

行政院原子能委員會
放射性物料管理局
委託研究計畫研究報告

108 年核電廠除役之室內乾貯安全分析
平行驗證研究
期末總報告

委託單位：行政院原子能委員會放射性物料管理局
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、林宗逸、范政文、盧廷鉅、曾永信
計畫編號：108FCMA003
報告日期：中華民國 108 年 12 月 17 日

108 年核電廠除役之室內乾貯安全分析 平行驗證研究

受委託單位：國立清華大學

研究主持人：許榮鈞

協同主持人：林宗逸、范政文、盧廷鉅、曾永信

研究期程：中華民國 108 年 2 月至 108 年 12 月

研究經費：新臺幣 5,600,000 元

放射性物料管理局 委託研究

中華民國 108 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..... | 1 |
| 二、計畫目標..... | 3 |
| 三、重要成果..... | 4 |
| 四、展望..... | 9 |
| 五、附件..... | I |
| 子計畫一：「108年核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究-臨界安全審查驗證研究」期末報告..... | I |
| 子計畫二：「108年核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究-結構安全審查驗證研究」期末報告..... | II |
| 子計畫三：「108年核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究-熱流安全審查驗證研究」期末報告..... | III |
| 子計畫四：「108年核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究-輻射屏蔽安全審查驗證研究」期末報告..... | IV |
| 子計畫五：「108年核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究-乾貯設施安全分析驗證研究教育訓練」期末報告..... | V |
| 子計畫六：「108年核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究-乾貯設施安全分析驗證研究同儕審查」期末報告..... | VI |

計畫名稱：108 年核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究

一、摘要

本研究旨在發展室內乾貯安全分析平行驗證技術，參考台電公司核能一廠除役計畫環境影響評估報告書的內容，假設核一廠第二期室內乾式貯存設施採用鋼筋混凝土建物搭配金屬護箱的設計，預計可貯存 7,400 束用過核子燃料，所需混凝土建物側牆厚度最大要求為 90 公分、建物屋頂厚度最大要求為 45 公分。本整合型研究計畫的目的在於因應此一未來國內乾貯設施所需之安全審查及管制技術需求，針對臨界、結構、熱傳與輻射屏蔽等重要主題，逐步建立平行驗證的技術，強化審查經驗與相關人才訓練，以精進我國用過核子燃料室內貯存設施安全管制技術。針對前述的設計概念，本研究建立一座假想設施模型，並從臨界、結構、熱傳與輻射屏蔽的觀點進行評估，各分項內容包括蒐集國際間類似貯存設施分析案例、建立分析驗證的方法、執行審查導則中的要項安全分析（逾 30 例）、並提出假想設施安全評估報告精要及審查導則查核項目。依據計畫目標，本計畫完成以下子項工作：(1) 臨界安全審查驗證研究、(2) 結構安全審查驗證研究、(3) 熱傳安全審查驗證研究、(4) 輻射屏蔽安全審查驗證研究、(5) 乾貯設施安全分析驗證研究教育訓練、(6) 乾貯設施安全分析驗證研

究同儕審查。本研究計畫執行所獲致的成果與經驗有利於國內用過核子

料室內乾式貯存設施的推動，協助後續核電廠除役計畫進行。

According to the environmental impact assessment report of Chinshan nuclear power plant decommissioning, the phase-two dry storage program of its spent nuclear fuels will be an indoor type that shows a concrete building equipped with metal casks. The facility aims to accommodate 7,400 spent fuels from the nuclear power plant and the concrete thicknesses of the building side walls and roof could be up to 90 and 45 cm, respectively. Following the design concept mentioned above, a hypothetical model of the dry storage facility was established, and the model was evaluated in detail from various safety aspects including criticality, structure, heat transfer, and radiation shielding. Each subproject covered collecting information from similar cases worldwide, evaluating the effectiveness of various calculation methods, performing important analyses specified in review guidelines, summarizing the research results and proposing recommendations for related activities in the future. The goal of this integrated research project was to offer technical support to regulatory bodies for future review of similar dry storage facilities and to establish capabilities of performing necessary verifications in criticality, structure, heat transfer, and radiation shielding to ensure the quality of safety analysis review. This integrated project successfully met its goals and finished the following key items: (1) studies on criticality safety, (2) studies on structure integrity, (3) studies on heat transfer, (4) studies on radiation shielding, (5) organizing a training program of related knowledge and technologies developed in this project, (6) performing peer review of research reports. The results and experience obtained from this integrated project will facilitate the progress of indoor dry storage program of spent nuclear fuels in Taiwan and also the

subsequent nuclear power plant decommissioning.

