	非完整燃料	受損燃料	
			非氣密 DFC	氣密 DFC
吊掛設備	燃料吊車	燃料吊車	燃料吊車+特殊吊具(視設計)	
裝載數量	護箱空間	限制數量	限制位置	
額外組件	無		各廠家 DFC	
額外機具	無		DFC 組裝/銲接設備	
額外作業	無		燃料棒裝填	
	無		DFC 安裝	容器乾燥
	無			容器充氦
	無			容器密封
熱流分析之管制需求				
充水階段	標準	作業時限確認		標準
真空+充氦階段		護箱乾燥作業合適性評估/必要時需視需求延長		DFC 乾燥時限與有效性評估
貯存階段	標準		燃料九重排	標準
額外作業程序	標準		意外作業之應變措施評估	標準
其它額外分析之管制需求				
結構分析	標準		DFC 撞擊分析	
臨界分析	標準		燃料九重排	標準

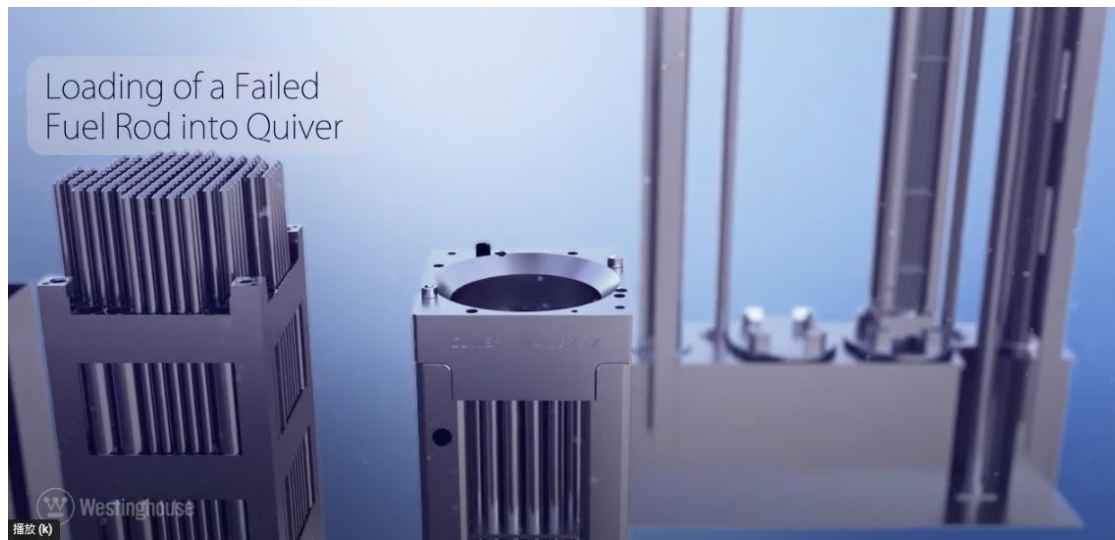


圖 25、西屋公司提供之 Quiver 系統操作流程與設備[20]

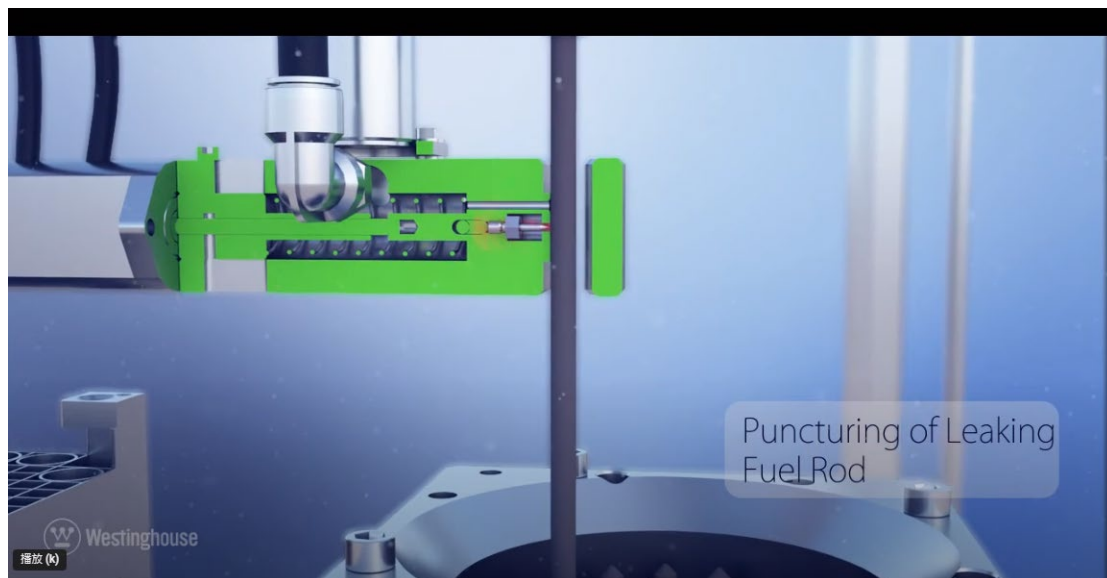


圖 26、西屋公司 Quiver 系統於裝載時刺穿燃料護套之示意圖[20]

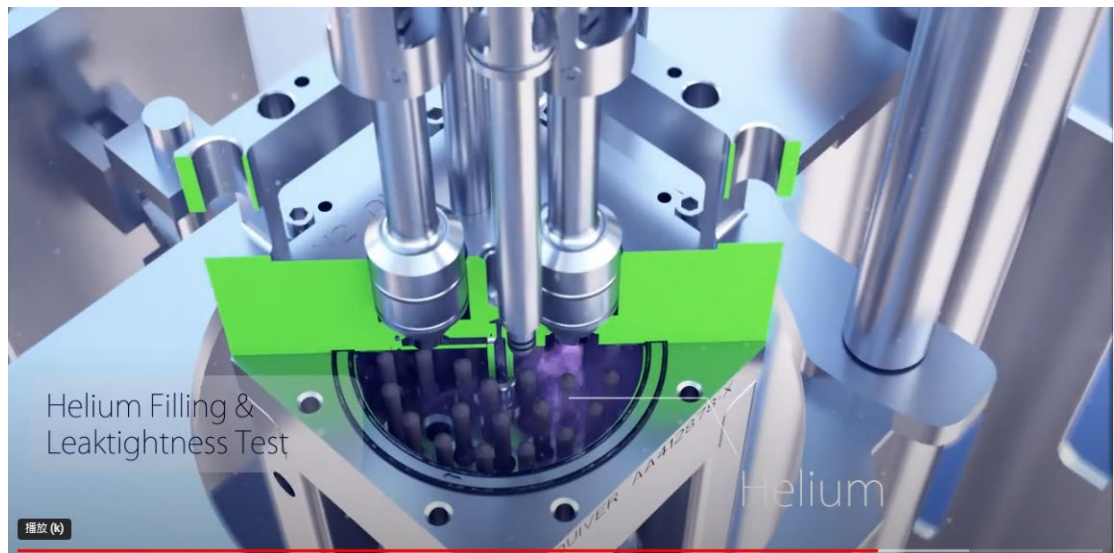


圖 27、西屋公司 Quiver 系統最後封裝之填充工法與密封能力示意圖[20]

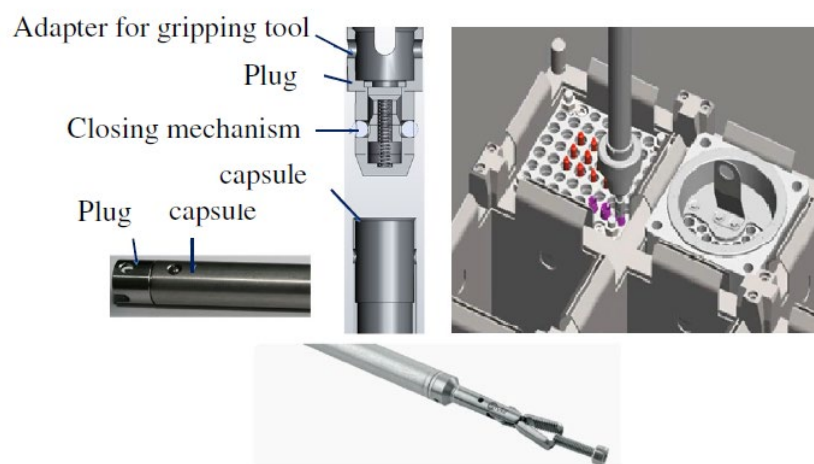


圖 28、GNS 公司 Quiver 系統設備示意圖



圖 29、GNS 公司 Quiver 系統操作系統與銲接設備

4.2 輻射屏蔽分析之技術要點回饋

為令本資料研析報告得以完備，本研究特別將團隊於計畫期間藉由輻射屏蔽技研析[46]所獲之管制建議歸納如下：

1. 在檢索已蒐集資料目前未發現須針對 DFC 有額外的劑量管制，僅有考慮用過核子燃料因為燃料受損所導致的過低燃耗情節。但過低燃耗情節對應的是較低的輻射源項對應乾貯屏蔽分析結果無需特別重新考慮。
2. 射源項評估採用 SCALE/TRITON 分析技術，完成核一廠使用過的五種燃料束(GE8×8-1、GE8×8-2、SPC8×8、GE9B 和 ATRIUM-10)之 7 種燃耗情節(1、5、10、15、21、30 及 36 GWD/MTU)的射源項評估，結果顯示在正規化到同樣 1 MTU 的情況下，五種燃料束在各燃耗情節下其燃料中子與光子射源項近乎一致，不因燃料型態不同而有明顯差異，有利於簡化安全分析所需考量的情節。
3. 乾貯護箱表面劑量評估採用 SCALE/MAVRIC 分析技術，參考核一乾貯安全分析報告，已完成 NAC-UMS 護箱含詳細密封鋼筒內燃料安排組態的模型建立與測試，本研究進一步修改原模型並引入假想 DFC 與密封鋼筒模型整合。
4. 以燃料束重量最重者 GE8×8-1 為例，裝載 DFC 各燃耗情節案例對比裝載 56 束設計基準燃料，裝載 DFC 護箱表面劑量率如預期略小於標準護箱情況。
5. 針對 GE8×8-1 燃料型式(鈾重最重，射源強度最大，在乾貯護箱屏蔽分析中考慮最大射源強度是為保守假設)考量護箱模型二之 DFC 有 7 種低燃耗情節(1、5、10、15、21、30、36 GWD/MTU)，護箱表面劑量率分析結果呈現與燃耗射源大小對應一致之結果(燃耗低劑量率低，燃耗高劑量率高)。
6. 針對護箱模型二，其中 DFC 考量有五種燃料型式(GE8×8-1、GE8×8-2、SPC8×8、GE9B 和 ATRIUM-10)之 36 GWD/MTU 情節(燃耗最大，射源強度最大，在乾貯護箱屏蔽分析中考慮最大燃耗情節為最大的射源保守

假設)，護箱表面劑量率分析結果呈現與燃料型式無關，可選其中一種燃料型式進行 DFC 相關分析即可。

7. 考慮 DFC 放置數目情節(0-4 束)，在護箱表面側邊與頂部劑量率分布近乎一致，可能原因為對應原本完整的 52 束用過核子燃料，其 4 束 DFC 外加劑量率影響很小，也可能因為某特定角度有無放置 DFC 帶來的幾何自屏蔽效益沒有放置低燃耗情節案例明顯。

4.3 熱流分析之技術要點回饋

為令本資料研析報告得以完備，本研究特別將團隊於計畫期間藉由熱流技研析[47]所獲之管制建議歸納如下：

1. 目前商用 BWR 燃料採用 SNL 均質化處理技術進行簡化，皆可獲得正確之等效熱導率；惟廠家應提交之佐證資訊以證實所採用等效性質之代表性；
2. 護箱內所有可能裝載之貯存單元，包括完整或受損燃料，其均質化處理皆可以燃料束均質化以及提籃均質化兩種方式及其組合來呈現對應的熱流特性；
3. 基於熱流分析時貯存的燃組件皆已均質化，若分析方法論中已利用合適之分析技術處理軸向功率分布、材料性質等條件，廠家確實可藉由乙套分析模型搭配各項性質，並用於分析各種完整燃料與受損燃料之裝載組合而無需改變幾何模型；
4. 雖然 DFC 能增進提籃局部熱傳能力，但若廠家所選用無法防止燃料丸重排的 DFC 裝載受損燃料，建議主管機關仍應要求廠家適度說明燃料丸重排情境之熱流影響，並提交對應分析資訊；
5. 由於無法預期燃料丸重排事件發生的時間點，廠家應對整體作業期間之各個階段，例如裝載、乾燥與貯存階段進行評估，並視需求提供對應之暫態或穩態分析結果以說明假想情境對熱流之影響；主管機關必要時亦可要求廠家提交對應的因應措施或作業程序以反應事件發生之處理原則。

第五章、各項裝載受損燃料之審查重點或注意事項彙整

本研究執行至今除已完成國際間關鍵護箱廠商之護箱資訊研析，亦就目前具潛力之 DFC 資訊加以蒐集並比對，並同時綜合部分廠家或電廠之實例與屏蔽、熱流分析所獲之技術回饋後，彙整各項管制建議如下：

- 1．國際案例顯示部分具缺陷之燃料確有可能在乾貯作業之必要作業下發生受損或氣密功能減損之狀況，惟國際間並未因此而停止用過核子燃料乾貯作業；
- 2．國際間已具有多種具使用先例之 DFC，甚至部分產品具有完整之流程設計，可以針對前述可能於作業期間受損之燃料提供解決方案；
- 3．安全分析報告顯示，採用 DFC 之燃料組件可依廠家設計之規劃被限制或無需限制貯存於特定提籃位置；惟廠家需提交對應且可涵蓋之安全分析報告內容供主管機關審查；
- 4．透過 ANO 電廠之案例可知，美國 NRC 對於裝載受損燃料之安全顧慮主要仍以燃料受損所致之結構改變(燃料九重排事件)對原有安全分析報告中熱流、臨界與屏蔽之影響為主；而審查時亦採用依循原有 10CFR 72 相關要求並輔以 NUREG 導則或 ISG 暫行導則等方式為之。

參考文獻

1. 台灣電力股份有限公司，「核一廠用過燃料式貯存設施安全分析報告」，97年1月。
2. U.S. Nuclear Regulatory Commission, DD-84-9, Shipments of High Level Nuclear Power Plant Waste, John G Davis, Director, USNRC/NMSS (1984).
3. IAEA, "THE DRY SPENT RBMK FUEL CASK STORAGE SITE AT THE IGNALINA NPP IN LITHUANIA," IAEA-SM-352/13.
4. Artūras Šmaižys, RBMK-1500 Spent Nuclear Fuel Storage Experience at Ignalina NPP, LITHUANIAN ENERGY INSTITUTE, Technical Meeting on Spent Fuel Storage Options, 2013, Vienna, Austria.
5. <https://www.neimagazine.com/news/newsfirst-container-of-damaged-used-fuel-sent-to-storage-at-ignalina-8138292>
6. U.S. NRC, "Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems and Facilities - Final Report (NUREG-2215), April 2020.
7. NRC, "Classifying the Condition of Spent Nuclear Fuel for Interim Storage and Transportation Based on Function," Division of Spent Fuel Storage and Transportation Interim Staff Guidance - 1, Revision 2.
8. Gordon M Petersen, "Damaged Fuel in the United States," INL/CON-19-56650-Revision-0, March 2020.
9. NAC, "Safety Analysis Report (SAR) for the NAC-UMS® storage system," Revisions 19A and 20C, 2019.
10. U.S. NRC, "FINAL SAFETY EVALUATION REPORT NAC INTERNATIONAL NAC-UMS® STORAGE SYSTEM DOCKET," NO. 72-1015 AMENDMENT NO. 8, Sep. 2021.
11. GNS Quiver-IQ system; <https://www.gns.de/binary.ashx/30153>
12. GNS Quiver-IQ system; <https://www.degruyter.com/document/doi/10.3139/124.190032/pdf>
13. Maheras, S., et. al, "Preliminary Evaluation of Removing Used Nuclear Fuel from Shutdown Sites" SFWD-IWM-2017-000024, 2017.
14. Holtec, "DFC-152: The Damaged Fuel Container for Failed BWR Fuel or Fuel Debris," Holtec Technical Bulletin HTB-017, Revision 1, August 19, 2011.

15. “Final Safety Analysis Report for the HI-STORM 100 Cask System”, Revision 23, ADAMS Package Accession No. ML22108A277.
16. Holtec, “HI-STORM 100 License Amendment Request 1014-2, Revision 2, Supplement I”, ADAMS Package Accession No. ML033240241.
17. NRC, “Letter dated December 22, 2022, from Kimberly Manzione (HOLTEC) to Pierre Saverot (NRC),” Holtec International - Submittal of Responses to Request for Additional Information for Review of Licensing Amendment Request 9374-2 for HI-STAR 80 Transportation Package,” ADAMS Package Accession No. ML22356A252.
18. NRC, “Certificate of Compliance No. 1014, Amendment No. 14 to the HI-STORM 100 Multipurpose Canister Storage System”, ADAMS Package Accession No. ML19065A027.
19. Holtec, “Safety Analysis Report on the HI-STAR 180 Package,” ML21152A270, Rev.9.
20. Westinghouse Nuclear, <https://www.youtube.com/watch?v=SNtszjtYKzc>
21. Federal Register Volume 79, Number 244; <https://www.govinfo.gov/content/pkg/FR-2014-12-19/html/2014-29750.htm>
22. NRC, “Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities,” Docket Nos. NUREG-1567.
23. Sladjan Lazarevic, et.al., “Investigating grid-to-rod fretting wear of nuclear fuel claddings using a unique autoclave fretting rig,” Wear, Volumes 412–413, 15 October 2018, Pages 30-37.
24. ENTERGY INC., “Response to Request for Additional Information Request for Exemption from Holtec International Certificate of Compliance (CoC) (72-1014) Fuel Specification and Loading Conditions (TAC No. L24954),” Docket Nos. 50-313, 50-368, and 72.13, 0CAN111405, October 2, 2014.
25. HOLTEC INC., “HI-STORM 100 Final Safety Analysis Report,” HI-2002444, Rev.7.
26. NRC, “Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Cask,” Docket Nos. NUREG-1536 .
27. NRC, “Division of Spent Fuel Storage and Transportation Interim Staff Guidance - 1, Revision 2 Classifying the Condition of Spent Nuclear Fuel for Interim Storage and Transportation Based on Function,” ISG-18.

28. NRC, “Division of Spent Fuel Storage and Transportation Interim Staff Guidance - 15, Materials Evaluation,” ISG-15.
29. NRC, “Division of Spent Fuel Storage and Transportation Interim Staff Guidance - 1, Revision 3 Cladding Considerations for the Transportation and Storage of Spent Fuel,” ISG-11.
30. NRC, “Independent Spent Fuel Storage Installation, Entergy Operations, Inc.; Arkansas Nuclear One, Units 1 and 2,” Docket Nos. 50-313, 50-368, 72-13, and 72-1014, 7590-01-P, 12.19.2014.
31. Holtec, “Risk of Kr-85 Release during Canister Drying,” Holtec Information Bulletin (HIB) No. 52, Revision 2, April 25, 2017.
32. 李宛芸, “不同乾燥作業對燃料護套應力影響評估,” 清華大學原科中心, 2014年11月。
33. M Su, G Carver, C C Chen, C W Yang and C L Shih, “Methodology to incorporate damaged BWR spent fuel as contents in the NAC-UMS® storage system,” ICPMMT 2021, Journal of Physics: Conference Series, (2021) 012030; doi:10.1088/1742-6596/2020/1/012030.
34. NRC, “APPLICATION FOR AMENDMENT NO. 8 TO THE MODEL NO. NAC-UMS STORAGE CASK – ACCEPTANCE LETTER,” Docket No. 72-1015, EPID No. L-2019-LLA-0291, March 17, 2020.
35. NRC, “APPLICATION FOR AMENDMENT NO. 8 TO THE MODEL NO. NAC-UMS STORAGE CASK – REQUEST FOR ADDITIONAL INFORMATION,” Docket No. 72-1015, EPID No. L-2019-LLA-0291, June 25, 2020.
36. NRC, “Request for Additional Information,” Docket No. 72-1015 Certificate of Compliance No. 1015, ML20170A805, June 25, 2020.
37. NAC, “Submission of Responses to the U.S. Nuclear Regulatory Commission Request for Additional Information for Certificate of Compliance No. 1015 for the NACUMS® Cask System,” ML20227A067, Aug. 7, 2020.
38. NAC, “Enclosure 1 to ED20200111,” ML20227A068, Aug. 7, 2020.
39. Arturas Smaizys et. al., “Neutron dose rate analysis of the new CONSTOR® storage cask for the RBMK-1500 spent nuclear fuel,” Progress in Nuclear Energy, Vol. 141, 2021.

40. Ernestas Narkunas et. al., “Evaluation of the shielding properties of a new increased capacity storage cask for RBMK-1500 used fuel,” Nuclear Engineering and Technology, pp.1869-1877, Vol. 53, 2021.
41. IAEA., “Comparison of the main characteristics for CASTOR and CONSTOR casks loaded with spent RBMK-1500 nuclear fuel,” IAEA-CN-102/33.
42. P. Poskas, A. Smaizys and V. Simonis, “Radiological and thermal characteristics of CASTOR RBMK-1500 and CONSTOR RBMK-1500 casks for spent nuclear fuel storage at Ignalina Nuclear Power Plant,” De Gruyter, April 6, 2013.
43. Komunikacijos skyrius., <https://www.youtube.com/watch?v=QUK6Ysg3c5I>
44. 許榮鈞等人, “除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存安全管制技術,” 頁數: V-61, 民國106年。
45. W. Cebula, A. Bannani, T. Funke, O. Di Paola, R. Hüggenberg, “GNS IQ – The Integrated Quiver System for Damaged Fuel,” TopFuel 2018, A0173.
46. 許榮均等人, “112年受損燃料裝罐後對乾貯護箱之熱流與屏蔽分析技術建立與特性研析,” 子項一：乾貯系統裝載受損燃料罐之屏蔽特性與案例研析期末報告, 民國112年。
47. 曾永信等人, “112年受損燃料裝罐後對乾貯護箱之熱流與屏蔽分析技術建立與特性研析,” 子項二：乾貯系統裝載受損燃料罐之熱流特性與案例研析期末報告, 第六章, 民國112年。

核能安全委員會 委託研究計畫研究報告

112 年受損燃料裝罐後對乾貯護箱之熱流與屏蔽

分析技術建立與特性研析

子項一：乾貯系統裝載受損燃料罐之輻射屏蔽

特性與案例研析

期末報告

委託單位：核能安全委員會

執行單位：國立清華大學

計畫主持人：許榮鈞

子項主持人：許榮鈞、賴柏辰

計畫編號：112FCMA001

報告日期：中華民國 112 年 12 月 5 日

112 年受損燃料裝罐後對乾貯護箱之熱流與屏蔽 分析技術建立與特性研析

子項一：乾貯系統裝載受損燃料罐之輻射屏蔽 特性與案例研析

受委託單位：國立清華大學

研究主持人：許榮鈞

子項主持人：許榮鈞、賴柏辰

研究期程：中華民國 112 年 02 月至 112 年 12 月

研究經費：新臺幣 2,345,000 元

核能安全委員會 委託研究

中華民國 112 年 12 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)

摘要

目前國際間對於受損用過核子燃料的貯存多數採裝罐方式，將其裝入受損燃料罐（Damaged Fuel Can, DFC）以確保受損燃料於長期貯存下，仍具有合適之機械性能與密封特性以滿足安全貯存規定，並符合未來再取出作業要求。惟受損燃料與受損燃料罐之幾何形狀與正常用過核子燃料不同，對貯存護箱之熱流與屏蔽特性之影響值得進一步探討，這也是本研究的主要目標。除了蒐集國際間受損用過燃料乾式貯存裝罐相關技術外，本研究深入探討核一廠使用的幾種核子燃料類型（例如 GE8x8-1、GE8x8-2、GE9B 或 ATRIUM-10 等）在不同燃耗條件下的熱源與輻射源項的變化。為進一步瞭解將受損燃料罐裝填入乾貯系統後之安全分析差異性，本計畫亦進行受損燃料裝罐後對典型乾貯護箱的熱流與輻射特性的分析，藉以量化探討受損燃料裝罐後對乾貯護箱熱流與屏蔽特性之影響，並據以研提審查重點或注意事項，以強化主管機關對於用過燃料乾式貯存安全審查之品質與技術。

關鍵字：輻射場、熱流場、受損燃料罐、用過核子燃料、乾貯筒

ABSTRACT

The dry storage systems are now widely used for the interim storage of spent nuclear fuels (SNFs). Regarding the handling of damaged spent fuels, canning in some form is adopted by many countries with the use of the so-called damaged fuel can (DFC), which is a metal enclosure that is sized to confine one damaged spent fuel assembly. The can, with its contents, must be designed to ensure suitable mechanical and chemical properties under long-term storage, and to be readily retrievable from the storage system using normal spent fuel handling methods. Some dry storage systems have a limited number of slots that can be filled with DFCs. However, the DFC with its contents is apparently different from those intact SNFs in the cask in terms of geometry and material details as well as some source characteristics. It is therefore of interest and importance to investigate the influence of the DFC on the performance of a dry storage cask. In addition to collecting information related to handling damaged spent nuclear fuels, this study explored the decay heat and radiation source characteristics of various nuclear fuel types (such as GE8x8-1, GE8x8-2, GE9B or ATRIUM-10, etc.) under a wide range of burnup conditions. Accordingly, this study analyzed the heat flow and radiation characteristics of a typical dry storage cask filled with some DFCs, so as to explore the possible influence on the thermal management and radiation shielding of a dry storage cask, compared with a normal storage cask filled only with intact SNFs. The results and experience gained in this study are compiled to provide an overview of the problem and technical support to regulatory bodies in a review of the related issues.

Keywords: radiation field; thermal field; damaged fuel can; spent nuclear fuel; dry storage cask

目錄

摘要.....	i
ABSTRACT.....	ii
目錄.....	iii
圖目錄.....	v
表目錄.....	viii
第一章、背景說明與目的.....	1
1.1 研究背景說明.....	1
1.2 計畫研究標的.....	2
1.2.1 標的用過核子燃料特性說明.....	3
1.2.2 標的護箱之選用.....	4
第二章、輻射屏蔽安全分析方法.....	5
第三章、護箱裝載 DFC 相關資料蒐集與研析.....	12
第四章、裝有 DFC 乾貯護箱之輻射屏蔽分析模式建立.....	13
4.1 SCALE/TRITON 分析技術驗證.....	13
4.2 假想 DFC 用過核子燃料源項評估.....	18
4.3 標的護箱屏蔽分析模型.....	30
4.3.1 具詳細燃料束結構的密封鋼筒護箱屏蔽分析模型.....	33
4.3.2 裝有 DFC 燃料護箱屏蔽分析模型.....	34
第五章、裝有 DFC 乾貯護箱代表案例之輻射場分析與比較.....	35
5.1 標的護箱屏蔽分析參考.....	36
5.2 考慮 DFC 燃料型式與燃耗情節之護箱屏蔽分析.....	41
5.2.1 模型二考量 GE8×8-1 燃料型式進行 7 種低燃耗情節的案例分	
.....	42
5.2.2 模型二考量 5 種燃料型式進行 36 GWD/MTU 情節的案例分	
.....	48
5.3 考慮 DFC 放置數目之護箱屏蔽分析.....	54
第六章、評估護箱裝載 DFC 時對輻射屏蔽安全分析之影響並提出審查重點或注	

意事項.....	60
第七章、結論.....	62
参考文献.....	64

圖目錄

圖 1- 1、標的護箱 NAC UMS 護箱設計	4
圖 2- 1、TRITON 控制模組執行流程 [4].....	7
圖 2- 2、TRITON 控制模組燃耗計算的預測－修正方法示意圖 [3].....	7
圖 2- 3、MAVRIC 控制模組流程.....	9
圖 2- 4、NAC-UMS 提籃用於放置受損燃料之位置(紅色區塊).....	9
圖 4- 1、NAC MAGNASTOR 射源項分析的 BWR09b 燃料束規格與爐心參數[9]	15
圖 4- 2、MAGNASTOR_09b 模型	16
圖 4- 3、MAGNASTOR_09b 燃料中子能譜	17
圖 4- 4、MAGNASTOR_09b 燃料光子能譜	17
圖 4- 5、MAGNASTOR_09b 結構光子能譜	17
圖 4- 6、用過核子燃料基本資料(Ref[8]-表 6.1.2-1) [8].....	21
圖 4- 7、GE8×8-1 模型	22
圖 4- 8、GE8×8-2 模型	22
圖 4- 9、SPC8×8 模型	23
圖 4- 10、GE9b 模型	23
圖 4- 11、ATRIUM-10 模型	24
圖 4- 12、五種燃料束燃料中子強度隨燃耗變化	25
圖 4- 13、五種燃料束燃料光子強度隨燃耗變化	25
圖 4- 14、五種燃料束結構光子強度隨燃耗變化	25
圖 4- 15、GE8×8-1 燃料束歸一化燃料中子能譜	26
圖 4- 16、GE8×8-1 燃料束歸一化燃料光子能譜	26
圖 4- 17、GE8×8-1 燃料束歸一化結構光子能譜	26
圖 4- 18、五種燃料束燃料中子各燃耗情節能譜(/MTU).....	27
圖 4- 19、五種燃料束燃料光子各燃耗情節能譜(/MTU).....	28
圖 4- 20、五種燃料束結構光子各燃耗情節能譜(/MTU).....	29
圖 4- 21、NAC-UMS 混凝土護箱模型[8].....	31
圖 4- 22、NAC-UMS 混凝土護箱與密封鋼筒材料組成[8].....	32
圖 4- 23、具有詳細燃料束結構護箱屏蔽分析模型	33
圖 4- 24、具有詳細燃料束結構護箱屏蔽分析模型 X-Y 剖面	34
圖 4- 25、裝有 DFC 燃料護箱屏蔽分析模型模型 X-Y 剖面	34
圖 5- 1、模型一護箱側邊表面劑量率分布	38
圖 5- 2、模型一護箱頂部表面劑量率分布	38
圖 5- 3、模型一護箱側邊表面三種加馬輻射貢獻分布	39
圖 5- 4、模型一護箱頂部表面三種加馬輻射貢獻分布	39

圖 5- 5、護箱側邊特定角度軸向計分區域	40
圖 5- 6、護箱側邊特定角度軸向劑量率分布	40
圖 5- 7、模型二(GE8×8-1)護箱側邊表面總劑量率分布	44
圖 5- 8、模型二(GE8×8-1)護箱側邊表面中子劑量率分布	44
圖 5- 9、模型二(GE8×8-1)護箱側邊表面加馬劑量率分布	44
圖 5- 10、模型二(GE8×8-1)護箱頂部表面總劑量率分布	45
圖 5- 11、模型二(GE8×8-1)護箱頂部表面中子劑量率分布	45
圖 5- 12、模型二(GE8×8-1)護箱頂部表面加馬劑量率分布	45
圖 5- 13、模型二(GE8×8-1)側邊特定角度(30°-60°)軸向劑量率分布	46
圖 5- 14、模型二(GE8×8-1)側邊特定角度(120°-150°)軸向劑量率分布	46
圖 5- 15、模型二(GE8×8-1)側邊特定角度(210°-240°)軸向劑量率分布	47
圖 5- 16、模型二(GE8×8-1)側邊特定角度(300°-330°)軸向劑量率分布	47
圖 5- 17、模型二(五種燃料 36 GWD/MTU 情節)護箱側邊表面總劑量率分布 ...	50
圖 5- 18、模型二(五種燃料 36 GWD/MTU 情節)護箱側邊表面中子劑量率分布	50
圖 5- 19、模型二(五種燃料 36 GWD/MTU 情節)護箱側邊表面加馬劑量率分布	50
圖 5- 20、模型二(五種燃料 36 GWD/MTU 情節)護箱頂部表面總劑量率分布 ...	51
圖 5- 21、模型二(五種燃料 36 GWD/MTU 情節)護箱頂部表面中子劑量率分布	51
圖 5- 22、模型二(五種燃料 36 GWD/MTU 情節)護箱側邊表面加馬劑量率分布	51
圖 5- 23、模型二(五種燃料 36 GWD/MTU 情節)側邊特定角度(30°-60°)軸向劑量率分布	52
圖 5- 24、模型二(五種燃料 36 GWD/MTU 情節)側邊特定角度(120°-150°)軸向劑量率分布	52
圖 5- 25、模型二(五種燃料 36 GWD/MTU 情節)側邊特定角度(210°-240°)軸向劑量率分布	53
圖 5- 26、模型二(五種燃料 36 GWD/MTU 情節)側邊特定角度(300°-330°)軸向劑量率分布	53
圖 5- 27、模型二(DFC 放置數目情節)護箱側邊表面總劑量率分布	56
圖 5- 28、模型二(DFC 放置數目情節)護箱側邊表面中子劑量率分布	56
圖 5- 29、模型二(DFC 放置數目情節)護箱側邊表面加馬劑量率分布	56
圖 5- 30、模型二(DFC 放置數目情節)護箱頂部表面總劑量率分布	57
圖 5- 31、模型二(DFC 放置數目情節)護箱頂部表面中子劑量率分布	57
圖 5- 32、模型二(DFC 放置數目情節)護箱頂部表面加馬劑量率分布	57
圖 5- 33、模型二(DFC 放置數目情節)側邊特定角度(30°-60°)軸向劑量率分布 ..	58
圖 5- 34、模型二(DFC 放置數目情節)側邊特定角度(120°-150°)軸向劑量率分布 ..	

.....	58
圖 5- 35、模型二(DFC 放置數目情節)側邊特定角度(210°-240°)軸向劑量率分布	
.....	59
圖 5- 36、模型二(DFC 放置數目情節)側邊特定角度(300°-330°)軸向劑量率分布	
.....	59

表目錄

表 1- 1、國內核一廠曾有使用記錄之沸水式反應器燃料類別	4
表 4- 1、MAGNASTOR_09b 燃耗歷程	16
表 4- 2、MAGNASTOR_09b 射源項強度評估結果比較	16
表 4- 3、核一廠乾貯安全分析報告與 SCALE/TRITON 計算 GE 8×8-1 案例產生 之輻射源的比較	20

第一章、背景說明與目的

1.1 研究背景說明

原子能委員會放射性物料管理局(現為核能安全委員會核物料管制組，以下簡稱核安會)為落實持續監督台電公司各項物料管理與管制之任務，近年來針對台電公司於除役計畫書中所提之室內用過核子燃料乾式貯存設施先行投入管制技術研析，針對除役作業範疇內之所有用過核子燃料進行乾式貯存之管制需求，逐一研析因為燃料運轉歷史、護箱特性與設施特性所造成的管制技術差異。上述一系列的研究不僅完成了護箱熱流與輻射屏蔽方法論適用性研析與對應管制要點蒐集之外，更針對國人或環保團體關切之護箱內殘餘水總量與潛在疑慮和燃料模式精細度對輻射遷移評估之差異是否影響場界劑量評估結果等重大議題進行了具技術基礎的分析，進而提出具體事證與量化數據以供民眾溝通之用。

核安會近年持續檢視國內外用過核子燃料乾式貯存設施有關輻射屏蔽與熱流分析技術相關安全議題，瞭解國際針對乾式貯存分析之技術發展情形，並建立相對之安全管制技術，相關研發成果並可供執行安全審查作業之重要參考依據。過往研究成果涵蓋高燃耗燃料於特定燃耗下之護套特性與氧化層分布，並探討可能導致之殘餘水效應，惟對受損燃料之相關安全審驗技術與審查重點，仍待建立與精進，以因應未來審查作業之需求。

台灣正在進行除役的兩個電廠共四座核能機組在商轉的 40 年期間保有優良之運轉紀錄與成效，燃料於運轉期間甚至退出爐心後置於用過燃料池皆受到妥善管理，故絕大多數燃料皆為完整燃料。以 BWR 機組為例，在總數近 1 萬 8 仟束左右的用過核子燃料僅有少於 0.3% 的燃料經檢測後被定義為受損燃料。其總數雖然僅佔整體燃料棒的極小部分，但台電公司為能落實除役計畫書中所提目標，

仍應將此類少數之受損燃料納入乾貯範疇，並妥適研析其貯存規劃後提交相關安全分析文件予主管機關審查，方符合最初除役計畫書所提之內容。

參考本研究匯整於「國際間裝載受損燃料之護箱與 DFC 資訊研析」報告[1]，目前國際間對於受損用過核子燃料貯存作法，多採用裝罐方式，將其裝入受損燃料罐(Damaged Fuel Can, DFC)進行處理，以確保受損燃料於長期貯存下，仍具有合適之機械性能與密封特性以滿足安全貯存規定，並符合未來再取出作業要求。國際間因國情與需求不同而提出不同之受損燃料裝罐技術設計，包含德國、法國、瑞典等均對於受損燃料貯存提出相應方案。惟不論實務作法為何，應符合使用國對用過核子燃料之管理政策與原則。裝有受損燃料之受損燃料罐，需能提供裝載與運貯期間安全性之功能，惟受損燃料與受損燃料罐之幾何形狀與正常用過核子燃料不同，對貯存護箱之熱流與屏蔽特性之影響，有待進一步探討。核安會為因應此管制需求，遂辦理「112 年受損燃料裝罐後對乾貯護箱之熱流與屏蔽分析技術建立與特性研析」委託研究計畫案。本報告為能進一步以輻射屏蔽分析技術研析各項裝罐後，內容物幾何與輻射特性改變對於輻射安全分析技術、工具之影響，遂依據該報告所載資訊進一步進行乾貯護箱裝載受損燃料罐之輻射屏蔽影響研析，以期能回饋各項輻射屏蔽技術發現，以供我國管制機關參考。

1.2 計畫研究標的

子計畫一目標是建立適用於裝載受損燃料罐之乾貯護箱內輻射場的評估模式與計算方法，並研析其對輻射屏蔽的可能影響(以乾貯護箱表面劑量率的變化為主要考量)，並針對不同類型用過燃料進行裝有 DFC 假想護箱代表案例之輻射場分析與比較，最後彙整研究成果並提出審查重點或注意事項。

受損用過核子燃料的貯存國際上多採裝罐方式，將其裝入 DFC 以確保受損燃料於長期貯存下仍滿足安全貯存規定，並符合未來再取出作業要求。然而這些已經裝罐之受損用過核子燃料，雖已經確保其在裝載期間之自身安全性，但若嚴

謹看待，其設計構想難免會對原始的組件設計造成改變，例如：受損燃料與 DFC 幾何形狀異於正常用過核子燃料，此一變化是否會影響屏蔽的分析品質？另外，受損燃料的燃耗可能遠低於正常用過核子燃料，其熱源與輻射源項的估計是否過度保守？核一廠歷年使用的核子燃料至少有下列型號：GE8x8-1、GE8x8-2、SPC8x8、GE9B、GE12 和 ATRIUM-10 等，不同類型燃料的源項估計是否有差異？上述相關議題如何事先確認並量化其影響有利提升整體安全審查的品質。針對上述問題，本研究深入探討 DFC 可能對乾貯護箱輻射屏蔽所造成的影響，提供量化分析佐證，透過具學理之科學研析逐一檢視針對完整燃料束之分析技術與簡化方法是否仍具適用，或仍有應注意之細節等。

針對上述之研究背景，本研究選擇一假想護箱探討其內部裝載不同數量之 DFC 時，對於護箱輻射場分析技術之影響，以期藉由技術研析與結果之回饋，提供主管機關管制要點與民眾說明之基礎。對應本研究的目標，本年研究各季之執行工作列舉如下：國際文獻資料蒐集；用過核子燃料射源項評估技術的建立，尤其是極低燃耗的特殊情況，因為受損燃料的燃耗可能遠低於正常用過核子燃料；針對選定之乾式貯存護箱，建立裝載有 DFC 時之輻射場分析模式；進行一系列代表案例之計算，評估不同類型用過核子燃料射源項分析的差異，針對裝載有 DFC 案例之輻射場的分析與比較；針對護箱裝載 DFC 時屏蔽分析方法之合適性與影響進行量化評估，最後彙整研究經驗與成果。

1.2.1 標的用過核子燃料特性說明

考量我國沸水式反應器所使用的燃料包括了如表 1-1 所列之數種核子燃料，為能令本研究之成果能涵蓋國內用過核子燃料之種類，故於研究工作期間，先行將所有用過核子燃料納入考量之範疇，其中核一廠除了慣常使用之 5 種燃料之外，尚有為 GE 公司開發之 GE12 燃料，經資料檢索 NEDE-32417P 報告 1.1 節，該種燃料之燃料棒亦以 10x10 列置並具有 2 根水棒，每根水棒佔據 4 根燃料棒範圍，故單束 GE12 中計有 92 根燃料棒、2 根水棒[2]，且國內僅有核一廠 1 號機

於第 16 周期曾使用 4 束之記錄。但因 GE12 數目量少，後續進行相關用過核子燃料射源項評估時仍以前述主要的五種燃料類型(GE8×8-1、GE8×8-2、SPC8×8、GE9B 和 ATRIUM-10)進行分析。

表 1-1、國內核一廠曾有使用記錄之沸水式反應器燃料類別

燃料類型	燃料幾何資訊		燃料棒數	燃料護套厚度 (cm)
	外直徑 (cm)	內直徑 (cm)		
GE 8×8-1	1.252	1.08	63	0.086
GE 8×8-2	1.227	1.064	62	0.0815
GE 9B	1.227	1.052	60	0.0815
SPC 8×8	1.229	1.064	62	0.0885
GE12*	1.02616	0.89408	92	0.06604
ATRIUM-10	1.005	0.884	91	0.0605
*GE12 僅於 CS#1C16 曾有四根使用記錄				

1.2.2 標的護箱之選用

依據本計畫研析國際案例[1]檢索後，選擇以 NAC-UMS(如圖 1-1 所示)作為研究標的，除因該護箱為國內已引進並申照完成之乾貯護箱，其分析建立與安全評估所需之技術資訊相對於其他廠牌護箱最為完整。此外，發現美國 NAC 公司曾針對過往未被 NRC 許可裝載受損燃料之 UMS 系統進行安全分析報告更新，令其可以裝載高燃耗與受損燃料，其申請過程與審查經歷與本年度研究將有高度契合性。



圖 1-1、標的護箱 NAC UMS 護箱設計

第二章、輻射屏蔽安全分析方法

本子計畫針對假定的 DFC 進行輻射屏蔽相關分析，討論核一廠歷年來主要使用的數種不同核子燃料(GE8x8-1、GE8x8-2、SPC8x8、GE9B 或 ATRIUM-10)在不同燃耗下的射源項，並據以接續探討裝載於 DFC 並置入乾貯護箱之後對於輻射屏蔽分析可能造成的影響，因此本子計畫需要具備二種關鍵分析技術：一是射源項評估、二是輻射遷移計算。基於團隊成員過往的經驗與文獻回顧的建議，其中射源項評估將採用 SCALE/TRITON 分析技術、輻射遷移計算將採用 SCALE/MAVRIC 分析技術，以下分別簡介二項技術的理論基礎與計算工具的特性。

SCALE 程式集(SCALE Code System)[3]為美國橡樹嶺國家實驗室(Oak Ridge National Laboratory, ORNL)下屬反應器與核能系統部門(Reactor and Nuclear Systems Division, RNSD)負責開發、維護、測試和管理，SCALE 程式集建構於模組式的組合概念，由許多獨立的功能模組和一些特殊功能的控制模組所組成，SCALE 程式集能廣泛地且有效地應用於相關核子設施的臨界安全分析、反應器與燃料晶格物理、輻射屏蔽、用過核子燃料與放射性射源特性分析、靈敏度與不準度分析等多方面的計算模擬，其亦具有許多方便使用的圖形化使用者介面，後續計畫分析將採用版本為 SCALE 6.2.4，ORNL 在今年(2023)年中釋出最新版本 SCALE 6.3.1。

TRITON 控制模組屬於 SCALE 程式集內的反應器物理類別[3]，作為分析用過核子燃料內核種分布隨時間變化之應用，主要包含三種功能計算：核種截面處理計算(Cross Section Processing)、多群粒子遷移計算(Multigroup Transport)與燃耗計算(Depletion)，TRITON 控制模組流程可參考圖 2- 1。TRITON 控制模組的核種截面處理計算是應用 XSPROC 程式，為 SCALE 程式在 6.2 版本關於材料與核種截面處理的新釋出程式，可同時處理多群與連續能量的作用截面計算，包含考

慮核種在共振區自屏蔽的作用，該程式也同樣被應用於 SCALE 程式集中的臨界分析與屏蔽分析序列。多群粒子遷移計算延續以往的發展提供幾種不同的計算程式可供選擇：一維 SN 遷移程式 XSDRNPM、二維角分格遷移程式 NEWT 和三維蒙地卡羅程式 KENO-V.a 與 KENO-VI。接續遷移計算的結果，TRITON 控制模組以 ORIGIN 程式進行燃耗計算，ORIGIN 為 SCALE 程式集中進行核種燃耗及衰變計算之功能模組，解一系列描述核種產生、燃耗和衰變等作用的微分方程。該微分方程組描述各核種經衰變或核分裂而產生，加上考慮經由衰變或吸收而消失之間的平衡方程式，該微分方程組的解可以得到隨時間變化的各核種組成及其數量，以及各核種對外表現的特性：衰變熱與中子光子輻射源的強度與能譜。

燃耗計算的主要困難在於方程式中的中子通率與燃料核種組成等數據皆隨時間而有所變化，在 TRITON 控制模組中對這些時間相依的數值採用一種所謂“預測－修正方法(predictor-corrector)”來近似更新中子通率和材料截面隨燃耗時間的變化。如圖 2-2 所示，假設我們將整個燃耗流程切割為兩個燃耗時間區段(Depletion Interval)為代表，第一個燃耗區段涵蓋兩個子區段(Sub-Interval)，隨後緊接著一個衰變區段；第二個燃耗區段涵蓋一個子區段，再接著一個衰變區段。圖 2-2 中截面處理和遷移計算標記為 T，而燃耗計算標記為 D。以圖 2-2 為案例說明，以初始燃料的材料組成做為截面處理的基礎，經系統遷移計算所得的中子通率為輔助(T_0)，執行燃耗計算(D_1)至第一個燃耗子區段的時間中點；以此燃耗計算(D_1)後之材料組成重新更新截面並執行遷移計算(T_1)獲得更新的中子通率；此時，我們先回到初始時間點(第一個燃耗子區段起始點)重新執行燃耗計算($D_1 \rightarrow D_2$)；再以先前 T_1 之資料執行燃耗計算(D_2)至第二個燃耗子區段的時間中點，以燃耗計算(D_2)後之材料組成經截面處理遷移計算(T_2)，回到前個時間點(第二個燃耗子區段起始點)重新執行燃耗計算($D_2 \rightarrow D_3$)，以此往後續時間點類推，此為 TRITON 序列中最重要的預測－修正計算方式。

本子計畫使用 SCALE/TRITON 分析技術，針對核一廠常用的五種核子燃料

(GE8x8-1、GE8x8-2、SPC8x8、GE9B 或 ATRIUM-10)在不同燃耗條件下進行射源項評估，分別探討用過核子燃料燃料中子、燃料光子及結構光子射源項特性。

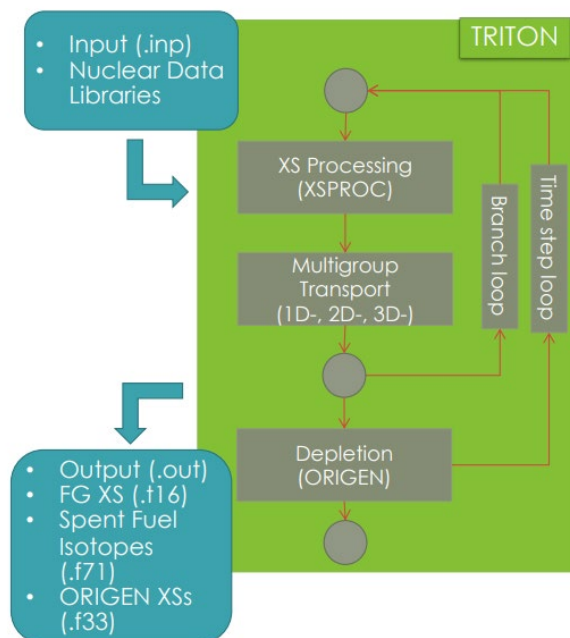


圖 2- 1、TRITON 控制模組執行流程 [4]