二、計畫目標

為能將多年來累積的技術能量聚焦於國內未來之管制工作，並進一步瞭解各項安全分析平行驗證技術是否可以滿足「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」(以下簡稱審查導則)之要求。本研究參考台電公司核能一廠除役計畫環境影響評估報告書公開資料，研擬一座貯存規模與核一廠第二期室內乾貯相近之假想設施(圖 1)，內可貯存 120 組 HI-STAR 100 金屬護箱(圖 2)，藉以探討單一設施之臨界、結構、熱流與屏蔽安全議題。此外，為能增進國內產、官、學、研等界之交流，研究中亦由團隊成員與同行專家透過 8 次的技術交流及辦理 1 場教育訓練，將各安全議題就安全分析角度與審查管制之角度之成果與過往分析、審查經驗進行分享與傳承。

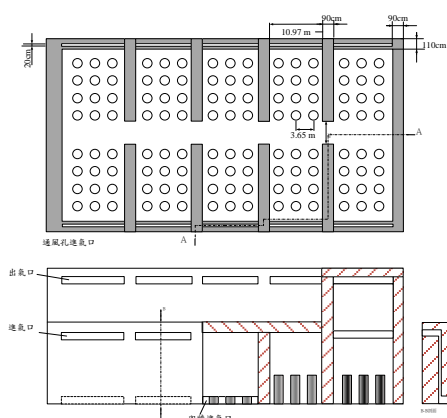


圖 1、用以研究之假想室內乾貯假想設施

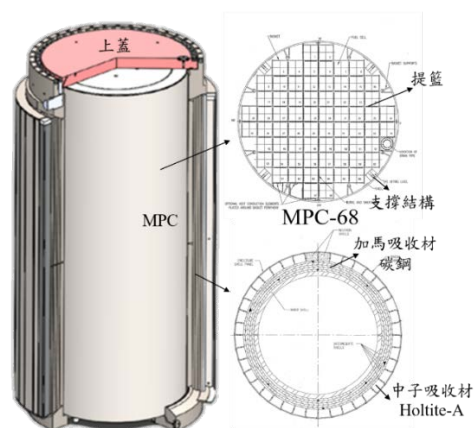


圖 2、假想設施之選用護箱

三、重要成果

本研究之臨界、結構、熱流、屏蔽等技術子項依招標規範共完成：(1) 蒐集國際間貯存設施安全分析案例、(2) 建立假想設施安全分析驗證方法、(3) 執行假想設施安全分析審查導則要項分析及(4) 提出假想設施安全評估報告精要及審查導則查核項目。重要分析成果與貢獻如下：

●子項一：臨界安全分析成果與貢獻

(一) 以 MCNP 6.1 以及 SCALE 6.2.3/KENO-VI 的蒙地卡羅程式，完成基於 ENDF/B-VII 連續能譜中子截面庫的 B&W 臨界驗證與比對，兩套軟體差異僅 135 pcm，且與實驗結果相比亦僅有 269 pcm 左右，證實分析技術之可靠性；

(二) 針對所建立之 HI-STAR 100 護箱及設施進行各式條件之臨界分析(圖 3)，其結果指出無論是正常無水、淹水、燃料偏移或是護箱移動等，皆能確保此假想設施貯存之用過核子燃料可維持次臨界狀態($k_{eff,max} < 0.91588$)；顯示各項分析方法與結果皆可滿足審查導則之要求。

(三) 比較 MCNP 與 SCALE 兩者計算工具的臨界分析以及燃料燃耗計算結果，發現 MCNP 計算之 k_{eff} 值較 SCALE 高，尤其是經

過燃料燃耗後之狀態；此差異雖不影響臨界分析之結果，但可作為未來進一步執行細部審查技術參考依據。

●子項二：結構安全分析成果與貢獻

(一) 分別以 SAP2000 和 ANSYS 軟體完成廠房結構與護箱系統之有限元素分析模型，並依法規要求設定相關的負載形式與組合進行結構分析。

(二) 依照審查導則要求，以「建築物耐震設計規範及解說」之規定完成廠房耐震分析(圖 4)，提出廠房建築物的地震力分析與結構動力分析之技術要點與應檢核事項，分析結果可滿足審查導則之要求。

(三) 完成護箱系統的主要組件：燃料提籃(Basket)、密封鋼筒(MPC)以及外層護箱(Overpack)在設定負載組合下的應力分析，並依據 ASME 規範所定義的應力分類與接受準則完成檢核，展示相關平行驗證技術與提出審查要項建議，分析結果可滿足審查導則之要求。

●子項三：熱流安全分析成果與貢獻

(一) 針對護箱與廠房完成分析模式之發展，並建立整合兩獨立模式進行求解之各項代碼與方法論，並提出審查導則於室內乾貯熱流分析之邊界條件之應查核之技術項目 (圖 5)；

(二) 利用 HI-STAR 100 安全分析報告，依循審查導則之要求完成各狀態下之分析模式驗證，並透過案例探討原安全分析所使用之保守假設，量化不考慮自然對流的分析假設對燃料護套溫度所能提供之保守度($\sim 50^{\circ}\text{C}$)；

(三) 針對導則要求，完成裝載作業、貯存、異常與意外事故(包含水災、火災、絕熱案例)等安全分析需具備的成套案例計算，並據以完成內部壓力計算，結果顯示各項分析方法與結果皆可滿足審查導則之要求。

●子項四：輻射屏蔽安全分析成果與貢獻

(一) 完成 HI-STAR 100 護箱於正常貯存與兩種意外事故下之護箱表面劑量率分布計算，確認該護箱正常運轉時側邊無中子吸收材區域與意外傾倒底部區域，其輻射劑量係為管制要點；分析結果亦顯示各劑量率結果皆可滿足審查導則之要求。

(二) 完成 120 組護箱之大型室內乾貯設施輻射屏蔽模式之建立，該模式可針對大型輻射屏蔽分析問題進行一次性的計算，可探討直接由護箱內射源經深穿透、輻射滲流與天空散射等作用後對設施外廠界之劑量率影響 (圖 6)，對於國內未來室內乾貯屏蔽分析之安全驗證極其重要；

(三) 完成廠房迷道和屏蔽結構牆對於設施周遭劑量率之貢獻探

討，證實屏蔽結構牆有助於減少近 20% 的劑量率貢獻；此外，分析結果亦證實室內乾貯設施的煙囪設計為對輻射滲流與天空散射的關鍵，未來應更強化結構、熱流與屏蔽之共同分析資訊審查。

●子項五：乾貯設施安全分析驗證研究教育訓練之成果與貢獻

本子項之標的係匯整前述 4 個技術分析項目成果並轉化為訓練教材，藉辦理兩日訓練課程來精進國內研究人員與學生於室內乾貯設施安全分析驗證之能力，以分享各項安全分析參數設定對法規與管制要求之符合狀況進行實務探討。重要分析成果與貢獻如下：

(一) 完成整合研究團隊分析技術經驗與國內各單位專家經驗之臨界、結構、熱流與輻射屏蔽教育訓練教材與案例乙式，強化各領域之技術關聯性對安全分析與審查之重要性；

(二) 辦理為期兩日之教育訓練課程，由國內具實務經驗之講師對參加學員講授與審查導則要求之相關技術與管制、品質審查技巧。令未來投入相關審查作業之學員能充分地掌握分析實務要點。

(三) 本次與會人員共 47 位，且透過本次的交流可以建立國內產、官、學、研的溝通管道與技術交流、傳承之契機。

●子項六：乾貯設施安全分析驗證研究同儕審查之成果與貢獻

本子項規劃目標係以邀集國內具備安全分析驗證技術之機構所屬專業人員與審查與申照之資深同儕委員進行專業同行交流，確認前述

四項就假想室內乾貯設施之臨界分析、結構分析、熱傳分析、輻射屏蔽分析之平行驗證研究確實具備理論基礎及運作實務，並透過同儕審查制度，進行各項技術細節、講義與報告之品質管控。重要分析成果與貢獻如下：