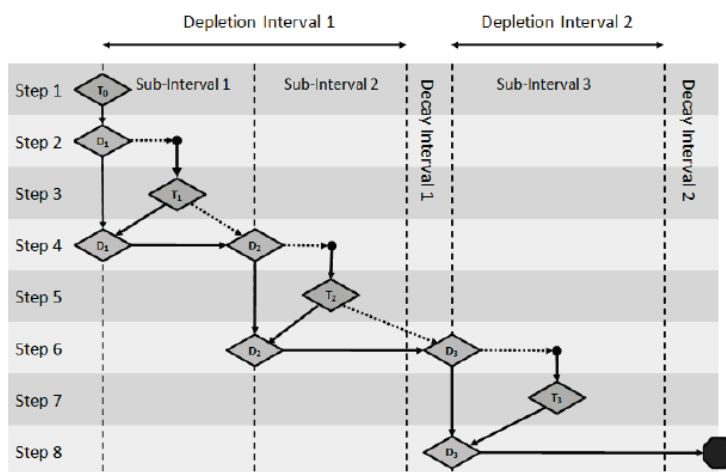


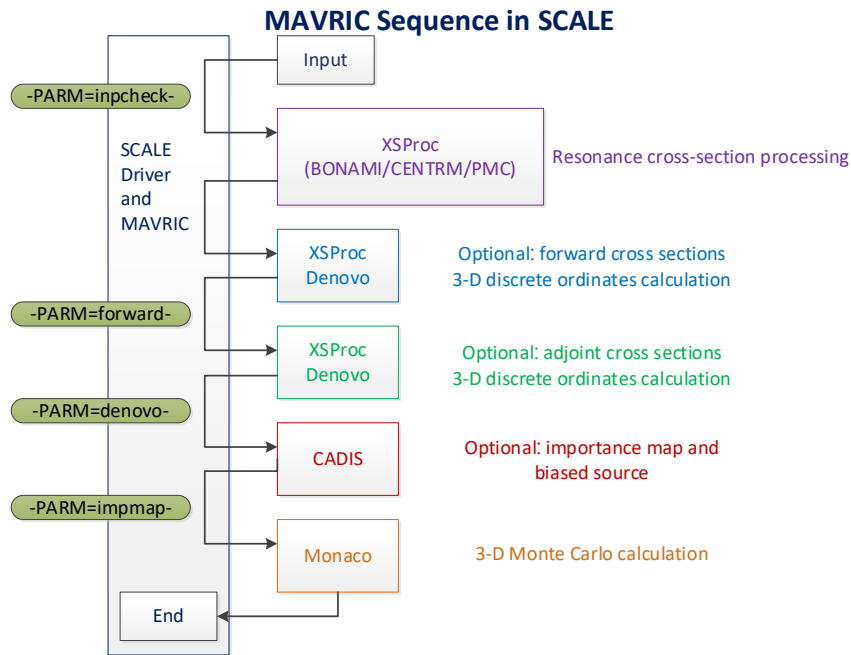
圖 2- 2、TRITON 控制模組燃耗計算的預測—修正方法示意圖 [3]

除了產生射源項所需的燃耗計算，後續的輻射分析還需要進行可靠的遷移計算，本研究採用 SCALE/MAVRIC 控制模組，該模組屬於 SCALE 程式集內輻射屏蔽的類別[5]，MAVRIC 控制模組基於舊有的 MORSE 程式計算理論更新引用

Monaco 蒙地卡羅程式，同時伴隨通量計算(Adjoint)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，最重要的精進是實現了 CADIS (Consistent Adjoint Driven Importance Sampling)蒙地卡羅變異數降低的技術，專門發展來加速執行非常困難的大型蒙地卡羅計算問題。

SCALE 程式集 6.2.4 版本，更新支援連續中子能量作用截面庫於蒙地卡羅法之輻射遷移計算，此舉可有效改善傳統多群能量截面在處理中子深穿透計算的準確度問題。除此之外，本研究採用 SCALE/MAVRIC 的主要原因是其自動化的實現有效的變異數降低技術，MAVRIC 程式基於 CADIS 理論，能夠自動化地產生具有 Adjoint 一致性的權重射源(Biased Source)及粒子重要性地圖(Importance Map)，使其能夠非常有效率地進行中子與光子的輻射遷移計算，可在合理的計算時間內獲得可接受的統計誤差結果。CADIS 理論是由 J. C. Wagner 與 A. Haghghat 等人所提出的一種變異數降低技巧[6, 7]，而核心包含權重射源及粒子重要性地圖兩部分。它以決定論法遷移計算近似解作為蒙地卡羅法模擬粒子遷移過程的依據來達到加速目的，先由決定論法程式進行伴隨遷移計算求出整個相空間的伴隨通量(物理上帶有粒子重要性概念)，依此進而導出蒙地卡羅法程式使用的權重射源與粒子重要性地圖，再透過非類比的粒子追蹤運算，藉由上述兩技巧結合的威力，MAVRIC 可以在合理的時間內大幅地降低統計誤差達到快速計算的目的。

SCALE/MAVRIC 控制模組的運算執行流程如所示，主要功能模組有 Denovo (XSProc)執行決定論法的運算、Monaco 執行蒙地卡羅法的模擬，可依照應用的 CADIS 理論或者是 FW-CADIS 理論作調整；遷移計算之前所需輔助程式模組有 Bonami、Nitawl、Worker、Centrm、PMC 等，主要用來進行核子截面處理與格式轉換；該控制模組可搭配的一些圖形使用者介面有 Fulcrum、Keno3D、MeshView、ChartPlot 等。



本計畫建立以 NAC-UMS 混凝土護箱作為標的護箱模型，該護箱內部設計可裝填 56 束沸水式反應器的用過核子燃料束，整體屏蔽護箱模型建置將參考核一廠第一期乾貯安全分析報告內的公開資料[8]。後續屏蔽計算分析部分，本研究分別建構兩種護箱屏蔽分析模型作討論：(1)具詳細燃料束裝載安排結構的密封鋼筒(Detailed Canister)，其密封鋼筒內部具有 56 束燃料束幾何結構。(2)具詳細燃料束裝載安排結構的密封鋼筒，仍具有 56 束燃料束幾何結構，但只裝載 52 束燃料束，在密封鋼筒四周放置假想之 DFC 模型(同圖 2- 4)。

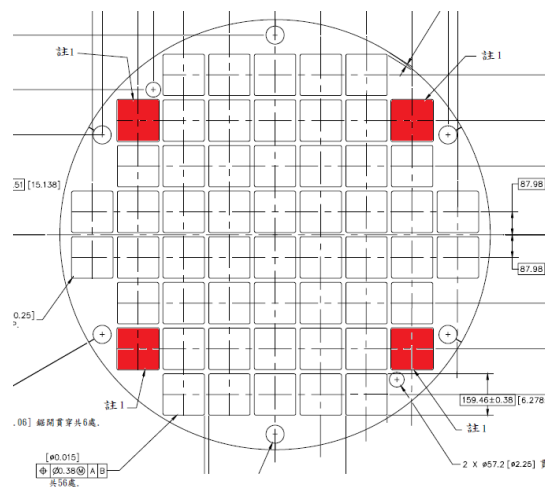


圖 2- 4、NAC-UMS 提籃用於放置受損燃料之位置(紅色區塊)

以下簡述子計畫一主要工作項目的執行步驟：

(1)蒐集國際間針對護箱裝載 DFC 之輻射屏蔽安全評估案例，另研析探討相關蒐集資料：因為受損燃料通常提早退出爐心，因此其燃耗可能偏低，所以對應之輻射源應較正常用過核子燃料較為減弱，再加上 DFC 包覆材質提供的額外衰減，可以預期護箱裝載 DFC 之表面劑量應該朝向保守安全的方向變化。因此，我們預期文獻中關於此類輻射屏蔽評估的案例與資料不多，但依然盡力搜尋相關資料，以利本研究建立適當合理的 DFC 屏蔽模型，用以量化確認護箱裝載 DFC 後的輻射屏蔽效應。另外，本研究亦蒐集國際間針對各種常見核子燃料燃耗計算的案例，用以確認本研究有關射源項評估技術的建立，射源項的正確性是安全分析的關鍵之一，其誤差將直接影響後續輻射屏蔽與劑量評估的結果。

(2)裝有 DFC 假想乾貯護箱之輻射屏蔽分析模式相關技術建立：探討裝載有 DFC 的乾貯護箱輻射屏蔽需要二種分析技術：一是射源項評估、二是輻射遷移計算，其中射源項評估採用 SCALE/TRITON 分析技術、輻射遷移計算採用 SCALE/MAVRIC 分析技術。本團隊過往在承攬核安會研究計畫下已成功建立 SCALE/MAVRIC 分析技術的大部分能力與經驗，因此本計畫主要著重在 SCALE/TRITON 分析技術的熟悉與精進，首先蒐集國際文獻中有關核子燃料燃耗計算的案例，建立初步比對驗證的對象，再逐步將計算條件(特別是用過核子燃料的燃耗)往受損燃料有興趣的範圍延伸，探討其對應之輻射源變化，作為後續輻射遷移計算至護箱表面的基礎。針對裝載有 DFC 乾貯護箱的輻射屏蔽分析，其建模困難度遠高於輻射安全分析的要求，乾貯護箱安全分析報告通常採用均質化密封鋼筒的護箱模型，也就是簡化密封鋼筒內部的幾何與材質設定，將用過核子燃料束作均質化處理，依其燃料特性均勻化為四區，上端版區(Upper End Fitting, UEF)、充氣區(Plenum)、有效燃料區(Effective Fuel)、下端版區(Lower End Fitting, LEF)。為了量化 DFC 的效應，本研究必須採用具 56 束燃料裝載安排的密封鋼筒模型，並在此複雜結構上再加入 4 束置於提籃角落的 DFC。考量 DFC 的設計與

密封鋼筒的結構，此一建模確實花費我們團隊較多時間用於程式輸入的測試與除錯。

(3)針對不同類型用過燃料，進行裝有 DFC 假想乾貯護箱代表案例之輻射場計算分析與比較：如前所述，NAC-UMS 乾貯護箱內部提籃設計可裝載 4 束 DFC，惟受損燃料與 DFC 之幾何材質皆有些異於正常用過核子燃料，為了量化評估其對貯存護箱屏蔽效應之影響，本研究考量二種 NAC-UMS 護箱的屏蔽分析代表案例：一是裝載 56 束正常用過核子燃料的護箱組態，二是裝載 52 束正常用過核子燃料加上 4 束置於提籃角落的 DFC。至於 DFC 的內容物的描述，主要是受損燃料輻射源項的定義，本研究考量核一廠主要使用核子燃料的類型，例如 GE8x8-1、GE8x8-2、GE9B 或 ATRIUM-10 等，利用前述建立的 SCALE/TRITON 技術分析各式核子燃料在不同燃耗條件下的特性，據以進行裝有 DFC 乾貯護箱代表案例之輻射場計算分析，二種護箱代表案例的差異可以用來量化評估 DFC 對貯存護箱屏蔽效應之影響。

(4)評估護箱裝載 DFC 時對輻射屏蔽安全分析之影響，並提出審查重點或注意事項：參考國際文獻，彙整二種代表案例搭配各種用核子燃料類型的比較研究，本計畫透過評估 NAC-UMS 護箱裝載 DFC 時對輻射屏蔽安全分析之可能影響與量化範圍，並提出審查重點或注意事項，有利於精進未來受損燃料之相關安全審查的品質與技術基礎。

上述 4 點工作項目的研究成果與討論分別呈現於下列第三章到第六章，最後第七章則彙整說明本計畫的概況與主要貢獻。

第三章、護箱裝載 DFC 相關資料蒐集與研析

本章相關 DFC 輻射屏蔽分析蒐集資料與子計畫二共同統整於「國際間裝載受損燃料之護箱與 DFC 資訊研析」[1]報告。其內容包含國際間受損燃料相關行動與管制資訊研析，國際間採用乾式貯存作為主要中期貯存方式的國家中，部分亦有裝載受損燃料經驗，並已對裝載受損燃料提出明確指引，例如，德國、立陶宛、美國等。上述報告內研析相關技術/實務進度領先國家之經驗及管制要求，或對我國未來管理受損燃料乾貯作業有所助益。

檢視報告蒐集相關 AREVA、NAC、GNS、HOLTEC 與 Westinghouse 等公司所設計之 DFC 資訊，目前常見之 DFC 以功能性進行分類，可以概分為無包封能力僅具限制受損燃料受損散落之包封容器(以下統稱 Non Gastight Can, NGC)以及具氣密性並能防止燃料重排情境發生之包封容器(以下統稱 Gas Sealing Container, GSC))。也由於上述兩種設計需求的不同，NGC 主要係針對燃料束本身無燃料重排可能性之受損燃料；而 GSC 容器則可應用於單束燃料棒具有潛在重排疑慮、甚至是燃料碎片之狀況。不論是 DFC 類屬於 NGC 或是 GSC，在本研究後續護箱屏蔽分析模型建置中皆假設採 DFC 燃料束均質化幾何。

在「國際間裝載受損燃料之護箱與 DFC 資訊研析」[1]報告內，檢索已蒐集資料目前尚未發現須針對 DFC 有額外的劑量管制。後續各章節探討，本研究考慮用過核子燃料因為燃料受損所導致的過低燃耗情節，探討幾種假設情節對五種燃料類型(GE8×8-1、GE8×8-2、SPC8×8、GE9B 和 ATRIUM-10)進行用過核子燃料射源項評估分析。

第四章、裝有 DFC 乾貯護箱之輻射屏蔽分析模式建立

在針對裝有 DFC 乾貯護箱進行輻射場分析與比較之前，前期建置裝有 DFC 乾貯護箱屏蔽分析模型，本研究採用 SCALE/TRITON 分析技術進行後續用過核子燃料射源項評估，並採用 SCALE/MAVRIC 分析技術，應用 CADIS 理論結合決定論法與蒙地卡羅法的優點，來進行後續裝有 DFC 護箱輻射三維的輻射遷移計算。

此章分為三個部分依序建立完整的 DFC 乾貯護箱輻射屏蔽分析模型：4.1 節驗證 SCALE/TRITON 用過核子燃料源項分析能力，檢視蒐集案例並獨立進行燃料源項分析測試比較，確認 SCALE/TRITON 分析技術可靠；4.2 節針對核一廠常見的五種燃料類型(GE8×8-1、GE8×8-2、SPC8×8、GE9B 和 ATRIUM-10)進行低燃耗情節用過核子燃料射源項評估分析；4.3 節描述標的護箱相關資訊，並建構兩種護箱屏蔽分析模型：一是裝載 56 束正常用過核子燃料的護箱組態，二是裝載 52 束正常用過核子燃料加上 4 束置於提籃角落的 DFC。

4.1 SCALE/TRITON 分析技術驗證

用過核子燃料射源項分析，最重要的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，以利後續乾貯護箱與設施的輻射屏蔽與劑量分析。燃耗計算在爐心中子物理領域是相當困難的問題，因為它必須同時考慮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。經文獻搜尋相關燃耗計算程式，選定利用 SCALE/TRITON 分析技術，嘗試藉由對文獻案例驗證的過程建立程式使用者信心，建立可靠的燃料束燃耗計算技術。

參考「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」[9]報

告，選定美國 NAC 公司的“MAGNASTOR System 安全分析報告 Docket No. 72-1031”附件的 BWR label 09b 案例(圖 4- 1[9])作為研究的驗證案例，以下稱為「MAGNASTOR_09b」。在 MAGNASTOR System 安全分析報告內，是以舊版的 SCALE 4.4/SAS2H 程式來進行用過核子燃料的輻射源分析，採用的中子截面庫為 44GROUPNDF5 為基於 ENDF/B-V 資料庫之 44 能群的中子截面。

參考圖 4- 1[9] MAGNASTOR_09b 相關參數，建置燃料組件的幾何模型，其中有 79 根的燃料棒與 2 根的水棒，整體幾何尺寸與材料組成如圖 4- 2。MAGNASTOR_09b 其燃料條件為初始 ^{235}U 濃縮度為 3.7 %、燃耗 45 GWD/MTU 及冷卻時間 10 年。該批 MAGNASTOR_09b 燃料於爐心中三個週期之運轉歷程列於表 4- 1。

針對選擇案例 MAGNASTOR_09b，我們與「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」[9]報告結果比較(SAS2H 與 TRITON)，各種射源項的細部比較如表 4- 2 所示，用過核子燃料產生的燃料中子射源 TRITON v6.0 與 TRITON v6.2.4 兩者計算差異約為 19.85 %，除評估程式版本更新計算方法有所進展外，差異主要來源為中子粒子截面更新所致。用過核子燃料產生的燃料光子射源 TRITON v6.0 與 TRITON v6.2.4 二者的差異約為 6 %，而燃料組件中結構光子 TRITON v6.0 與 TRITON v6.2.4 兩者的差異為 2 %，光子射源評估結果相近。圖 4- 3 至圖 4- 5 分別為燃料中子、燃料光子及結構光子能譜，僅與報告提供的 SAS2H 能譜相比，三種射源項兩者(SAS2H 與 TRITON v6.2.4)能譜特性皆為相似，特別是圖 4- 3 可以明顯看出兩者引用的中子能譜分群束差異(TRITON v6.2.4 中子能群分為 200 群)。用過核子燃料三種射源項分別為燃料中子(Fission Neutron, FN)、燃料光子(Fission Gamma, FG)、結構光子(Hardware Gamma, HG)。燃料中子射源來自用過核子燃料中鈾系元素的自發分裂與(α ,n)反應，燃料光子來自用過核子燃料中的分裂產物、鈾系元素與其子核所產生的加馬射線，結構光子則主要是由核子燃料中其它材質受中子照射活化產物(主要是 ^{60}Co)衰變所產生的加馬射線。

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 4-1、NAC MAGNASTOR 射源項分析的 BWR09b 燃料束規格與爐心參數[9]

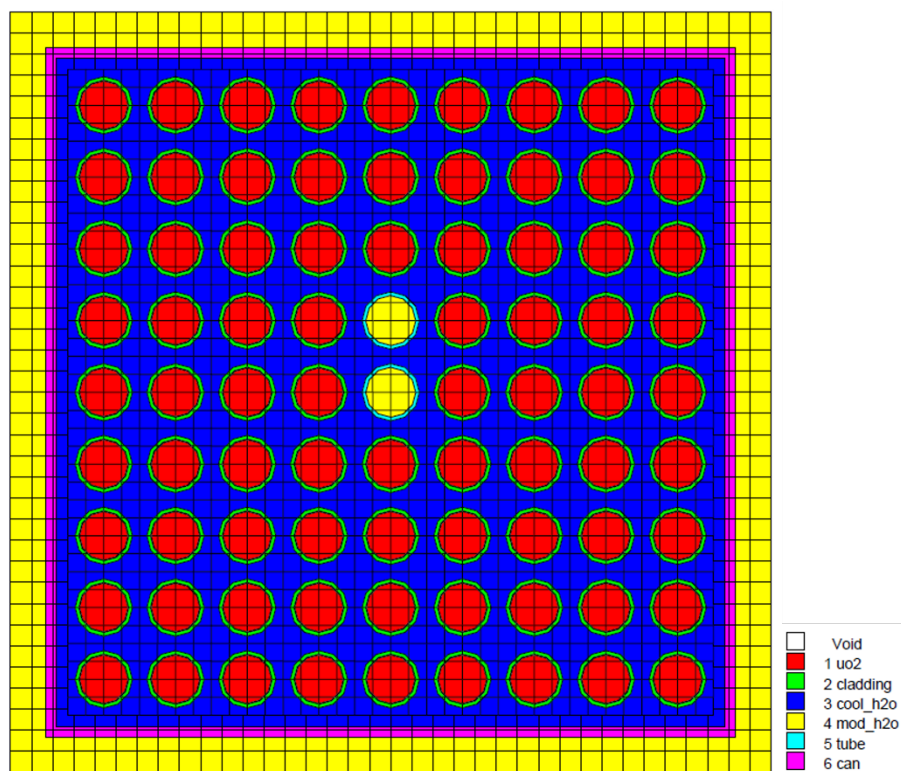


圖 4- 2、MAGNASTOR_09b 模型

表 4- 1、MAGNASTOR_09b 燃耗歷程

周期次	Power (MWD/MTU)	Burn Time (Day)	Down Time (Day)
I	23.8757	628.2464	60
II	23.8757	628.2464	60
III	23.8757	628.2464	1461

表 4- 2、MAGNASTOR_09b 射源項強度評估結果比較

	Fuel Neutron (n/s-assembly)	Fuel Gamma (γ /s-assembly)	Hardware Gamma (γ /s-kg SS304)
Ref[9]-SAS2H	1.138E+08	1.489E+15	3.861E+12
Ref[9]-TRITON6.0	1.144E+08	1.488E+15	3.855E+12
TRITON6.2.4	9.167E+07	1.577E+15	3.930E+12
Difference (TRITON6.0/ TRITON6.2.4-1)	-19.85 %	5.93 %	1.95 %

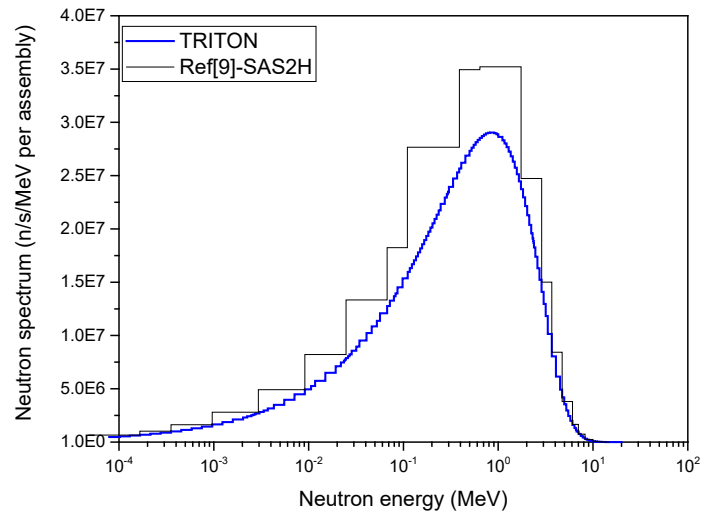


圖 4- 3、MAGNASTOR_09b 燃料中子能譜

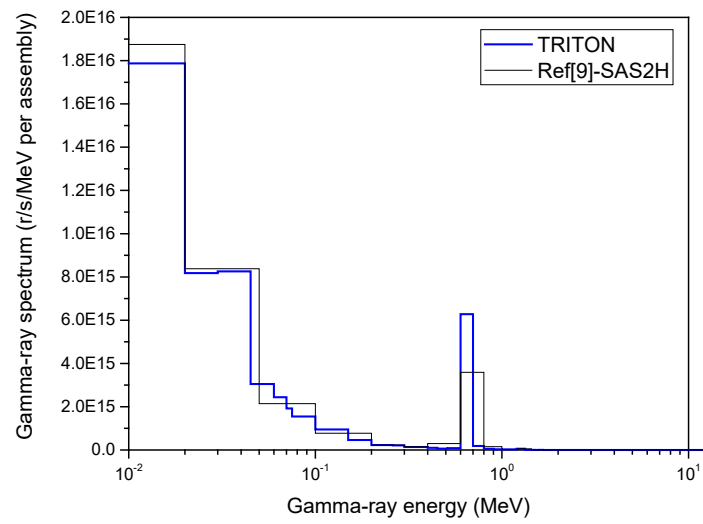


圖 4- 4、MAGNASTOR_09b 燃料光子能譜

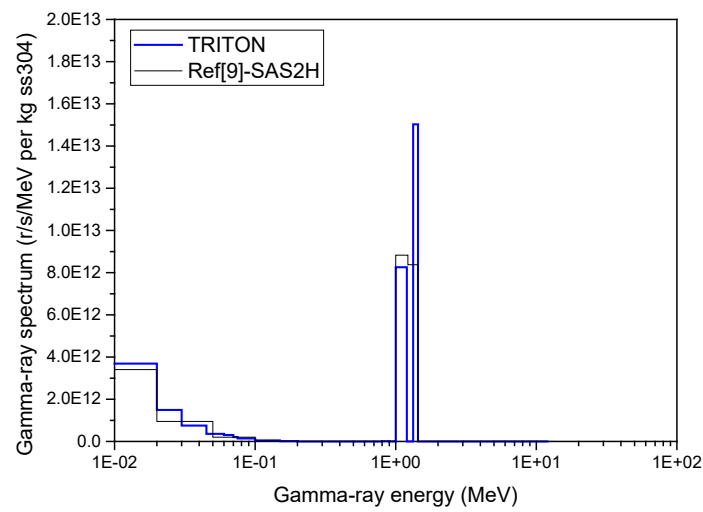


圖 4- 5、MAGNASTOR_09b 結構光子能譜

4.2 假想 DFC 用過核子燃料源項評估

本節針對核一廠常見的五種燃料類型(GE8x8-1、GE8x8-2、SPC8x8、GE9B 和 ATRIUM-10)以 SCALE/TRITON 分析技術進行低燃耗情節用過核子燃料射源項評估分析。

參考安全分析報告[8]中表 6.1.2-1(圖 4-6)用過核子燃料基本資料建置燃料束幾何模型，目前僅考慮 ^{235}U 初始濃縮度為 1.9 wt%，考慮下列 7 種假想 DFC 燃料之低燃耗情節：1 GWD/MTU、5 GWD/MTU、10 GWD/MTU、15 GWD/MTU、21 GWD/MTU、30 GWD/MTU、36 GWD/MTU。以 TRITON 建置之五種燃料類型(GE8x8-1、GE8x8-2、SPC8x8、GE9B 和 ATRIUM-10)幾何模型依序呈現於圖 4-7 至圖 4-11。

參閱「核一廠乾式貯存熱測試護箱系統表面劑量率的分析研究」[10]報告，其針對核一廠一期乾貯安全分析報告待貯存之用過核子燃料的最保守條件進行分析，考慮滿足 14 kW 護箱熱負載限制條件，於最保守條件下產生的假想射源組合，做為設計基準燃料：

- (1) 以 GE 8x8-1 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， ^{235}U 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光子射源；
- (2) 以 GE 8x8-1 型燃料，依平均燃耗度 36,000 MWD/MTU， ^{235}U 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。

將「核一廠乾式貯存熱測試護箱系統表面劑量率的分析研究」[10]報告中分析 GE8x8-1 型燃料束射源項評估結果與本研究以 SCALE/TRITON 分析技術採上

述兩條件同樣對 GE8x8-1 型燃料束源項評估結果比較，列於表 4-3，其中 SCALE 4.4a/SAS2H 為安全分析報告中採用之分析方式。表 4-3 呈現 SCALE 程式版本進程，針對核子燃料燃耗計算採用的控制模組由 SAS2H(已在 SCALE 6.0 內移除)進展成 TRITON 控制模組，截面群數也由原本分析報告採用的 27 群增加至 238 群。表 4-3 呈現本研究 SCALE/TRITON 分析技術評估結果與「核一廠乾式貯存熱測試護箱系統表面劑量率的分析研究」[10]報告中條列結果接近，除同樣有在燃料中子源項評估結果較低估之情形，可計劃期程內持續進行探討。

本研究以 SCALE/TRITON 分析技術評估五種燃料類型(GE8x8-1、GE8x8-2、SPC8x8、GE9B 和 ATRIUM-10)考慮下列 7 種假想 DFC 燃料之低燃耗情節：1 GWD/MTU、5 GWD/MTU、10 GWD/MTU、15 GWD/MTU、21 GWD/MTU、30 GWD/MTU、36 GWD/MTU。圖 4-12 至圖 4-14 各別為五種燃料束燃料中子、燃料光子及結構光子射源強度隨燃耗變化，可發現圖 4-12 與圖 4-13 在同樣是 1 MTU 情況下，五燃料束在各燃耗情節下其用過核子燃料源項近乎一致，無因燃料型態不同而有所區別。其中圖 4-14，因結構光子之探討為參考自安全分析報告作法，假設其他結構物的材料為 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，故因燃料束型式有所不同而呈現圖 4-14 中結構光子源項強度之差異。

圖 4-15 至圖 4-17 為 GE8x8-1 燃料束歸一化燃料中子、燃料光子及結構光子射源能譜，歸一化能譜作圖代表圖下面積積分總和為 1，適用於區分能譜特性情況。圖 4-15 可發現低燃耗時中子能譜更集中於 0.1 至 10 MeV 能群中間，隨著燃料束燃耗遞增逐漸減弱集中之情況，此一差異係因自發分裂與(α, n)反應二者的貢獻隨燃耗的變化所致。圖 4-16 主要能譜集中於 0.6 至 0.7 MeV(^{137}Cs 核種 γ 能量區間)，隨燃料束燃耗遞增而有增遞之趨勢。圖 4-17 為結構光子能譜即為 ^{60}Co 之能譜故與燃料束燃耗改變無差異。圖 4-18 至圖 4-20 為五種燃料束燃料中子、燃料光子及結構光子各燃耗情節之能譜，可以發現同樣在單位 MTU 條件下，五種燃料束型式其能譜隨燃耗遞增變化趨勢皆為一致。

表 4-3、核一廠乾貯安全分析報告與 SCALE/TRITON 計算 GE 8x8-1 案例產生之輻射源的比較

Code	Control Module	Cross-section Library	Fuel Neutron Source (n/s/assembly)	Hardware Gamma-ray Source (γ /s/kg)	Fuel Gamma-ray Source (γ /s/assembly)			
						FN	HG	FG
SCALE 4.4a	SAS2H	27BURNUPLIB	1.2680E+08	4.8039E+12	1.1130E+15	1.00	1.00	1.00
SCALE 4.4a	SAS2H	44GROUPNDF	1.3740E+08	5.9139E+12	1.1130E+15	1.08	1.23	1.00
SCALE 5.1	SAS2H	44GROUPNDF	1.3450E+08	4.8250E+12	1.0956E+15	1.06	1.00	0.98
SCALE 6.1.2	TRITON	44GROUPNDF	1.3929E+08	3.8277E+12	1.1483E+15	1.10	0.80	1.03
SCALE 6.1.2	TRITON	V7-238	1.3796E+08	3.8244E+12	1.1601E+15	1.088	0.7961	1.0423
SCALE 6.2.4	TRITON	V7-56	1.1889E+08	4.462E+12	1.122E+15	0.94	0.93	1.01

燃料棒參數	GE8x8-1 ^{*1}	GE8x8-2 ^{*2}	SPC8x8 ^{*3}	GE9B ^{*4}	ATRIUM™-10 ^{*5}
外直徑, cm	1.252	1.227	1.229	1.227	1.005
護套內直徑, cm	1.08	1.064	1.052	1.064	0.884
護套材質	Zr-2	Zr-2	Zr-2	Zr-2	Zr-2
有效堆疊 (stacked) 密度, g/cm ³	10.32	10.32	10.26	10.45	10.349
燃料丸直徑, cm	1.057	1.041	1.027 / 1.03 ^{*6}	1.044	0.867
軸向最高面平均 (peak-planar-average) 濃 縮度, wt% U-235	1.95	3.25	3.24	3.69	4.372
燃料束參數	GE8x8-1	GE8x8-2	SPC8x8	GE9B	ATRIUM™-10
燃料束最大平均濃縮度, wt% U-235	1.90	3.05	3.14	3.302	3.845
燃料棒陣列	8X8	8x8	8x8	8x8	10x10
燃料棒數	63	62	62	60	91 (full-length : 83, part-length : 8)
有效燃料長度, cm	370.84	381.0	381.0	381.0	379.6
燃料棒間距, cm	1.626	1.626	1.628	1.626	1.295
水棒數	1	2	2	1	1 (square water channel displace 9 fuel rods)
水棒材質	Zr-2	Zr-2	Zr-2	Zr-2	Zr-4
水棒外直徑, cm	1.252	1.501	1.229	3.404	3.50
水棒內直徑, cm	1.08	1.349	1.052	3.20	3.355
燃料匣內距, cm	13.406	13.406	13.406	13.406	13.406
燃料匣厚度, cm	0.254	0.254	0.254	0.254	0.203
燃料匣材質	Zr-4	Zr-4	Zr-4	Zr-4	Zr-2
統計至 87/4/30 退出總束數	GE8x8-1	GE8x8-2	SPC8x8	GE9B	
一號機	408	432	800	172	
二號機	408	460	716	112	

*1) 資料來源：GE NEDC-20128

*2) 資料來源：GE NEDC-25227

*3) 資料來源：XN-NF-86-126(P) Rev.0

*4) 資料來源：GE EDB No. 1939

*5) 資料來源：Framatome ANP EMF-2892(P) Revision 0

*6) 對高濃縮度燃料丸為 1.03，對其它則為 1.027

圖 4- 6、用過核子燃料基本資料(Ref[8]-表 6.1.2-1) [8]

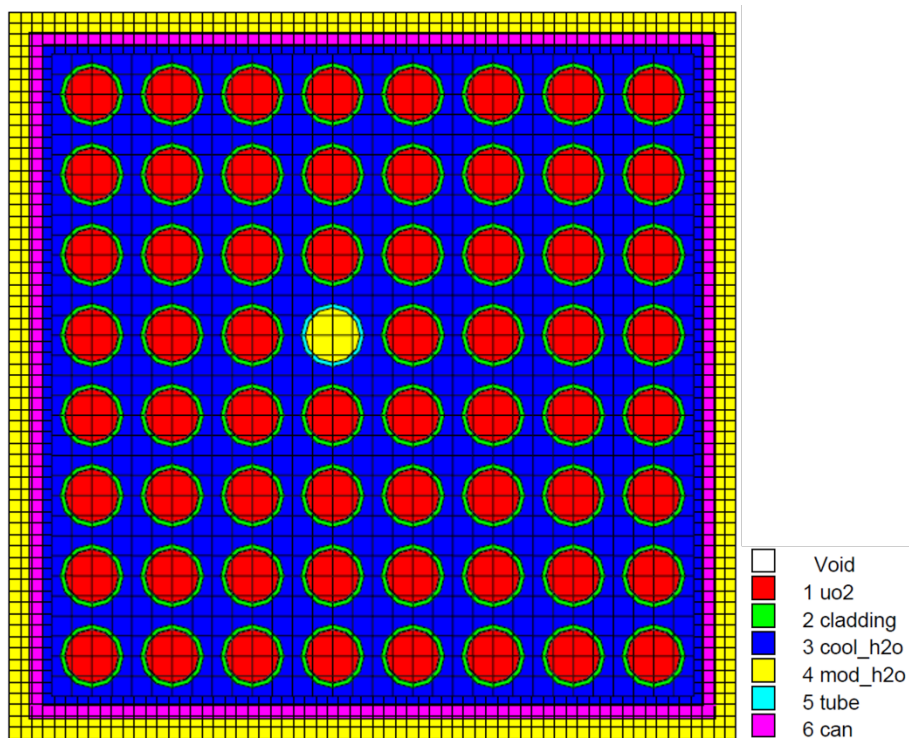


圖 4- 7 、GE8x8-1 模型

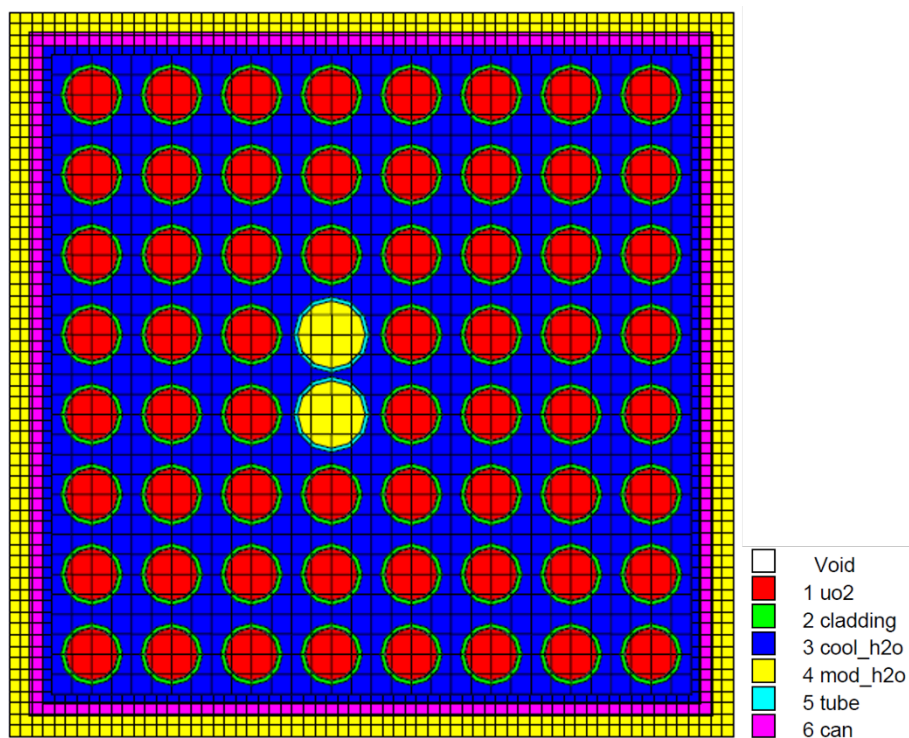


圖 4- 8 、GE8x8-2 模型

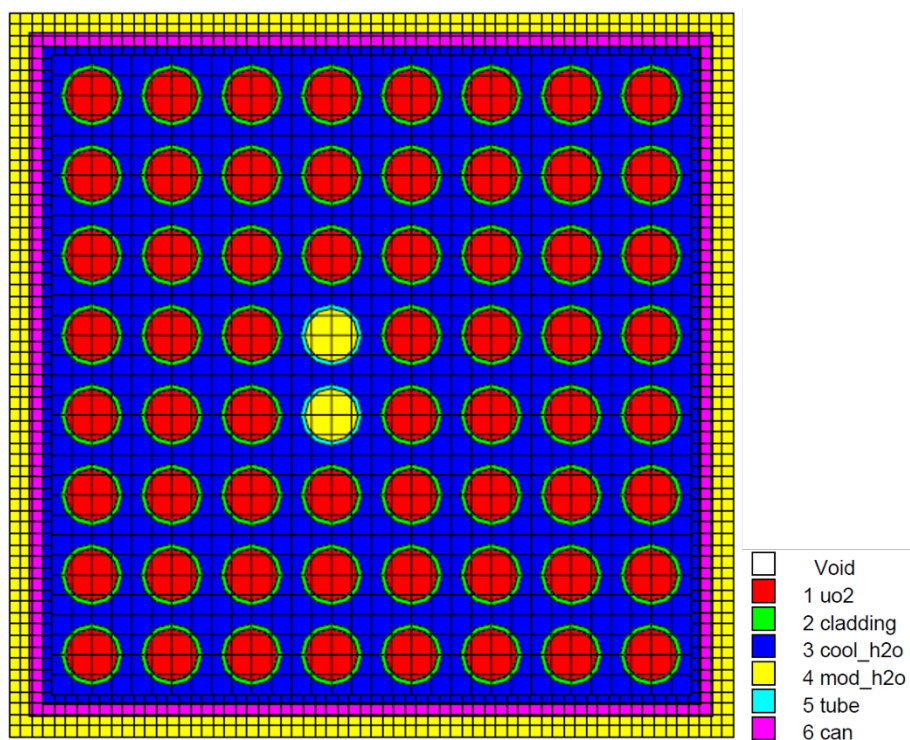


圖 4- 9 、SPC8x8 模型

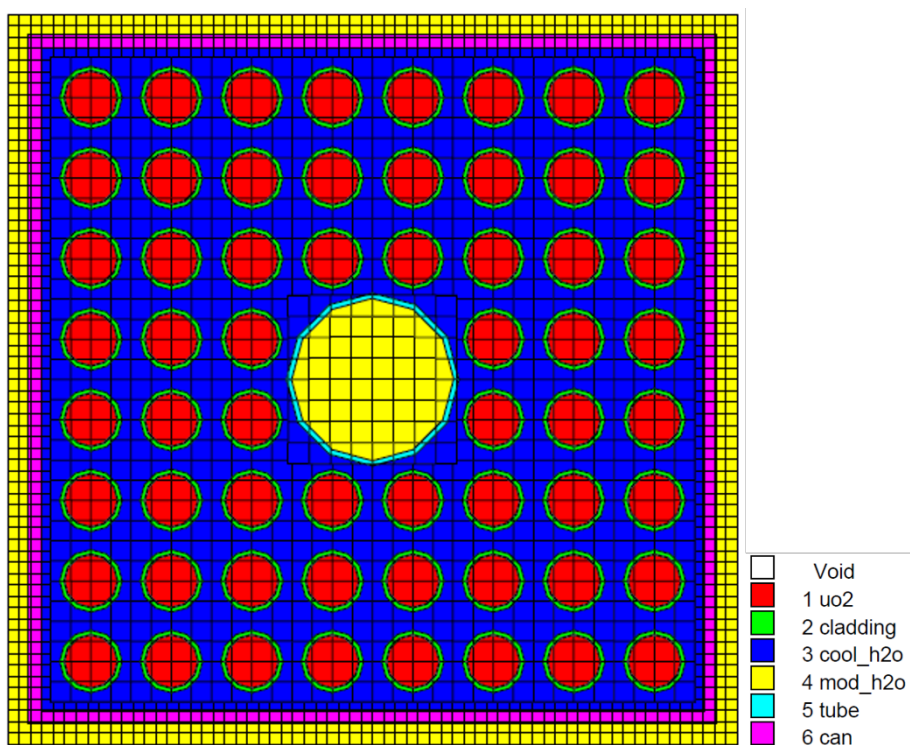


圖 4- 10 、GE9b 模型

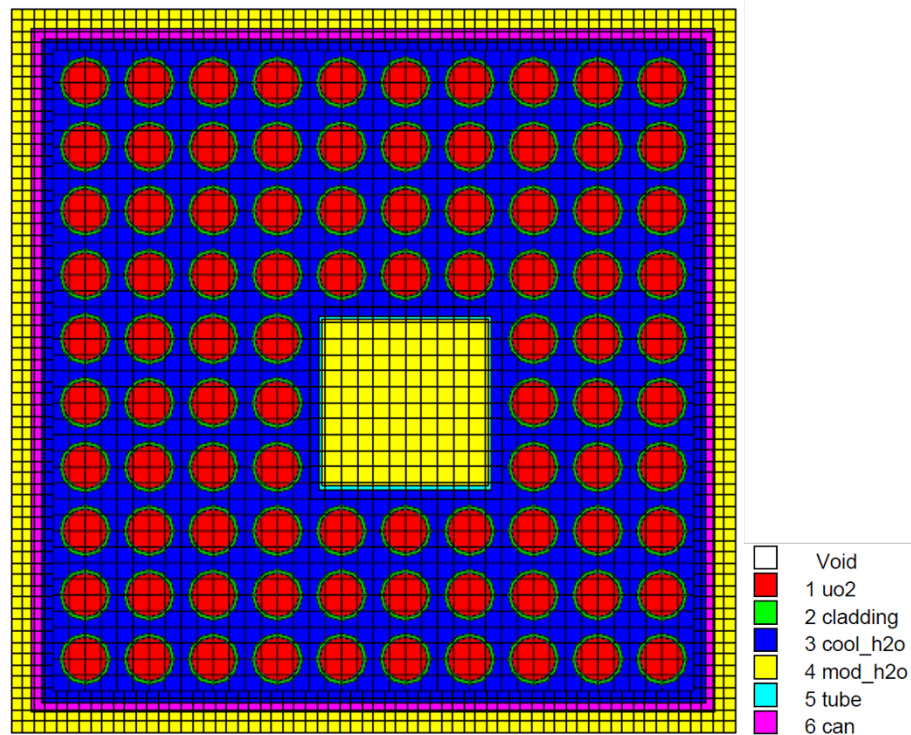


圖 4- 11 、 ATRIUM-10 模型

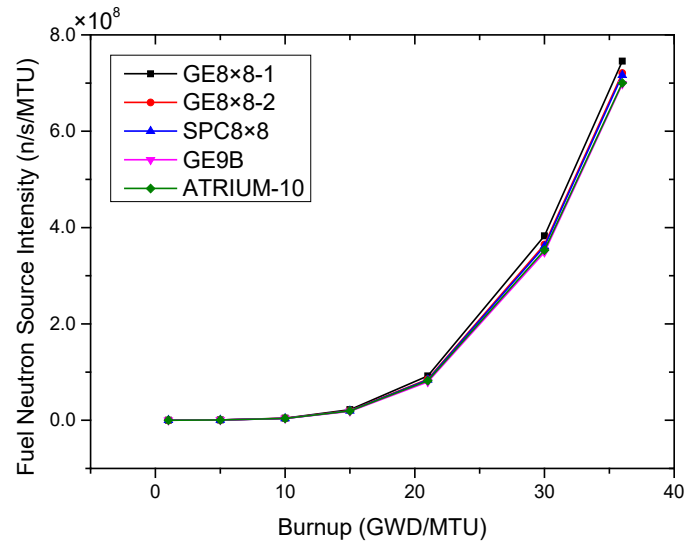


圖 4- 12、五種燃料束燃料中子強度隨燃耗變化

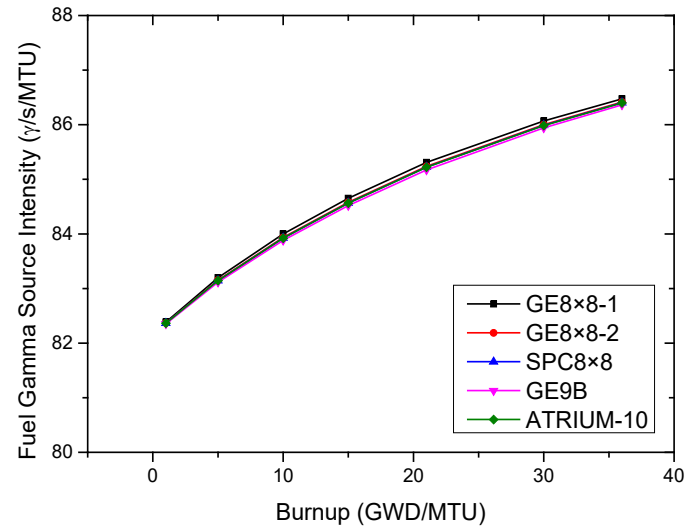


圖 4- 13、五種燃料束燃料光子強度隨燃耗變化

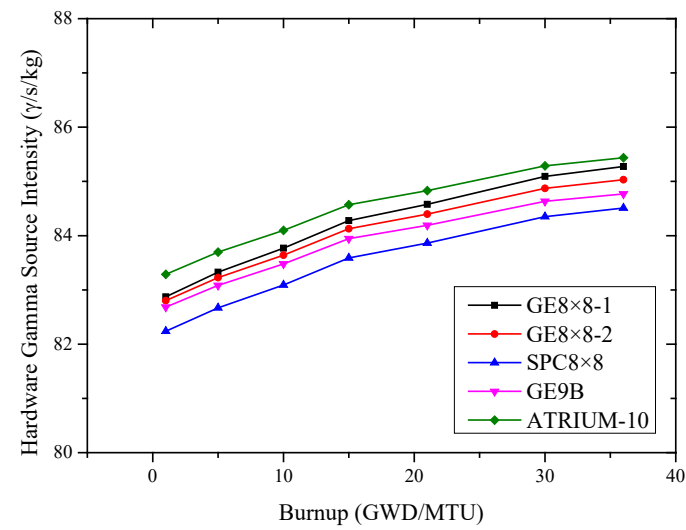


圖 4- 14、五種燃料束結構光子強度隨燃耗變化

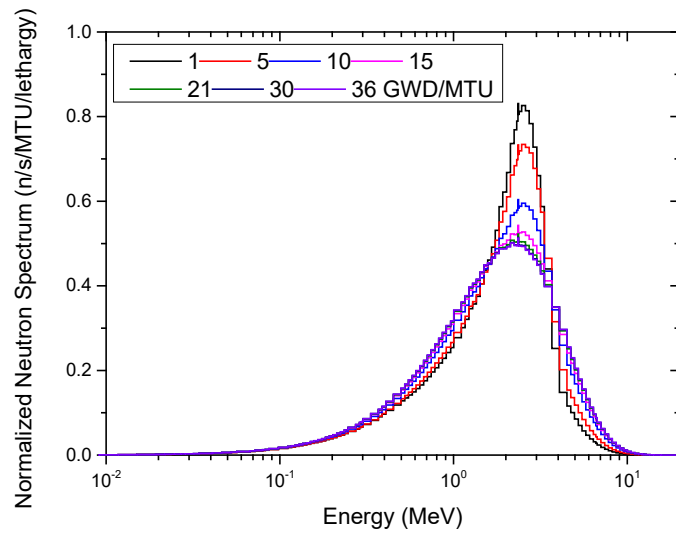


圖 4- 15、GE8x8-1 燃料束歸一化燃料中子能譜

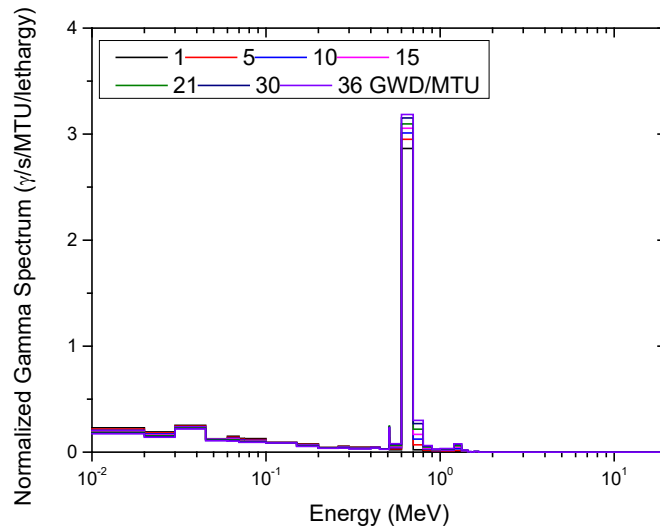


圖 4- 16、GE8x8-1 燃料束歸一化燃料光子能譜

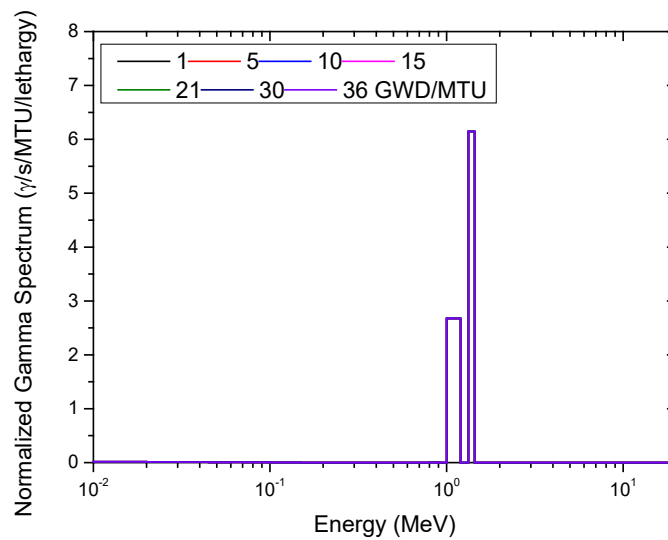


圖 4- 17、GE8x8-1 燃料束歸一化結構光子能譜

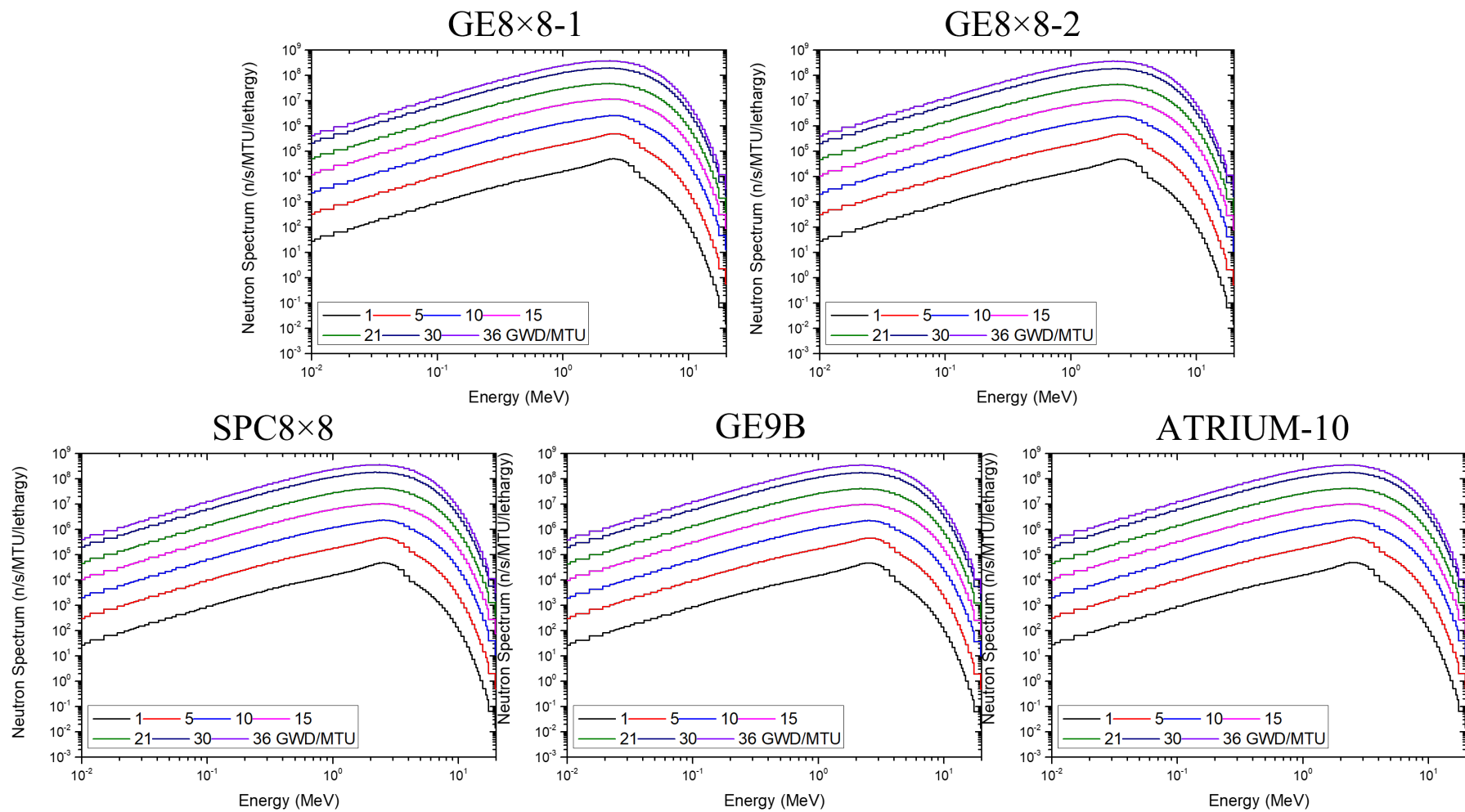


圖 4- 18、五種燃料束燃料中子各燃耗情節能譜(/MTU)

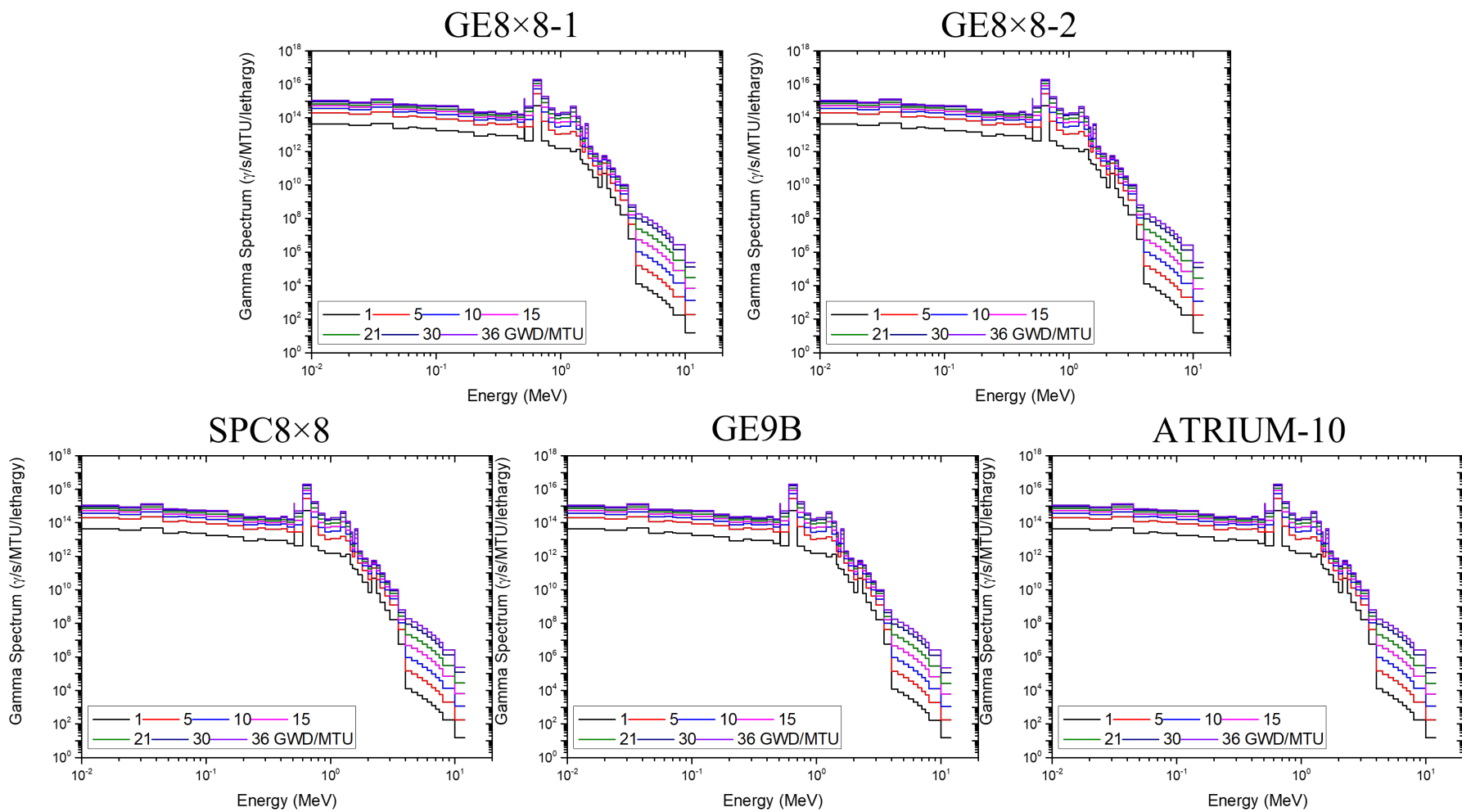


圖 4- 19、五種燃料束燃料光子各燃耗情節能譜(/MTU)

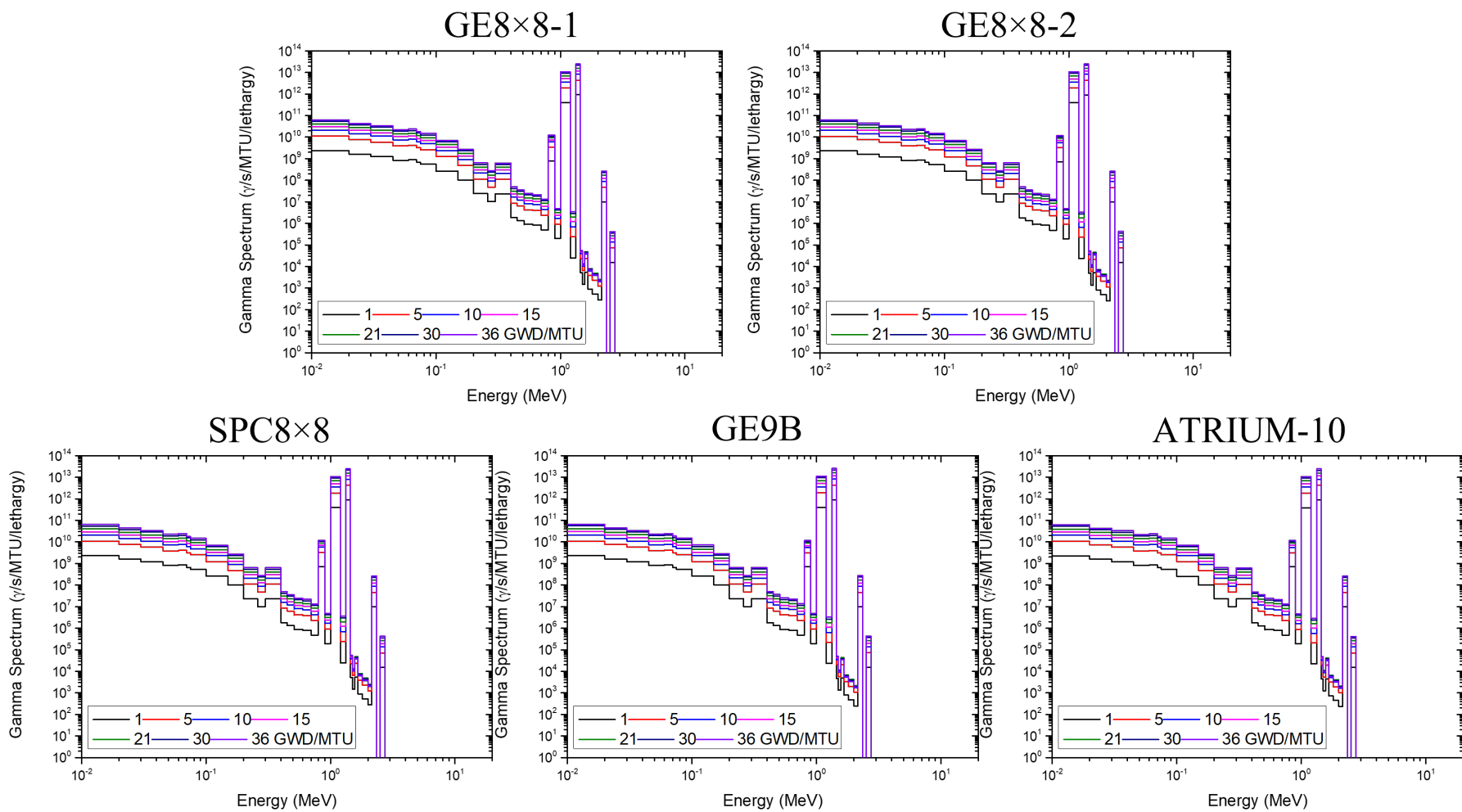


圖 4-20、五種燃料束結構光子各燃耗情節能譜(/MTU)

4.3 標的護箱屏蔽分析模型

本研究選擇以 NAC-UMS 混凝土護箱作為標的護箱，其護箱內部可裝載 56 束沸水式反應器的用過核子燃料束，建構模型部分幾何結構與材料設定主要參考自核一廠一期乾貯安全分析報告內的公開資料[8]。本節分別建構兩種護箱屏蔽分析模型作討論，護箱外部依參採資料進行詳細的幾何模型建構，內部裝載 56 束用過核子燃料束的密封鋼筒則因考量裝載 DFC 燃料束而有不同的幾何設置：(1)具詳細燃料束裝載安排結構的密封鋼筒(Detailed Canister)，其密封鋼筒內部具有 56 束燃料束幾何結構。(2)具詳細燃料束裝載安排結構的密封鋼筒，仍具有 56 束燃料束幾何結構，但只裝載 52 束燃料束，在密封鋼筒四周放置假想之 DFC 模型(同圖 2-4)。

NAC-UMS 護箱模型主要分兩部分：內部不鏽鋼材質的密封鋼筒與外部具有碳鋼內襯與混凝土材質的混凝土外殼。其中重要屏蔽部件：徑向由密封鋼筒內而外為密封鋼筒殼(1.6 cm)、內襯(6.4 cm)及混凝土外殼(71.9 cm)所組成；軸向由密封鋼筒下往上為密封鋼筒蓋(25.4 cm)、鋼屏蔽塞(10.5 cm)、混凝土屏蔽材料(3.8 cm)，以及混凝土護箱鋼蓋(3.8 cm)所組成。圖 4-21 為 NAC-UMS 護箱幾何參考圖，圖 4-22 為護箱與密封鋼筒材料組成，建構屏蔽模型過程主要參考自核一廠第一期乾貯安全分析報告內的公開資料[8]，密封鋼筒內部燃料束結構於公開資料[8]不足部分為研究者自行假設資料(僅考慮燃料束格架主體結構，忽略周圍其他小型組件與構造；另外，報告中未明列之材料組成皆假設為不鏽鋼材質)。

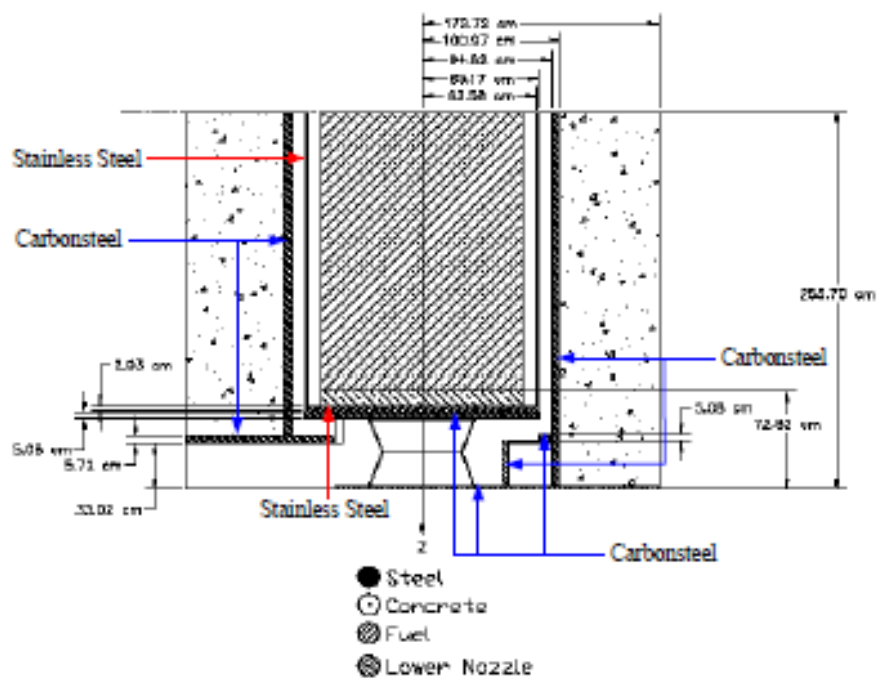
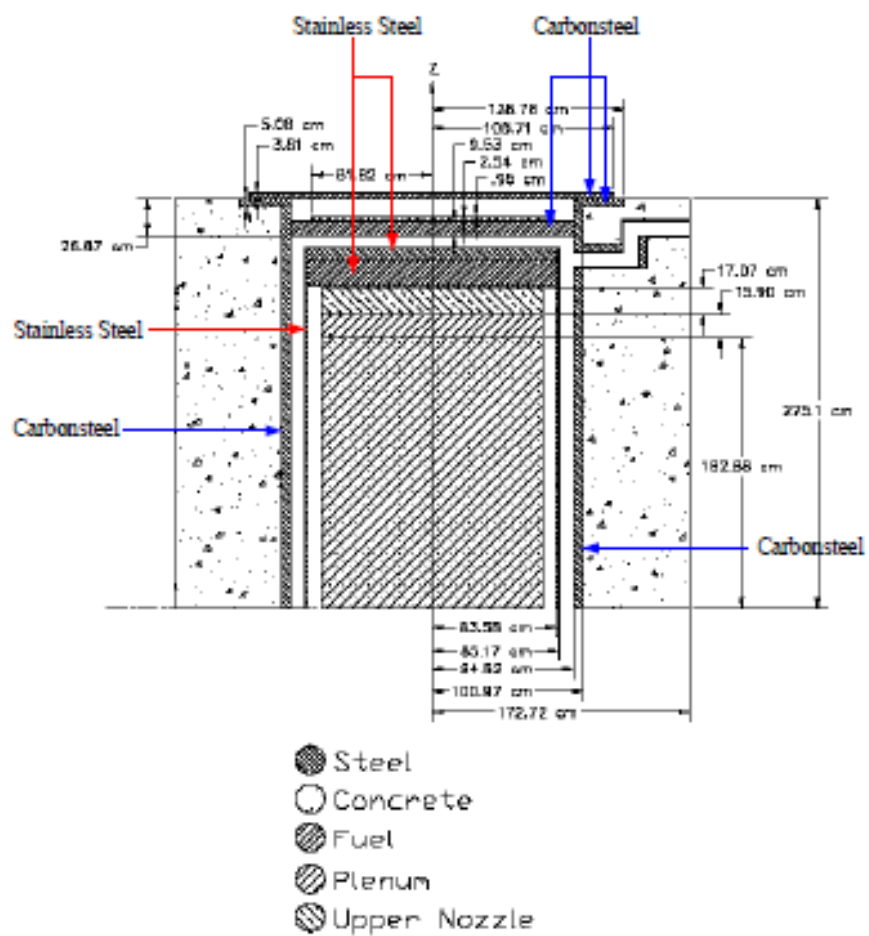


圖 4-21、NAC-UMS 混凝土護箱模型[8]

材質名稱	組成元素	重量百分比 (w/o)	密度 (g/cm ³)
混凝土	H	0.999887	2.2426
	O	53.2129	
	Na	2.89923	
	Al	3.39904	
	Si	33.6908	
	Ca	4.39857	
	Fe	1.39962	
不銹鋼 (SS-304)	Cr	18.9995	7.9200
	Mn	1.99990	
	Fe	69.5003	
	Ni	9.50029	
碳鋼	C	1.00088	7.8212
	Fe	98.9991	
鉛	Pb	100.00	11.344
中子屏蔽 (NS-4-FR)	H	6.00890	1.63
	¹⁰ B	0.0872125	
	¹¹ B	0.383659	
	C	27.6920	
	N	1.98790	
	O	42.5097	
	Al	21.3306	
空氣	C	0.00012	0.001225
	N	0.75527	
	O	0.23178	
	Ar	0.01283	

圖 4- 22、NAC-UMS 混凝土護箱與密封鋼筒材料組成[8]

4.3.1 具詳細燃料束結構的密封鋼筒護箱屏蔽分析模型

圖 4-23 為具有詳細燃料束結構的 NAC-UMS 護箱屏蔽分析模型，區分密封鋼筒裝載的 56 束沸水式用過核子燃料束結構，燃料束結構主要劃分為四區：上端板區、充氣區、有效燃料區及下端板區。內部的密封鋼筒與外部具有碳鋼內襯的混凝土外殼間有空氣通道且在護箱上下方各具有四個進出氣通道，並為 90° 角度交錯。圖 4-24 為具有詳細燃料束結構的 NAC-UMS 護箱屏蔽分析模型 X-Y 平面剖面，可以清楚的看到模型內部 56 束燃料束的幾何結構。

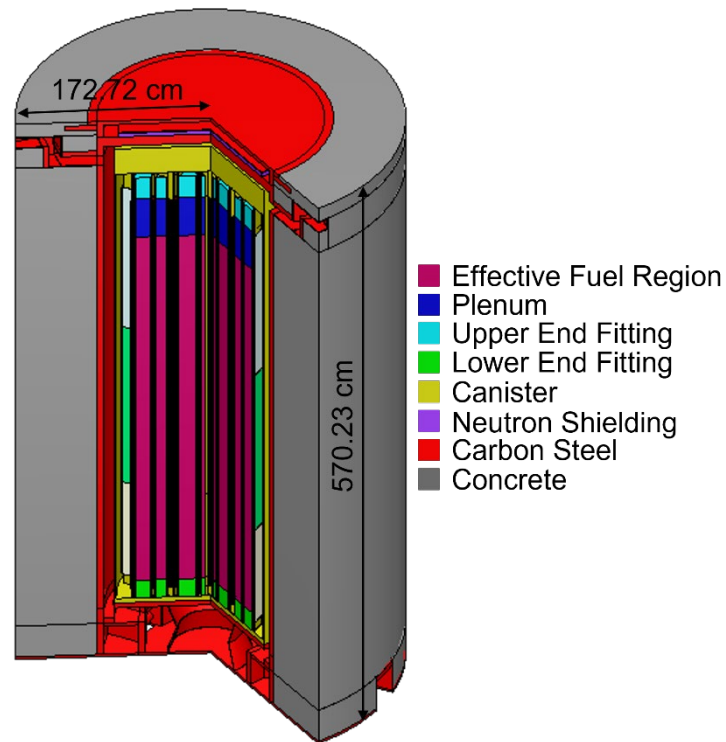


圖 4-23、具有詳細燃料束結構護箱屏蔽分析模型

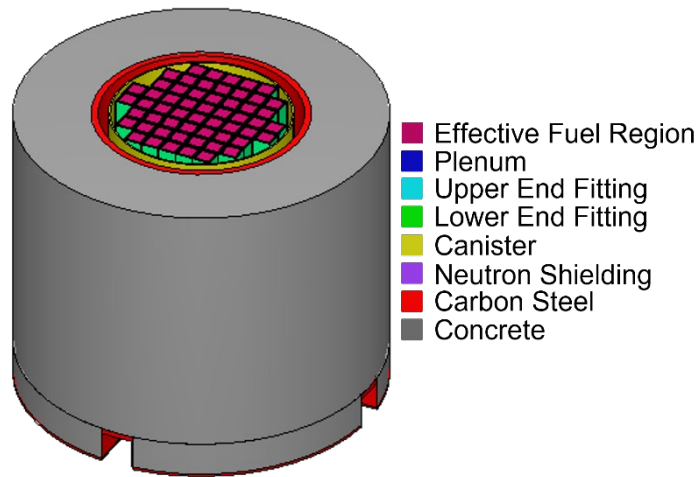


圖 4- 24、具有詳細燃料束結構護箱屏蔽分析模型 X-Y 剖面

4.3.2 裝有 DFC 燃料護箱屏蔽分析模型

圖 4- 25 為裝有 DFC 燃料護箱屏蔽分析模型，內部仍具有 56 束燃料束幾何結構，但只裝載 52 束正常用過核子燃料束，在密封鋼筒四周放置四束假想之 DFC 燃料模型，其餘護箱特性皆與圖 4- 23 相同。圖 4- 25 為裝有 DFC 燃料護箱屏蔽分析模型 X-Y 平面剖面，與圖 4- 24 相比，可以明顯發現在密封鋼筒外側有四束假想之 DFC 燃料模型(粉紅色)。

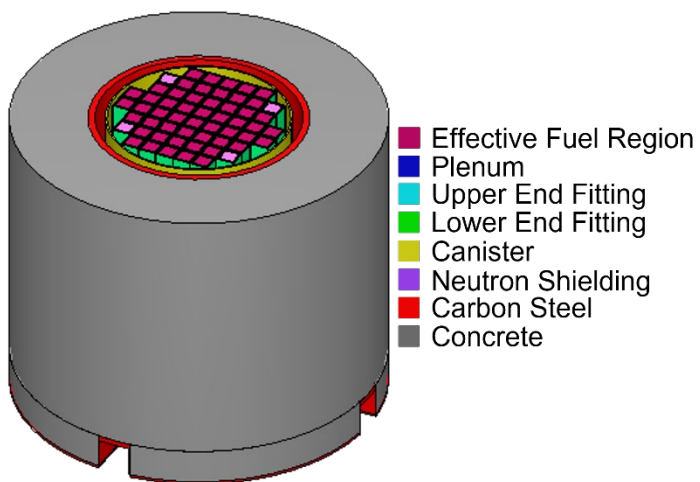


圖 4- 25、裝有 DFC 燃料護箱屏蔽分析模型模型 X-Y 剖面

第五章、裝有 DFC 乾貯護箱代表案例之輻射場分析與比較

基於第四章建置裝有 DFC 乾貯護箱的屏蔽模型，及採用 SCALE/TRITON 分析技術進行之假想 DFC 用過核子燃料射源項評估結果，本章採用 SCALE/MAVRIC 分析技術，應用 CADIS 理論結合決定論法與蒙地卡羅法的優點，進行一系列裝有 DFC 護箱輻射三維的輻射遷移計算。

為了方便後續進行裝有 DFC 乾貯護箱案例的討論，先將 4.3.1 節之具詳細燃料束結構的密封鋼筒護箱屏蔽分析模型稱為模型一；而 4.3.2 節之裝有 DFC 燃料護箱屏蔽分析模型稱為模型二。本章節區分為三小節進行裝有 DFC 乾貯護箱代表案例之輻射場分析與比較：5.1 節以模型一裝載 56 束正常用過核子燃料作為輻射特性分析比較基準；5.2 節以模型二考慮裝載 52 束用過核子燃料加上 4 束置於提籃角落的 DFC，其中 DFC 考量有五種燃料型式(GE8x8-1、GE8x8-2、SPC8x8、GE9B 和 ATRIUM-10)，且有 7 種低燃耗情節(1、5、10、15、21、30、36 GWD/MTU)；5.3 節以模型二考慮裝載 52 束用過核子燃料加上不同數目的 DFC(0-4 束)來進行輻射特性分析比較基準。

本節之屏蔽分析皆以 SCALE/MAVRIC 程式進行探討，MAVRIC 序列採用 FW-CADIS 理論，會先進行兩次決定論法(S_N)計算，推導得到優化的變異數降低參數後，再搭配蒙地卡羅法計算。兩次決定論法計算有個別的作用，第一次的正常決定論法計算可決定模擬問題中多個計分區域各自的權重比例，再搭配第二次伴隨決定論法為基礎的 CADIS 理論作計算，此方法的優勢為可以使多個計分區域在一次計算內皆能得到較可靠且一致的計分結果。

護箱表面劑量率分布，以格點計分(Mesh Tally)，採總徑跡長計量方法(Total Track Length Estimator)來定出總粒子通量率，再乘以給定之劑量轉換因子轉成周圍等效劑量。在此，本研究選擇以 ICRP-74 號報告提供的周圍等效劑量轉換因子(Ambient Dose Equivalent) $H^*(10)$ 作為計分的響應函數值[11]。格點計分定義在護

箱側邊和頂部表面 1 cm 處，側邊格點計分將每個高度的各方位角作平均，而頂部格點計分將每個半徑的各方位角作平均。

本節計算皆以個人桌上型電腦 Windows 10 作業系統搭載 3.70 GHz Intel i9-10900K CPU 和 128 GB RAM 進行分析，各案例皆含三種射源項(FN、FG、HG)，除 5.1 節標的案例計算時間為 24 h 外，5.2 與 5.3 節因考慮案例眾多，案例計算時間限縮約為 16 h，計算時間越長可產生計分統計誤差越小之結果，本研究呈現之分析結果已可概略涵蓋各案例比較差異。在決定論法方面，燃料光子與結構光子兩次 S_N 計算約花費 4 min，而燃料中子因需同時考慮中子和光子兩種粒子花費時間較長約 15 min，後續各別再進行蒙地卡羅計算。前述之決定論法計算時間，受案例格點數影響，格點區分越詳細案例幾何與材料特性將更顯著，但對應耗費在 S_N 計算的時間將越長，因 CADIS 理論主要目的為以決定論法結果對蒙地卡羅法模擬進行加速，故決定論法計算的精細程度須依靠使用者經驗作取捨。

5.1 標的護箱屏蔽分析參考

本節以 MAVRIC 序列考慮以 4.3.1 節建立之乾貯護箱屏蔽分析模型(模型一)，內部裝載 56 束正常用過核子燃料，進行護箱表面(側邊和頂部)劑量率分布探討，作為本研究屏蔽分析案例輻射特性分析結果比較基準。

圖 5- 1 為護箱側邊表面(1 cm)劑量率分布，圖 5- 1 橫軸為護箱高度由 0 至 600 cm 處，圖 5- 1 縱軸為護箱側邊表面劑量率分布，單位為 mSv/h。圖 5- 1 護箱側邊表面總劑量率(黑線)為中子輻射(紅線)和加馬輻射(藍線)之加總，可發現除去在護箱底部進氣口處兩者(中子和光子)劑量率相近以外，近乎各箱體側邊高度位置皆以加馬輻射為主要劑量率貢獻，兩者差異皆約 1 個數量級以上。護箱側面劑量分布出現較大變化係因燃料束四區的射源特性與護箱進出氣口的位置所導致。

圖 5-2 為為護箱頂部表面(1 cm)劑量率分布，圖 5-2 橫軸為護箱半徑由內而外為 0 至 180 cm(實際護箱模型半徑為 172.72 cm，可參閱圖 4-23)，圖 5-2 縱軸為護箱頂部表面劑量率分布，單位為 mSv/h。總劑量率最高處為密封鋼筒與混凝土外殼間的空氣通道，在密封鋼筒內以中子輻射為主要貢獻，而在外部混凝土外殼則以加馬輻射為主要貢獻。

圖 5-3 和圖 5-4 個別為護箱側邊和頂部表面三種加馬輻射貢獻分布，用過核子燃料三種射源項(FN、FG、HG)皆會造成加馬輻射貢獻，圖 5-3 和圖 5-4 中加馬輻射總和(藍線)同為圖 5-1 和圖 5-2 之加馬劑量率分布(藍線)。圖 5-3 在有效燃料區高度區間皆以 FG 為主要貢獻，其餘位置皆以 HG 為主；圖 5-4 在劑量率最高點(空氣通道處)與混凝土外殼處皆以 HG 為主要貢獻，而在內部密封鋼筒處部份結果仍帶有較大的計分統計誤差(因多層的金屬屏蔽使得加馬輻射不易穿透至箱體頂部造成計分區的劑量貢獻)，但仍可明顯看到 FN 產生的二次光子造成的貢獻。

前述圖 5-1 至圖 5-4 可作為後續案例評估的結果比較基準，但為了更直接針對 4.3.2 節建構之屏蔽分析模型二(考慮裝載 52 束用過核子燃料加上 4 束置於提籃角落的 DFC)，在特定提籃角落位置(DFC 位於提籃各 45°位置，請參閱圖 4-25)對應之特定角度軸向區域進行護箱側邊表面劑量率分布探討。如圖 5-5 所示，特別在特定提籃角落位置對應之護箱側邊 30°-60°、120°-150°、210°-240°及 300°-330°等四個區域進行護箱表面側邊軸向劑量率分布探討。

圖 5-6 為護箱特定角度軸向劑量率分布，其中總劑量率(黑線)並非為另外 4 條特定角度劑量率分布加總，而是代表全部 360 度的平均值，同於圖 5-1 之護箱側邊表面總劑量率分布。對應本節分析之標的模型一，裝載 56 束正常用過核子燃料，各特定角度軸向劑量率分布皆相同，惟在進氣孔區域(護箱下方)低於總劑量率值，而在出氣孔區域(護箱上方)高於總劑量率值，主要原因為總劑量率數值為同一計分高度各角度(0°-360°)之平均值，而在特定角度軸向劑量率分布，就僅

考慮特定的四個角度區域，故其特定角度劑量率分布在進氣孔區域(護箱下方 0° 、 90° 、 180° 及 270°)低於平均之總劑量率分布，而在出氣孔區域(護箱上方 45° 、 135° 、 225° 及 315°)會高於平均之總劑量率分布。

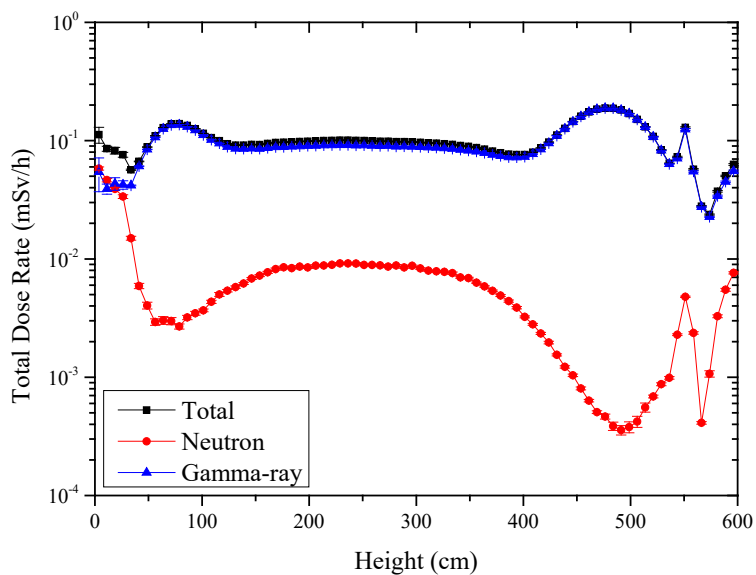


圖 5- 1、模型一護箱側邊表面劑量率分布

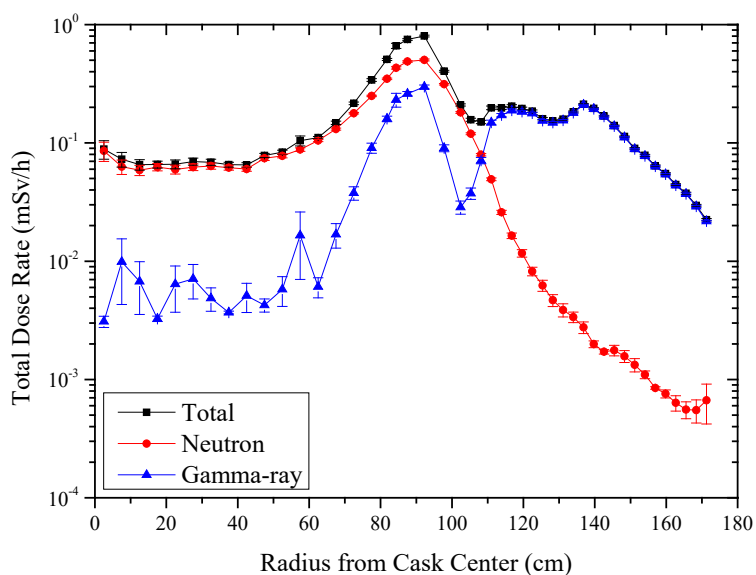


圖 5- 2、模型一護箱頂部表面劑量率分布

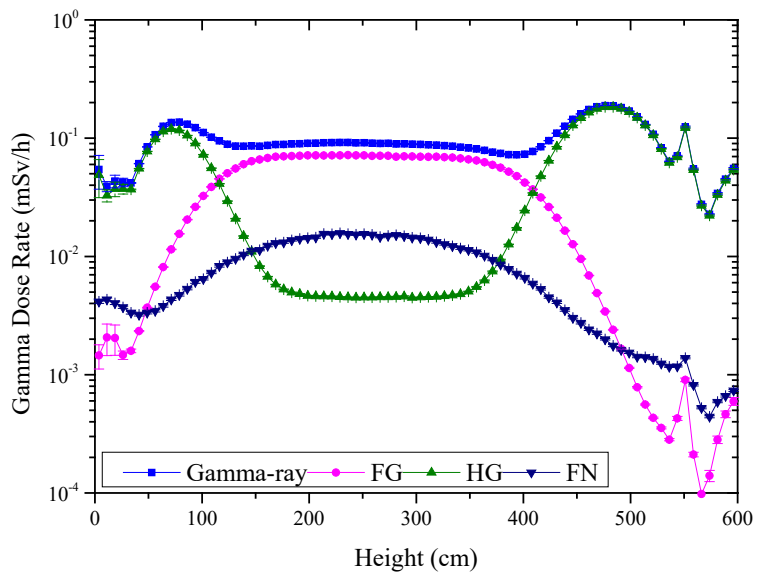


圖 5-3、模型一護箱側邊表面三種加馬輻射貢獻分布

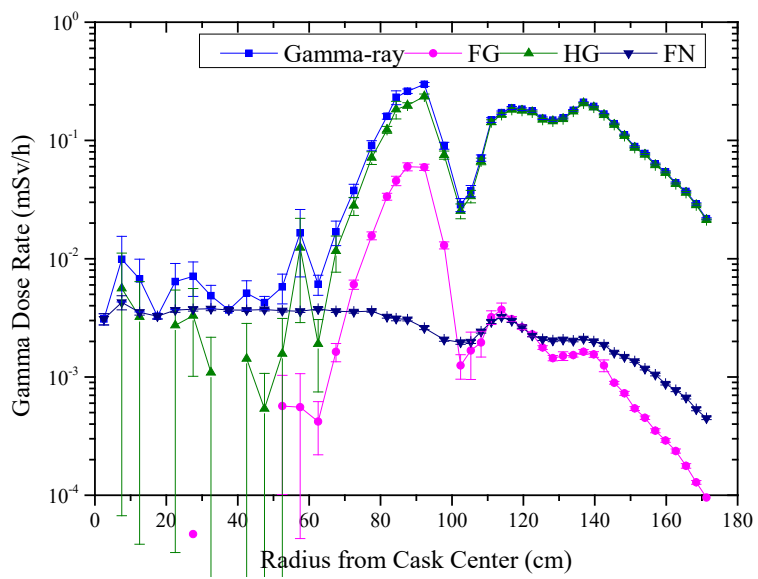


圖 5-4、模型一護箱頂部表面三種加馬輻射貢獻分布

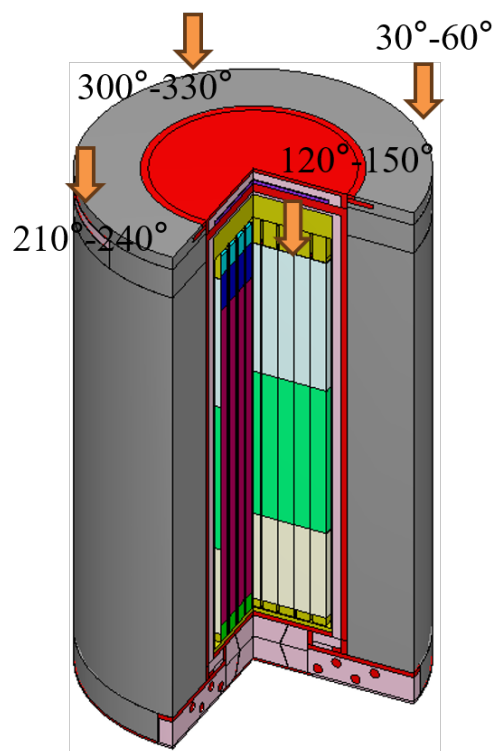


圖 5- 5、護箱側邊特定角度軸向計分區域

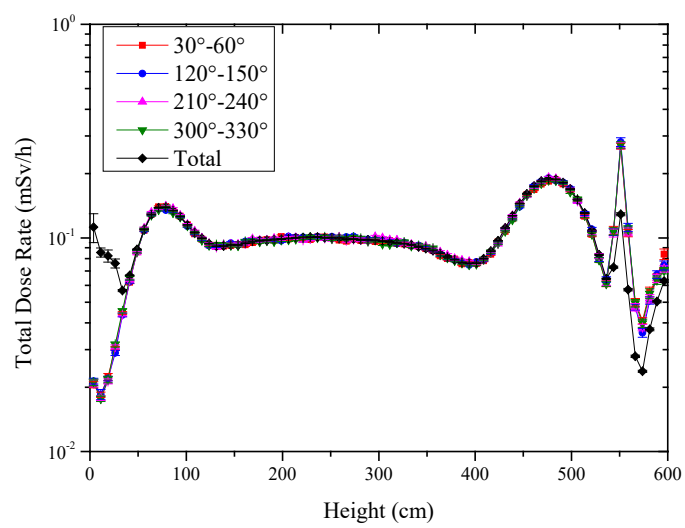


圖 5- 6、護箱側邊特定角度軸向劑量率分布

5.2 考慮 DFC 燃料型式與燃耗情節之護箱屏蔽分析

本節以 MAVRIC 序列考慮以 4.3.2 節建立之乾貯護箱屏蔽分析模型(模型二)，內部仍具有 56 束燃料束幾何結構，但只裝載 52 束正常用過核子燃料束，在密封鋼筒四周放置 4 束假想之 DFC 燃料模型。其中 DFC 考量有五種燃料型式(GE8x8-1、GE8x8-2、SPC8x8、GE9B 和 ATRIUM-10)，且考慮有 7 種低燃耗情節(1、5、10、15、21、30、36 GWD/MTU)。

本節將分兩部分做討論：首先將先以乾貯護箱屏蔽分析模型二針對鈾重最重的 GE8x8-1 燃料型式進行 7 種低燃耗情節的案例分析，因 GE8x8-1 燃料束鈾重最重的特性使其為射源強度最大的燃料型式，在乾貯護箱屏蔽分析中考慮最大射源強度是為保守假設；後續再進行以乾貯護箱屏蔽分析模型二針對其餘各種燃料型式，但僅考慮低燃耗情節中的最大燃耗情節(36 GWD/MTU)，在乾貯護箱屏蔽分析中考慮最大燃耗情節為最大的射源保守假設。

在此先對後續各案例代號進行說明：

Case0→模型一(GE8x8-1) + 56 SNFs(核一 SAR)；

先以 Case0 作代表說明，其考慮護箱內部組態為模型一，後續括號內為燃料束型式，接續為正常用過燃料束數目，其括號為射源資訊；若是護箱內部組態為模型二，後續還會有 DFC 放置數目，其括號為射源燃耗資訊。

其餘各案例代號代表如下：

Case1→模型二(GE8x8-1) + 52 SNFs(核一 SAR) + 4 DFC

Case1_01→DFC(1 GWD/MTU)

Case1_05→DFC(5 GWD/MTU)

Case1_10→DFC(10 GWD/MTU)

Case1_15→DFC(15 GWD/MTU)

Case1_21→DFC(21 GWD/MTU)

Case1_30→DFC(30 GWD/MTU)

Case1_36→DFC(36 GWD/MTU)

Case 2→模型二(GE8x8-2) + 52 SNFs(核一 SAR) + 4 DFC

Case2_36→DFC(36 GWD/MTU)

Case 3→模型二(SPC8x8) + 52 SNFs(核一 SAR) + 4 DFC

Case3_36→DFC(36 GWD/MTU)

Case 4→模型二(GE9B) + 52 SNFs(核一 SAR) + 4 DFC

Case4_36→DFC(36 GWD/MTU)

Case 5→模型二(ATRIUM-10) + 52 SNFs(核一 SAR) + 4 DFC

Case5_36→DFC(36 GWD/MTU)

5.2.1 模型二考量 GE8x8-1 燃料型式進行 7 種低燃耗情節的案例分析

以 MAVRIC 序列，對護箱屏蔽分析模型二，考量 GE8x8-1 燃料型式，參照 4.2 節之源項評估結果 7 種低燃耗情節(1、5、10、15、21、30 和 36 GWD/MTU)進行護箱表面(側邊和頂部)劑量率分布探討。因 GE8x8-1 燃料束鈾重最重的特性使其為射源強度最大的燃料型式，在乾貯護箱屏蔽分析中考慮最大射源強度是為保守假設。

圖 5- 7 為模型二(GE8x8-1)護箱側邊表面總劑量率分布，圖 5- 8 為模型二(GE8x8-1)護箱側邊表面中子劑量率分布，圖 5- 9 為模型二(GE8x8-1)護箱側邊表面加馬劑量率分布。圖 5- 7 至圖 5- 9 劑量率分布特性皆同於圖 5- 1，在此僅針對 7 種低燃耗情節(1、5、10、15、21、30 和 36 GWD/MTU)劑量率差異作討論。除去統計誤差較大之護箱底部範圍外，圖 5- 7 至圖 5- 9 可發現劑量率分布大小皆以低燃耗情節(Case1_01，1 GWD/MTU)之劑量率分布結果最低，至高燃耗情節

(Case1_36, 36 GWD/MTU)之劑量率分布結果最高排列，相對參考之 Case0 為劑量率最高者。

圖 5- 10 為模型二(GE8×8-1)護箱頂部表面總劑量率分布，圖 5- 11 為模型二(GE8×8-1)護箱頂部表面中子劑量率分布，圖 5- 12 為模型二(GE8×8-1)護箱頂部表面加馬劑量率分布。圖 5- 10 至圖 5- 12 劑量率分布特性皆同於圖 5- 2，在此僅針對 7 種低燃耗情節劑量率差異作討論。圖 5- 10 至圖 5- 12，護箱頂部劑量率相較於護箱側邊劑量率差異更小，但在圖 5- 10 中空氣通道劑量最大處與混凝土外殼處仍可辨別總劑量率分布仍以低燃耗情節(Case1_01)之劑量率分布結果最低，至高燃耗情節(Case1_36)之劑量率分布結果最高排列，相對參考之 Case0 為劑量率最高者。

圖 5- 13、圖 5- 14、圖 5- 15 及圖 5- 16 依序為模型二(GE8×8-1)護箱側邊特定角度 30°-60°、120°-150°、210°-240°及 300°-330°等四個區域軸向劑量率分布。圖 5- 13 至圖 5- 16 與圖 5- 6 相比劑量率分布特性相近，四個特定角度劑量率分布曲線近乎一致，且隨不同燃耗情節，劑量率分布結果以低燃耗情節(Case1_01)之劑量率分布結果最低，至高燃耗情節(Case1_36)之劑量率分布結果最高排列，相對參考之 Case0 為劑量率最高者。