- (一) 邀集 4 位國內具資深管制與申照經驗的同儕審查委員與 6 位國內具實務經驗的同行專家，有助於增進審查與分析端之技術交流與水準提升；
- (二) 完成 4 個技術領域共計 8 次的技術交流以及 2 次的同儕審查會議及 2 次書面審查工作；
- (三) 完成審查導則應查核事項之確認，並藉由新版審查導則應用於標的設施之執行細節，來協助管制單位瞭解各審查要點的分析結果呈現方式，並作為各子項撰寫安全評估報告精要之依據。

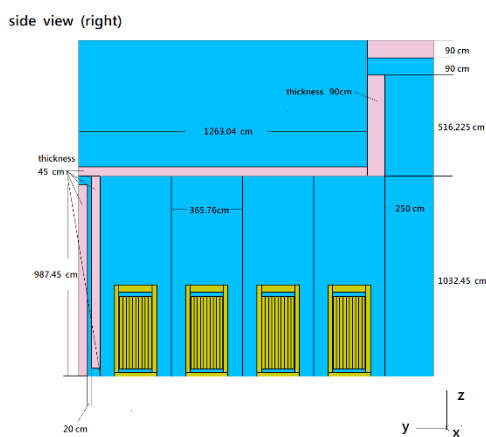


圖 3、假想設施之臨界分析模式

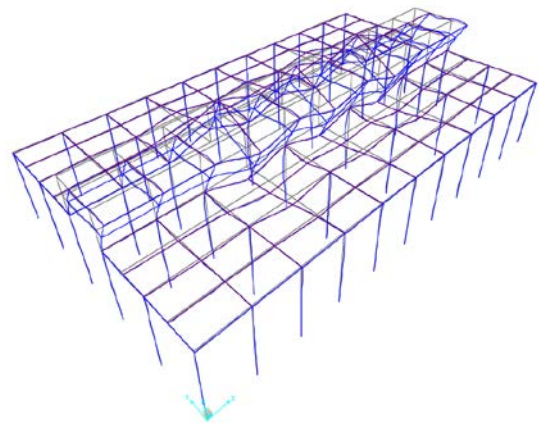


圖 4、假想設施之廠房地震力分析

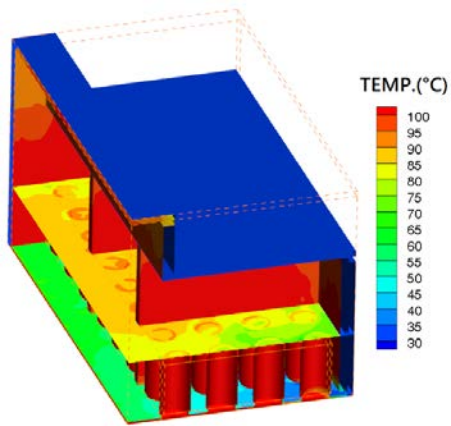


圖 5、假想設施之廠房溫度分佈

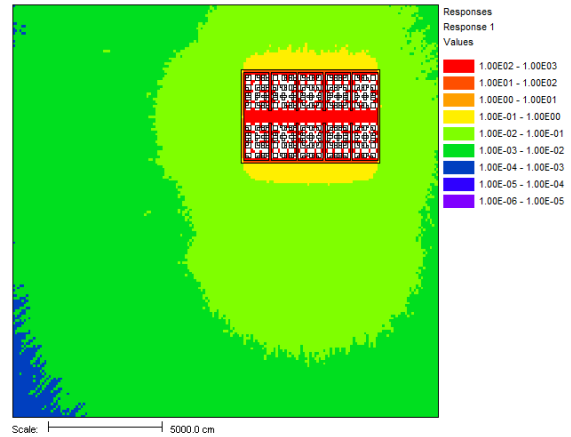


圖 6、假想設施之場界輻射劑量分佈 (µSv/h)

四、展望

針對未來國內室內乾貯設施所需之安全審查及管制技術需求，本研究透過臨界、結構、熱流與輻射屏蔽之技術整合分析，並結合國內相關領域專家之經驗交流與同儕審查，成功建立適用的平行驗證技術，研究經驗與成果有利於相關人才的訓練以及精進國內乾貯安全分析與審查的能力。研究過程亦顯示整合型研究方式確實有助於未來室內乾貯之審查與管制趨完善。