針對 GE8×8-1 燃料型式(鈾重最重，射源強度最大，在乾貯護箱屏蔽分析中考慮最大射源強度是為保守假設)考量護箱模型二之 DFC 有 7 種低燃耗情節(1、5、10、15、21、30、36 GWD/MTU)，護箱表面劑量率分析結果呈現與燃耗射源大小對應一致之結果(燃耗低劑量率低，燃耗高劑量率高)。

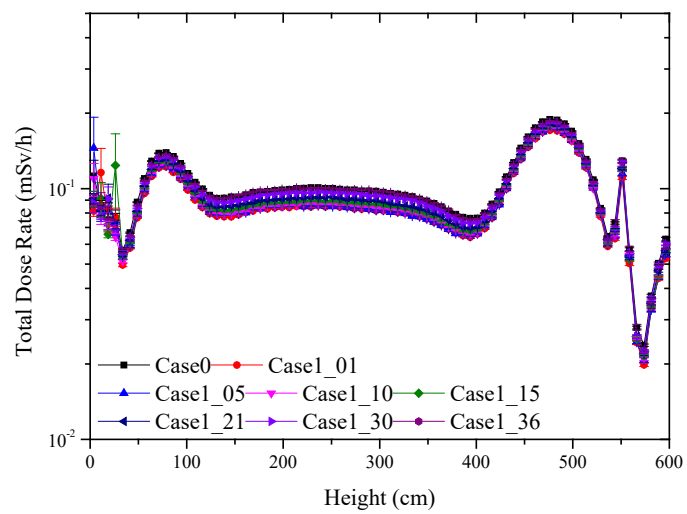


圖 5- 7、模型二(GE8×8-1)護箱側邊表面總劑量率分布

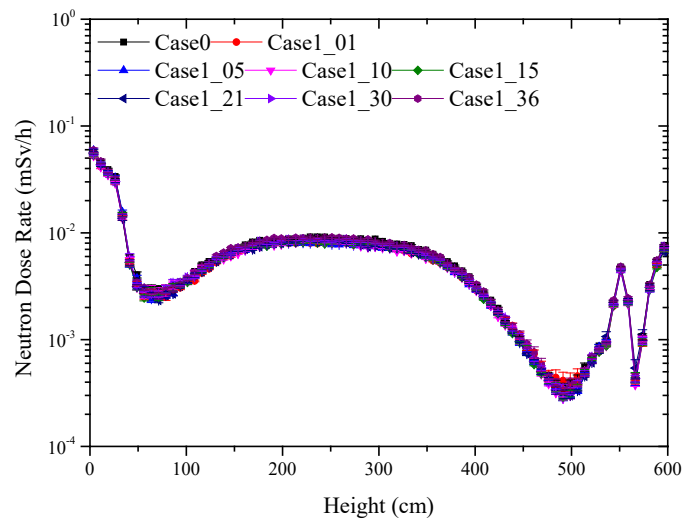


圖 5- 8、模型二(GE8×8-1)護箱側邊表面中子劑量率分布

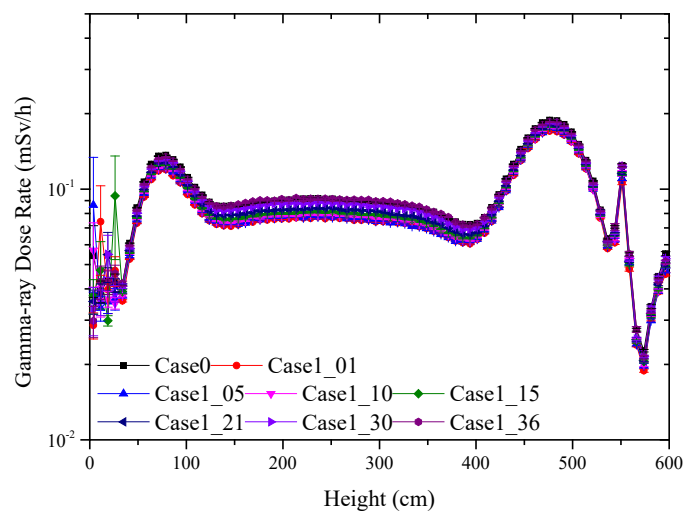


圖 5- 9、模型二(GE8×8-1)護箱側邊表面加馬劑量率分布

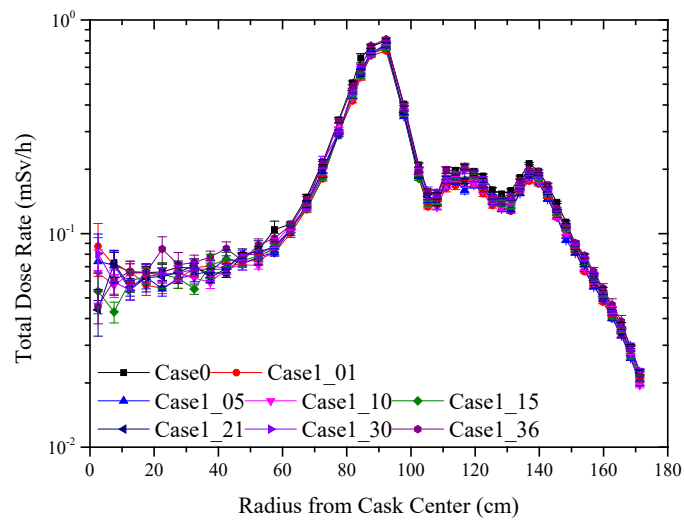


圖 5- 10、模型二(GE8×8-1)護箱頂部表面總劑量率分布

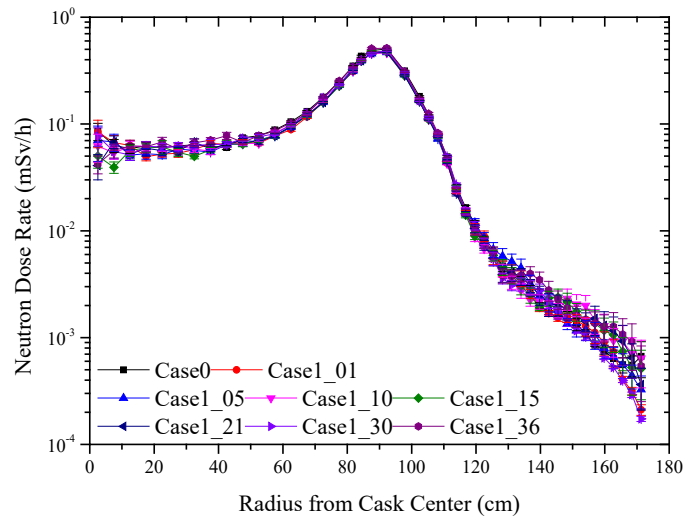


圖 5- 11、模型二(GE8×8-1)護箱頂部表面中子劑量率分布

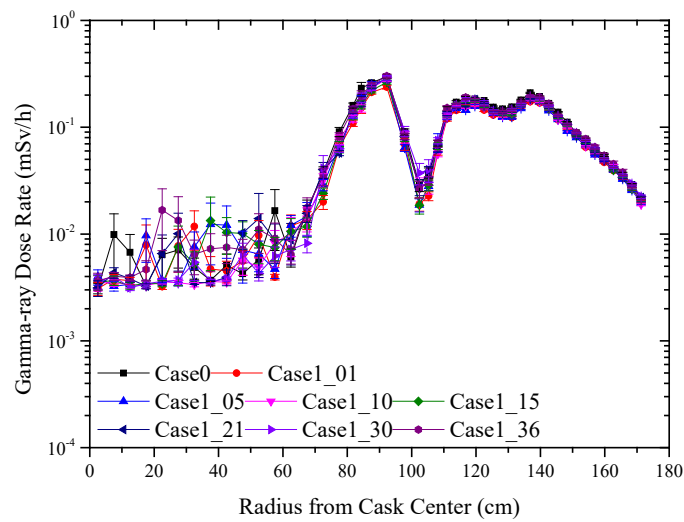


圖 5- 12、模型二(GE8×8-1)護箱頂部表面加馬劑量率分布

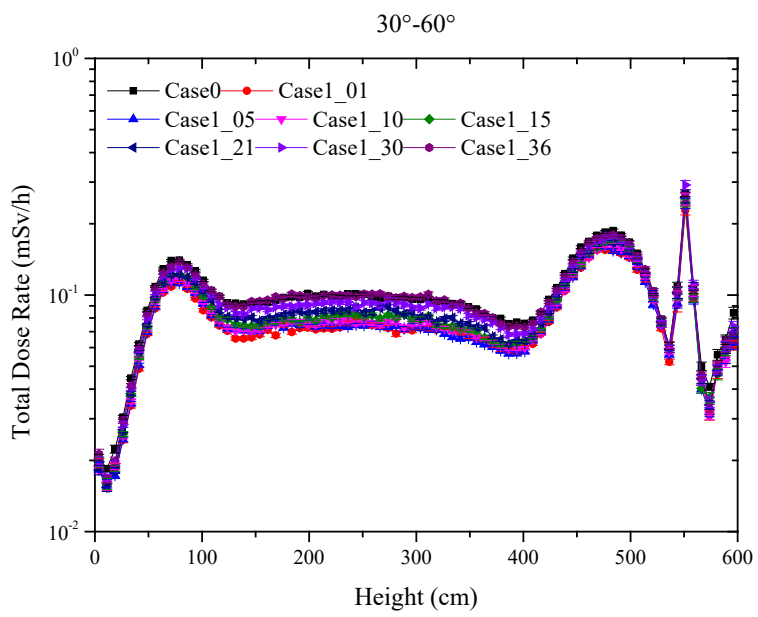


圖 5- 13、模型二(GE8×8-1)側邊特定角度(30°-60°)軸向劑量率分布

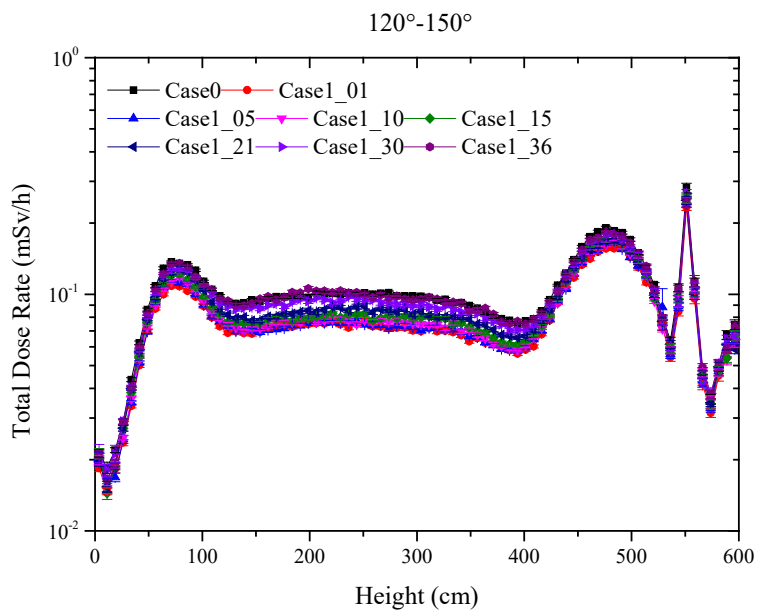


圖 5- 14、模型二(GE8×8-1)側邊特定角度(120°-150°)軸向劑量率分布

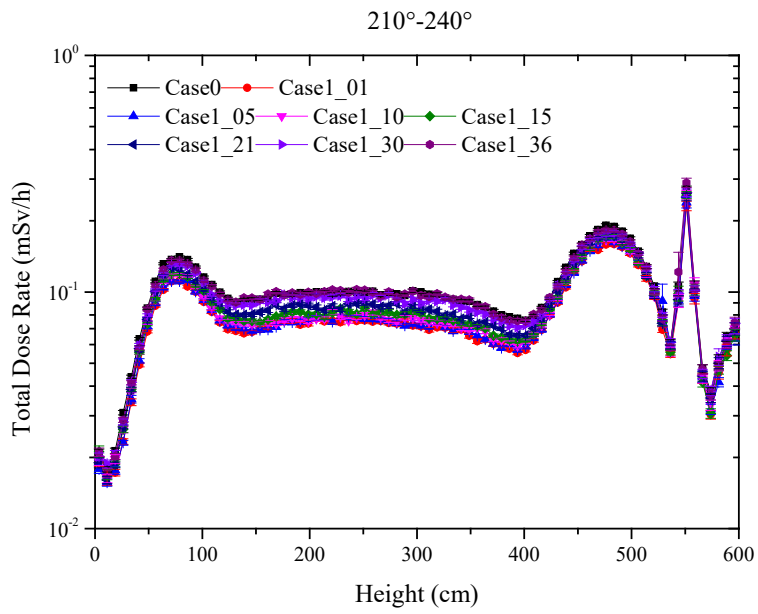


圖 5- 15、模型二(GE8×8-1)側邊特定角度(210°-240°)軸向劑量率分布

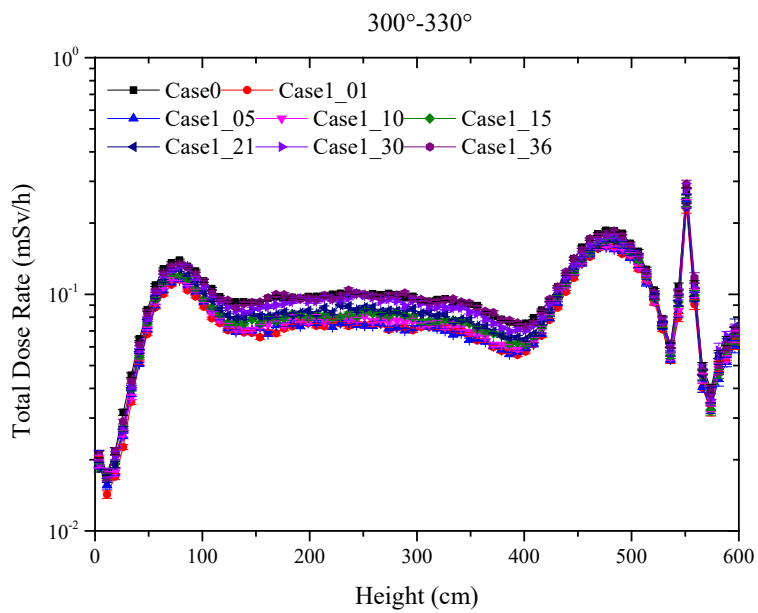


圖 5- 16、模型二(GE8×8-1)側邊特定角度(300°-330°)軸向劑量率分布

5.2.2 模型二考量 5 種燃料型式進行 36 GWD/MTU 情節的案例分析

5.2.1 節針對 GE8x8-1 燃料型式(鈾重最重，射源強度最大)考量護箱模型二之 DFC 有 7 種低燃耗情節(1、5、10、15、21、30、36 GWD/MTU)，護箱表面劑量率分布結果已確認呈現與燃耗射源大小對應一致。故在本節僅針對最大的燃耗情節(36 GWD/MTU)(在乾貯護箱屏蔽分析中考慮最大燃耗情節為最大的射源保守假設)進行後續討論。

以 MAVRIC 序列，對護箱屏蔽分析模型二，其中 DFC 考量有五種燃料型式(GE8x8-1、GE8x8-2、SPC8x8、GE9B 和 ATRIUM-10)的 36 GWD/MTU 燃耗情節進行護箱表面(側邊和頂部)劑量率分布探討。

圖 5-17 為模型二(五種燃料型式之 36 GWD/MTU 情節)護箱側邊表面總劑量率分布，圖 5-18 為模型二(五種燃料型式之 36 GWD/MTU 情節)護箱側邊表面中子劑量率分布，圖 5-19 為模型二(五種燃料型式之 36 GWD/MTU 情節)護箱側邊表面加馬劑量率分布。圖 5-17 至圖 5-19 劑量率分布特性皆同於圖 5-1，在此僅針對五種燃料型式(GE8x8-1、GE8x8-2、SPC8x8、GE9B 和 ATRIUM-10)之劑量率差異作討論。除去統計誤差較大之護箱底部範圍外，圖 5-17 至圖 5-19 可發現劑量率分布大小不論燃料型式(Case1_36、Case2_36、Case3_36、Case4_36 及 Case5_36)近乎一樣難以作區分。

圖 5-20 為模型二(五種燃料型式之 36 GWD/MTU 情節)護箱頂部表面總劑量率分布，圖 5-21 為模型二(五種燃料型式之 36 GWD/MTU 情節)護箱頂部表面中子劑量率分布，圖 5-22 為模型二(五種燃料型式之 36 GWD/MTU 情節)護箱頂部表面加馬劑量率分布。圖 5-20 至圖 5-22 劑量率分布特性皆同於圖 5-2，在此僅針對五種燃料型式之劑量率差異作討論。圖 5-20 至圖 5-22 劑量率分布同於護箱側邊劑量率圖 5-17 至圖 5-19 不因燃料型式差異而有劑量率分布結果之差別。

圖 5- 21 密封鋼筒頂部與空氣通道劑量最大處和圖 5- 22 混凝土外殼處都呈現近乎一樣的劑量率分布結果。

圖 5- 23、圖 5- 24、圖 5- 25 及圖 5- 26 依序為模型二(五種燃料型式之 36 GWD/MTU 情節)護箱側邊特定角度 30°-60°、120°-150°、210°-240°及 300°-330°等四個區域軸向劑量率分布。圖 5- 23 至圖 5- 26 與圖 5- 6 相比劑量率分布特性相近，四個特定角度劑量率分布曲線近乎一致，且隨不同燃料型式之 36 GWD/MTU 情節，劑量率分布結果皆相同。

針對護箱模型二，其中 DFC 考量有五種燃料型式(GE8x8-1、GE8x8-2、SPC8x8、GE9B 和 ATRIUM-10)之 36 GWD/MTU 情節(燃耗最大，射源強度最大，在乾貯護箱屏蔽分析中考慮最大燃耗情節為最大的射源保守假設)，護箱表面劑量率分析結果呈現與燃料型式無關，可選其中一種燃料型式進行 DFC 相關分析即可。

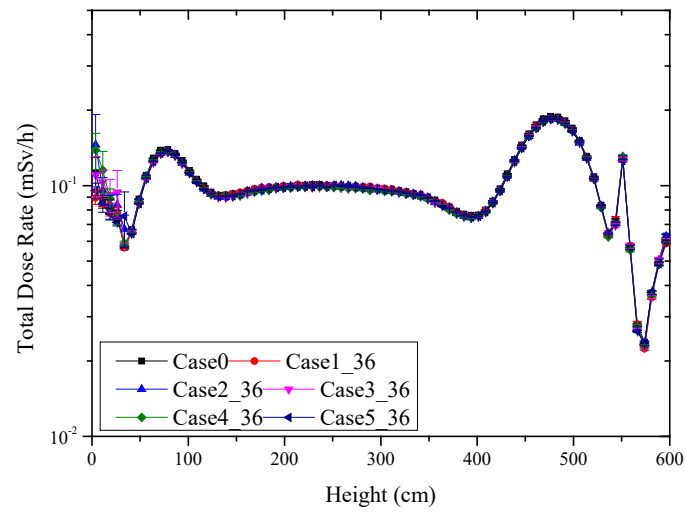


圖 5- 17、模型二(五種燃料 36 GWD/MTU 情節)護箱側邊表面總劑量率分布

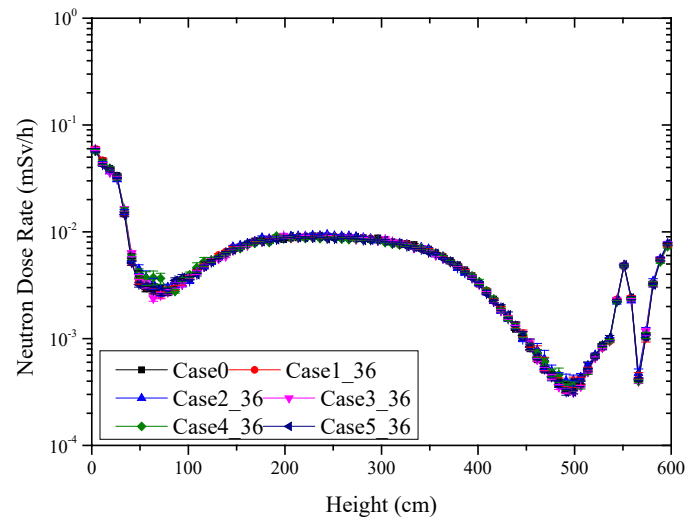


圖 5- 18、模型二(五種燃料 36 GWD/MTU 情節)護箱側邊表面中子劑量率分布

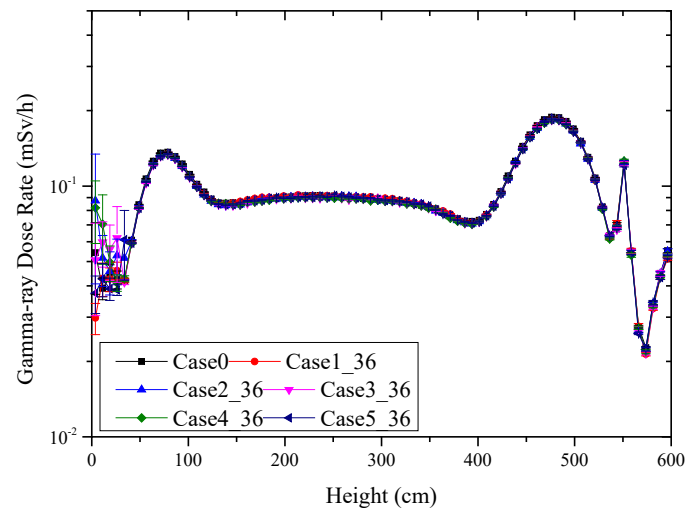


圖 5- 19、模型二(五種燃料 36 GWD/MTU 情節)護箱側邊表面加馬劑量率分布

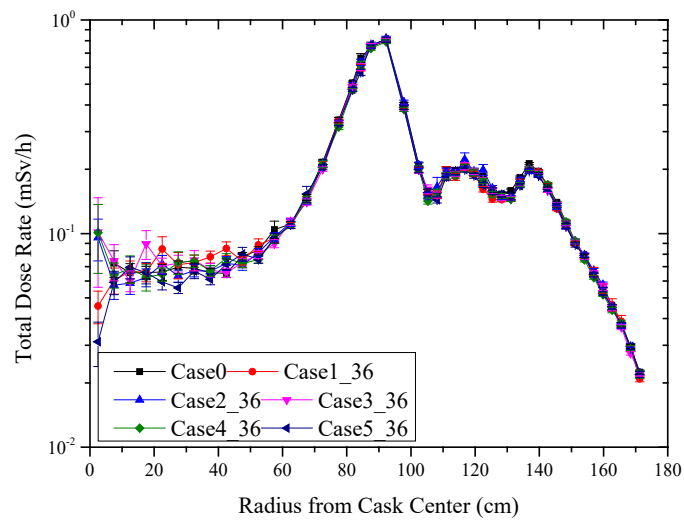


圖 5- 20、模型二(五種燃料 36 GWD/MTU 情節)護箱頂部表面總劑量率分布

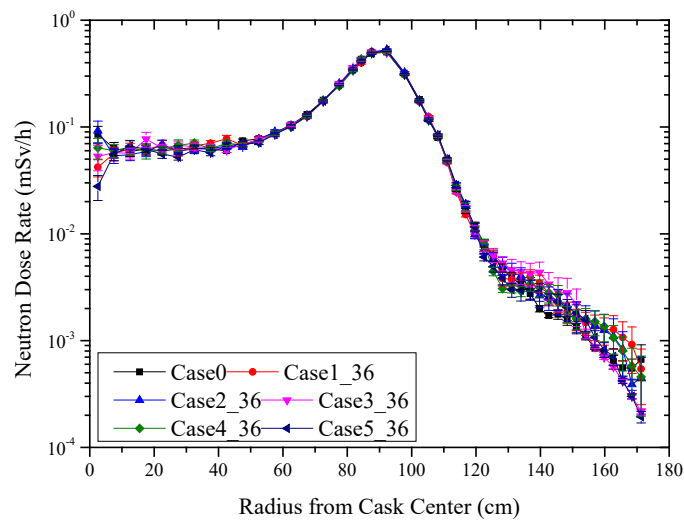


圖 5- 21、模型二(五種燃料 36 GWD/MTU 情節)護箱頂部表面中子劑量率分布

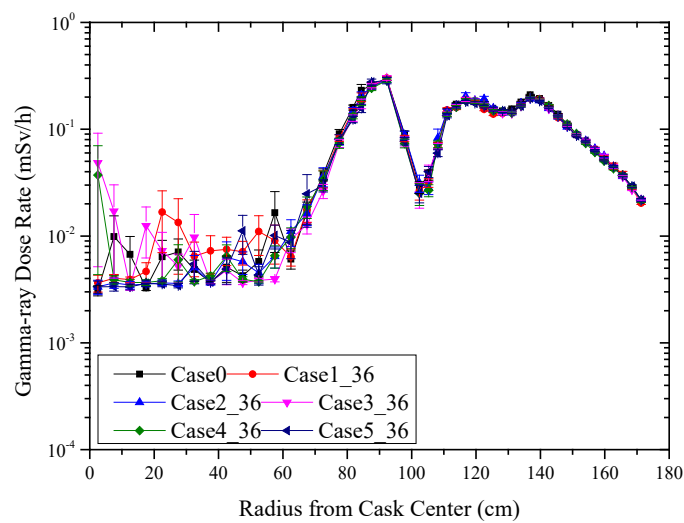


圖 5- 22、模型二(五種燃料 36 GWD/MTU 情節)護箱頂部表面加馬劑量率分布

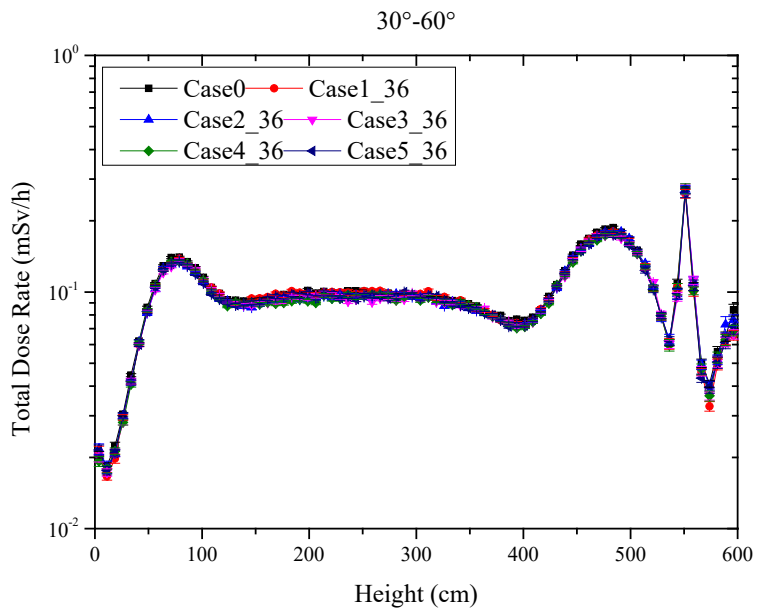


圖 5- 23、模型二(五種燃料 36 GWD/MTU 情節)側邊特定角度(30°-60°)軸向劑量率分布

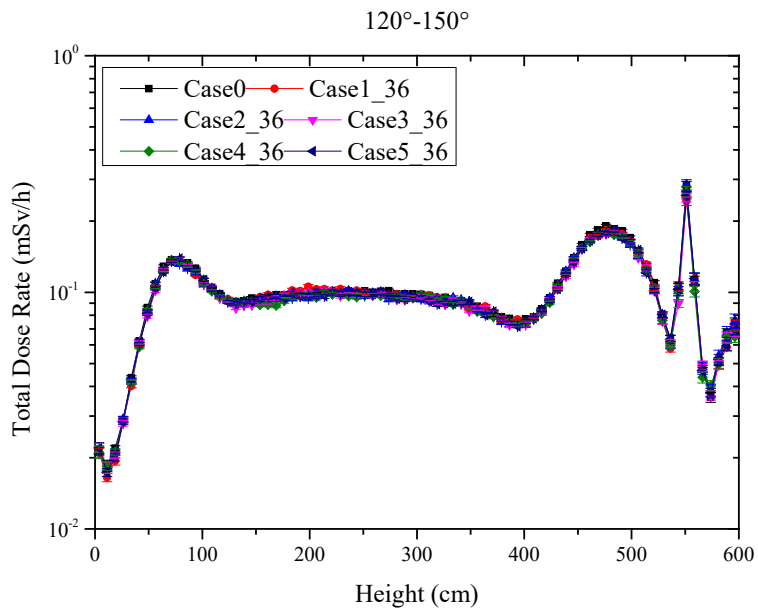


圖 5- 24、模型二(五種燃料 36 GWD/MTU 情節)側邊特定角度(120°-150°)軸向劑量率分布

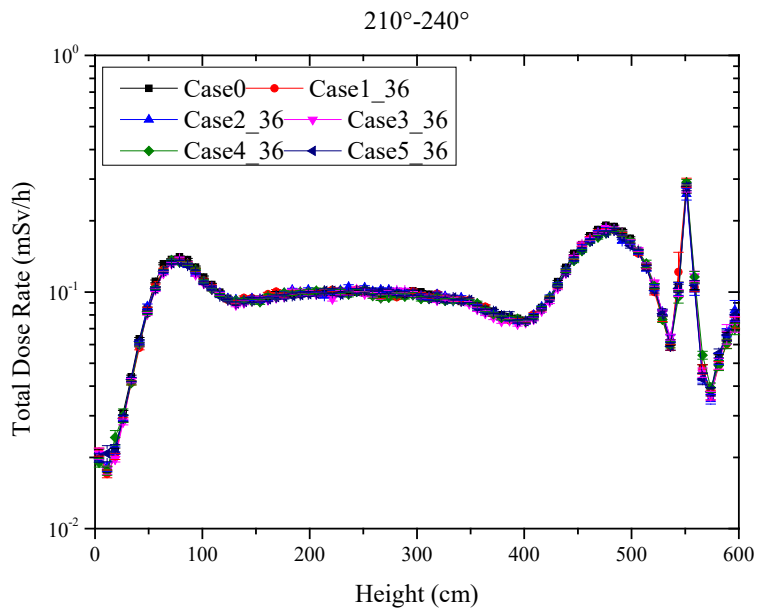


圖 5- 25、模型二(五種燃料 36 GWD/MTU 情節)側邊特定角度(210°-240°)軸向劑量率分布

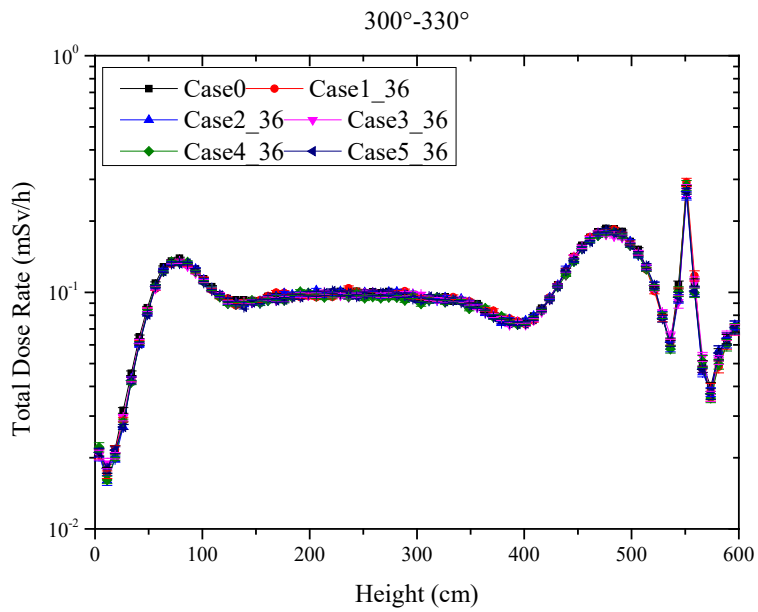


圖 5- 26、模型二(五種燃料 36 GWD/MTU 情節)側邊特定角度(300°-330°)軸向劑量率分布

5.3 考慮 DFC 放置數目之護箱屏蔽分析

本節以 MAVRIC 序列考慮以 4.3.2 節建立之乾貯護箱屏蔽分析模型(模型二)，內部仍具有 56 束燃料束幾何結構，但只裝載 52 束正常用過核子燃料束，在密封鋼筒四周放置 0-4 束假想之 DFC 燃料模型，其中參考 5.1 節與 5.2 節之分析結果在此僅討論 DFC 為 GE8x8-1 燃料型式，且為 36 GWD/MTU 燃耗情節。

在此先對後續各案例代號進行說明：

Case1_36→模型二(GE8x8-1) + 52 SNFs(核一 SAR) + 4 DFC(36 GWD/MTU)

Case1_36_4 同於 5.2 節內對應 Case1_36 之案例

Case1_36_0→模型二(GE8x8-1) + 52 SNFs(核一 SAR) + 0 DFC(36 GWD/MTU)

Case1_36_1→模型二(GE8x8-1) + 52 SNFs(核一 SAR) + 1 DFC(36 GWD/MTU)

Case1_36_2→模型二(GE8x8-1) + 52 SNFs(核一 SAR) + 2 DFC(36 GWD/MTU)

Case1_36_3→模型二(GE8x8-1) + 52 SNFs(核一 SAR) + 3 DFC(36 GWD/MTU)

以 MAVRIC 序列，對護箱屏蔽分析模型二，考量 GE8x8-1 燃料型式，36 GWD/MTU 燃耗情節進行護箱表面(側邊和頂部)劑量率分布探討。

圖 5-27 為模型二(DFC 放置數目情節)護箱側邊表面總劑量率分布，圖 5-28 為模型二(DFC 放置數目情節)護箱側邊表面中子劑量率分布，圖 5-29 為模型二(DFC 放置數目情節)護箱側邊表面加馬劑量率分布。圖 5-27 至圖 5-29 劑量率分布特性皆同於圖 5-1，在此僅針對 DFC 放置數目(0-4 束)作劑量率差異討論。圖 5-27 至圖 5-29 可發現劑量率分布大小近乎一致。

圖 5-30 為模型二(DFC 放置數目情節)護箱頂部表面總劑量率分布，圖 5-31 為模型二(DFC 放置數目情節)護箱頂部表面中子劑量率分布，圖 5-32 為模型二(DFC 放置數目情節)護箱頂部表面加馬劑量率分布。圖 5-30 至圖 5-32 劑量率

分布特性皆同於圖 5- 2，在此僅針對 DFC 放置數目(0-4 束)作劑量率差異討論。
圖 5- 30 至圖 5- 32，可發現劑量率分布大小近乎一致。

造成前述 DFC 放置數目情節分析結果，在護箱表面側邊與頂部劑量率分布近乎一致，可能原因為對應原本完整的 52 束用過核子燃料，其 4 束 DFC 外加劑量率影響很小，也可能因為某特定角度有無放置 DFC 帶來的幾何自屏蔽效益沒有 5.2.1 節放置低燃耗情節案例明顯。

圖 5- 33、圖 5- 34、圖 5- 35 及圖 5- 36 依序為模型二(DFC 放置數目情節護箱側邊特定角度 30° - 60° 、 120° - 150° 、 210° - 240° 及 300° - 330° 等四個區域軸向劑量率分布。圖 5- 33 至圖 5- 36 與圖 5- 6 相比劑量率分布特性相近，四個特定角度劑量率分布曲線近乎一致，且隨不同 DFC 數目(0-4 束)，在各特定角度區域劑量率分布結果難以區分差別。

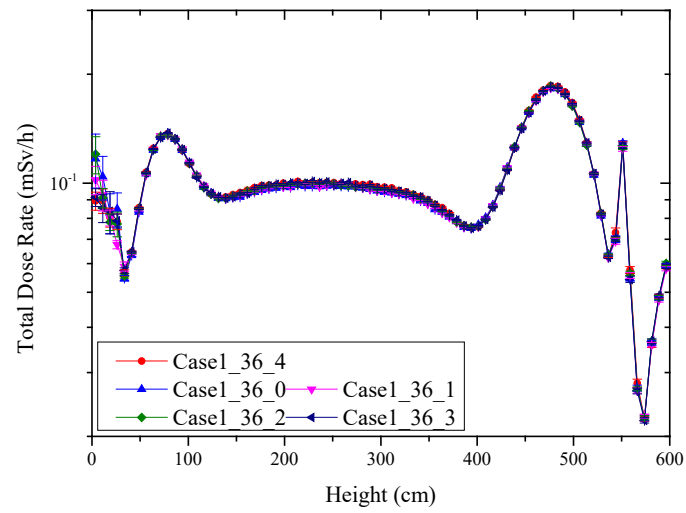


圖 5- 27、模型二(DFC 放置數目情節)護箱側邊表面總劑量率分布

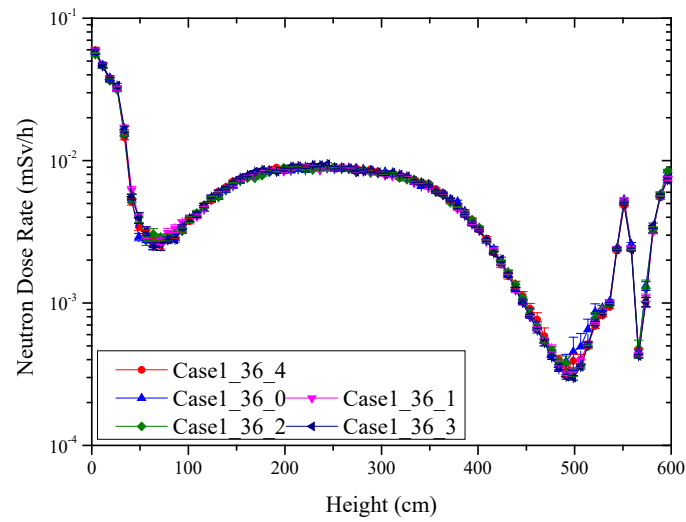


圖 5- 28、模型二(DFC 放置數目情節)護箱側邊表面中子劑量率分布

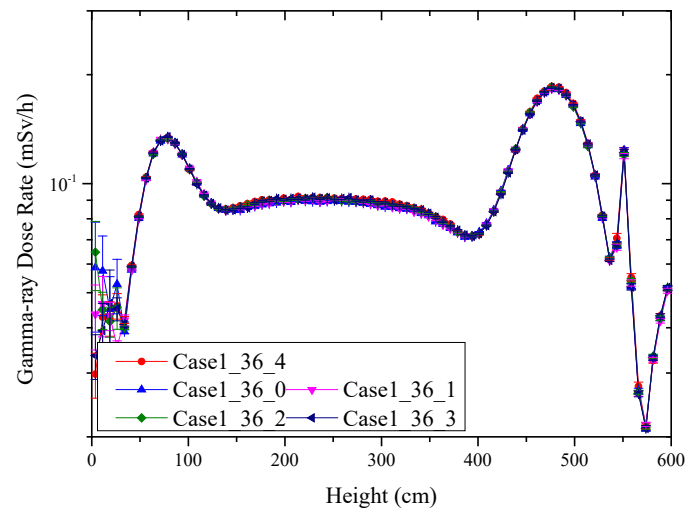


圖 5- 29、模型二(DFC 放置數目情節)護箱側邊表面加馬劑量率分布

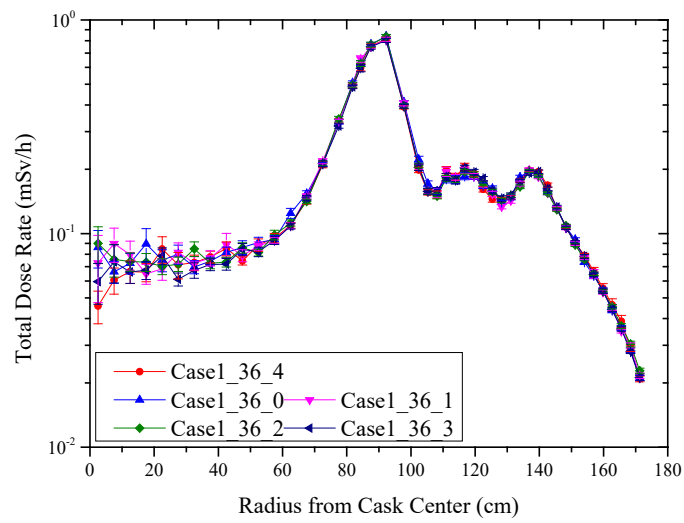


圖 5- 30、模型二(DFC 放置數目情節)護箱頂部表面總劑量率分布

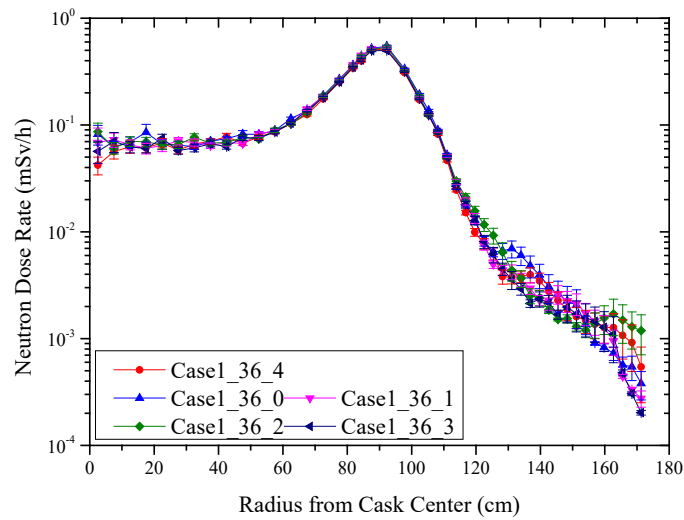


圖 5- 31、模型二(DFC 放置數目情節)護箱頂部表面中子劑量率分布

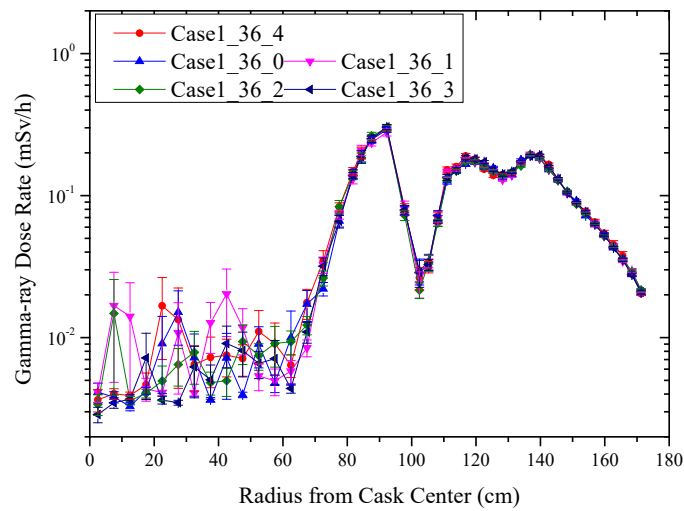


圖 5- 32、模型二(DFC 放置數目情節)護箱頂部表面加馬劑量率分布

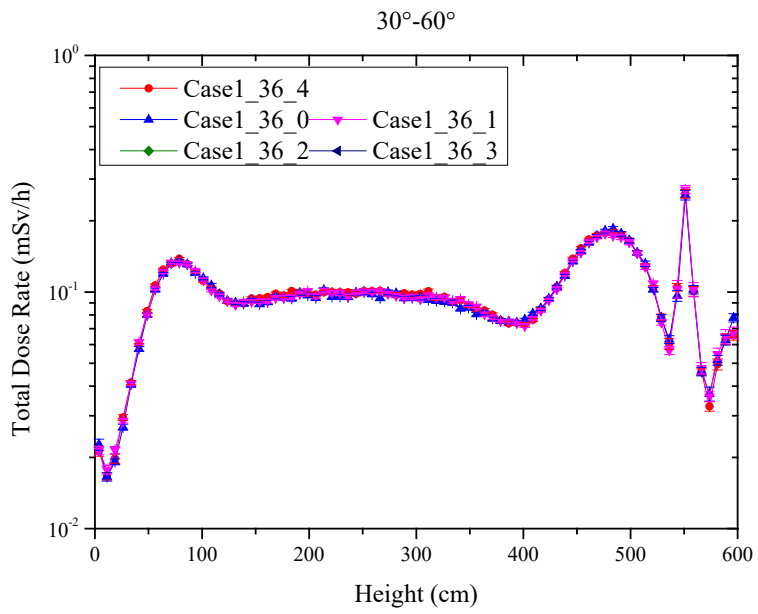


圖 5- 33、模型二(DFC 放置數目情節)側邊特定角度(30°-60°)軸向劑量率分布

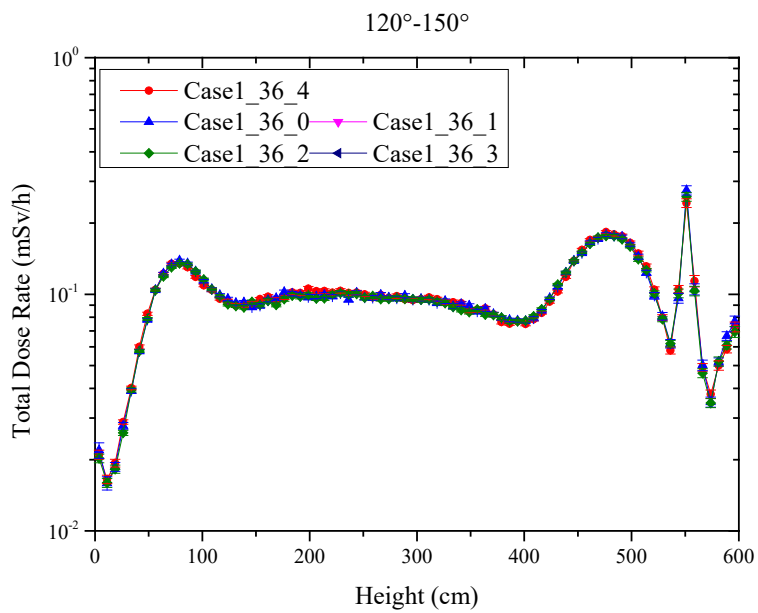


圖 5- 34、模型二(DFC 放置數目情節)側邊特定角度(120°-150°)軸向劑量率分布

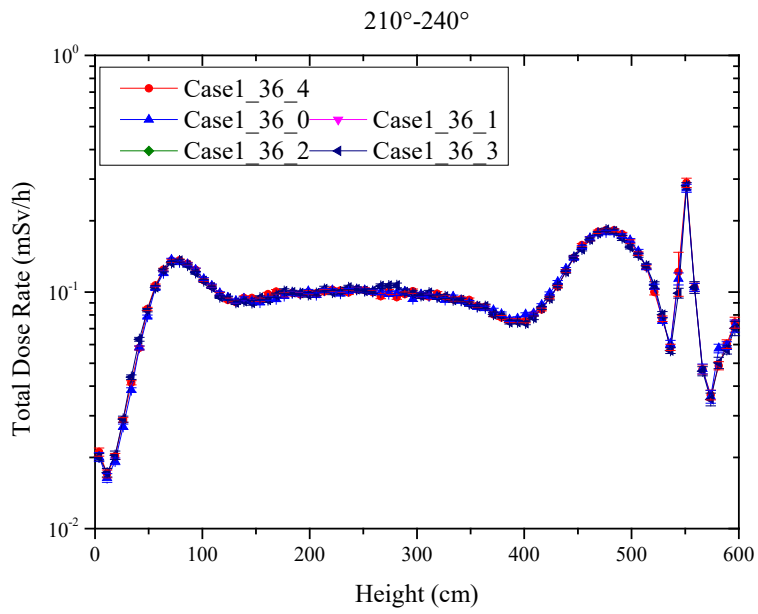


圖 5-35、模型二(DFC 放置數目情節)側邊特定角度(210°-240°)軸向劑量率分布

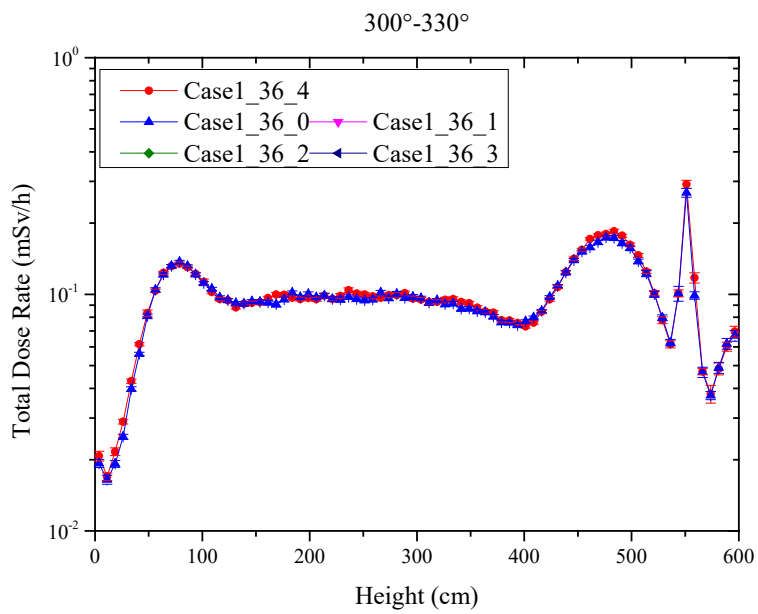


圖 5-36、模型二(DFC 放置數目情節)側邊特定角度(300°-330°)軸向劑量率分布

第六章、評估護箱裝載 DFC 時對輻射屏蔽安全分析之影響 並提出審查重點或注意事項

彙整前述各章節分析結果，對於護箱裝載 DFC 時對輻射屏蔽安全分析評估的安全審查注意事項，我們摘錄下列重點：

1. 在「國際間裝載受損燃料之護箱與 DFC 資訊研析」[1]報告內，檢索已蒐集資料目前未發現須針對 DFC 有額外的劑量管制，僅有考慮用過核子燃料因為燃料受損所導致的過低燃耗情節。但過低燃耗情節對應的是較低的輻射源項，因此本質上裝載受損燃料之護箱的屏蔽分析應較裝載設計基準燃料來得保守，若無特別需求，應無需針對性重新進行屏蔽計算。
2. 用過核子燃料射源項評估採用 SCALE/TRITON 分析模組是目前國際上最好最常見的技術之一，本研究利用此一技術完成核一廠使用過的五種燃料束(GE8x8-1、GE8x8-2、SPC8x8、GE9B 和 ATRIUM-10)之 7 種燃耗情節(1、5、10、15、21、30 及 36 GWD/MTU)的射源項評估，結果顯示在正規化到同樣 1 MTU 的情況下，五種燃料束在各燃耗情節下其燃料中子與光子射源項近乎一致，不因燃料型態不同而有明顯差異，有利於簡化安全分析所需考量的情節數目。
3. 用過核子燃料乾貯護箱表面劑量評估採用 SCALE/MAVRIC 分析模組是目前國際上最好最常見的技術之一，參考核一乾貯安全分析報告，本研究利用此一技術完成 NAC-UMS 護箱含詳細密封鋼筒內燃料安排組態的模型建立與測試，並進一步修改原模型並引入假想 DFC 與密封鋼筒模型，建立適合本案(裝載受損燃料之護箱)屏蔽分析的整合模型。
4. 以燃料束重量最重者 GE8x8-1 為例，裝載 DFC 各燃耗情節案例對比裝載 56 束設計基準燃料，裝載 DFC 護箱表面劑量率如預期略小於標準護箱屏蔽分析情況。

5. 針對 GE8x8-1 燃料型式(鈾重最重，射源強度最大，在乾貯護箱屏蔽分析中考慮最大射源強度是為保守假設)，本研究考量護箱(模型二)裝載 DFC 有 7 種低燃耗情節(1、5、10、15、21、30、36 GWD/MTU)，護箱表面劑量率分析結果呈現與燃耗射源大小對應一致之結果(燃耗低對應之劑量率低，燃耗高對應之劑量率高)。
6. 針對護箱模型二(裝載 4 束 DFC 的詳細護箱模型)，其中 DFC 內考量裝在五種燃料型式(GE8x8-1、GE8x8-2、SPC8x8、GE9B 和 ATRIUM-10：固定 36 GWD/MTU)的情節(燃耗最大，射源強度最大，在乾貯護箱屏蔽分析中考慮最大燃耗情節為最大的射源保守假設)，護箱表面劑量率分析結果呈現與燃料型式的選擇並無明顯相關，表示實務上應可任選一種燃料型式進行輻射屏蔽相關分析。
7. 針對裝載 DFC 的乾貯護箱，本研究考慮 DFC 放置數目情節(0-4 束)的差異，在護箱表面側邊與頂部劑量率分布近乎一致，可能原因為對應原本完整的 52 束用過核子燃料，其 4 束 DFC 外加劑量率影響很小，也可能因為某特定角度有無放置 DFC 帶來的幾何自屏蔽效益沒有放置低燃耗情節案例明顯。

第七章、結論

核安會為探討裝有受損燃料之受損燃料罐，須能提供裝載與運貯期間安全性之功能，惟受損燃料與受損燃料罐之幾何形狀與正常用過核子燃料不同，對貯存護箱之熱流與屏蔽特性之影響，有待進一步探討因應此管制需求，遂辦理「112年受損燃料裝罐後對乾貯護箱之熱流與屏蔽分析技術建立與特性研析」委託研究計畫案。本報告為能進一步以輻射屏蔽分析技術研析各項裝罐後，內容物幾何與輻射特性改變對於輻射安全分析技術、工具之影響，遂依據該報告所載資訊進一步進行乾貯護箱裝載受損燃料罐之輻射屏蔽影響研析，以期能回饋各項輻射屏蔽技術發現，以供我國管制機關參考。

子計畫一目的是建立適用於裝載受損燃料罐之乾貯護箱內輻射場的評估模式與計算方法，並研析其對輻射屏蔽的可能影響(以乾貯護箱表面劑量率的變化為主要考量)，並針對不同類型用過燃料進行裝有 DFC 假想護箱代表案例之輻射場分析與比較，最後彙整研究成果並提出審查重點或注意事項。

本章相關 DFC 輻射屏蔽分析蒐集資料統整於「國際間裝載受損燃料之護箱與 DFC 資訊研析」報告。其內容包含國際間受損燃料相關行動與管制資訊研析和相關 AREVA、NAC、GNS、HOLTEC 與 Westinghouse 等公司所設計之 DFC 資訊。檢索已蒐集資料目前未發現須針對 DFC 有額外的輻射劑量管制，僅考慮用過核子燃料因為燃料受損所導致的過低燃耗情節，本研究探討數種假設情節對五種燃料類型(GE8×8-1、GE8×8-2、SPC8×8、GE9B 和 ATRIUM-10)進行用過核子燃料射源項評估分析。

第四章重點在於射源項分析採用的 SCALE/TRITON 技術，參閱蒐集案例進行用過核子燃料源項分析測試，驗證確認 SCALE/TRITON 分析技術可靠；其次，針對核一廠常見的五種燃料類型進行低燃耗情節用過核子燃料射源項評估分析與比較；最後收集標的護箱的相關資訊，建構兩種護箱屏蔽分析模型以為對照：

一是裝載 56 束正常用過核子燃料的護箱組態，二是裝載 52 束正常用過核子燃料加上 4 束置於提籃角落的 DFC。

第五章重點在於屏蔽分析採用的 SCALE/MAVRIC 技術，應用 CADIS 理論結合決定論法與蒙地卡羅法的優點，來進行乾貯護箱表面劑量分布探討。先針對具詳細燃料束結構的密封鋼筒護箱，內裝載 56 束正常用過核子燃料(模型一)，提供一劑量率分布參考結果；針對護箱模型考慮裝載 52 束用過核子燃料加上 4 束置於提籃角落的 DFC(模型二)，其中 DFC 裝載情節考量有五種燃料型式選擇，且有 7 種低燃耗情節(1、5、10、15、21、30 及 36 GWD/MTU)的搭配；最後針對裝載不同數目的 DFC(0-4 束)來進行護箱表面劑量率影響效應之量化討論。

總結評估護箱裝載 DFC 時對輻射屏蔽安全分析之影響：射源項評估採用 SCALE/TRITON 分析技術，完成核一廠使用過的五種燃料束(GE8x8-1、GE8x8-2、SPC8x8、GE9B 和 ATRIUM-10)之 7 種燃耗情節(1、5、10、15、21、30 及 36 GWD/MTU)的射源項評估，結果顯示在正規化到同樣 1 MTU 的用過核子燃料下，五種燃料束在各燃耗情節下其燃料中子與光子射源項近乎一致，不因燃料型態不同而有明顯差異，此一特性有利於簡化安全分析所需考量的情節。乾貯護箱表面劑量評估採用 SCALE/MAVRIC 分析技術，參考核一乾貯安全分析報告，本研究完成 NAC-UMS 護箱含詳細密封鋼筒內燃料安排組態的模型建立與測試，本研究進一步修改原模型並引入假想 DFC 與密封鋼筒模型整合。以燃料束重量最重者 GE8x8-1 為例，裝載 DFC 各燃耗情節案例對比裝載 56 束設計基準燃料，裝載 DFC 護箱表面劑量率如預期會略小於護箱設計基準的情況。

參考文獻

- 1 許榮鈞、曾永信等人， “112 年受損燃料裝罐後對乾貯護箱之熱流與屏蔽分析技術建立與特性研析-國際間裝載受損燃料之護箱與 DFC 資訊研析，112 年 12 月。
- 2 GE, “GE12 Compliance with Amendment 22 of NEDE-24011-P-A(GESTAR II),” 1994.
- 3 W. A. Wieselquist, R. A. Lefebvre, and M. A. Jessee, Eds., SCALE Code System, ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.4, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN (2020).
- 4 S. Skutnik and B. Hiscox, “ORIGEN Reactor Libraries Generation with TRITON Tutorial” , SCALE Users’ Group Workshop 2022, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN (2022).
- 5 W. A. Wieselquist, R. A. Lefebvre, and M. A. Jessee, Eds., SCALE Code System, ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.4, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN (2020).
- 6 J. C. Wanger and A. Haghghat, “Automated Variance Reduction of Monte Carlo Shielding Calculations Using the Discrete Ordinates Adjoint Function,” Nuclear Science and Engineering, vol. 128, pp. 186-208 (1998).
- 7 A. Haghghat and J. C. Wagner, "Monte Carlo variance reduction with deterministic importance functions," Progress in Nuclear Energy, vol. 42, no. 1, pp. 25-53 (2003).
- 8 台灣電力股份有限公司， “核一廠用過燃料乾式貯存設施安全分析報告，” 97 年 1 月。
- 9 許榮鈞， “核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱系統輻射屏蔽分析技術研究，”

100 年 11 月。

10 許榮鈞，“核一廠乾式貯存熱測試護箱系統表面劑量率的分析研究，” 103 年 11 月。

11 International Commission on Radiological Protection, “Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection Against External Radiation”, ICRP Publication 74, Ann. ICRP 26 (3/4), 1996.

附表一、工作項目與達成結果比對表

工作項目	達成方式	報告對應章節
招標規範		
護箱裝載 DFC 相關資料蒐集與研析	依開工會議討論結論，將 DFC 設計資訊與國際案例研析所得整併為乙本報告，並於報告末將子計畫一、二發現摘錄使其成為具參考價值之報告	資料蒐集報告 1-3 章 本報告第三章
裝有 DFC 假想乾貯護箱之輻射屏蔽分析模式建立	依原規範於報告中撰寫，於本報告期末報告第4章建立分析模型，工作內容包括採用 SCALE/TRITON 進行核子燃料射源項評估，並採用 SCALE/MAVRIC 分析技術，應用CADIS理論結合決定論法與蒙地卡羅法的優點，來進行後續裝有DFC護箱輻射三維的輻射遷移計算	報告第4章
裝有 DFC 乾貯護箱代表案例之輻射場分析與比較	於5.1節進行標的護箱基準案例計算，並藉由5.2節針對不同低燃耗程度以及不同燃料類型之案例計算進行案例比較	報告第五章
評估護箱載 DFC 時對輻射屏蔽安全分析之影響	報告第5.3節章中針對DFC裝載數目進詳細輻射場影響評估，並將成果摘錄至資料研析報告第4.2節	本報告第5.3章、資料蒐集報告第4.2節
研提審查重點或注意事項	彙整相關發現，並研提審查重點於第六章，內部提及燃耗、燃料類別分析工具與整體比較之發現與建議	本報告第六章
計畫書與議約內容		
子項一期中報告審查意見3，	期中意見答覆提及於模式	此項意見已完

要求說明不同數量DFC的相關研究情形	完成後才會進行裝有不同數量DFC之護箱周圍輻射場分布探討	成，請參閱期末報告5.3節
--------------------	------------------------------	---------------

核能安全委員會

委託研究計畫研究報告

112 年受損燃料裝罐後對乾貯護箱之熱流與屏蔽

分析技術建立與特性研析

子項二：乾貯系統裝載受損燃料罐之熱流特性與

案例研析

期末報告

委託單位：核能安全委員會

執行單位：國立清華大學

計畫主持人：許榮鈞

子項主持人：曾永信

計畫編號：112FCMA001

報告日期：中華民國 112 年 12 月 10 日

112 年受損燃料裝罐後對乾貯護箱之熱流與屏蔽
分析技術建立與特性研析
子項二：乾貯系統裝載受損燃料罐之熱流特性與
案例研析
期末報告

受委託單位：國立清華大學

研究主持人：許榮鈞

子項主持人：曾永信

研究期程：中華民國 112 年 02 月至 112 年 12 月

研究經費：新臺幣 2,345,000 元

核能安全委員會 委託研究

中華民國 112 年 12 月

（本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見）

摘要

利用計算流體力學(Computational Fluid Dynamics, CFD)技術進行乾貯護箱裝載受損用過核子燃料時的熱流分析時，可能為了因應裝載情境而對分析方法、工具與處理技巧進行調整，以致造成分析結果的保守性疑慮。為妥善處理前述議題，本研究經國際資訊蒐集與評估後，選定以 NAC-UMS 護箱作為建置模型之標的，並建立一套具有廣泛應用性的評估技術，可以有效率的針對各種燃料軸向功率因子、等效熱導率進行設置，進而模擬各種護箱裝載情境；例如受損燃料與完整燃料混合裝載，或是採用不同受損燃料罐(DFC, Damaged Fuel Can)貯存受損燃料等。本研究透過所建立的模型進行代表性案例計算後發現，單一護箱以不同類型的 DFC 裝載受損燃料時，其熱流特性不致因為 DFC 的類型、數量與位置而造成負面影響。雖然受損燃料發生假設性的碎裂事故，護箱仍保有合適的溫度餘裕不致發生安全疑慮，但部分作業程序之時限可能因此受到影響而必需於審查期間加以關注。為此，本研究進一步將技術研析結果彙整為管制要點供主管機關參考。

關鍵字：受損燃料、NAC-UMS、計算流體力學、熱流分析。

ABSTRACT

In order to evaluate the applicability and conservatism of thermal hydraulic analysis methodology as a dry storage cask loaded with damaged fuel (or damaged fuel can), this study developed a CFD model based on the collected information about design specifications, safety analysis techniques, and tools. A commercialized cask system NAC-UMS was selected as the standard target cask. The corresponding codified axial power distribution, equivalent homogenization of spent nuclear fuel treatment technology are also developed to support this study under several loading situation, e.g., damaged fuels mixed loaded with intact fuels or different canning techniques of damaged fuels. The developed model has been further utilized to analyze the representative cases with different kind of DFCs. The results shown that the licensed DSS will still maintain a suitable temperature margin even if the damaged fuels fragmentation under a hypothetical accident. Furthermore, the result also points out that the operation time of fuel loading will be influenced and need be further reviewed before license approved. The various technology findings have been further summarized into supervision suggestions for regulation body.

Keywords: damaged fuel, CFD, Thermal analysis, NAC-UMS

目錄

摘要.....	i
ABSTRACT.....	ii
目錄.....	iii
圖目錄.....	v
表目錄.....	vii
第一章、前言與目的.....	1
1.1 研究背景說明.....	1
1.2 計畫研究標的.....	2
1.2.1 分析標的之用過核子燃料特性.....	2
1.2.2 標的護箱之選用.....	4
第二章、研究方法.....	5
2.1 統御方程式.....	5
2.2 數值模式.....	7
2.2.1 DO 熱輻射模式.....	7
2.2.2 紊流模式.....	8
2.2.3 自然對流模式.....	9
第三章、護箱裝載 DFC 時與熱流相關資料蒐集與研析.....	11
3.1 國際間 DFC 熱流相關設計資訊研析.....	11
3.2 DFC 與護箱熱流分析之前置參數處理.....	14
第四章、裝有 DFC 假想乾貯護箱之熱流場分析模式相關技術建立.....	16
4.1 熱流分析幾何模式建立.....	16
4.1.1 標的護箱幾何模式發展.....	16
4.1.2 燃料束與 DFC 均質化模式建立發展.....	19
4.2 燃料熱源配置.....	25
4.2.1 標的護箱之熱源配置.....	25
4.2.2 軸向源項配置.....	26
4.3 材料性質.....	29
4.3.1 固體材料.....	29
4.3.2 流體材料.....	31
4.3.3 燃料匣均質化性質.....	32
第五章、DFC 對於燃料束與護箱之熱流特性影響案例研析.....	33
5.1 燃料與 DFC 均質化作業之研析.....	33
5.1.1 燃料束均質化是否考慮水棒之影響研析.....	33
5.1.2 裝載 NGC 類型 DFC 對燃料方管熱導率影響之研析.....	40
5.1.3 燃料組件與 DFC 之熱流差異研析.....	42

5.1.4 裝載 DFC 與否對熱流分析具有涵蓋性之評估.....	45
5.2 裝載 DFC 與否對標的護箱之熱流特性影響研析.....	46
5.2.1 裝載不同數量 DFC 對熱流行為之影響.....	48
5.2.2 NAC UMS 發生假設性燃料碎裂時之熱流影響	50
5.2.3 NAC UMS 裝載不同 DFC 類型對熱流特性之影響.....	53
5.3 其它可能裝載 DFC 所致之熱流特性影響研析.....	55
5.3.1 充水階段燃料丸重排之熱流影響.....	55
5.3.2 真空階段燃料丸重排之熱流影響.....	59
5.3.3 充氦階段燃料丸重排之熱流影響.....	62
5.4 不同 DFC 設計對熱流安全之特性研析.....	64
第六章、熱傳審查重點與注意事項回饋.....	67
第七章、結論與建議.....	68
參考文獻.....	69
附表一、工作項目與達成結果比對表.....	71

圖目錄

圖 1、研究中選為 標的護箱 之 NAC UMS 護箱設計	4
圖 2、Holtec 公司所設計之 NGC 類型 DFC.....	12
圖 3、NAC 公司之 NGC 類型 DFC.....	12
圖 4、NGC 與 GSC 類型之 DFC，其主要結構示意圖(紫色).....	13
圖 5、德國 GNS®公司之 Quiver-IQ®受損燃料之包封容器	13
圖 6、Westinghouse 公司的 Quiver 系統外觀	13
圖 7、本研究 標的護箱 NAC UMS 之熱流分析模型	17
圖 8、分析模型之網格分布	18
圖 9、 ATRIUM-10 燃料束幾何示意圖	19
圖 10、 ATRIUM-10 燃料二維截面模型示意圖	20
圖 11、忽略燃料束水棒之 ATRIUM-10 二維截面模型示意圖	21
圖 12、GE 8X8-1 燃料二維截面模型示意圖	21
圖 13、忽略燃料束水棒之 GE 8X8-1 二維截面模型示意圖	22
圖 14、NGC 類型 DFC 與一般燃料於非熱源區之差異示意圖	23
圖 15、假想 GSC 類型 DFC 二維均質化模型示意圖	24
圖 16、1/4 對稱模型中代碼化熱源設置技術示意圖	25
圖 17、本研究選定之 ATRIUM-10 燃料軸向功率因子分布圖[7]	26
圖 18、本研究選定之 GE 8X8 系列燃料之軸向功率因子分布圖[9].....	28
圖 19、 ATRIUM-10 燃料考慮水棒時於充氦條件下之溫度分布	36
圖 20、 ATRIUM-10 燃料不考慮水棒時之溫度分布	36
圖 21、 ATRIUM-10 於充水階段時溫度分布	37
圖 22、 ATRIUM-10 於真空階段時溫度分布	37
圖 23、 ATRIUM-10 考慮水棒與否之等效熱導率	37

圖 24、GE 8X8-1 燃料考慮水棒時於充氦條件下之溫度分布	38
圖 25、GE 8X8-1 燃料不考慮水棒時之實際模型與均質化模式溫度分布	38
圖 26、採用實際模式與均質參數進行燃料等效熱導率之比較.....	39
圖 27、NAC UMS 燃料方管與燃料匣之多層結構尺寸	40
圖 28、假想 DFC 之二維模式計算所獲溫度分布	43
圖 29、假想 DFC 經均質化後所獲溫度分布	43
圖 30、假想 DFC 以均質化處理後，與原模式之最大溫度誤差比.....	44
圖 31、NAC-UMS 於提籃角落裝載四束 DFC 之熱流分析結果(a)標準裝載；(b) 四束 DFC。	46
圖 32、NAC-UMS 提籃分區示意圖	47
圖 33、NAC-UMS 所有格架裝載 DFC 之溫度分布	49
圖 34、NAC-UMS 不同區燃料發生假想性燃料碎裂時之溫度分佈	52
圖 35、NAC-UMS 於 A 區裝載假想 QUIVER 組件之熱流分析結果	54
圖 36、NAC-UMS 於 A 區發生燃料丸重排時，充水階段之升溫趨勢	57
圖 37、INER-HPS 正常案例下之裝載作業階段溫升趨勢.....	57
圖 38、NAC-UMS 於 A 區發生燃料丸重排時，充水階段結束之溫度(K)分布 ..	58
圖 39、NAC-UMS 於 A 區發生燃料丸重排時，真空乾燥階段之升溫趨勢	60
圖 40、NAC-UMS 於 A 區發生燃料丸重排時，真空階段結束之溫度(K)分布 ..	61
圖 41、NAC-UMS 於 A 區發生燃料丸重排時，整體裝載作業之溫升趨勢	63
圖 42、NAC-UMS 於 A 區發生燃料丸重排時，整體裝載作業終了之溫度(K)分布	63

表目錄

表 1、國內曾有使用記錄之沸水式反應器燃料類別.....	3
表 2、國內曾有使用記錄之沸水式反應器燃料之主要熱流參數列表.....	15
表 3、不銹鋼(304 及 304L)熱傳特性[9].....	29
表 4、碳鋼(A-36、A-533 及 SA-588)熱傳特性[9]	29
表 5、鋁合金熱傳特性[9].....	30
表 6、燃料丸(UO ₂)熱傳特性[9]	30
表 7、鋁合金(6061-T651)熱傳特性[9]	30
表 8、氦氣熱傳性質[9].....	31
表 9、空氣熱傳性質[9].....	31
表 10、裝載 DFC 與否對燃料提籃等效熱導率之影響.....	41
表 11、NAC-UMS 於不同提籃位置裝載 DFC 時之溫度表現	49
表 12、NAC-UMS 於不同提籃位置發生燃料碎裂時之溫度表現	52
表 13、利用 GSC 類型 DFC 裝載受損燃料之溫度表現.....	54
表 14、不同 DFC 裝載受損燃料之熱流相關安全特性與對應分析需求比較.....	66

第一章、前言與目的

1.1 研究背景說明

我國放射性物料安全主管機關「行政院原子能委員會放射性物料管理局」(現為核能安全委員會核物料管制組，以下簡稱核安會)，持續針對國內未來物料管制需求，提前進行乾貯設施之輻射屏蔽與熱流分析等技術研析，以瞭解國際乾式貯存發展現況，並建立對應之執照申請與安全管制技術。惟至今相關之研究項目，主要係著眼於完整用過核子燃料之乾貯技術，尚未深入探討受損燃料相關議題；然而回顧台灣四座沸水式核能機組，即使於 40 年的運轉期間皆保有優良運轉紀錄，且燃料於運轉期間、甚至退出爐心後之整體前端營運作業中，皆受到妥善的管理，但少數燃料束仍可能因為加工缺陷或非預期狀況而發生受損。以 BWR 機組為例，在總數近 1 萬 8 千束左右的用過核子燃料中，僅有少於 0.3% 的燃料經檢測後被歸類為受損燃料。其總數雖佔整體燃料棒數量的極少部分，但為能落實除役計畫書中所提目標，台電公司仍應將受損燃料納入乾貯設施範疇，妥適研析其貯存規劃後，提交相關安全分析文件予主管機關審查，方符合最初除役計畫書所提之內容。

參考本研究彙整之「國際間裝載受損燃料之護箱與 DFC 案例研析」報告[1]，國際間已有將受損用過核子燃料裝入受損燃料罐(Damaged Fuel Can, DFC)後再進行乾貯之案例。本報告為能進一步以熱流分析技術，研析裝罐後幾何與熱流特性改變對於熱流安全分析技術、工具與管制要點之影響，依據該報告所載資訊，分析乾貯護箱裝載受損燃料罐後之熱流性質，並彙整各項熱流技術之發現，以供我國管制機關參考。

1.2 計畫研究標的

本子項計畫「乾貯系統裝載受損燃料罐之熱流特性與案例研析」之計畫目標，主要係依據國際研究所蒐集之相關資訊[1]，利用計算流體力學分析乾貯護箱裝載受損燃料與 DFC 後，護箱內部因為幾何形狀差異所造成之熱流特性變化。除了改變乾貯護箱內部幾何形狀，受損燃料之裝載作業亦須配合調整，導致熱流分析結果受到影響，因此，本計畫將考量前述差異性，一併探討受損燃料與完整用過核子燃料裝載之熱流分析技術，並彙整相關結論。而為能達成此一目標，本研究須逐步進行以下各項工作：

1. 蒐集國際間有關護箱裝載 DFC 之熱流安全評估案例，另針對所蒐集之資料進行研析，並探討不同 DFC 設計之安全特性。
2. 建立假想乾貯護箱裝載 DFC 之熱流場模擬分析模式，以及相關分析技術。
3. 針對乾貯護箱裝載不同類型、位置或數量之 DFC 建立分析案例，並進行裝載後熱流行為的模擬分析。
4. 評估護箱裝載 DFC 對熱流安全分析技術之影響，並提出審查重點或注意事項。

上述四項工作除第 1 項已整理於專一報告「國際間裝載受損燃料之護箱與 DFC 案例研析」[1]，並擇要引用於本報告各章，其它各項工作項目將藉由本團隊所具有之熱流技術進行研析，並於獲得技術要點與研究發現後，回饋至前述報告，以期各報告除具有專業技術性之外，亦具有一定之獨立可讀性。

1.2.1 分析標的之用過核子燃料特性

我國沸水式反應器所使用的核子燃料類型及相關數據已詳列於表 1，為能令本研究之成果適用於國內各型用過核子燃料，故於研究計畫執行期間，已將所有

用過核子燃料類型納入考量範疇。其中核一廠除了慣常使用之 5 種燃料之外，尚有 GE 公司開發之 GE12 燃料，雖然 GE12 與龍門電廠初始爐心(initial core)設計所需之 GE14 近似，但仍有部份差異，應單獨歸為一類並依照其設計資訊為之。經資料檢索 NEDE-32417P 報告 1.1 節後可知，該種燃料之燃料棒亦以 10x10 列置並具有 2 根水棒，每根水棒佔據 4 根燃料棒範圍，故單束 GE12 中計有 92 根燃料棒、2 根水棒[8]，且國內僅有核一廠 1 號機於第 16 周期曾使用 4 束之紀錄。

綜合以上說明，本研究計畫目標為檢視護箱在裝載受損燃料的狀態下，各項技術的適用性，並假設表一的 6 種燃料在受損後以 DFC 進行裝罐，基於各項熱流學理之假設與考量，探討是否應予以檢視或審查。後續本研究針對各種用過核子燃料進行評估時，將先對各種燃料之幾何特徵與熱流性質涵蓋性進行探討，最終以熱流特性為基準設定一假想 DFC進行案例模擬。此作法除了可以演示國際廠家在安全分析規劃時，採用單一設計燃料以減少分析案例之流程外，亦可避免本報告出現對特定 DFC 過度探討而造成潛在不必要的暗喻或企圖指定特定設備之誤解。

表 1、國內曾有使用記錄之沸水式反應器燃料類別

燃料類型	燃料幾何資訊		燃料棒數	燃料護套厚度(cm)
	外直徑 (cm)	內直徑 (cm)		
GE 8×8-1	1.252	1.08	63	0.086
GE 8×8-2	1.227	1.064	62	0.0815
GE 9B	1.227	1.052	60	0.0815
SPC 8×8	1.229	1.064	62	0.0885
GE12*	1.02616	0.89408	92	0.06604
ATRIUM-10	1.005	0.884	91	0.0605

*GE12 僅於 CS#IC16 曾有四根使用記錄

1.2.2 標的護箱之選用

依據本計畫彙整之國際案例[1]，發現美國 NAC 公司曾針對過往未被 NRC 許可裝載受損燃料之 UMS 系統，進行安全分析報告更新，令其可以裝載高燃耗與受損燃料，其申請過程與審查經歷與本年度研究將有高度契合性，故選擇以 NAC-UMS(如圖 1 所示)作為研究標的。



圖 1、研究中選為標的護箱之 NAC UMS 護箱設計

第二章、研究方法

我國用過核子燃料乾式貯存設施安全審查與管制之機關為行政院原子能委員會放射性物料管理局(現為核能安全委員會核物料管制組)，其自頒定「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」[2](以下簡稱：審查導則)後，國內無論是進行相關安全分析、應用技術發展或是安全審驗之團隊，即有應依循審查導則以進行各項安全評估之共識。為此，本研究團隊選用已有充足應用經驗之最新版計算流體力學(Computational Fluid Dynamics, CFD)分析工具，FLUENT 2023 R1[3, 4]，以進行本計畫熱流分析模式發展。FLUENT 2023R1 除符合導則對於分析軟體之要求，並具有向下相容性以支援舊版本所建立之模型，亦有合適之數值模式以進行本案分析工作。

2.1 統御方程式

本案擬研析之標的護箱 NAC-UMS，係以不銹鋼製密封鋼筒作為包封容器，該護箱依據美國 NRC 最新核准之用過核子燃料裝載許可，除完整燃料外亦可依廠家需求，規劃裝載受損燃料之位置。該密封鋼筒於裝載作業(含排水、封焊、抽真空及充氬等工作)完成後，即置入混凝土製護箱中以提供必要之屏蔽能力。整體系統係採被動式散熱(Passive Cooling)機制移除內裝用過核子燃料所產生的衰變熱，並藉由密封鋼筒外殼的熱傳導機制，傳導至外側空氣流道進行散熱，最終透過混凝土護箱出氣口排出熱空氣而達到熱移除目的。

整體而言，無論裝載受損燃料與否，標的護箱之熱傳機制仍可採用相同之統御方程式加以描述，而此點亦說明裝載受損燃料與否並不會對熱流分析方法論造成顯著影響：

質量守恆方程式

$$\nabla \cdot (\rho \vec{v}) = 0 \quad (1)$$

其中，

ρ 為流體密度；

而 $\vec{v}$ 為速度向量。

動量守恆 (Navier-Stokes) 方程式

$$\nabla \cdot (\rho \vec{v} \vec{v}) = -\nabla p + \nabla \cdot (\bar{\tau}) + \rho \vec{g} + \vec{F} \quad (2)$$

其中， p 為靜壓力， $\rho \vec{g}$ 為重力項；

$\vec{F}$ 為額外力源，於本研究中主要係為自然對流所生之浮力項； $\bar{\tau}$ 為應力張量，

其形式可以寫為：

$$\bar{\tau} = \mu \left[(\nabla \vec{v} + \nabla \vec{v}^T) - \frac{2}{3} \nabla \cdot \vec{v} I \right], \quad (3)$$

其中，

μ 為流體黏滯係數；

I 則為單位張量。

能量守恆方程式

$$\nabla \cdot [\vec{v}(\rho E + p)] = \nabla \cdot (k_{eff} \nabla T) + S_h \quad (4)$$

其中，

E 為單位質量之總能量；

p 為靜壓力；

T 為溫度(K)；

$\vec{v}$ 為速度向量；

S_h 為熱源項；

k_{eff} 則為等效熱導率：

$$k_{eff} = k + k_t \quad (5)$$

其中，

k 為物質本身之分子熱導率；

k_t 則為流場紊流所致之熱導率。

2.2 數值模式

在採用計算流體力學程式進行分析時，除了需就各項擬分析之熱流機制進行檢視，並以合適之統御方程式加以描述外，亦需就分析案例所具有的熱流特性，導入合適之數值模式(Numerical Model)來加以模擬。雖然此一部分係屬於專業技術之描述，且與過往研析工作程序多有相似，但為求本研究報告之可讀性與完整性，本節中仍針對研究所需考量的各項數值模式，例如輻射熱傳與紊流模式等逐一描述。

2.2.1 DO 熱輻射模式

前述所提及的對流耦合輻射熱傳機制，已由 2.1 節所列之納維-斯托克斯(Navier-Stokes)方程式(2)加以表現，而在輻射熱傳部分，本研究選擇具有充份應用實例之 DO 模式(Discrete Ordinates Model)進行熱輻射計算，以確保研究技術的一致性與精確性。DO 模式係先求解輻射傳輸方程式(Radiation Transport Equation, RTE)，以計算模型中經離散的各個網格中，其物質受輻射熱傳機制所造成的熱輻射效應，惟因乾貯設施貯存期間氣體係為透明體，故輻射熱傳於氣體間的散射效應將不予考慮。綜上所述，本研究之計算模式主要係針對輻射熱通量在透明(如流體)與非透明物體(如固體)間的傳播過程；而預期透過此模式之引入，將可精確掌握乾貯裝載期間在真空與充氬階段下的輻射熱傳。本模式之方程式可以寫為：

$$\nabla \cdot (I_{\lambda}(\vec{r}, \vec{s})\vec{s}) = 0。 \quad (6)$$

其中， $I(\vec{r}, \vec{s})$ 為 $\vec{r}$ 點沿著 $\vec{s}$ 方向之總輻射強度，計算公式如下：

$$I(\vec{r}, \vec{s}) = \sum_k I_{\lambda_k}(\vec{r}, \vec{s})\Delta\lambda_k； \quad (7)$$

λ 則為波長。

此輻射熱傳將透過上述不透明邊界條件的輻射熱傳，與前述能量方程式達成耦合：

$$q'' = \int_{\vec{s} \cdot \vec{n} > 0} I \vec{s} \cdot \vec{n} d\Omega. \quad (8)$$

$I(\gamma, \Omega)$ 為輻射位於 $\vec{r}$ 位置且沿 Ω 方向之強度；

$S(\gamma, \Omega)$ 則為輻射源項；

$I_b(\gamma)$ 則為 $\vec{r}$ 位置之黑體輻射強度。

2.2.2 紊流模式

本研究主要係探討用過核子燃料乾式貯存設施於裝載受損燃料之情況下，各項熱流分析技術是否仍可適用。針對紊流模式部份，即使在美國 NRC 最新導則 NUREG-2152[5]與 2215[6]等報告中，亦未對紊流模式進行規範。然而經由資料蒐集與研析結果，各種 DFC 之設計使其具有比一般燃料更為緻密的結構，甚至不允許內部對流產生，故 DFC 紊流模式之選用應較其它一般燃料及護箱內部空間，要求更準確的熱流特性模擬能力。是故，本研究依據 NUREG-2152 報告中對於 k- ϵ 、k- ω 適用性之說明，同時考慮 k- ϵ 因 Wall Function 而限制網格高度之不便性，選用具有廣泛使用經驗且具網格調適便利性的 SST (Shear-Stress Transport) k- ω 模式，作為本研究之紊流數值模式；其方程式可以表示為：

$$\frac{\partial}{\partial x_i}(\rho k u_i) = \frac{\partial}{\partial x_j} \left(\Gamma_k \frac{\partial k}{\partial x_j} \right) + \tilde{G}_k - Y_k + S_k \quad (9)$$

$$\frac{\partial}{\partial x_i}(\rho \omega u_i) = \frac{\partial}{\partial x_j} \left(\Gamma_\omega \frac{\partial \omega}{\partial x_j} \right) + \tilde{G}_\omega - Y_\omega + S_\omega \quad (10)$$

其中，

k 為紊流動能；

ω 則為消散率；

$\tilde{G}_k$ 為紊流動能梯度；

$\tilde{G}_\omega$ 為消散率梯度；

而 Y_k 與 Y_ω 分別用以表示紊流於 k 與 ω 式中所造成的消散量；

相同的， S_k 與 S_ω 則分別代表 k 方程式與 ω 方程式之源項；

Γ_k 與 Γ_ω 則為等效擴散項，且可進一步定義為：

$$\Gamma_k = \mu + \frac{\mu_t}{\sigma_k}; \quad (11)$$

$$\Gamma_\omega = \mu + \frac{\mu_t}{\sigma_\omega}; \quad (12)$$

上二式中， μ 為流體黏滯係數， σ_k 與 σ_ω 為紊流普蘭特常數(turbulent Prandtl number)， μ_t 則為：

$$\mu_t = \alpha^* + \frac{\rho k}{\omega}; \quad (13)$$

其中，紊流阻尼 α^* 可以定義為

$$\alpha^* = \alpha_\infty^* + \left(\frac{\alpha_0^* + Re_t - R_k}{1 + Re_t - R_k} \right); \quad (14)$$

而， α_∞^* 為阻尼；

$$Re_t = \frac{\rho k}{\mu \omega}; \quad (15)$$

$$R_k = 6; \quad (16)$$

$$\alpha_0^* = \frac{\beta_i}{3}; \quad (17)$$

$$\beta_i = 0.072。 \quad (18)$$

2.2.3 自然對流模式

利用計算流體力學進行熱流分析時，皆是以數值方法進行納維-斯托克斯 (Navier-Stokes equations) 方程式之求解，故針對乾貯護箱因溫差所造成的自然對流，則僅需針對其體積力 $\rho \vec{g}$ 進行求解即可；且由於重力加速度 $\vec{g}$ 為常數(-9.8 m/s²)，因此進行上述體積力之計算時，只需依所選分析工具(如 ANSYS FLUENT)所提供之功能來設定即可。依據 FLUENT 之使用手冊，該軟體可以藉由以下三種方法來達成體積力計算所需之參數設定：

- 1．理想氣體法；
- 2．布希尼克(Boussinesq)近似法；以及，
- 3．將材料性質以溫度函數進行處理。

由於過往三種分析方法皆有對應研究使用 [7、11、12]，故本研究選擇以較易於收斂且有審查前例之布希尼克近似法進行分析。

第三章、護箱裝載 DFC 時與熱流相關資料蒐集與研析

3.1 國際間 DFC 熱流相關設計資訊研析

依據本計畫之國際資訊研析報告[1]，AREVA、NAC、GNS、HOLTEC 與 Westinghouse 等公司所設計的受損燃料裝載用護箱與 DFC，可依據其功能性進行分類，概分為(1)無氣密性設計、僅能限制受損燃料散落之包封容器(以下統稱 Non Gastight Can, NGC)，以及(2)具氣密性、並能防止燃料丸重排發生之包封容器(以下統稱 Gas sealing Container, GSC)。前述所提及的燃料丸重排現象係指，燃料護套若發生嚴重受損而無法提供維持燃料丸原有列置幾何之情境。此一現象將導致燃料丸與護套之碎片因為重力掉落至該燃料匣或乾貯筒提籃底部，進而導致源項分布出現與安全分析報告不同之狀況，而無法以原設計之分析結果加以涵蓋。也因此兩種 DFC 設計亦有所不同，NGC 主要係針對燃料束本身無燃料丸重排可能性之受損燃料；而 GSC 容器則可應用於單束燃料棒具有潛在重排疑慮、甚至是燃料碎片之狀況。

由幾何形狀觀察，NGC 容器係包覆於目標燃料束外圍，令其具有對應之吊掛與洩水能力(如圖 2 與圖 3 所示)，而原本燃料束的整體結構並未大幅改動。如圖 4 左側所示，滿足 NGC 功能之 DFC 只在燃料束外圍包覆一層包封，並未對內部結構造成影響，而由計算流體力學分析的角度來看，此一差異可以透過均質化模式整合處理，或是將其拆解為原有燃料區與 DFC 區，並分別設定其熱流參數即可。不同於 NGC 容器的設計，要滿足 GSC 設計要求時，廠家需提供一個完整的密封邊界來確保 DFC 氣密性，因此無論是類似 AREVA 選擇逐根包封，或是 GNS 與 Westinghouse 選擇於頭段設計共同氣密封環(如圖 5 與圖 6 所示)，皆需在原有的燃料護套外圍包覆一層尺寸相當之包殼，藉以在護套功能失效時，能由該層包殼提供密封及支撐能力，避免燃料丸重排現象發生。有關 GNS 結構

請參考圖 4 右側示意圖。因此，對 GNS 容器計算其 DFC 等效燃料束特性時，僅能將燃料棒與 DFC 共同進行建模，以求得均質化之等效熱導率。

透過以上之比較可知，無論採用何種 DFC 設計，在熱流分析工作中仍可採用相同的處理技巧進行簡化。惟相較於 GSC 容器的設計，僅具 NGC 功能之 DFC 因為未改動燃料列置之節距(pitch)、水棒位置、燃料匣構造，故可沿用原始完整之燃料模式來進行處理。

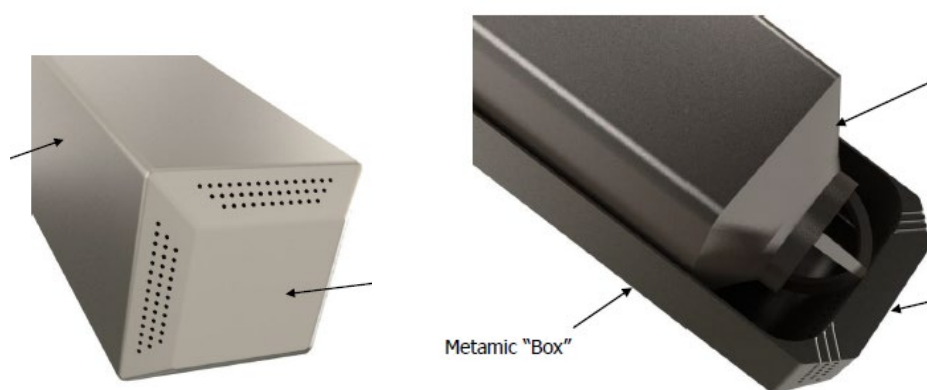


圖 2、Holtec 公司所設計之 NGC 類型 DFC



Photo courtesy of NAC International

圖 3、NAC 公司之 NGC 類型 DFC

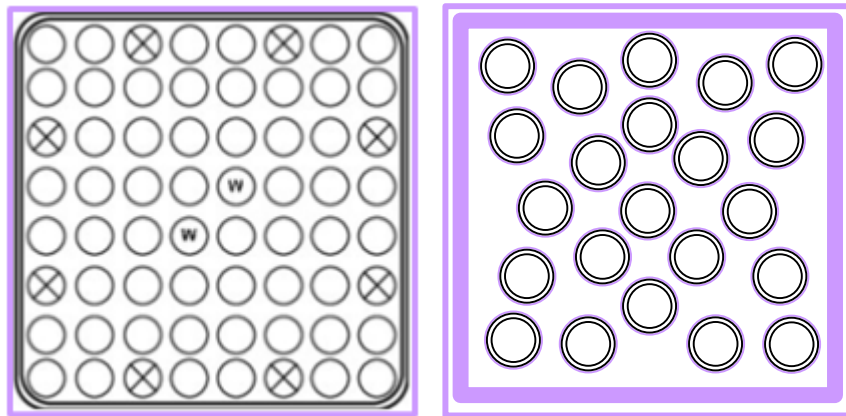


圖 4、NGC 與 GSC 類型之 DFC，其主要結構示意圖(紫色)

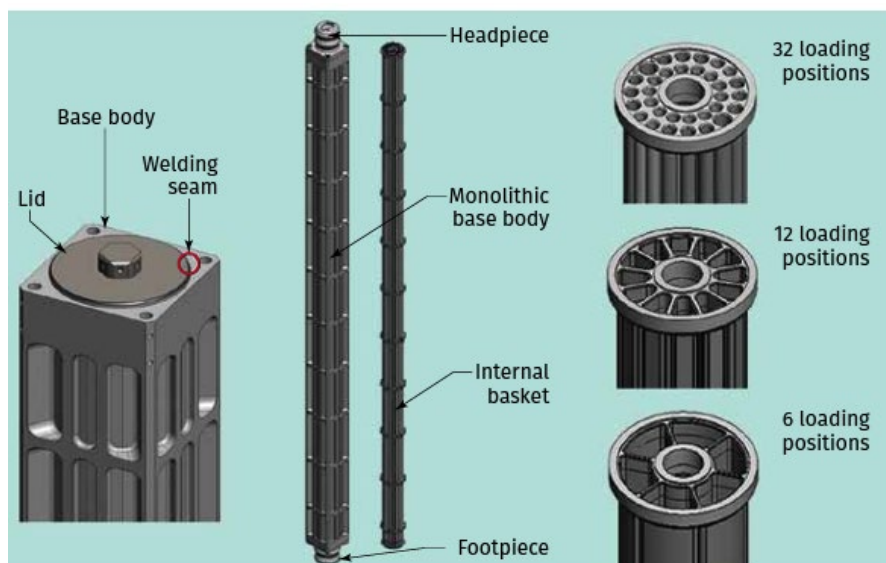


圖 5、德國 GNS®公司之 Quiver-IQ®受損燃料之包封容器

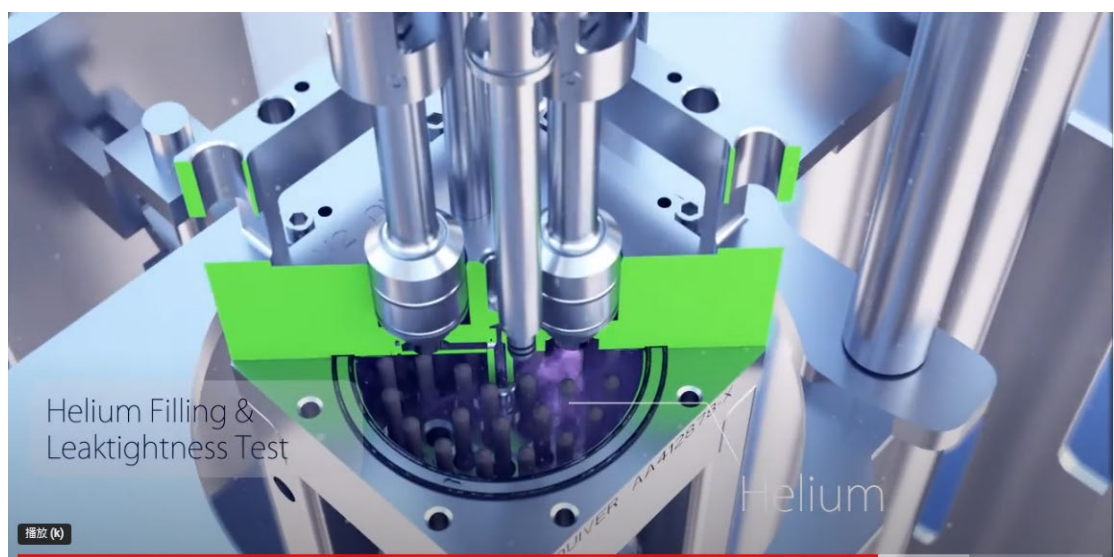


圖 6、Westinghouse 公司的 Quiver 系統外觀

3.2 DFC 與護箱熱流分析之前置參數處理

原訂規劃擬探討之核燃料類型包括有：GE8x8-1、GE8x8-2、SPC8X8、GE9B、GE12 與 ATRIUM-10。若要逐一加以模擬並探討燃料束內有無水棒之影響，將需建立 12 組分析模式，並求解乾貯設施工作溫度區間(約-20°C 至 570°C)、燃料溫度與熱流特性之變化，共需求解近 200 例之案例方能完成。惟於有限研究期程內，要能有效保留計算資源以供完整分析之案例計算，則勢必要先行以各式燃料的相似性進行篩選，以剔除不具代表性之案例。

深入研究國內曾使用之六種 BWR 燃料可知，其結構除了由內裝燃料丸之燃料護套組成等距陣列以外，為能維持運轉時所需之空泡分率，需於特定位置插入水棒，上下兩端分別與底部噴嘴及上部提把組合後，外覆燃料匣。在燃料組件中，數量與體積相對有限之燃料格架(grid)可直接忽略以獲得些微之保守性，而位於燃料組件最外側、以等厚薄板構成之燃料匣，因其對於熱流特性之影響僅止於熱阻，亦無需納入比較範圍。

經過上述初步篩選後，預期影響燃料束均質化特性之參數包括：燃料丸數量、直徑、水棒數量及護套厚度等關鍵參數。當燃料直徑與面積佔比相同時，護套厚度愈厚則代表相同體積內具有更多高熱導率之鋁合金，而使相似幾何之燃料束具有更高的等效熱傳導性，故本節進行 Sandia National Lab.經驗式(以下簡稱 SNL 經驗式)之適用性測試時，可以透過以下四項參數依數值進行排序：

- 1．燃料丸直徑
- 2．燃料丸數量
- 3．護套厚度
- 4．燃料棒列置數量

上述參數之所以未將水棒對燃料數之佔比納入考量，係因本研究將針對水棒對均質化模式之影響進行建模比較，故僅需以燃料束列置數量作為代表即可。上述參數經統則如表 2 所示。

上述參數雖看似無直接關係，但實則分別定義了最小燃料棒單位之關鍵尺寸，如在外尺寸相近的各種 BWR 燃料中，燃料棒的行列數直接反應了最小燃料單元的尺寸以及所佔燃料丸、鋁合金之比例。舉例來說任一燃料可以分割為包含了一根燃料棒與周圍空間的最小燃料單元。其邊長(L)等於燃料匣內距(X)/(燃料棒列置數 N)，面積則為其邊長的平方(L²)。此一最小單元中各種材料佔比則可進一步由燃料丸直徑與護套厚來加以計算，並求得其比例。而 SNL 經驗式的最初熱流概念即是計算此最小單元經串聯與併聯所產生的熱阻值，故僅需就各種燃料中具有最小列置數與最大燃料丸直徑的 GE 8X8-1 與燃料丸相對最小的 ATRIUM-10 作為極限案例(limiting cases)，即可證實該經驗式於各種燃料的適用性。本研究於第四章中，將選擇此兩種燃料為主進行建模評估，僅於討論需要時，適度加入其它模式之測試結果作為佐證。

表 2、國內曾有使用記錄之沸水式反應器燃料之主要熱流參數列表

燃料類型	燃料丸直徑 (cm)	燃料護套厚 度(cm)	列置數(N)
GE 8×8-1	1.057	0.086	8x8
GE 8×8-2	1.041	0.0815	8x8
GE 9B	1.044	0.0815	8x8
SPC 8×8	1.027	0.0885	8x8
GE12	0.8763	0.06604	10x10
ATRIUM-10	0.867	0.0605	10x10

第四章、裝有 DFC 假想乾貯護箱之熱流場分析模式相關技術建立

4.1 熱流分析幾何模式建立

如報告第 1.2.2 節所載，研究中選定以 NAC UMS 作為本研究之標的護箱，並自該類護箱安全分析報告[9]中取得建模所需之設計圖面與尺寸，以下將逐一就各護箱模式建立過程中之簡化與假設進行說明。

4.1.1 標的護箱幾何模式發展

本研究選定以 NAC UMS 護箱作為本期研究之標的護箱，此一護箱已多次在依循主管機關最新導則之前提下，由國內研究團隊以 1/4 對稱之假設進行平行驗證與計算分析。為能充份證明過往分析所採用之熱流分析技術，仍可適用於裝載 DFC 之乾貯護箱，研究團隊特別檢視整合過往分析模式之假設條件，並儘可能選擇相同之假設與處理方法，以印證基於審查導則所建立之熱流分析方法論及模式，仍適用於裝載 DFC 之案例分析。

經綜整以往針對 NAC UMS 或相似設計之護箱(如 INER-HPS)為對象之分析後，本研究擬定採下述各項簡化作業以建置本研究之幾何模式：

1. 所有內裝之待貯燃料不論是完整或是受損燃料，皆以均質化模式進行燃料束簡化；
2. 中子毒物 BORAL 與其不銹鋼蒙皮獨立於上述燃料束中，並利用等效熱阻將多層式組件轉換為單一均質化材料；
3. 底部銲件、均質化後之燃料模組或是均質化後之 DFC，皆不考慮與基座間之接觸熱阻；
4. 忽略密封鋼筒之結構固定件(Basket Supports)與抽水管等非對稱組件；

5. 模式中不特別指定裝載 DFC 或一般燃料之位置，其差異將由代碼化之程序加以控制；

透過上述處理後所獲得之 NAC UMS 護箱貯存模式與網格分布分別如圖 7 與圖 8 所示。

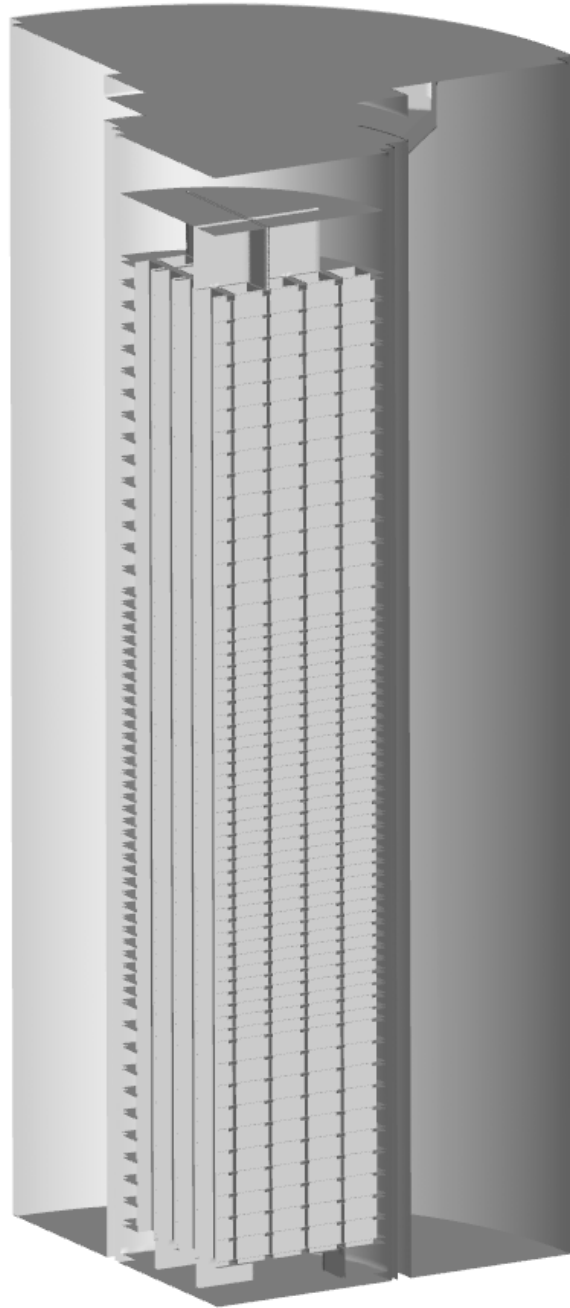


圖 7、本研究標的護箱 NAC UMS 之熱流分析模型

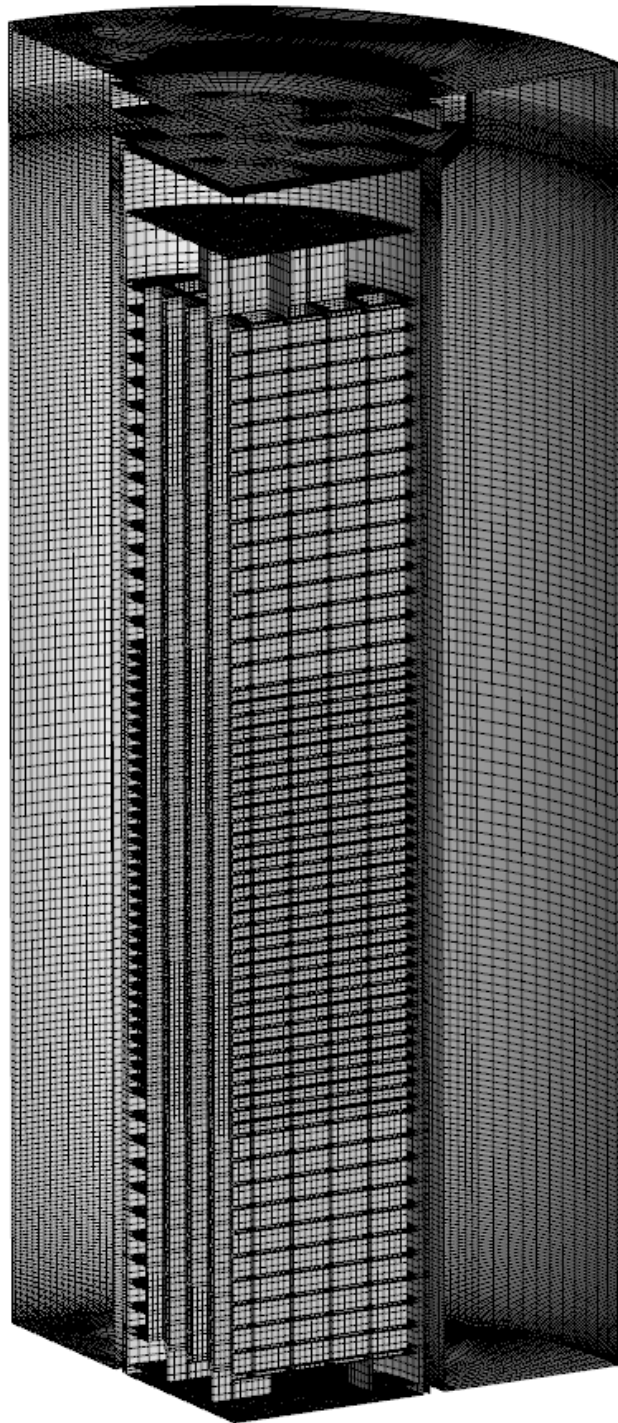


圖 8、分析模型之網格分布

4.1.2 燃料束與 DFC 均質化模式建立發展

依據 4.1.1 節中有關分析模式發展之簡化作業說明，本研究於模式建立之過程中將不特別考慮護箱裝載 DFC 或一般燃料之位置，而是將燃料束或是 DFC 均質化後，將其參數以代碼化技術設定於分析軟體之中，使同一模式可以分析各種不同條件，以印證對裝有 DFC 之護箱進行熱流分析時，無需獨特之分析技術與模式。是故，本研究擬納入評估範疇的完整燃料，或是經過再包封之 DFC 皆將以均質化模式進行處理。

為能準確估算均質化後燃料束之熱傳特性，最常見的方法即是利用美國 Sandia National Lab. (SNL)所發展的經驗公式：

$$k_{\text{eff}} = \frac{0.29468 \times q''' \times a^2}{\Delta T}$$

以熱源項大小、燃料截面寬等關鍵參數帶入上述公式，即可求取均質化燃料束之等效熱阻。此一方法相較於使用燃料束中各類材料之重量或體積比進行評估更為精準。以熱導率為例(如圖 9 所示)，一束完整之燃料中實則僅有燃料丸的部分會發出熱量，且熱量由中心往外傳遞時，又存在其它燃料丸、護套與介質等多重熱阻，使得燃料束的熱傳導路徑變得極為複雜，亦無法適用於裝載 DFC 的狀態，因此不能僅以上述之體積佔比進行評估。

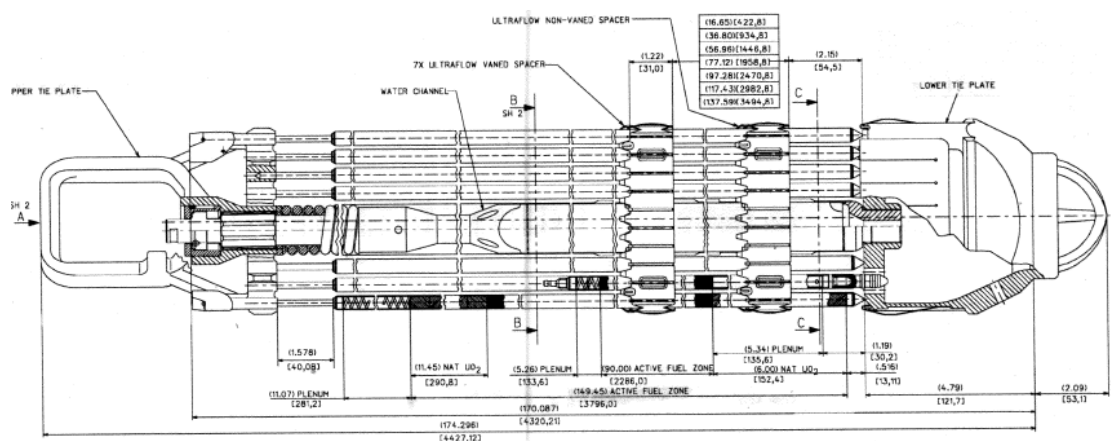


圖 9、 ATRium-10 燃料束幾何示意圖

於熱流分析作業中，若要使用上述所列 SNL 經驗公式求取等效熱導率 k_{eff} ($\text{W/m} \cdot \text{K}$)，除燃料熱產生率 q''' (W/m^3)、燃料半寬 a (m)以外，另需以熱流分析工具，詳細模擬單一燃料束之二維截面結構，以求取燃料中心至邊界的溫度差 $\Delta T(^{\circ}\text{C})$ 。

計算流體力學係利用離散計算域，將各個組件分割為微小格點，並依據各網格與相鄰網格間的熱流特性及熱傳機制進行溫度場計算，其中熱流特性及熱傳機制皆依據分析條件進行設定。為能準確模擬實際幾何形狀所造成的熱流特性，以求得等效熱導率，分析時應盡可能描述燃料所具有之幾何外形，包含水棒、燃料束、燃料丸與燃料匣等尺寸與相對位置。經上述處理所獲得之代表性燃料束 (ATRIUM-10 與 GE8X8-1)二維模型，及依據保守假設不考慮水棒之比較模型如圖 10 至圖 13 所示。

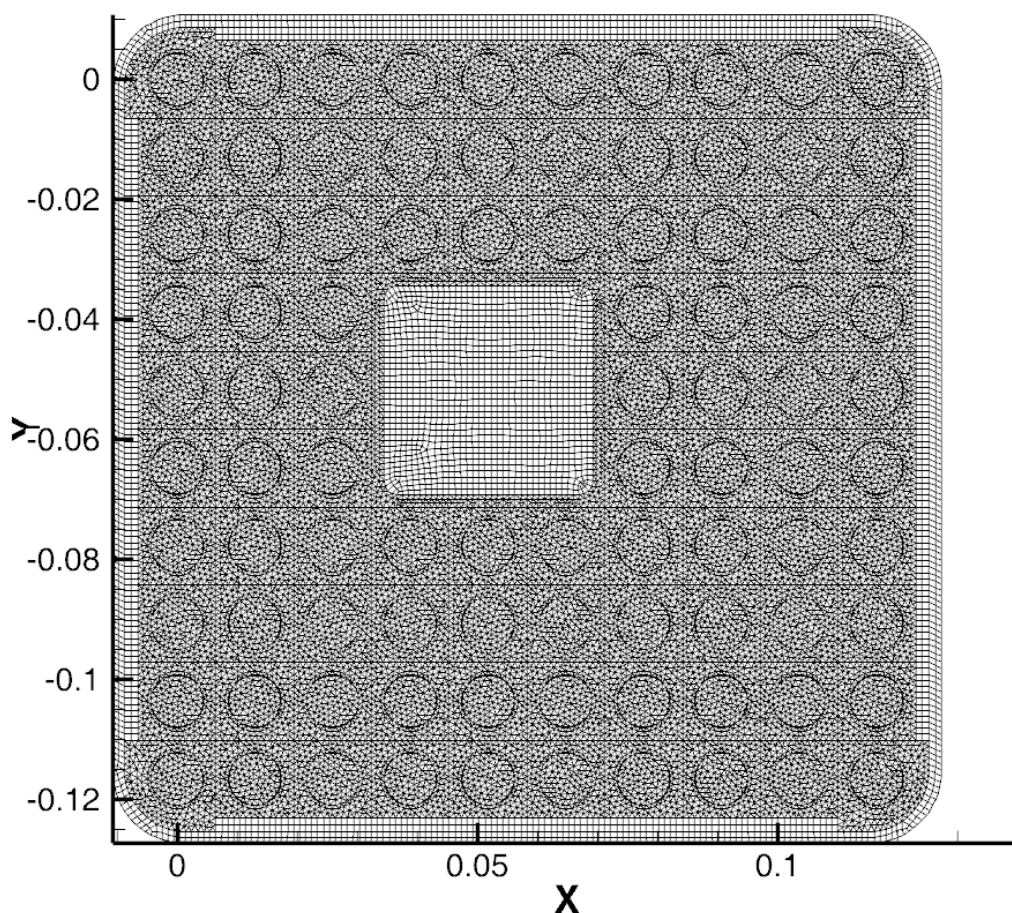


圖 10、ATRIUM-10 燃料二維截面模型示意圖

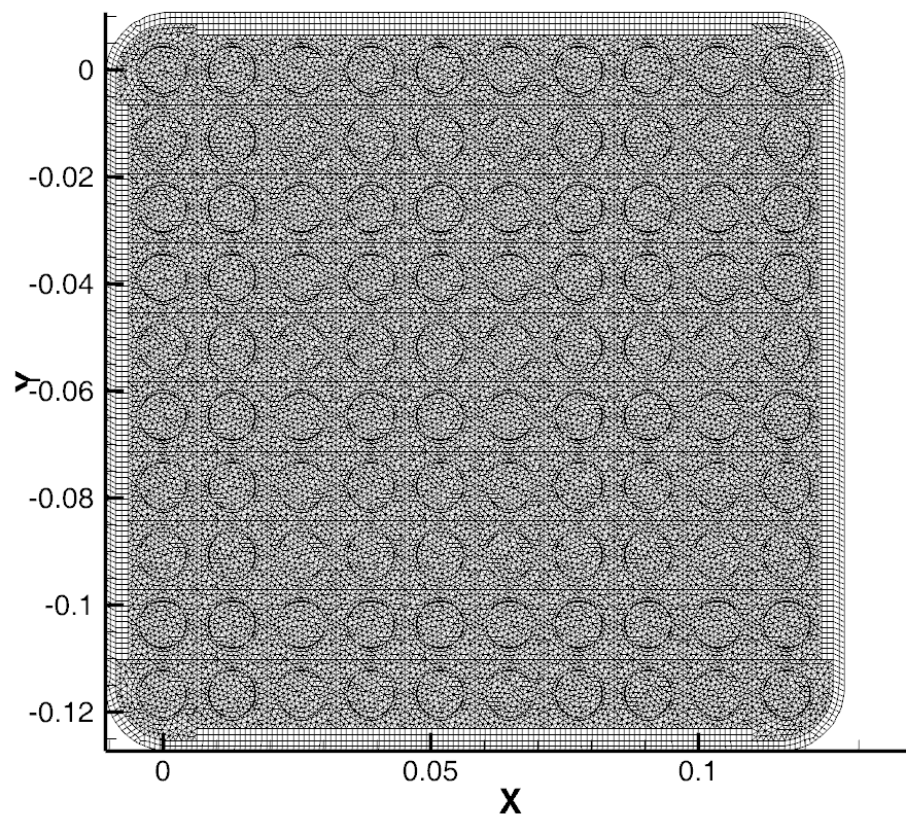


圖 11、忽略燃料束水棒之 ATRIUM-10 二維截面模型示意圖

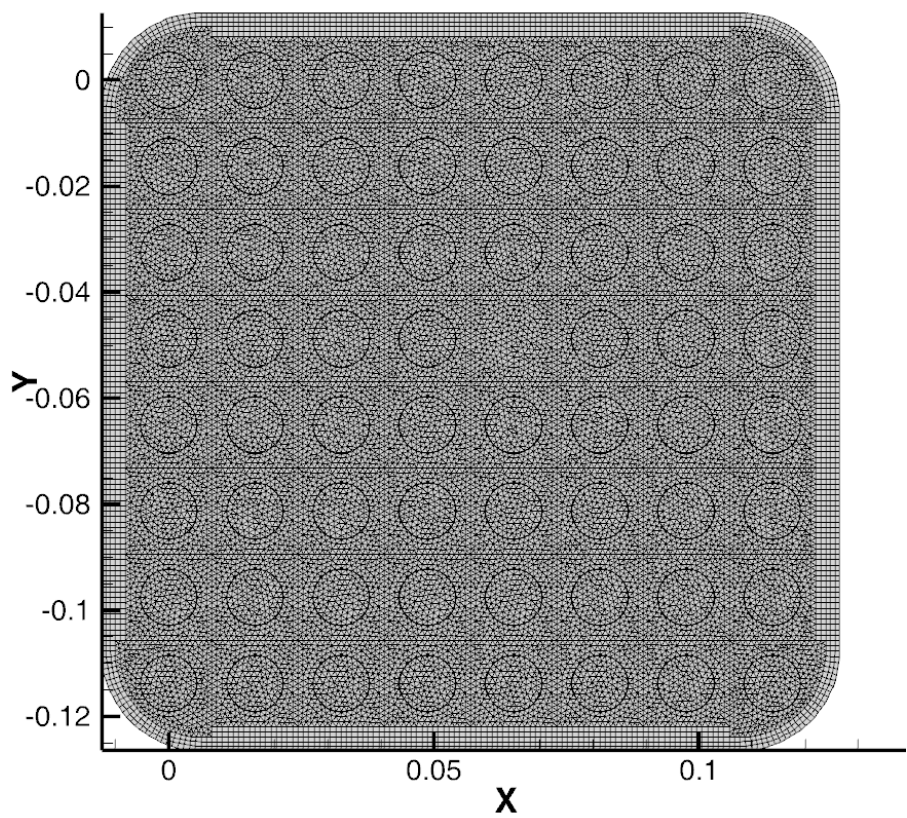


圖 12、GE 8X8-1 燃料二維截面模型示意圖

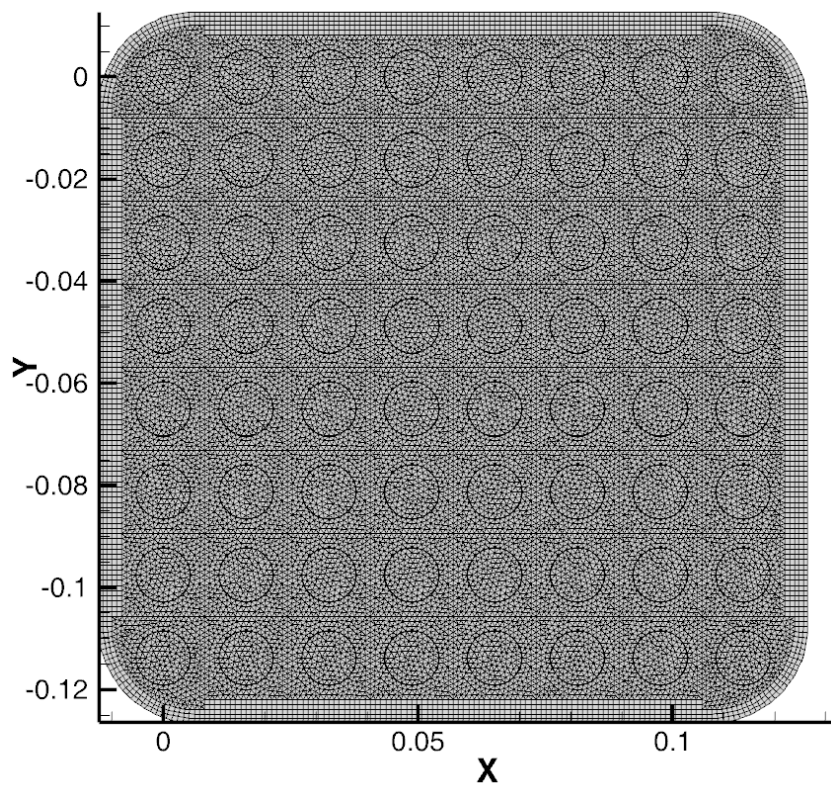


圖 13、忽略燃料束水棒之 GE 8X8-1 二維截面模型示意圖

除了建立完整燃料之二維模式之外，本研究於第 3.2 節中亦透過國際 DFC 之設計資訊，將各廠家所設計之 DFC 區分為無氣密能力之 NGC (Non Gastight Can)，與具有氣密性之 GSC (Gastight Sealing Container) 兩種。其中 NGC 類別的 DFC 與完整燃料束的主要結構差異，在於燃料束外圍燃料匣至提籃部分具有不同之組件(如圖 4 所示)，故實際上可以利用完整燃料束之均質化模式，並納入 DFC 殼體之提籃結構均質化參數加以取代，而無需重新建模並計算其等效熱導率。

相反的，GSC 類型的 DFC 幾何形狀與一般燃料不同，但通常具有與一般燃料相近之外尺寸，故理論上可容納於提籃內任意指定孔位。依據本研究所蒐集的 AREVA rod capsule、GNS Quiver-IQ 與 Westinghouse Quiver 系統資訊，AREVA rod capsule 設計類似於一般燃料之陣列式擺置，且預期可採用一般燃料之簡化技巧進行模擬。進一步比對 GNS 與 Westinghouse 兩家之 DFC 後，發現相較於

Westinghouse 選擇近似均勻分布之燃料棒擺置，GNS 之系統則刻意於中央留下一圓形空間不安置燃料棒。兩相比較之下，非均質分布之設計或將增加均質化之困難度，且更適合以本研究證實熱流分析技術之涵蓋性。經綜合各類型 GSC 之設計特點後，本研究擬定以下幾何參數以建立一假想 DFC 作為後續分析之用：

1. 假想 DFC 之外部尺寸為 13.914 cm，與國內六種待貯燃料類型之中，外尺寸最大之燃料(GE 8X8 系列)相當；
2. 用以裝載內部具 GSC 之殼體厚度為 0.203 cm，與各式燃料中燃料匣最薄的 ATRIUM-10 燃料一致；
3. 內部可容納 40 根受損用過核子燃料，每個容納空間之包封管厚度選擇與 ATRIUM-10 燃料所具有之最小護套厚度(0.0605 cm)進行設置，以減少過多金屬材料造成的高熱導率；DFC 殼體內徑至燃料護套外表面之間隙與包封管厚度相當，以供容納燃料棒；
4. 中央留有一半徑為 25 mm 之區間不放置燃料棒，以仿照 GNS Quiver-IQ 系統所具有的熱源不均匀分布。

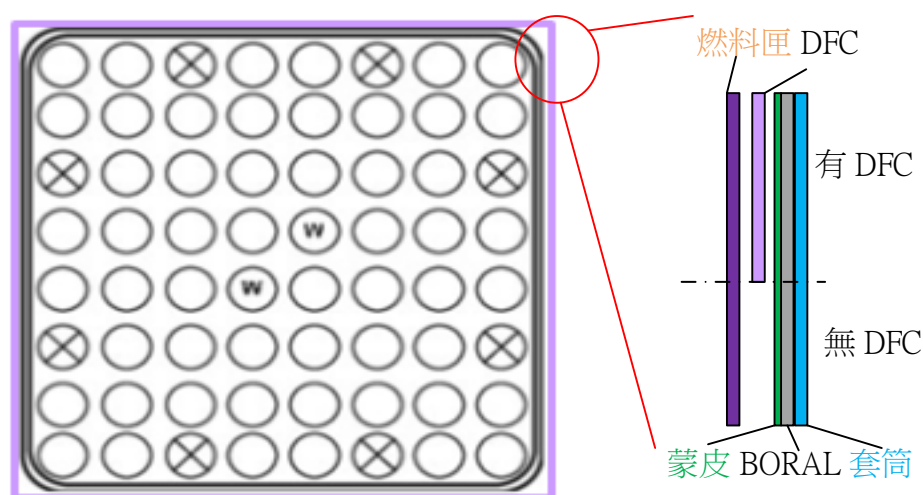


圖 14、NGC 類型 DFC 與一般燃料於非熱源區之差異示意圖

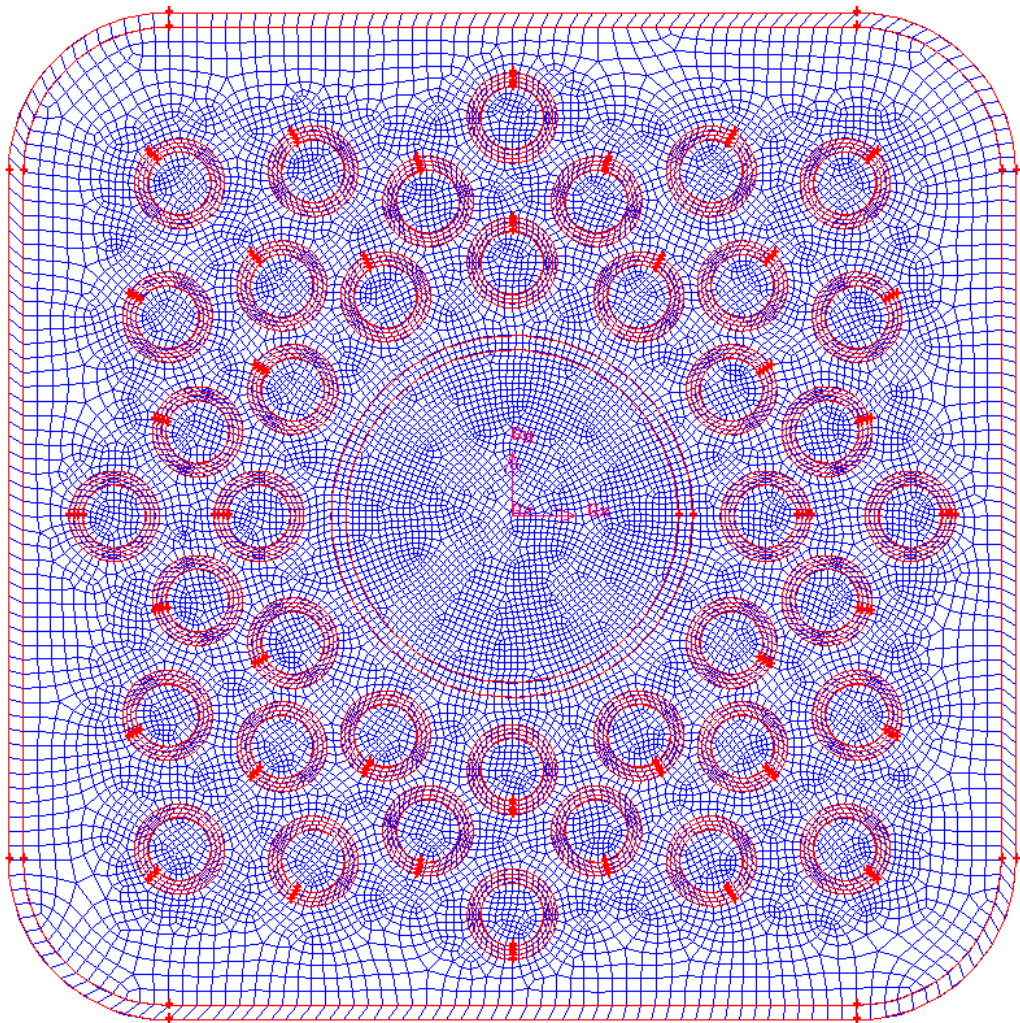


圖 15、假想 GSC 類型 DFC 二維均質化模型示意圖

4.2 燃料熱源配置

4.2.1 標的護箱之熱源配置

本研究主要係以熱流評估技術檢視護箱裝載受損燃料或 DFC 時，是否存在熱流分析技術、工具與模式技巧之差異，而與分析時所採用之熱源無關。但由熱流學理可知，熱源項的強度將與分析結果(溫度)呈線性關係，因此研究中將直接以標的護箱在國內申照時之設計熱負載(14 kW)均勻分布作為分析條件。

雖然分析中僅著眼於特定熱負載之狀況，但為能檢視分析技術之適用性，本研究仍將以代碼化設置熱源之技術進行參數設定，以因應未來任何可能之熱源配置需求。

圖 16 所示，用過核子燃料(或 DFC)裝載於乾貯護箱中時，將因為提籃的設計而呈現陣列式排列，因此可依據網格之座標位置，決定其陣列編號，進而透過 C 語言之指令給定對應之熱源項。

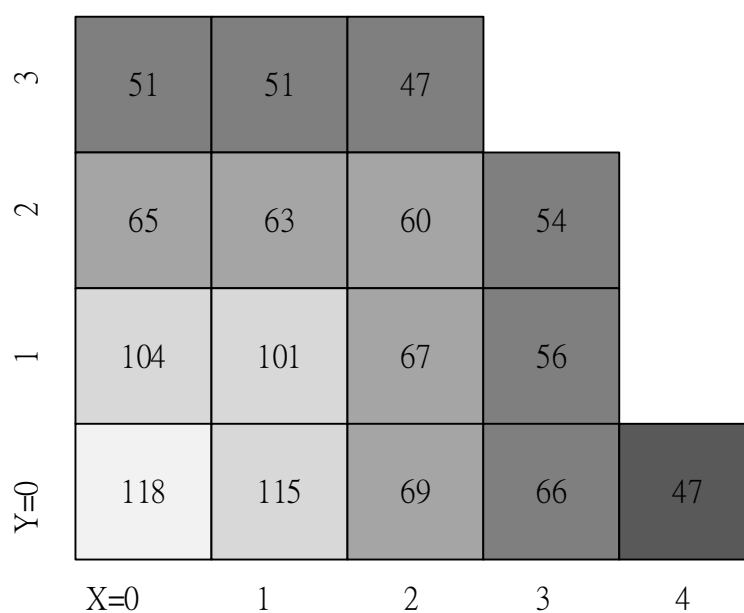


圖 16、1/4 對稱模型中代碼化熱源設置技術示意圖

4.2.2 軸向源項配置

各種核燃料經判定屬於受損燃料後，需裝載於 DFC 中以進行乾貯作業，惟現行各項針對完整燃料束之熱流分析技術，能否擴展並延伸至受損燃料之分析範疇，將於本研究中進行檢視，而分析模型則採用 GE8X8-1 與 ATRIUM-10 兩種燃料進行模擬。然而，燃料於經歷運轉週期後將具有特定之燃耗與軸向功率分布，相較於呈現真實運轉狀況或安全分析報告，本研究希望透過代碼化技巧，印證各式可能之功率分布皆可採用相同技術來加以描述。為能反應核燃料實際經歷運轉週期與冷卻後所呈現之功率分佈，以下將分別針對兩種燃料說明計算方式：

ATRIUM-10

經資料檢索後可知，國際廠家或研究團隊於設定 ATRIUM-10 燃料之軸向功率分布時，往往選擇如圖 17 所示之連續曲線作為軸向尖峰因子之設置基準。該分布曲線經曲線適配化(Curve-fitting)後，其功率特徵曲線可藉 $f_{axis Y}$ 描述如下：

$$f_{axis Y} = -61.266Y_{active}^6 + 168.83Y_{active}^5 - 187.29Y_{active}^4 + 109.4Y_{active}^3 - 38.146Y_{active}^2 + 8.1456Y_{active} + 0.3738 \quad (19)$$

其中， Y_{active} 係指 ATRIUM-10 燃料之有效發熱段原點。

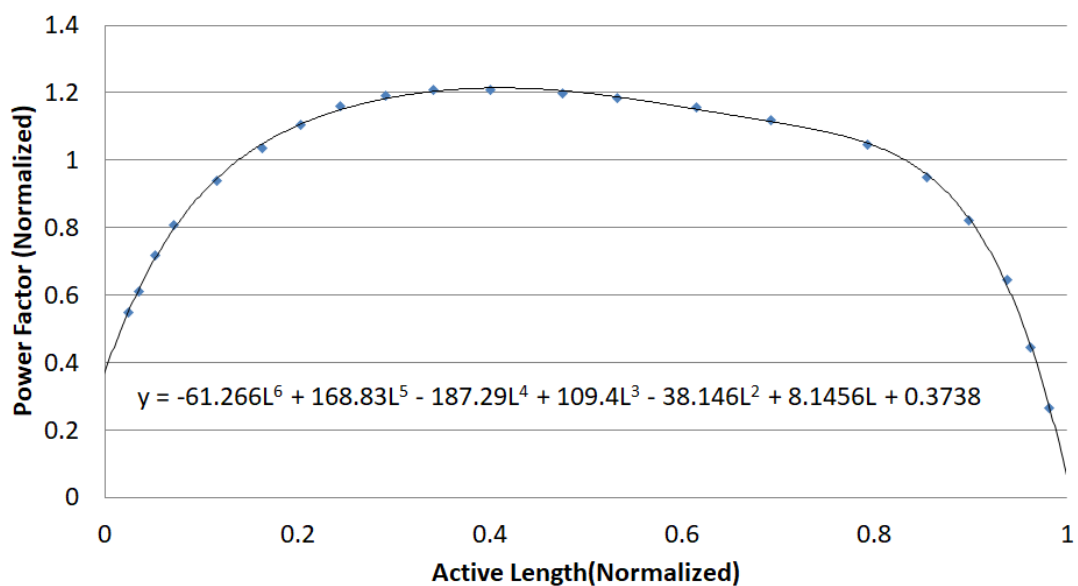


圖 17、本研究選定之 ATRIUM-10 燃料軸向功率因子分布圖[7]

GE8X8-1

就熱流分析工作而言，在模擬各類型用過核子燃料時，各項熱流特性皆可以代碼化技術加以定義，經過合適的分類與保守簡化處理後，所有燃料類型之分析工作並無技術性差異。為能充分驗證前述分析方法，本研究特別選擇第二種過往國內常用之軸向功率分布作為比對，如圖 18 所示。該圖面之分段線性化軸向功率分布，係我國核一廠最初始用 NAC UMS 之衍生系列護箱(即 INER-HPS)所選用，故本研究亦採相似的適配技術，將此類軸向功率因子以 $f_{axis Y}$ 分段定義為：

$$\begin{cases} f_{axis Y} = 8y; 0 < y \leq 0.15 \\ f_{axis Y} = 1.0; 0.15 < y \leq 0.55 \\ f_{axis Y} = 0.95833; 0.55 < y \leq 0.8 \\ f_{axis Y} = -5.6y + 0.95833; 0.8 < y \leq 1.0 \end{cases} ; \quad (20)$$

若進一步將此軸向功率分布加以積分時可以發現其各區面積分別為：

$$\begin{cases} Zone_1 = 0.075; 0 < y \leq 0.15 \\ Zone_2 = 0.4; 0.15 < y \leq 0.55 \\ Zone_3 = 0.2395825; 0.55 < y \leq 0.8 \\ Zone_4 = 0.095833; 0.8 < y \leq 1.0 \end{cases} ; \quad (21)$$

進一步將各區數值加總後可知 $F = \int_0^1 f_{axis Y} = 0.814155$ ；這意味著若直接將此數值帶入計算，將會導致原有之熱源項減少約 19%，故需進一步處理：

$$f_{axis Y_{modify}} = \frac{f_{axis Y}}{F}。 \quad (22)$$

上述兩種燃料經處理後所得之軸向功率因子，係用於修正不同高度之發熱量(W/m^3)，而實際模擬時需設定整個軸向功率經過積分後所產生之熱量 P_{fuel} ($W/Bundle$)，與設計標的之單束熱負載一致。因此，上式所表示之 $f_{axis Y_{modify}}$ 需進一步匯入 FLUENT 之源項中，並與擬分析之設計熱負載加乘運算，以求得燃料束沿燃料軸向(+Y-Direction)之單位體積源項(Source Term)，其運算式為：

$$Q''' \left(\frac{W}{m^3} \right)_{axis Y} = f_{axis Y_{modify}} \times \frac{P_{fuel}}{V_{fuel,active}} \quad (23)$$

其中， Q''' 為不同高度下之單位體積熱產生率； P_{fuel} 為擬探討之燃料列置下，各燃料束所具有之衰變熱功率(W/Bundle)；而 $V_{fuel,active}$ 則是 CFD 分析模型中，燃料有效發熱段之體積。

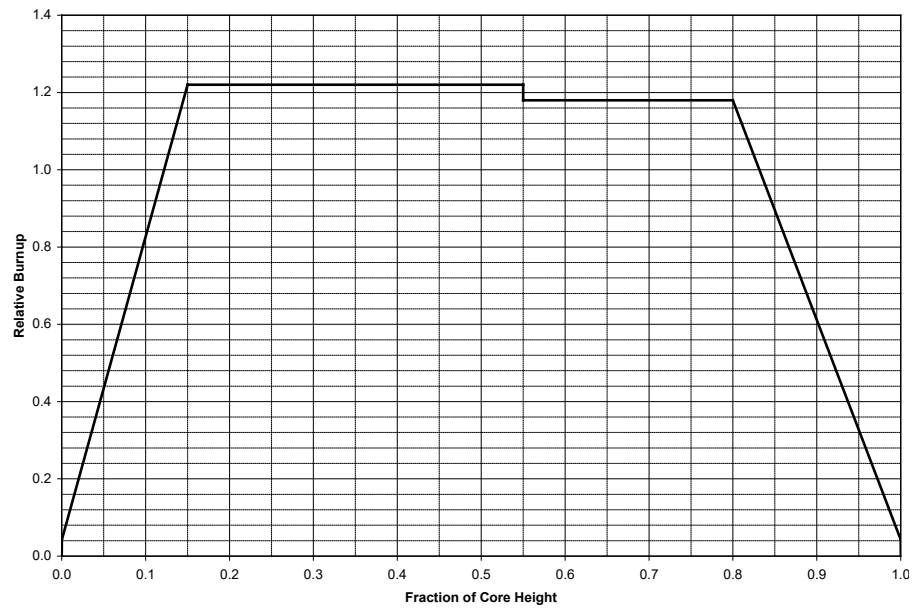


圖 18、本研究選定之 GE 8X8 系列燃料之軸向功率因子分布圖[9]

4.3 材料性質

本研究透過上述二維燃料模型或 DFC 模型，進行等效熱傳性質計算或護箱整體熱流分析時，需依實際燃料束結構定義各區域熱流性質，以完整呈現標的護箱所具有之熱流特性；為此，本節將詳錄各項分析時需導入模型中之材料及其熱流特性[9]。

4.3.1 固體材料

本類除用以設定護箱、提籃等實際結構之熱流特性外，亦用於 DFC、用過核子燃料(SNF, Spent Nuclear Fuel)之均質化處理。經檢視各廠家護箱、SNF 組件以及 DFC 之包封容器與外提籃後，相關之各種固體材料性質列表如下。

表 3、不銹鋼(304 及 304L)熱傳特性[9]

熱 傳 特 性	溫 度 (K)				
	296.72	352.27	463.38	546.72	657.83
熱導係數 (W/m-K)	15.05	16.09	18.00	19.21	20.76
密度(Kg/m ³)	8016.37	7994.22	7949.93	7908.41	7858.59
比熱 (J/Kg-K)	483.98	503.24	533.38	550.13	567.30
表面放射率	0.36				

表 4、碳鋼(A-36、A-533 及 SA-588)熱傳特性[9]

熱 傳 特 性	溫 度 (K)					
	296.72	352.27	463.38	518.94	630.05	685.60
熱導係數 (W/m-K)	41.36	41.59	41.88	41.01	38.77	37.54
密度(Kg/m ³)	7861.36					
比熱 (J/Kg-K)	473.10					
表面放射率	0.8					

表 5、鋁合金熱傳特性[9]

熱 傳 特 性	溫 度 (K)			
	392	572	752	932
熱導係數 (W/m-K)	14.33	15.16	16.61	18.06
密度(Kg/m ³)	6560.36			
比熱 (J/Kg-K)	301.44	309.82	318.19	330.75
表面放射率	0.75			

表 6、燃料丸(UO₂)熱傳特性[9]

熱 傳 特 性	溫 度 (K)				
	296.72	383.94	508.94	633.94	758.94
熱導係數 (W/m-K)	7.89	7.20	5.75	4.90	4.40
密度(Kg/m ³)	1578	1716	1855	1965	2021
比熱 (J/Kg-K)	1658				
表面放射率	0.85				

表 7、鋁合金(6061-T651)熱傳特性[9]

熱 傳 特 性	溫 度(K)					
	366.45	422.05	477.55	533.15	588.75	672.05
熱導係數 (W/m-K)	171.3	174.0	176.3	176.3	176.3	176.3
密度(Kg/m ³)	963					
比熱 (J/Kg-K)	0.22					

4.3.2 流體材料

本研究主要評估護箱裝載具代表性(或保守性)之 DFC 時，對於熱流特性所造成之影響。研究中除考慮護箱外部之對流介質-空氣之外，亦需將內部填充之氣體-氦氣納入考量。此部分性質除用以模擬氣態區域之外，亦將用於計算均質化後之燃料束或 DFC 之均質化性質。本研究所採用之氦氣以及空氣之流體性質分別如表 8 與表 9 所示。

表 8、氦氣熱傳性質[9]

	溫度(K)					
	300	400	500	600	700	800
密度 (Kg/m ³)	0.1625	0.1219	0.09754	0.0834	0.06969	0.0611
比熱 (J/Kg-K)	5193					
黏滯係數 (N-s/ m ²)	1.99e-5	2.43e-5	2.83e-5	3.20e-5	3.50e-5	3.82e-5
熱導係數 (W/m-K)	0.152	0.187	0.220	0.252	0.278	0.304

表 9、空氣熱傳性質[9]

	溫度(K)					
	300	400	500	600	700	800
密度 (Kg/m ³)	1.1614	0.8711	0.6964	0.5804	0.4975	0.4354
比熱 (J/Kg-K)	1007	1014	1030	1051	1075	1099
黏滯係數 (N-s/ m ²)	1.846e-5	2.301e-5	2.701e-5	3.058e-5	3.388e-5	3.698e-5
熱導係數 (W/m-K)	0.0263	0.0338	0.0407	0.0469	0.0524	0.0573

4.3.3 燃料匣均質化性質

不同於模擬燃料束或是 DFC 的複雜幾何外形，對於燃料匣至燃料方管之間的層狀結構，包含中子毒物板 BORAL、不銹鋼蒙皮等組件，NAC UMS 系統獨立以權重法進行均質化參數計算。此一作法可應用於熱傳方向為單一維度、且不具熱源之多層板狀結構，計算方法僅需利用各組件所具有之體積或質量比進行加權換算，即可求得對應結構之均質化熱流參數，亦不受結構層數與材料之限制。其通式可以表示如下：

$$P = \frac{\sum P_i \times X_i}{X_{total}}$$

其中，P 為擬估算之熱流性質(如密度、比熱或等效熱導率等)，而 P_i 則為第 i 項物質之性質， X_i 為第 i 項物質之佔比。 X_{total} 則為各物質佔比之總合，計算式 $X_{total} = \sum X_i$ 。以 NAC UMS 提籃多層板結構之法線方向熱導率為例，上式可進一步表示為：

$$k_{normal} = \frac{\sum k_i \times t_i}{t_{total}} \quad (24)$$

k_{normal} ：提籃方管之法線方向軸等效熱導率；

k_i ：組成提籃方管之各材料熱導率；

t_i ：組成提籃方管之各材料厚度

t_{total} ：提籃方管之總厚度。

相同計算方式亦可用於等效密度($\rho_{average}$)與比熱計算($Cp_{average}$)，其中由於簡化模式中各層材料所佔面積相同，故相關式可進一步表示為：

$$\rho_{average} = \frac{\sum \rho_i \times t_i}{t_{total}} \quad (25)$$

$$Cp_{average} = \frac{\sum Cp_i \times \rho_i \times t_i}{\rho_{average} \times t_{total}} \quad (26)$$

其中， $\rho_{average}$ 為元件等效密度； ρ_i 為各材料密度；而 $Cp_{average}$ 為元件等效比熱； Cp_i 為元件中各材料比熱。

第五章、DFC 對於燃料束與護箱之熱流特性影響案例研析

基於 4.1.2 與 4.3.3 節中，有關燃料束、DFC、以及燃料提籃之燃料方管均質化處理技巧說明，可知無論乾貯護箱裝載一般燃料束或是任何形式之 DFC，皆可利用相同之處理方法將其均質化。惟上述章節中僅就模式建立之方法論進行討論，而未檢視均質化對於一般燃料與 DFC 熱流特性模擬結果之影響，亦無法藉此探討兩者間是否存在用以判定涵蓋性之顯著指標。為此，研究團隊擬於本章中分別探討以下三個部份：1. 均質化處理所獲之提籃與燃料(或 DFC)等效熱導率；2. 裝載 DFC 後整體護箱所受影響；以及，3. 其它可能受影響之熱流參數。

5.1 燃料與 DFC 均質化作業之研析

由於各項均質化作業所獲得之等效熱阻，主要係與材料性質、組成材料之比例以及組成單元(如燃料棒尺寸)之外型有關，為能研析各項簡化與假設是否造成關鍵性影響而需納入管制或審查要點之中，本節擬分別就各項假設與簡化條件以對應分析模式進行探討。

5.1.1 燃料束均質化是否考慮水棒之影響研析

ATRIUM-10

在 BWR 燃料束設計中，主要係利用水棒控制爐心接近燃料有效發熱段末端之空泡分率，以持續維持爐心內中子減速之能力；是故，水棒設計目的單純為提供爐心飼水(Feed Water)旁通至較高爐心位置之流徑。也因此，水棒的存在將使燃料束中特定區域無法安置燃料棒，經燃耗後該區域亦不會產生衰變熱。

如圖 19 所示，藉由二維分析模式所呈現之燃料溫度分布可知，燃料棒之溫度約可以依其鄰近燃料匣之行列數分級，愈接近燃料匣之行列將具有更低之燃料棒溫度。這意味著燃料棒的熱傳導機制，主要係藉由陣列擺置中所填充之介質(如

氬氣)進行傳導，以移除熱量；彼此相鄰的燃料棒之間，在介質不影響輻射熱傳之條件下，亦可透過輻射熱傳機制進行熱擴散。

與前述案例相同的熱傳機制與相近的溫度分布，亦可在不考慮水棒之分析模式中發現(如圖 20 所示)，兩者溫度分布之差異在於，不考慮水棒時的完全對稱幾何構造，使得燃料束的最高溫度出現在燃料束正中央。除此之外，若仔細檢視兩者之溫度差可發現，考慮水棒的模式將具有較低的燃料溫度。其主因在於水棒佔據中央位置，使燃料棒的分佈限制在靠外側區域，即使提高剩餘 91 根燃料棒的熱產生率，由於最熱燃料棒僅需透過較少層數的燃料棒對外傳導，而使熱阻值更低。此一結果顯示，過往安全分析中不考慮水棒所增加之分析結果保守度，並非源自於燃料棒之單位熱產生率，而是忽略水棒所造成的幾何保守性。若進一步以熱阻公式加以展示：

$$R = \frac{\Delta T}{P}$$

其中 R 為單位熱阻、P 為功率， ΔT 為兩端溫差。在不考慮水棒時，中央燃料需跨經 4 個以燃料棒構成的單元(unit)方能將熱傳導至外側，遠比考慮水棒時的 3 個單元為大，即使單根燃料棒的熱源項因考慮水棒而增加約 10%(100 根/91 根=1.099)，整體而言，考慮水棒時仍具有較低的熱阻值。

相同現象在替換分析時所選用的介質後亦可發現。當介質由正常貯存時填充的氬氣，轉換為填充水與真空時，其差異恰可比對輻射熱傳與傳導熱傳的影響。在真空階段，僅有輻射熱傳可以提供散熱效果；反之在充滿水的條件下，分析過程無需考慮輻射熱傳，分析結果分別展示於圖 21 與圖 22。如圖 21 所示，當燃料束處於充水階段時，由於不須考慮輻射熱傳，溫度更顯著地受間隔層數影響；同時因為水有較佳的傳導效果，也使得最高溫度明顯低於充氬階段。整體而言，此階段之結果印證不考慮水棒時的熱阻值，比考慮水棒時為高。相同的結論亦可由真空階段之分析結果(圖 22)再次得證，且由於熱源只能透過輻射熱傳對外傳輸，元件溫度的上升趨勢亦更加明顯。

GE8X8-1

相較於 ATRIUM-10 具有較多的燃料棒單元與較大的水棒體積，GE 8X8-1 採用 8X8 之燃料列置，並僅有一燃料棒位置以水棒取代。這意味著原本在 ATRIUM-10 中因大範圍區域無燃料加熱而呈現溫度偏低的現象，將在 GE 8X8 燃料中略有不同。如圖 24 所示，GE8X8-1 燃料中央偏左下的水棒處確實存在較低的溫度，但也因為水棒所佔區域相對較小，與不考慮水棒(圖 25 左側)的情形比較，考慮水棒與否對整體溫度分布影響確實較 ATRIUM-10 為小。但整體而言，不考慮水棒所造成的溫度分布仍讓均質化模式具有較高的保守性。

另外由圖 25 左右兩側之溫度比較亦可進一步得知，即使在 GE 8X8-1 中，利用實際模型計算結果(圖左)得出等效熱導率後，將原模型中的所有材料進行替換，以均質化模式重新計算(圖右)，確實能獲得相近的溫度分布；兩者間僅在中央及接近角落處因為幾何均質化的影響而略有差異，但元件最高溫度並無顯著差異。

綜合上述水棒對兩種代表性燃料束之等效熱導率影響之探討，本研究證實，考慮水棒之模式於各個燃料平均溫度下，確實具有較佳之熱導率；故未來主管機關進行熱流分析報告審查時，若採用不考慮水棒之模式進行計算，並提供如圖 25 之溫度分布比對圖；或是將計算結果以圖 26 之方式呈現，皆有助於證實分析人員已具有能力處理均質化作業並求取其等效熱導率。後續主管機關即可無需顧慮均質化作業對於材料性質與分析結果之影響。

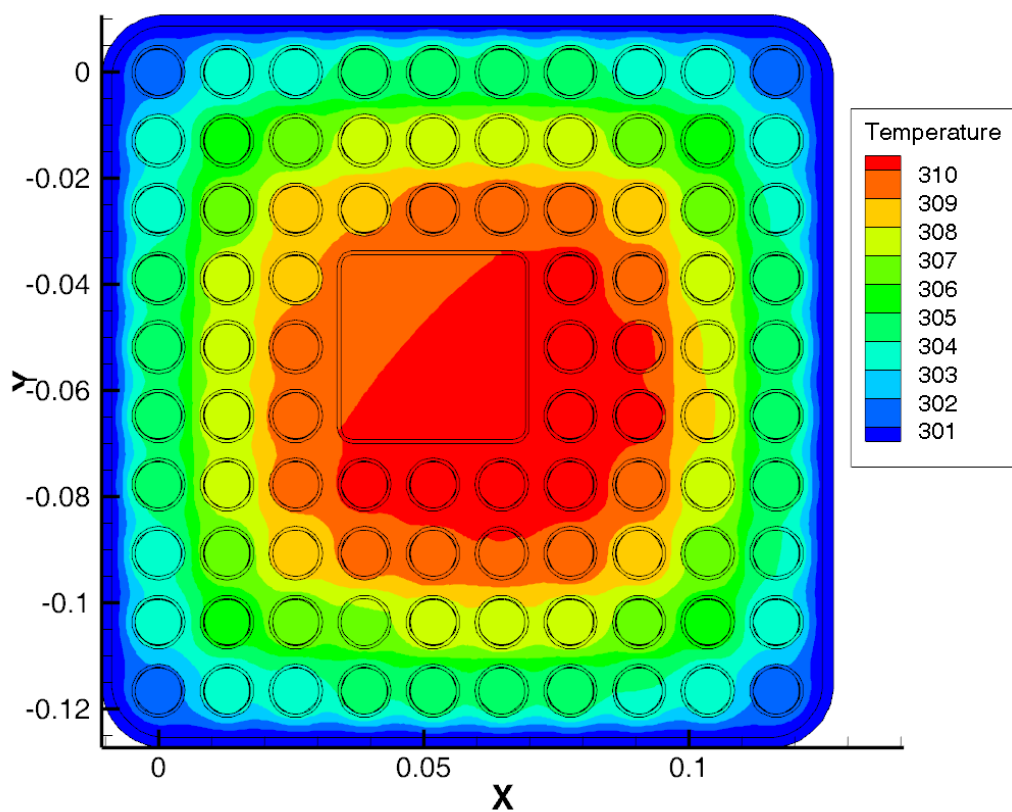


圖 19、ATRIUM-10 燃料考慮水棒時於充氮條件下之溫度分布

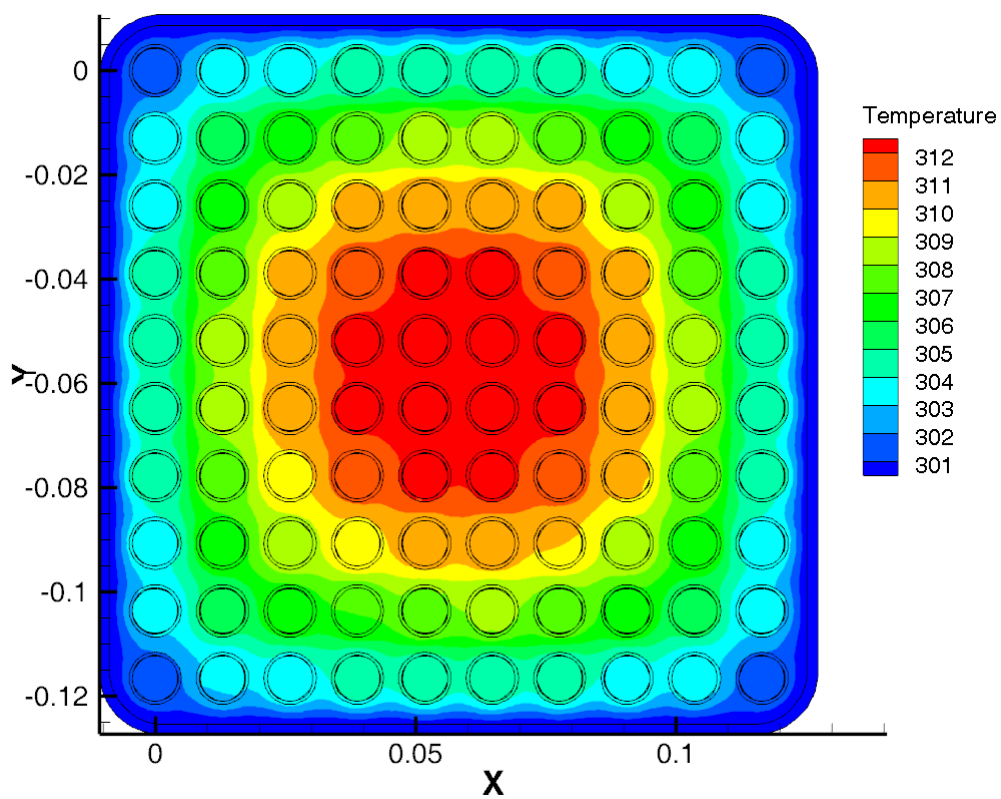


圖 20、ATRIUM-10 燃料不考慮水棒時之溫度分布

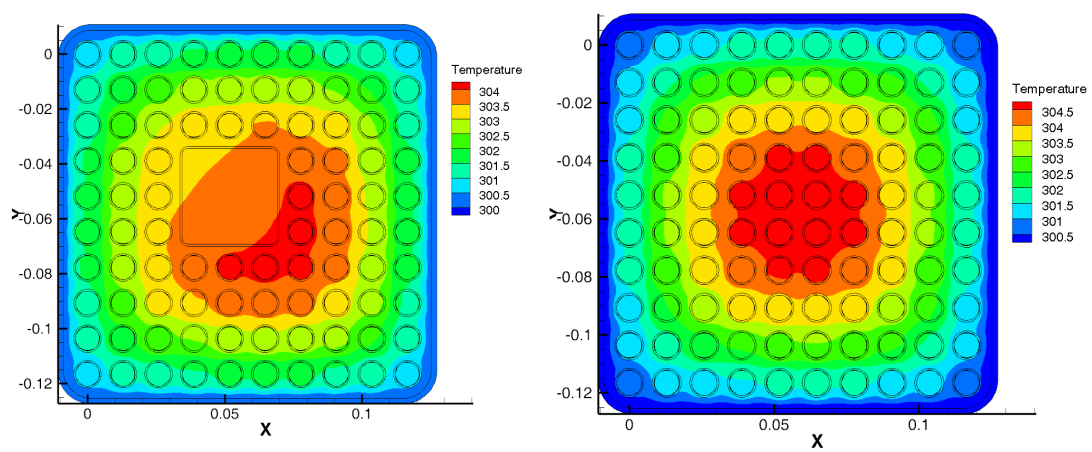


圖 21、ATRIUM-10 於充水階段時溫度分布

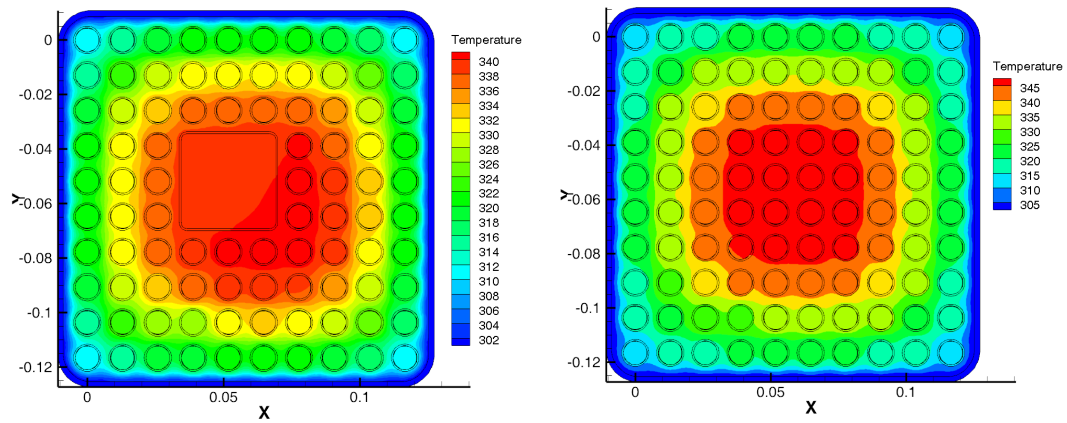


圖 22、ATRIUM-10 於真空階段時溫度分布

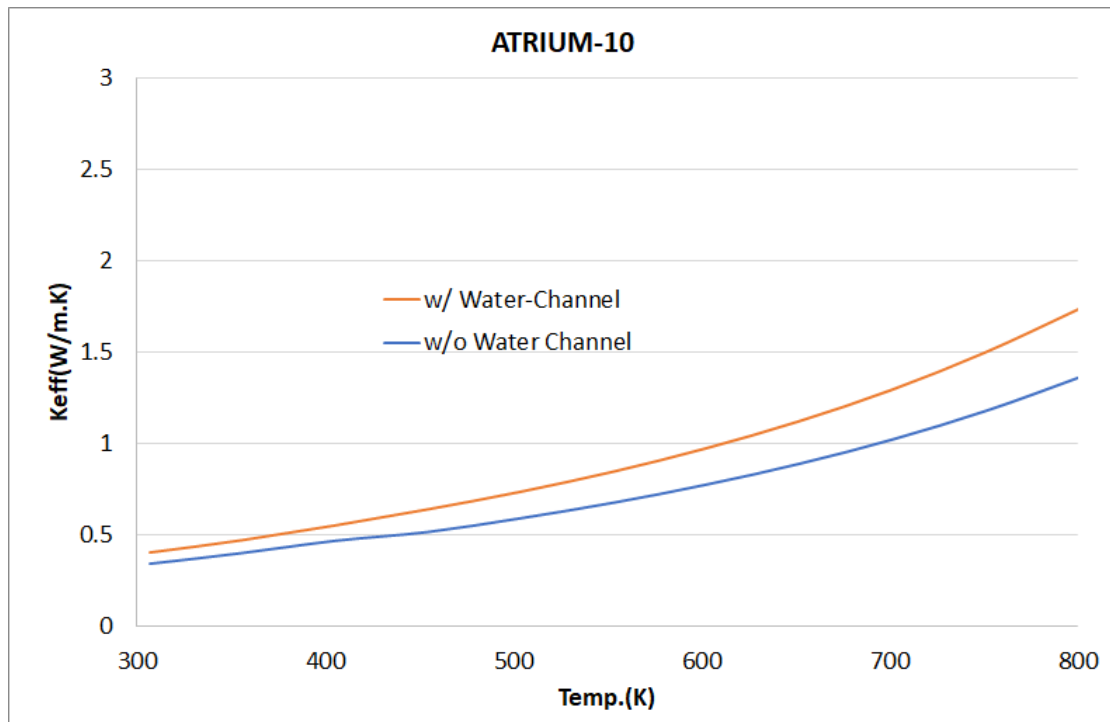


圖 23、ATRIUM-10 考慮水棒與否之等效熱導率

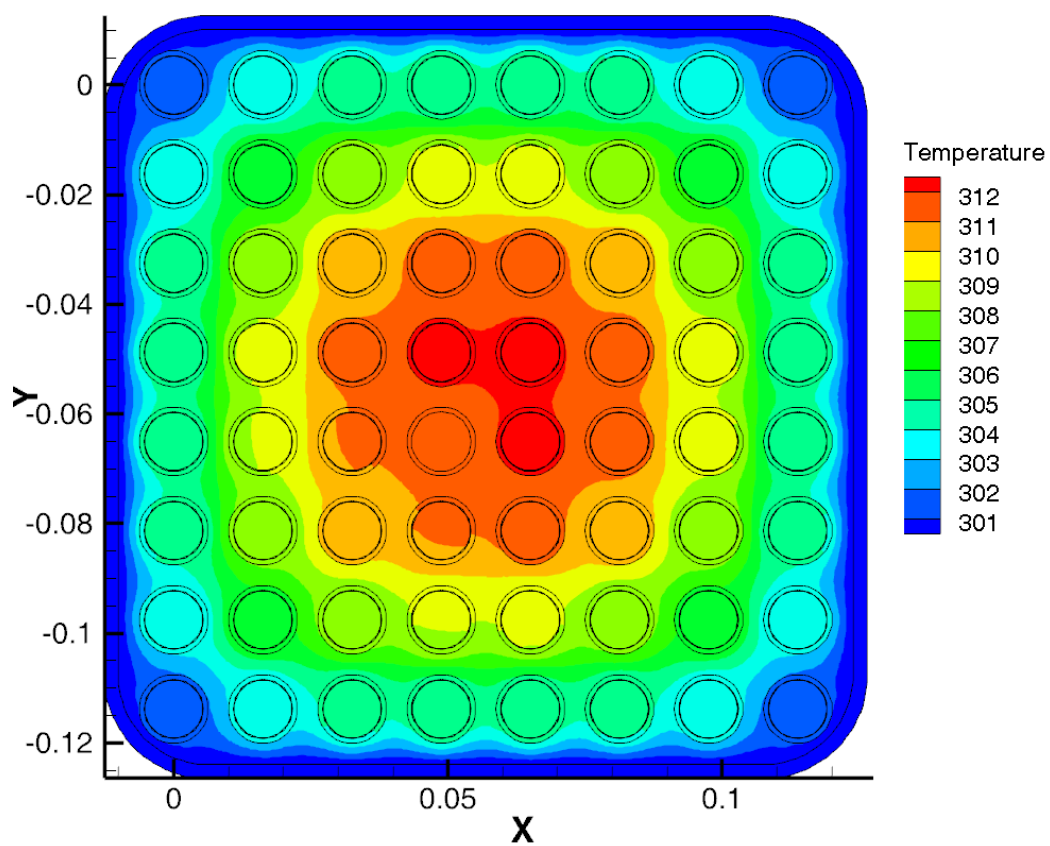


圖 24、GE 8X8-1 燃料考慮水棒時於充氮條件下之溫度分布

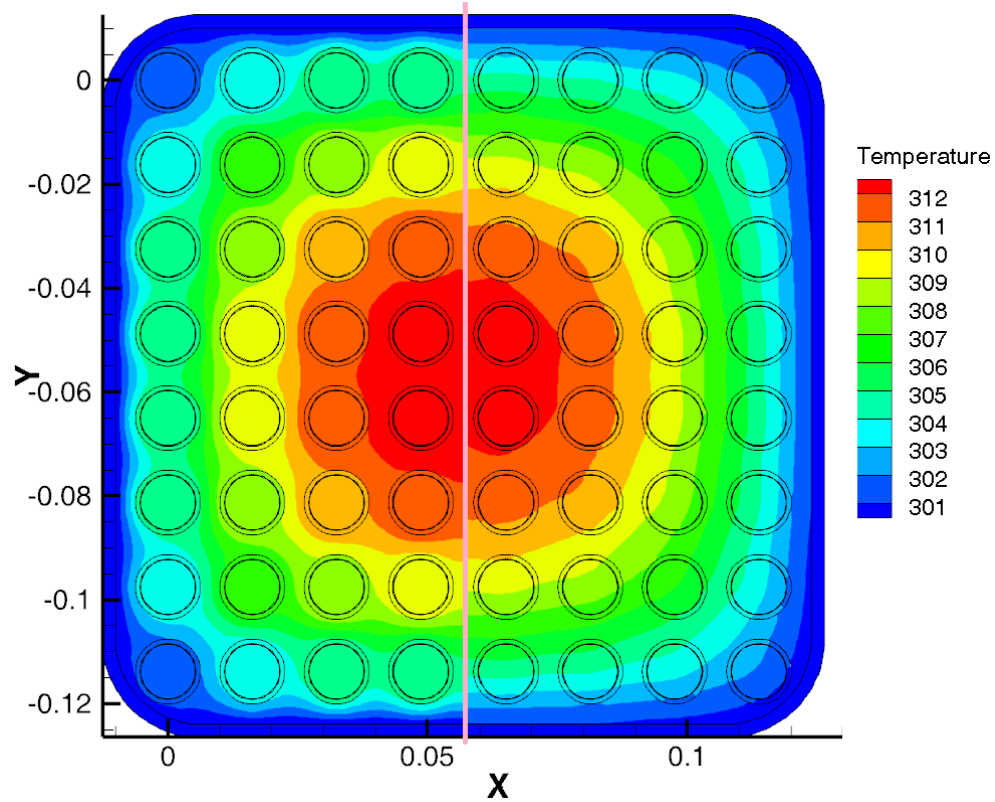


圖 25、GE 8X8-1 燃料不考慮水棒時之實際模型與均質化模式溫度分布

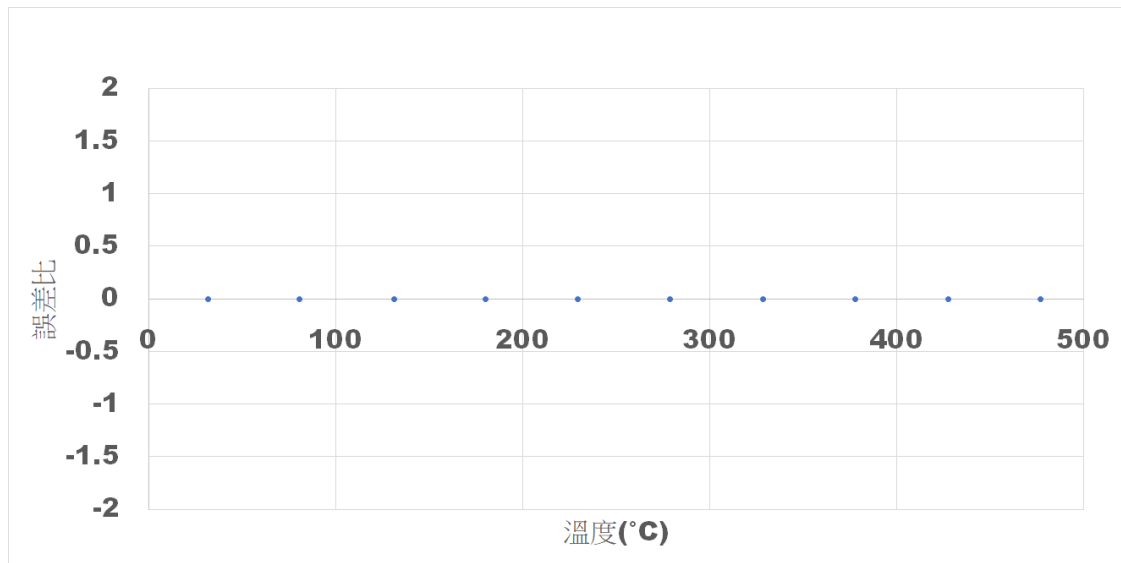


圖 26、採用實際模式與均質參數進行燃料等效熱導率之比較

5.1.2 裝載 NGC 類型 DFC 對燃料方管熱導率影響之研析

無氣密能力之受損燃料罐(NGC)僅在原燃料束外圍包封一層結構，以避免內部燃料之組件或燃料丸因為受損而遺失，因此任一燃料裝入 NGC 容器後，僅會改變其燃料匣至燃料方管間的熱流特性。而對於自燃料匣外側至提籃間，由不同材質構成的多層式結構，其等效熱阻可以利用第 4.3.3 節中之等效熱導率公式來加以求得。為進一步展示燃料匣與提籃間置入 NGC 容器之殼體後，對等效熱導率之影響，本研究依據安全分析報告所載之尺寸(圖 27)將各幾何參數及材料性質整理如表 10 所示。其結果顯示，任何標準燃料外覆 DFC 時，將會因為減少燃料匣與燃料方管間之間隙厚度，而略為增加其等效熱導率。由此可知：

1. 若廠家提交之安全分析述明使用 NGC 類型之 DFC，則無需特別針對原有燃料等效熱導率進行處理；
2. 廠家採用 NGC 之 DFC 時，應述明 NGC 對於均質化處理之影響，惟廠家可採用不考慮 NGC 之等效熱導率，以提高保守性並簡化模型；
3. 廠家應進一步考慮 DFC 對於該束燃料流阻之影響，惟若安全分析方法論中已忽略內部對流效應，可逕行忽略而無需進一步加以審查。

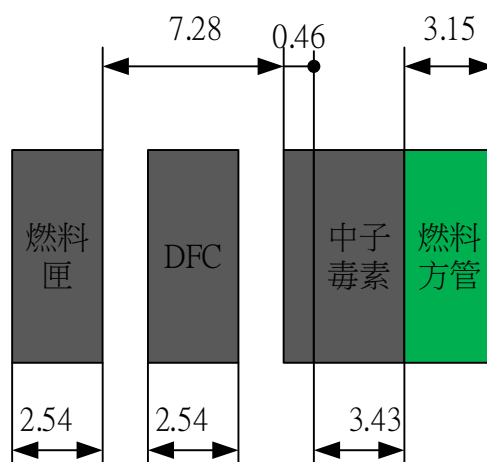


圖 27、NAC UMS 燃料方管與燃料匣之多層結構尺寸

表 10、裝載 DFC 與否對燃料提籃等效熱導率之影響

有中子毒素							
考慮 DFC							
組件	燃料匣	DFC 殼體	間隙	蒙皮	中子毒素	燃料方管	等效參數
厚度	2.54	2.54	4.74	0.46	3.43	3.15	k_{normal} $= \frac{\sum k_i \times t_i}{t_{\text{total}}}$
材料	鋁	SS304	氬	SS304	鋁	SS304	
熱導率	14.33	15.05	0.152	15.05	171.3	15.05	
$k_i \times t_i$	36.40	38.23	0.72	6.92	587.56	47.41	
不考慮 DFC							
組件	燃料匣	間隙		蒙皮	中子毒素	燃料方管	等效參數
厚度	2.54	7.28		0.46	3.43	3.15	k_{normal} $= \frac{\sum k_i \times t_i}{t_{\text{total}}}$
材料	鋁	氬		SS304	鋁	SS304	
熱導率	14.33	0.152		15.05	171.3	15.05	
$k_i \times t_i$	36.40	1.107		6.92	587.56	47.41	
無中子毒素							
考慮 DFC							
組件	燃料匣	DFC 殼體	間隙		燃料方管		等效參數
厚度	2.54	2.54	8.63		3.15		k_{normal} $= \frac{\sum k_i \times t_i}{t_{\text{total}}}$
材料	鋁	SS304	氬		SS304		
熱導率	14.33	15.05	0.152		15.05		
$k_i \times t_i$	36.40	38.23	1.31		47.41		
不考慮 DFC							
組件	燃料匣	間隙			燃料方管		等效參數
厚度	2.54	11.17			3.15		k_{normal} $= \frac{\sum k_i \times t_i}{t_{\text{total}}}$
材料	鋁	氬			SS304		
熱導率	14.33	0.152			15.05		
$k_i \times t_i$	36.40	1.698			47.41		

5.1.3 燃料組件與 DFC 之熱流差異研析

目前蒐集所得之資料中，除了 AREVA 的 rod capsule 系統因採用獨立封裝設計，使其擺置入提籃時外型仍近似標準燃料，其它如 Westinghouse 與 GNS 之系統因為採用共同密封之設計，在 DFC 容器內燃料棒將呈現近似同心圓列置。而為探討此一系列置對於均質化模式之適用性，本研究亦參採各項設計資訊，並於 4.1.2 節設計乙種假想 DFC 進行研究。

如圖 28 所示，由於此種假想 DFC 內部保留有極大面積佔比之空間未安置任何熱源，故整體溫度分布主要由環狀列置之燃料棒所決定，而中央部位亦因此而有一均勻的高溫分布，代表著在穩態狀況下無任何熱源進出此區域。所裝載的受損燃料棒，其熱源亦將藉由傳導與輻射向外部的 DFC 殼體傳輸，僅在部分區域因為固體材料(如 DFC 套管、燃料丸與受損護套等)之熱導率較佳，而使溫度分布略為扭曲，但整體而言溫度分布仍近似同心圓。

經均質化處理後之模擬結果如圖 29 所示。因熱源均質化處理係以體積比(燃料丸 VS 整個 DFC)進行平均，故原本中央部位無熱源之配置將導致模擬結果出現差異，使得燃料溫度呈現更為完美的同心圓分布，而非如同圖 28 的實際模式出現中央平坦之溫度分布。若進一步進行比對可知，均質化後雖然使整體溫度分布略有改變，但計算所得之最高溫度值將不致有顯著影響。圖 30 為乾貯常見操作溫度範圍下，兩種模式計算所得之溫差比，其結果顯示，均質化模式所求得之溫度與實際模式相近，僅於部分案例中因數值收斂性，或等效熱導率曲線適配化的過程引入些許誤差。

綜合以上對於 DFC 之溫度分布討論可知，過往常使用的均質化技巧亦可適用於 DFC 之處置，惟應注意隨著燃料棒分布的不均勻或將導入部分特性上的差異，但對於溫度計算結果的保守性上，仍不致於有顯著影響。

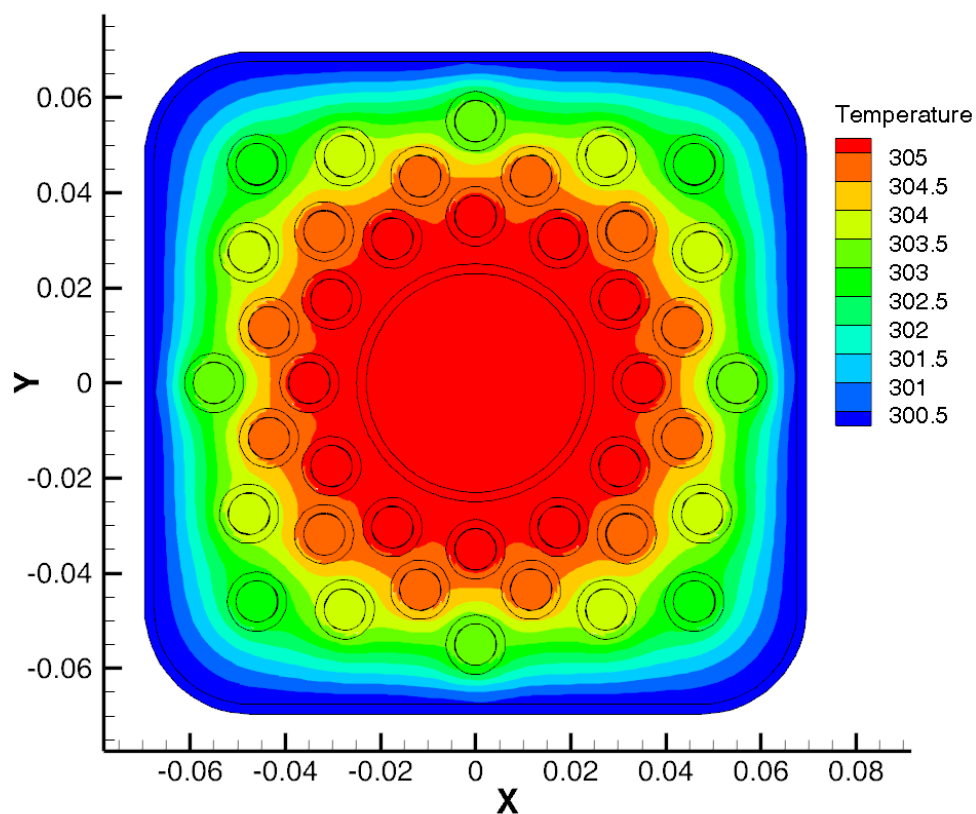


圖 28、假想 DFC 之二維模式計算所獲溫度分布

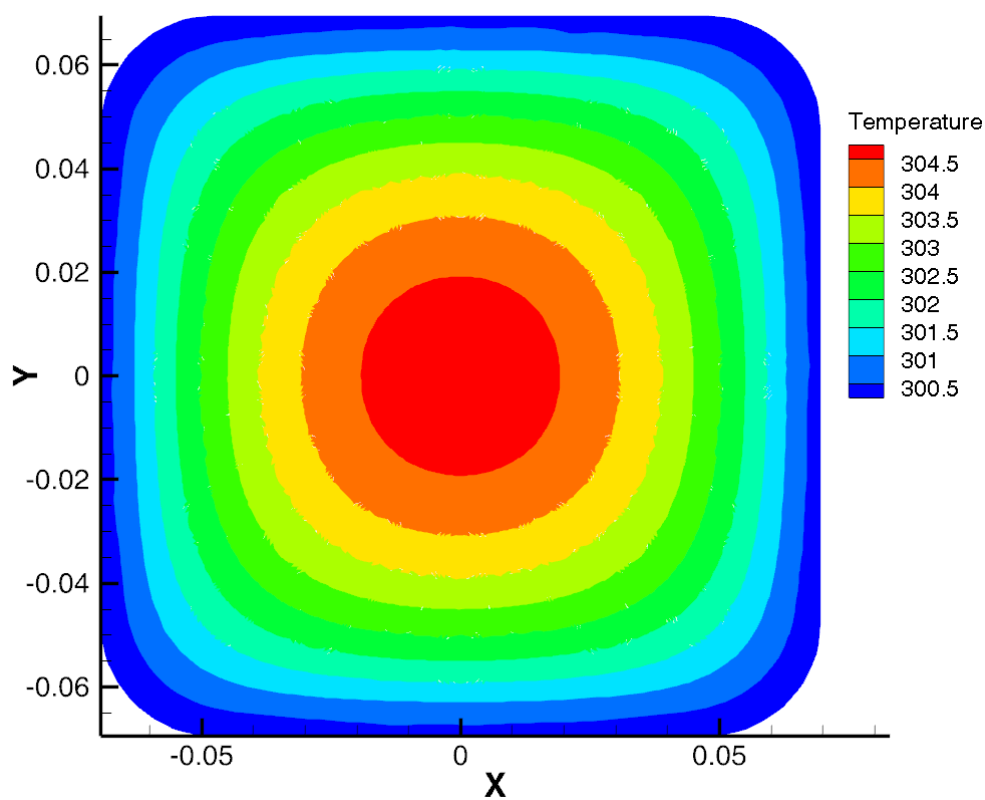


圖 29、假想 DFC 經均質化後所獲溫度分布

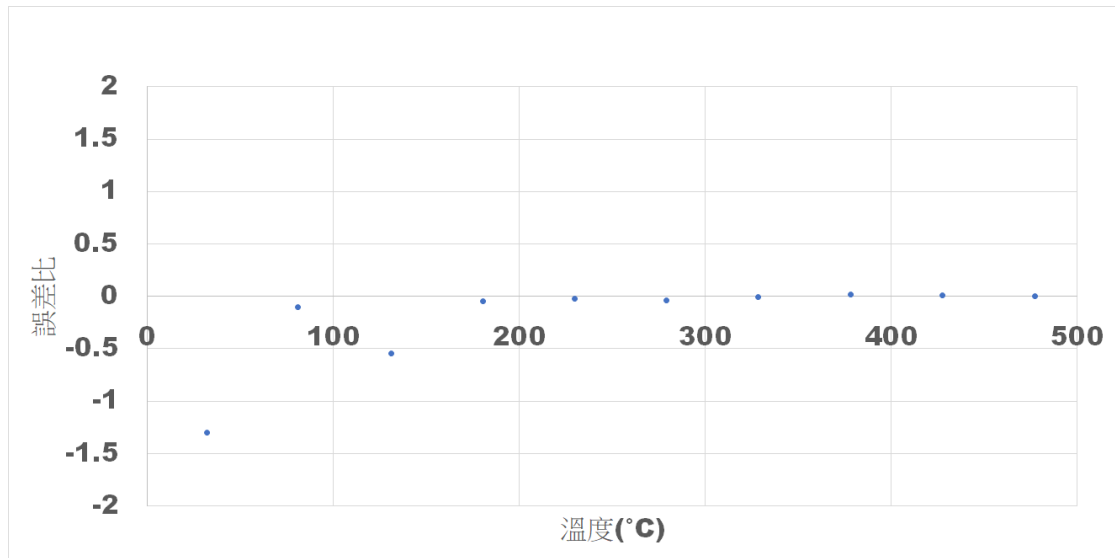


圖 30、假想 DFC 以均質化處理後，與原模式之最大溫度誤差比

5.1.4 裝載 DFC 與否對熱流分析具有涵蓋性之評估

經由前述各小節所探討之各式 DFC 裝載模擬結果，包括對於燃料本身、提籃或是 DFC 之熱流特性分析，各項發現可歸納如下：

- 1．透過 5.1.1 之討論可知，任何類型的燃料束即使存在燃料陣列與尺寸上的差異，原則上仍可利用 SNL 之經驗公式獲得對應之等效熱導率；
- 2．燃料束存在水棒與否可在均質化過程中提供對應之保守性，水棒所佔面積比愈大改變最熱棒位置並縮短其與邊界的距離；亦即均質化過程中忽略水棒之存在將有助於結果之保守性；
- 3．若採用 NGC 類型之 DFC，將僅會影響提籃與燃料方管之間的等效熱阻。惟因 DFC 殼體具有增加等效熱導率之效果，故在說明完整且可證實其保守性之前提下，將 NGC 類型之貯存單元(受損燃料加 DFC)視為一般燃料之技術可行性，可由 5.1.1 節與 5.1.2 節所探討內容得證；
- 4．採用 GSC 類型之 DFC 時，雖然會造成整體溫度分布特性上的差異，但整體而言經適度處理後，仍不致影響均質化技巧之保守性與適用性。惟審查期間廠家應提交合適之佐證資料，以確保處置之合適性。

綜合本節各項發現，對於護箱內裝載各種狀況之燃料，無論其採用何種裝載方式，如逕行裝載(如 ISG-1 所稱有缺陷燃料)、採用 NGC 封裝(無燃料九重排疑慮)之燃料、或是採用 GSC 封裝(潛在重排或原本即為碎片)之燃料組件，皆可沿用相同處理技巧進行簡化。

5.2 裝載 DFC 與否對標的護箱之熱流特性影響研析

如圖 31 所示，在進一步比對 NAC-UMS 於標準裝載條件(圖 a)與角落裝載四束 DFC(圖 b)時，即使將 DFC 對燃料方管之所有熱導特性影響；例如較高的熱傳導率與較大的熱質量等影響納入考慮，兩者溫度分佈與元件最高溫度值幾乎並無不同。這是因為 DFC 所造成的熱導率影響有限，且整體影響仍與裝載數量有正相關。為能探討 NAC-UMS 於不同位置裝載 DFC 時所造成的熱流影響，本節將以標的護箱之提籃分區為基礎(如圖 32 所示)，對 NAC-UMS 裝載不同 DFC 數量、位置與類別所造成的熱流影響進行探討。依此規劃，A 區裝填時計有 12 束 DFC 置入提籃中央，而選用 B 區裝填時將於中間環形區間置入 18 束 DFC，若選擇 C 區裝填時則在最外圍置入 26 束 DFC。

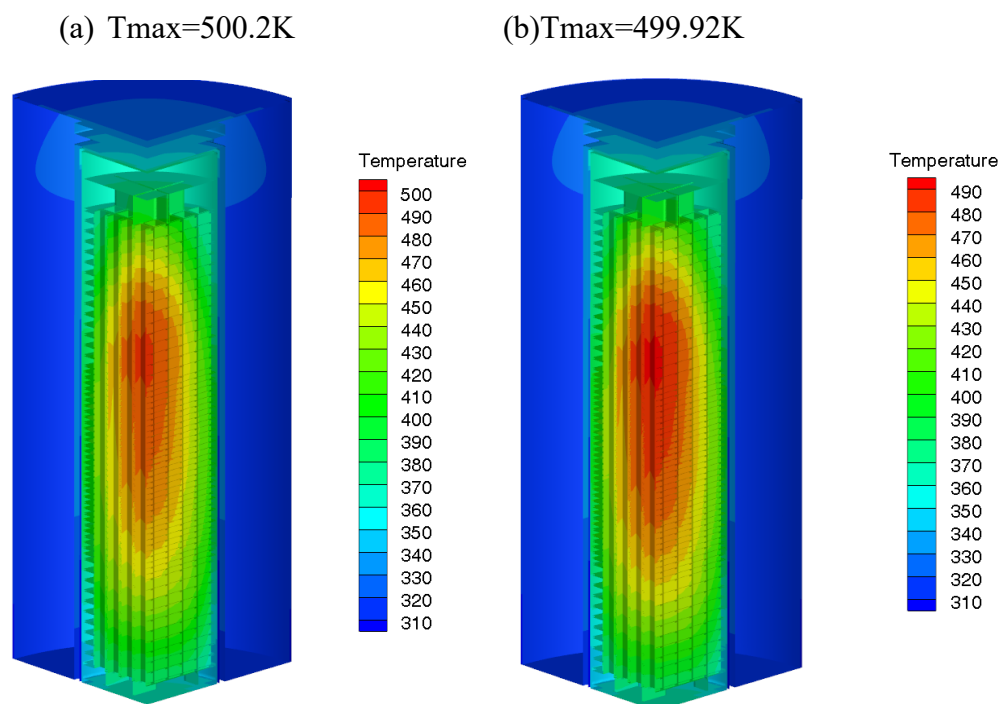


圖 31、NAC-UMS 於提籃角落裝載四束 DFC 之熱流分析結果(a)標準裝載；(b)四束 DFC。

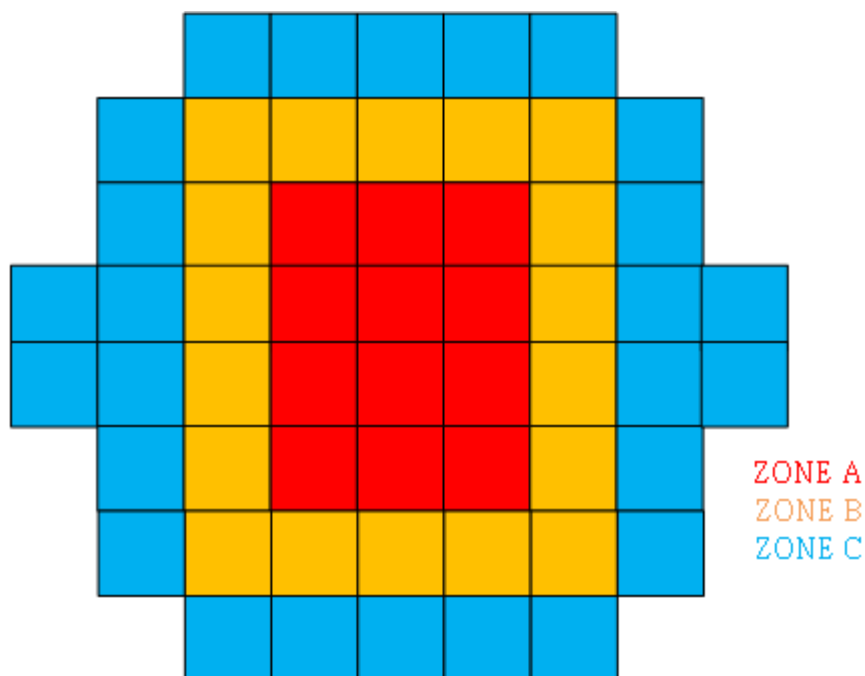


圖 32、NAC-UMS 提籃分區示意圖

5.2.1 裝載不同數量 DFC 對熱流行為之影響

本節主要以無氣密與防止燃料九重排功能之 NGC 類型 DFC(如 NAC 公司之 DFC)進行分析，並評估 DFC 在不同裝載規劃下之影響。如圖 33 所示，由於 NGC 類別的 DFC 在裝載受損燃料時，僅會造成燃料提籃的等效熱傳導率略為增加，但不致影響整體之熱傳途徑。是故，整體溫度分布與未裝載 DFC 之標準案例或是僅裝載四束 DFC 之案例(圖 31 所示)並無顯著差異。

即使將不同裝載案例所得之元件溫度予以無條件捨去，以放大各案例間之差異量，量化數顯示(表 11)裝載 DFC 所造成的結果差異仍然極為有限。各案例在與裝載標準燃料之案例進行比較後可以發現，分別在 A 區、B 區與 C 區裝載 DFC 所造成的最大溫差僅有 7°C 左右，其中又是 C 區裝載 DFC 之案例溫度最低。這是因為 DFC 有助於改善最外圍結構之傳導熱阻，是故在位於最外圍的 C 區裝載 DFC，可以直接增加提籃與 TSC 之間的熱傳效果。而即使全數裝載 DFC，亦未對整體護箱之熱流表現產生不利之影響。

綜合以上裝載不同數量與位置之 DFC 情境之熱流分析結果可再次印證，DFC 有助於改善整體提籃之熱傳效果而不致造成安全分析疑慮；廠家可以藉由合理的技術表現 DFC 之熱流影響並詳細描述裝載規劃(包含 DFC 內容物之裝載確認)，即可確保裝載條件受安全分析報告結果所涵蓋。

表 11、NAC-UMS 於不同提籃位置裝載 DFC 時之溫度表現

	Fuel	Boral	Al. Disk	304 Disk	TSC
STD	500	497	489	495	403
4DFC	499	495	486	493	403
Zone A	495	491	487	490	402
Zone B	494	488	485	487	402
Zone C	493	487	474	486	401
Zone All	490	480	476	480	400

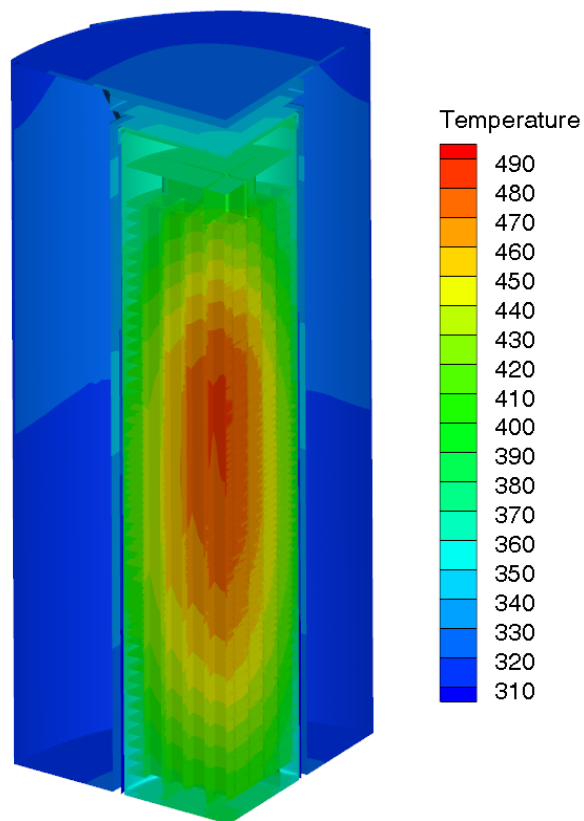


圖 33、NAC-UMS 所有格架裝載 DFC 之溫度分布

5.2.2 NAC UMS 發生假設性燃料碎裂時之熱流影響

經由上述的討論可以得知，護箱裝載 DFC 後進行正常貯存並不會造成額外的安全疑慮；但因為 NGC 類型的 DFC 本身並無防止燃料丸重排的功能，故採用此類 DFC 裝載時仍應針對 DFC 內貯燃料發生假想性碎裂之狀況進行考慮。對此，本研究進一步將燃料碎裂之情境導入模式中，以探討燃料有效發熱段因為護套碎裂並產生燃料丸重排時所造成之熱流影響。

分析結果顯示(圖 34)當燃料發生重排現象時，碎片密集化的狀況將使燃料碎片往 DFC 底部堆積，進而導致熱點(Hot Spot)位置之改變。分析結果亦指出，燃料碎裂並於 DFC 底部重新排列之時將增加熱源區的熱傳導率，因此雖然燃料碎裂會使有效發熱段縮短並造成較大的局部熱產生率，但仍未大幅提高燃料溫度。值得注意的是，燃料已經碎裂的情況下，主管機關對溫度的管制重點應著重於其它組件是否受熱而超出設計限值之狀況，而非燃料護套本身溫度。表 12 詳列出不同提籃位置發生燃料碎裂情境時之元件溫度表現。結果顯示，當單一區域之燃料發生碎裂時，其所造成的溫度改變並不明顯。這是因為單區提籃位置發生燃料碎裂雖然會造成熱傳途徑的變改，但因為整體護箱內的對流機制仍會自動調節並補償損失的熱傳能力，並抑制溫度的上升。但當所有燃料同時發生碎裂情況時，提籃內的發熱源位置將由原本的中段高度同時移動至提籃底部。此一現象除了將抑制原有的對流效應之外，亦將使得所有熱源直接透過燃料碎片由內而外徑向傳遞。也因為自然對流條件下，TSC 表面的局部熱傳能力有限，使得護箱在熱源最為集中的情境下無法只藉由 TSC 底部的表面積將所有熱源移除，進而造成 TSC 與整個熱傳途徑上的所有元件出現溫度提高的狀況。表 12 進一步量化所有案例之溫度值，其結果顯示在最為極端的假想情境下，提籃組件，如 BORAL 或是不銹鋼製圓盤，確實會因為燃料的熱集中效應而造成溫度上升。

此外，若由於溫度的分布必然是燃料發生結構改變後才伴隨產生，因此無法僅藉由熱流分析評估斷定在此假想此情境下，是否可能因為碎片緊湊堆疊以及伴隨的熱膨脹而進一步對 DFC 或其它組件造成應力，導致衍生出組件破壞、變形或操作功能受限之狀況。對此，主管機關或可要求廠家評估並進一步說明其可能影響。

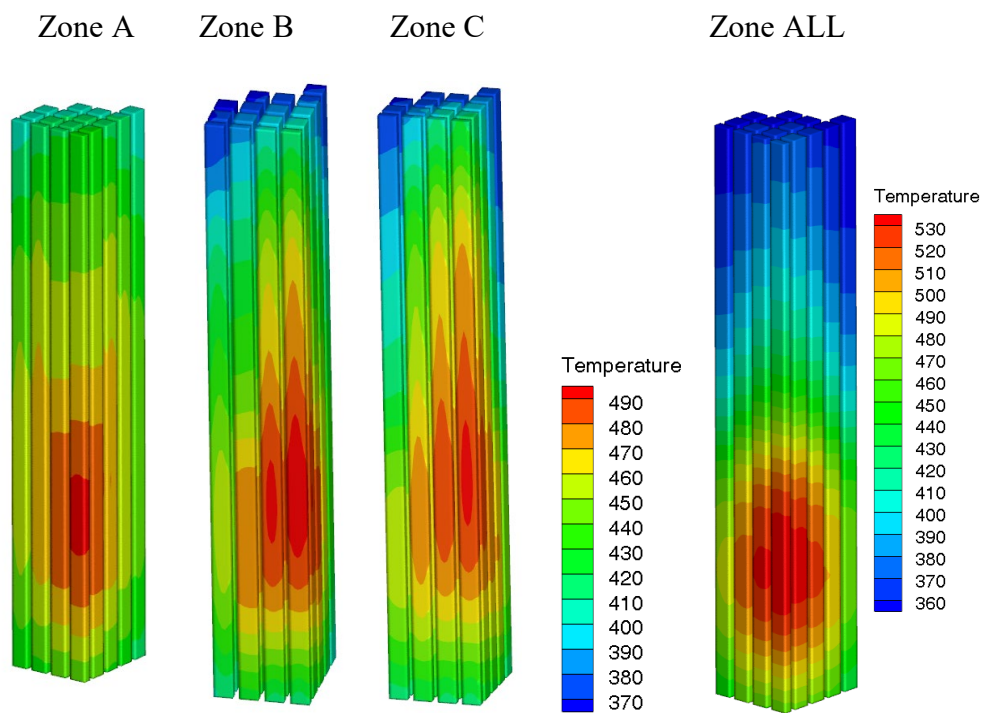


圖 34、NAC-UMS 不同區燃料發生假想性燃料碎裂時之溫度分佈

表 12、NAC-UMS 於不同提籃位置發生燃料碎裂時之溫度表現

	Fuel	Boral	Al. Disk	304 Disk	TSC
Zone A	504	500	495	498	403
Zone B	498	487	485	487	405
Zone C	493	483	480	482	411
Zone All	539	534	532	535	437

5.2.3 NAC UMS 裝載不同 DFC 類型對熱流特性之影響

由 5.2.1 與 5.2.2 節的討論可以得知，NGC 類型的 DFC 可以分別藉由燃料結構發生改變與否進行案例假設與規劃，並在同一套分析模型中導入對應之熱傳參數；例如有效發熱段長度、熱功率密度以及等效熱傳導係數等呈現不同假想情境下之熱流結果。然而目前市面上仍有一類具有氣密能力之 GSC 類型容器；例如西屋公司與 GNS 的 QUIVER 或是 AREVA 的 Capsule 容器。此類容器係利用燃料棒的重新裝填與密封，提供受損燃料棒額外的支撐結構，除可避免燃料護套在貯存期間進一步劣化之外，亦可防止重排現象的發生。這意味著當廠家以此類 DFC 裝載受損燃料束時會使得每一個提籃位置具有的熱產生率減少、熱傳導特性增加且不會發生燃料丸重排事件，這意味著若廠家選用此類 DFC，應可以標準燃料分析結果進行涵蓋。

為能證實此點，本研究以第四章所示之假想 QUIVER 組件與標準燃料進行 NAC-UMS 提籃之裝載組合設計，以探討提籃內不同分區裝載 DFC 時之熱流特性。結果顯示(如圖 35 所示)裝載 GSC 類型的 DFC 並不會影響整體之溫度分布，且因為燃料熱源項之減少以及熱導率之增加，將使得裝載愈多 GSC 組件之 NAC-UMS 具有更低的元件溫度(如表 13 所示)。

整體而言，由於 GSC 組件有其獨立之裝載與乾操作業，並具有防止燃料丸重排之能力，故當廠家使用此類 DFC 裝載受損燃料棒時，主管機關可在確認其 DFC 裝載作業能提供與完整燃料護套相同的能力(包含結構、熱流與材料劣化等)後逕行將其視為完整燃料，並藉由目前審查導則已要求之案例分析確認其安全性，而無需要求廠家就其它可能假想事件進行補充。

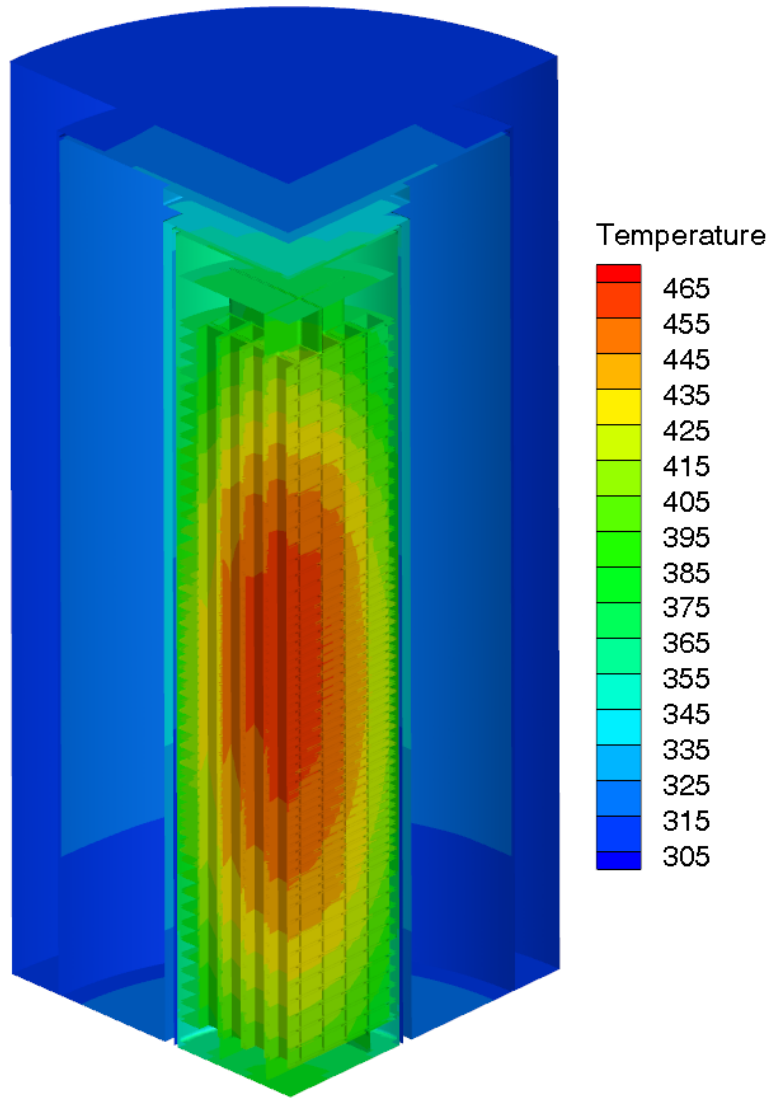


圖 35、NAC-UMS 於 A 區裝載假想 QUIVER 組件之熱流分析結果

表 13、利用 GSC 類型 DFC 裝載受損燃料之溫度表現

	Fuel	Boral	Al. Disk	304 Disk	TSC
STD	500	497	489	495	403
Zone A	465	460	458	460	397
Zone B	441	439	437	439	386
Zone C	435	432	429	432	374
Zone All	411	410	406	409	362

5.3 其它可能裝載 DFC 所致之熱流特性影響研析

由 5.2 節的討論可以得知，受損燃料不論裝載於何種 DFC 中，皆將受益於 DFC 組件所提供的熱傳能力，使 DFC 具有比標準燃料更高的熱導率以及較大的熱質量；甚至在 GSC 類型的 DFC 中，更將因為燃料棒數量的減少而具有比標準燃料更低的溫度表現。

由於裝載在 NGC 內的受損燃料束仍可能在裝載與貯存期間的任一時間點發生燃料丸重排現象，當此類假設性事故發生時熱源集中效應將導致護箱內部分元件溫度上升。考量裝載作業期間的壓力、溫度變化或將遠大於貯存期間，本節特別針對裝載受損燃料之 NGC 組件，評估其於裝載作業階段受假想性燃料丸重排事件之熱流影響，以釐清裝載作業階段發生假設性事故時，是否潛藏需注意的熱流影響。

考量裝載作業期間提籃內所有燃料同時毀損之狀況微乎其微，且於裝載階段發生此類事件時，該護箱預期將不容許逕行實施後續封銲與乾操作業；故以下將依據 5.2.2 節之分析結果，選擇以 A 區提籃發生燃料丸重排事故之情境進行分析。

5.3.1 充水階段燃料丸重排之熱流影響

如圖 36 所示，當 NAC-UMS 提籃 A 區之 DFC 於充水階段發生燃料丸重排時，燃料溫度將因為熱源在提籃底部的密集化而快速升溫。自作業階段開始($42^{\circ}\text{C}/315.15\text{K}$)至溫度達到充水作業階段的溫度限值($93.3^{\circ}\text{C}/366.45\text{K}$)僅需 10.3 小時左右，遠低於原安全分析報告(如圖 37 所示)中 21 小時之作業時限。這是因為當燃料丸重排所產生的熱源密集化除了令局部的冷卻水溫度快速上升之外，也因為對流效果受到限制而侷限護箱內的溫度均勻化效果。這使得圖 38 所示之整體傳送護箱溫度，在充水階段結束時大部分的結構與冷卻水溫度都遠低於 93.3°

C(366.45 K)。此一結果指出，燃料在裝載作業階段發生重排將會直接影響容許作業時間。雖然實際作業時間受影響的程度將因為受損燃料束的數量較低而不致如此明顯，但事件發生現場人員僅能以抽氣所得之活度值等有限手段評估其破損率，但難以精確評估其破損位置及燃料丸重排之分佈。本研究綜合考量熱流分析結果與阿肯色州電廠裝載期間燃料受損案之豁免申請案資訊，建議主管機關可向廠家提出額外要求，令其於安全分析報告送審前先行評估對應情境之熱流特性並研擬充水作業期間發生燃料破損時之應變方案與作業程序。

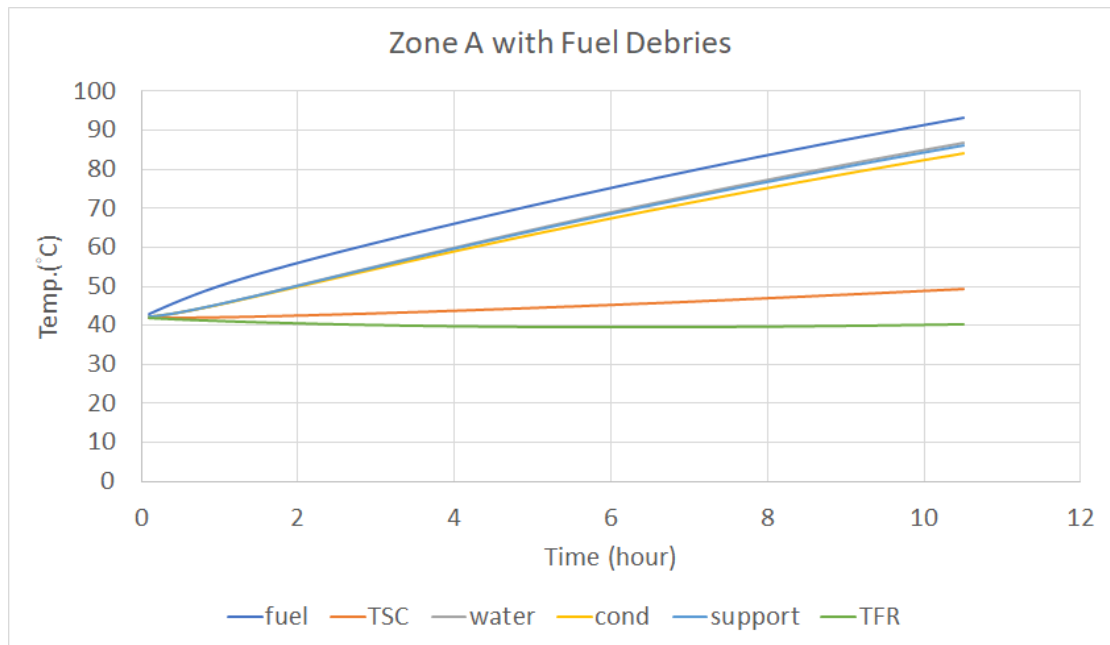


圖 36、NAC-UMS 於 A 區發生燃料九重排時，充水階段之升溫趨勢

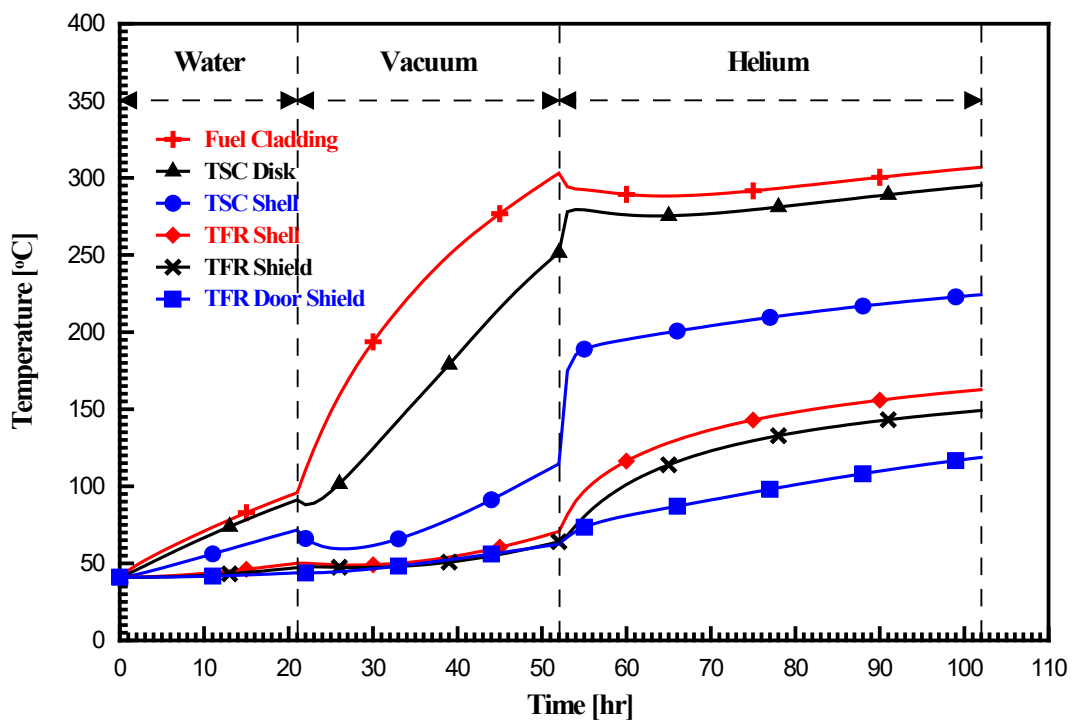


圖 37、INER-HPS 正常案例下之裝載作業階段溫升趨勢

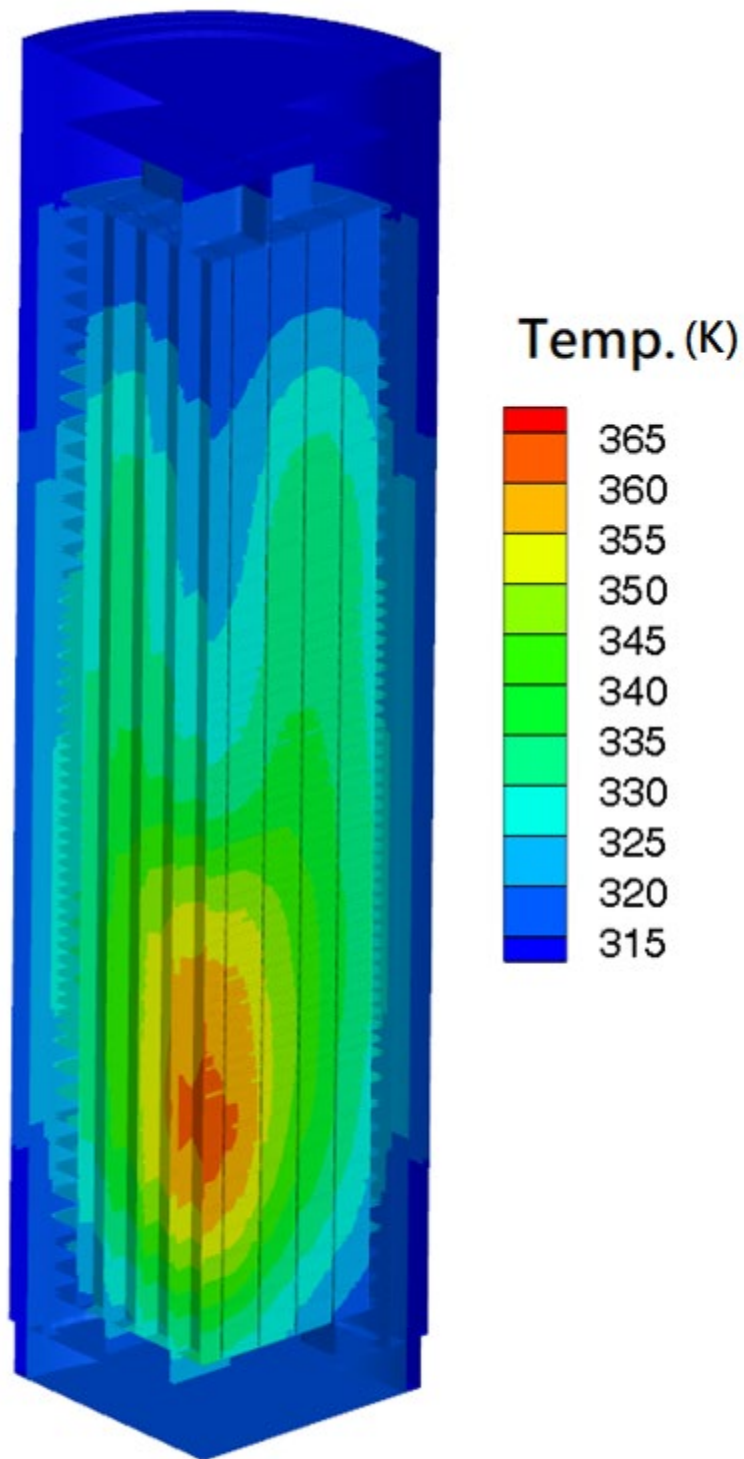


圖 38、NAC-UMS 於 A 區發生燃料丸重排時，充水階段結束之溫度(K)分布

5.3.2 真空階段燃料丸重排之熱流影響

NAC-UMS 護箱在充水狀態下完成上蓋封鐸的作業後，將進一步排除內部水份並進行真空乾操作業，為此本研究將前節計算結果作為本階段之初始條件，並以暫態求解方式評估此階段下輻射熱傳對燃料發生重排事件時的熱傳貢獻。

由於原有安全分析報告中係規劃以 30 小時作為真空乾燥之用，為令後續分析結果有足夠的資訊進行比較，本節遂引用相同作業時限來作為計算條件，以確認相關事件發生後的作業時限內是否存在熱流安全疑慮。

圖 39 為 NAC-UMS 護箱發生 A 區燃料丸重排事件後，自充水階段至真空乾燥階段結束之暫態升溫趨勢；由圖 40 可見，燃料丸重排所造成的高傳導特性以及 5.3.1 節提及燃料溫度的不均勻性，使得燃料組件在乾燥作業期間，高溫碎片區受高傳導與低周圍溫度材料所造成的熱散失現象而具有比標準燃料更為和緩的升溫趨勢。

綜合比較充水與真空階段的差異可以得知，燃料丸重排確實會對整體熱流特性造成影響，惟仍需視作業期間的介質與溫度限值進行評估才可確認其影響。在真空階段下，若廠家可以提供類似 HOLTEC 對 NRC 提交 ANO1 事件的評估報告，證實此一情境下燃料丸重排所造成的熱傳導貢獻可以避免情境進一步惡化，主管機關或可在此情境之審查中排除熱流相關議題之影響，專注於其它議題之審查以作為相關作業准駁之依據。

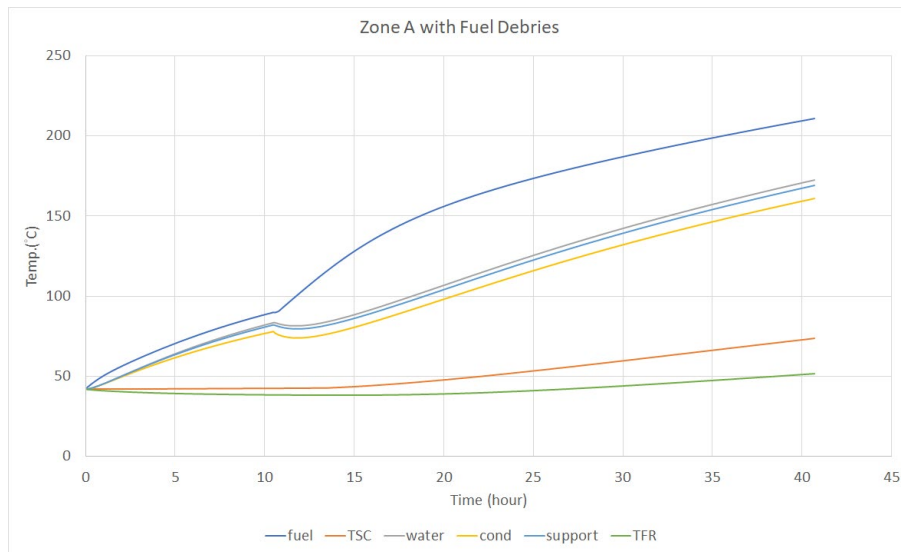


圖 39、NAC-UMS 於 A 區發生燃料丸重排時，真空乾燥階段之升溫趨勢

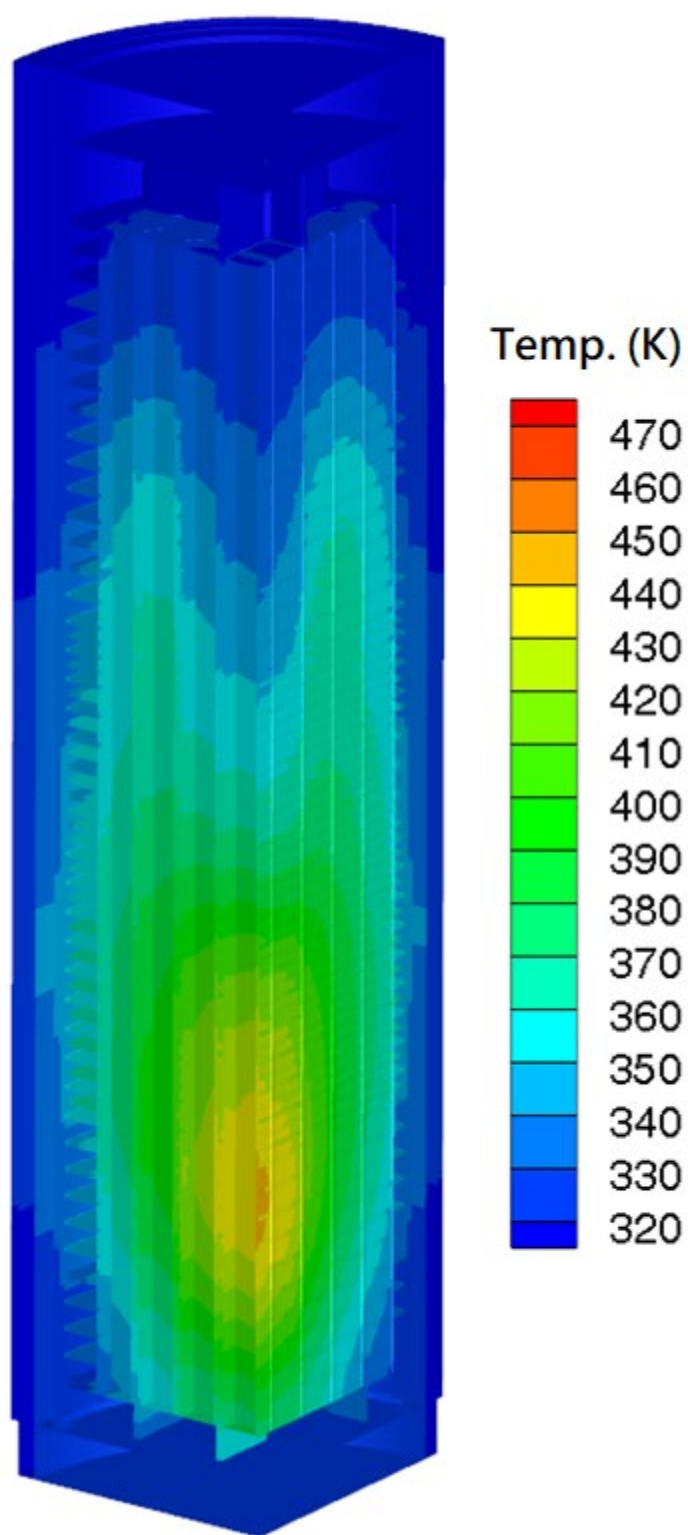


圖 40、NAC-UMS 於 A 區發生燃料丸重排時，真空階段結束之溫度(K)分布

5.3.3 充氦階段燃料丸重排之熱流影響

當貯存有受損燃料的護箱在裝載時發生燃料丸重排事故時，已證實對於充水階段具有最顯著影響。但因為該階段的容許作業時間顯著縮短導致整體護箱實際累積熱源較少，以及真空階段下提籃局部熱傳導率受燃料碎片緊密堆疊影響而增加，使得較低累積熱以及較高熱擴散能力的提籃，在真空作業階段的溫升不若安全分析報告之結果明顯。此一熱流情境使得護箱進入充氦階段(如圖 41 所示)時亦呈現與安全分析報告不同的變化：

1. 由於溫度過低且整體熱分佈不均之狀況，護箱進入充氦階段時仍處於持續升溫之狀況，但該溫度值仍明顯低於安全分析報告之結果；
2. 填充氦氣進一步造成熱傳導能力的提升，並明顯使燃料束的升溫速率下降；此一效應亦同時影響與燃料接觸的提籃組件；例如導熱圓盤(標示為 cond 線段)與支撐圓盤(標示為 support 線段)，令其升溫速率趨緩。
3. 由於熱傳導能力的提升，導熱圓盤與支撐圓盤的溫度亦進一步降低，並進一步令密封鋼筒(TSC)與傳送護箱內殼體(TFR)的溫差逐步趨於穩定。

圖 42 為充氦作業階段終了時的整體傳送護箱、提籃與各區燃料之溫度分布，其結果顯示熱點溫度仍與 A 區燃料碎片之堆積位置一致。以上各項熱流特性研析顯示，雖然充氦階段的溫升趨勢仍受到最初充水階段之影響而與標準裝載案例有所不同，但分析結果證實即使護箱內燃料束發生假想性的重排現象，仍不致於影響整體之散熱機制。護箱歷經充水階段與真空階段的升溫後，最終仍因為填充氦氣而使整體的熱傳表現近似於 5.2.2 節所呈現的熱流特性。另一方面，此一結果亦證實裝載期間發生燃料丸重排現象，亦不致影響充氦階段下之容許作業時限。主管機關或可在此情境之審查中排除熱流相關議題之影響，專注於其它議題之審查以作為相關作業准駁之依據。

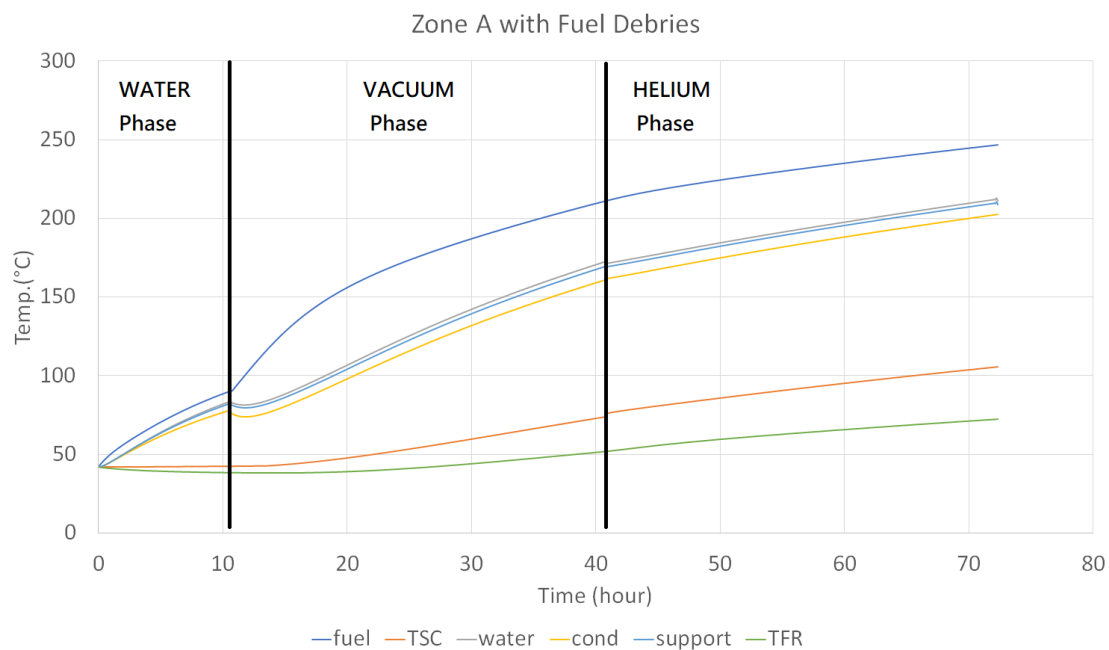


圖 41、NAC-UMS 於 A 區發生燃料丸重排時，整體裝載作業之溫升趨勢

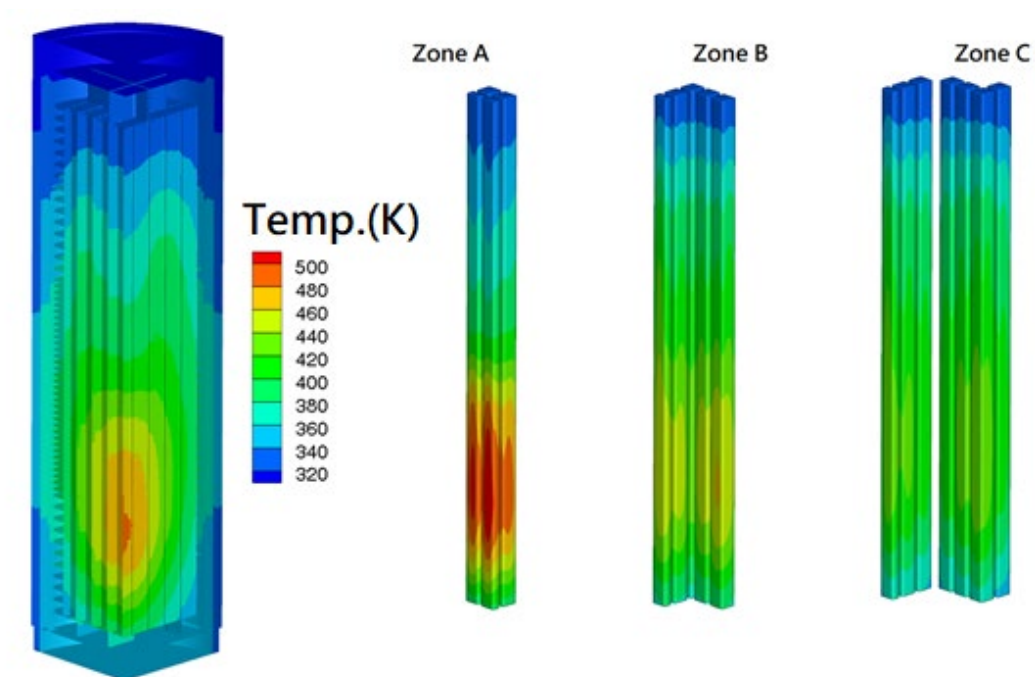


圖 42、NAC-UMS 於 A 區發生燃料丸重排時，整體裝載作業終了之溫度(K)分布

5.4 不同 DFC 設計對熱流安全之特性研析

綜合本報告各節針對材料性質、模式適用性、分析結果涵蓋性與潛在意外情境之影響後，本研究進一步於表 14 中彙整乾貯護箱裝載不同類型燃料之差異。其結果可依據實際作業、熱流分析與安全管制概述如下：

相較於裝載完整燃料，利用乾貯護箱裝載非完整燃料時並未帶來任何作業程序之差異，但若廠家擬以非氣密性 DFC 裝載受損燃料，則可能因為所選之 DFC 設計，而需於裝載前將燃料束置入 DFC 中、或將 DFC 先行置於提籃特定位置於吊運時將受損燃料置入提籃內之 DFC。相形之下若廠家選擇以具氣密能力之 DFC 裝載受損燃料棒，則其作業流程將最為繁瑣，依據 DFC 之設計不同，廠家需先行將燃料束加以拆解，並將受損燃料置入 DFC 中對應之孔位，待完成 DFC 裝載之後亦需依其 DFC 設計程序進行乾燥與密封作業；此外，當受損燃料棒抽離原有燃料束位置時，原燃料束應依相關規定，以假棒修復至符合完整燃料之標準，而不得有缺件、缺棒之情況。完成上述作業後，不論護箱內是否裝有任何形式的受損燃料，其充水至貯存階段幾無作業流程之不同。

然而，若由熱流分析的角度來進一步檢視，雖然裝載任何已裝罐之受損燃料將促使護箱內具有較佳的熱傳能力，但綜合本團隊過往之研究發現，仍建議廠家應就較低熱源與較佳熱傳導時所造成的熱分布、或是受損/具髮絲孔缺陷之燃料束滲水而不易乾燥之情境加以評估，以確認整體乾燥作業仍可符合長期貯存需求。

除此之外，由於受損燃料係因其功能已無法滿足後續作業需求加以定義，故裝載受損燃料時應確認是否潛在發生燃料九重排之現象，若廠家選擇以無限制燃料束外型之 DFC 進行裝載，則應考慮燃料九重排情況下可能對充水、真空、傳送與貯存之情境加以分析，以提供對應之容許時限或應變措施所需之熱流評估依據。

主管機關或可依據前述提及之各項前置準備、額外事故與作業評估等建議，
要求廠家釋疑，或提供對應規劃程序書及評估計算結果作為審查佐參資料。

表 14、不同 DFC 裝載受損燃料之熱流相關安全特性與對應分析需求比較

燃料類型 作業階段	非完整燃料	受損燃料	
		非氣密 DFC	氣密 DFC
作業差異比較			
裝載前準備	無	燃料束裝載 或 DFC 安裝	燃料棒裝填/容 器乾燥與密封
充水階段	無		
真空乾燥	無		
充氬傳送	無		
貯存階段	無		
熱流對應分析需求			
裝載前準備	標準		DFC 乾燥評估
充水階段	標準		
真空乾燥	乾燥有效性說明或評估		
充氬傳送	無		
額外情境分析	標準	燃料丸重排	標準
額外作業程序	標準	意外作業之應 變措施評估	標準
安全管制額外注意事項			
裝載前準備	無	燃料棒、束與 DFC 裝載程序	
充水階段	無	容許時間	無
真空乾燥	乾燥作業有效性		
充氬傳送	無		
額外情境分析	無	燃料丸重排	無
額外作業程序	無	燃料丸重排	無

第六章、熱傳審查重點與注意事項回饋

本研究在藉由計算流體力學分析技術進行研析後，已完成乾貯護箱裝載受損燃料之熱流影響研析。各項技術發現與管制建議可逐一彙整如下：

1. 目前商用 BWR 燃料採用 SNL 均質化處理技術進行簡化，皆可獲得正確之等效熱導率；惟廠家應提交之佐證資訊以證實所採用等效性質之代表性；
2. 護箱內所有可能裝載之貯存單元，包括完整或受損燃料，其均質化處理皆可以燃料束均質化以及提籃均質化兩種方式及其組合來呈現對應的熱流特性；
3. 基於熱流分析時貯存的燃料組件皆已均質化，若分析方法論中已利用合適之分析技術處理軸向功率分布、材料性質等條件，廠家確實可藉由乙套分析模型搭配各項性質，並用於分析各種完整燃料與受損燃料之裝載組合而無需改變幾何模型；
4. 雖然 DFC 能增進提籃局部熱傳能力，但若廠家選用無法防止燃料九重排的 DFC 裝載受損燃料，建議主管機關仍應要求廠家適度說明燃料九重排情境之熱流影響，並提交對應分析資訊；
5. 由於無法預期燃料九重排事件發生的時間點，廠家應對整體作業期間之各個階段，例如裝載、乾燥與貯存階段進行評估，並視需求提供對應之暫態或穩態分析結果以說明假想情境對熱流之影響；主管機關必要時亦可要求廠家提交對應的因應措施或作業程序以反應事件發生之處理原則。

第七章、結論與建議

藉由國際資料之蒐集，本研究獲得進行熱流分析所需各項護箱與假想 DFC 設計資訊。研究團隊進一步藉由已有分析先例之 ANSYS-FLUENT 進行分析模式建立，其目的係希望藉由分析工具所提供之功能，將假想護箱(NAC-UMS)裝載各種可能燃料條件；包括正常燃料以及不同 DFC 裝載後之受損燃料，整合為單一幾何模式之方法論。研究結果證實，單一護箱模型搭配對應的均質化技巧，確可藉由熱流學理與程式代碼化的整合，提供裝載 DFC 所需之各項等效熱傳係數及熱源項。

基於所開發的熱流分析方法論，研究團隊藉由不同參數之組合探討 NAC-UMS 裝載不同 DFC 類型、數量與位置所致之熱流特性。其結果顯示，裝載 DFC 不致對護箱熱流特性造成顯著影響。而更進一步的假想性燃料九重排事件分析則顯示，護箱在極為保守的事故情境中仍不致造成嚴重之熱流失效狀況，惟需注意局部熱累積對於具時限之暫態作業影響。

上述各項所獲之技術研析發現，業已依模式發展、參數計算、裝載評估與作業影響加以區分，並提出對應結果與管制建議供主管機關參考。

參考文獻

- 1、許榮鈞、曾永信等人，“112年室內乾貯設施輻射特性及乾貯護箱乾操作業之管制技術研究 國際間裝載受損燃料之護箱與DFC案例研析，112年12月。
- 2、物管局，“用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則，” 會物字第10800005551號 令，民國 108 年 01 月 18 日。
- 3、Ansys, “FLUENT 2023 R1 User Manual,” 2023.
- 4、Ansys, “FLUENT 2023 R1 User Defined Function Manual,” 2023.
- 5、NRC., “Computational Fluid Dynamics Best Practice Guidelines for Dry Cask Applications: Final Report ,” NRC-2152, Final Report, 2012.
- 6、NRC., “Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems and Facilities - Final Report ,” NRC-2215, Final Report, 2020.
- 7、Y.S. Tseng, C.H. Lin, C. Shih, J.R. Wang, “Evaluating the feasibility of new surveillance concept for Dry Storage System through CFD methodology,” Annals of Nuclear Energy, Vol, 304, pp.1-10 ,2016.
- 8、GE, “GE12 Compliance with Amendment 22 of NEDE-24011-P-A(GESTAR II),” 1994.
- 9、台灣電力股份有限公司，“核一廠用過燃料式貯存設施安全分析報告”， 97 年1月。
- 10、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熱傳安全驗證研究，” 101年12月。
- 11、許榮鈞等人，“除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存安全管制技術，” 期末報告，106年12月。
- 12、許榮鈞等人，“精進用過核燃料室內乾式貯存設施安全審查技術之研究，” 期末報告，107年12月。
- 13、Tengfei Xiang et. al, “Effect of current density wettability and corrosion resistance of superhydrophobic nickel coating deposited on low carbon steel,” Materials and Design 2016.
- 14、J. H. De BORE, “ZIRCONIA,” ISSN:1957-4386, 1971.
- 15、F. Bohroozi, “Determination of contact angle from the maximum height of enlarged drops on solid surfaces,” American Journal of Physics Vol. 80, pp284, 2012.
- 16、Mei-Ya Wang & Tsung-Kuang Yeh, “Evaluation of Early Hydrogen Water Chemistry on Corrosion Mitigation in Boiling Water Reactors,” Nuclear Science and Engineering Vol. 186, pp180-189, 2017.
- 17、S. RITTER, P. V. GRUNDLER, and L. VELEVA, “Pt Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors: The NORA Project,” Paul Scherrer Institut (2014);

- <http://www.psi.ch/lnm/NoraEN/NORA.pdf> (current as of Aug. 30, 2016).
- 18、S. E. GARCIA et al., “Effect of Hydrazine, Carbohydrazide and Hydrogen Injection on Noble Metal Treated Stainless Steel ECP and IGSCC Mitigation During BWR Startups,” Proc. 2010 Int. Conf. Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems, Quebec City, Québec, Canada, October 3–7, 2010.
 - 19、A. ABE et al., “Mitigation of SCC Initiation on BWR Core Internals by Means of Hydrogen Water Chemistry During Start-Up,” Nucl. Sci. Eng., 149, 312 (2005); <http://dx.doi.org/10.13182/NSE149-312>.
 - 20、王美雅等人，“108年核能安全管制及安全度評估技術能力建立-核電廠於除役過渡前期的材料劣化評估研究，” 期末報告，108年12月。
 - 21、A. J. Elliot, The Reaction Set, Rate Constants and g-Values for the Simulation of the Radiolysis of Light Water over the Range 20o to 350°C Based on Information Available in 2008, Atomic Energy of Canada Limited, AECL-153-127160-450-001, August, 2008.
 - 22、CNWRA. Extended Storage and Transportation: Evaluation of Drying Adequacy. Authors: H. Jung, P. Shukla, T. Ahn, L. Tipton, K. Das, X. He, and D. Basu, San Antonio, Texas: Center for Nuclear Waste Regulatory Analyses. 2013.
 - 23、NUREG/CR-6846, “Air Oxidation Kinetics for Zr-Based Alloys,” U.S. Nuclear Regulatory Commission,” ML16112A084, Argonne National Laboratory, 2004.
 - 24、W.Y. Wang, “Spent Nuclear Fuel Heatup Calculations Supporting Emergency Planning Exemption Using CFD code,” Nuclear Technology, 2022
 - 25、Pavan Shukla, et.al., “Consequence Analysis of Residual Water in a Storage Canister,” SRNL-STI-2019-00495, Setp. 2019.
 - 26、Bryan, C.R., S.G. Durbin, E. Lindgren, A.G. Ilgen, T.J. Montoya, T. Dewers, D. Fascitelli. “SNLContribution: Consequence Analysis for Moisture Remaining in Dry Storage Canisters After Drying,” Sandia National Laboratory, SAND2019-8532 R, 2019.
 - 27、Jensen, B.J. and D.J. Richmond. “Thermal Analysis of High Decay Heat Loading Strategies in the MAGNASTOR System,” Pacific Northwest National Laboratory, PNNL-XXXX, 2019.
 - 28、Hirofumi Takeda, et. al., “Development of the detecting method of helium gas leak from canister,” Nuclear Engineering and Design, Vol, 238, pp.1220-1226 ,2008.
 - 29、鄧永宏，“核一廠用過核子燃料乾式貯存護箱燃料束配置報告，”中國民國一〇二年6月。

附表一、工作項目與達成結果比對表

工作項目	達成方式	報告對應章節
招標規範		
1.蒐集國際間針對護箱裝載受損燃料罐之熱傳安全評估案例，另針對所蒐集之資料進行研析，並探討不同 DFC 設計之安全特性。	依開工會議討論結論，將 DFC設計資訊與國際案例研析所得整併為乙本報告，並於報告末將子計畫一、二發現摘錄使其成為具參考價值之報告	資料蒐集報告 1-3 章
2.裝有 DFC 假想乾貯護箱之熱流場分析模式相關技術建立。	依原規範於報告中撰寫，於本報告期末報告第2-3章建立分析模型，第4章進行參數代碼化技術建立，於第5-1節進行參數計算與均質化處理驗證	報告第2章、第3章、第4章與 5.1 節
3.針對乾貯護箱裝載不同類型、位置或數量 DFC 之熱流行為進行案例計算。	依據NAC-UMS之提籃分區進行提籃在不同位置裝載不同數量、類型之DFC分析，並針對受損燃料發生燃料九重排事故之情境	報告第5.2、5.3 節
4.評估護箱裝載 DFC 時對熱流安全分析之影響，並提出審查重點或注意事項。	彙整各項技術建議於本報告第六章，並依據第一項工作之達成方式，摘錄於資料研析報告第4.3節	本 報 告 第 6 章、資料蒐集報告第4.3節
計畫書與議約內容		
期中報告審查意見1 要求針對不同DFC設計之安全特性進行討論	期中意見答覆提及將進行案例討論，並整合屏蔽技術發現進行說明。其中熱流對 DFC設計之熱流安全特性討論與應管制要點建議已整併於5.4節；而整合設備、屏蔽與熱流之發現，已進一步呈現於資料蒐集報告第4.1節	本報告5.4節 資料蒐集報告 4.1 節

期中報告審查意見3 針對單一護箱裝填不同DFC之答覆	期中意見答覆提及至少進行 1.依NAC設計於角落裝載4束 2.假想裝載於中央位置 3.全部裝載假想DFC 本計畫於5.2.1節與5.2.2節中已依約進行案例討論	報告 5.2.1 與 5.2.2節
-----------------------------------	--	--------------------------