五、附件

子計畫一：「108 年核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究-臨界安全審查驗證研究」期末報告

子計畫二：「108 年核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究-結構安全審查驗證研究」期末報告

子計畫三：「108 年核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究-熱流安全審查驗證研究」期末報告

子計畫四：「108 年核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究-輻射屏蔽安全審查驗證研究」期末報告

子計畫五：「108 年核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究-乾貯設施安全分析驗證研究教育訓練」期末報告

子計畫六：「108 年核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究-乾貯設施安全分析驗證研究同儕審查」期末報告

行政院原子能委員會
放射性物料管理局
委託研究計畫研究報告

108 年核電廠除役之室內乾貯安全分析

平行驗證研究

子項一：臨界安全審查驗證研究

期末報告

委託單位：行政院原子能委員會放射性物料管理局

執行單位：國立清華大學

計畫主持人：許榮鈞

子項主持人：林宗逸

計畫編號：108FCMA003

報告日期：中華民國 108 年 12 月 15 日

108 年核電廠除役之室內乾貯安全分析
平行驗證研究

子項一：臨界安全審查驗證研究

受委託單位：國立清華大學

研究主持人：許榮鈞

子項主持人：林宗逸

研究期程：中華民國 108 年 02 月至 108 年 12 月

研究經費：新臺幣 5,600,000 元

放射性物料管理局 委託研究

中華民國 108 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

本研究依照「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」的臨界安全分析部分進行假想設施的臨界安全分析。蒐集了 HI-STAR 100、NUHOMS 及 MAGNASTOR 三種乾貯系統的臨界安全分析方法，並探討三種乾貯系統在臨界安全分析的保守假設以及計算工具。

依照總計劃設定之假想設施，以 HI-STAR 100 MPC-68 金屬護箱進行 GE 8x8-1 燃料的乾式貯存，可存放 120 個 MPC-68 金屬護箱，共有 8,160 個燃料束。本研究採用 MCNP 6.1(Monte Carlo N-Particle) 以及 SCALE 6.2.3/KENO-VI (Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation)的蒙地卡羅程式，並選用 ENDF/B-VII 的連續能譜中子截面庫進行臨界計算，透過 B&W 臨界實驗之三個爐心狀態驗證，連續能譜中子截面庫相較於多能群中子截面庫可得到較好的統計誤差，且計算誤差均小於 300 pcm，但因 k_{eff} 均大於 1 而不需加入 k_{eff} 系統偏差及統計誤差，使得本研究的次臨界要求之 k_{eff} 為 0.95。

針對假想設施所進行之臨界分析，若是正常無水狀態下，其 k_{eff} 均遠小於 1；而充水狀態下，因中子緩速劑增加而大幅增加系統反應度，存放鈾濃縮度 3.25wt% 或是 4.0 wt% 的燃料均維持次臨界狀態。在淹水事件、燃料偏移事件或是護箱移動事件中，僅有護箱移動事件會增加反應度，以 MCNP 與 SCALE 為計算工具下之最大 k_{eff} 值，加入兩倍計算統計誤差後，分別為 0.91657 與 0.91588。

若比較 MCNP 與 SCALE 兩者計算工具的臨界分析以及燃料燃耗計算結果，在本研究顯示 MCNP 計算之 k_{eff} 值較 SCALE 高，尤其是經過燃料燃耗後之狀態，且新燃料為較保守之狀態。未來可比較 MCNP 與 SCALE 的計算模型以及使用之參數差異比較，以探討兩者在臨界分析計算上之差異。

本研究結果僅是學術研究，不可引申用作乾式貯存系統之申請執照分析依據。

關鍵字：HI-STAR 100、臨界分析、MCNP、SCALE

ABSTRACT

According to the “review guidelines of the safety report of the dry storage facility for the spent nuclear fuel, “the criticality evaluation for the hypothetical model of the dry storage facility is the object of this study. The criticality evaluation methods of three dry storage systems, which are HI-STAR 100, NUHOMS and MAGNASTOR, are collected and studied. The conservative assumptions and calculation tools are the important topics.

Following the planning of the hypothetical dry storage facility by the top project, HI-STAR 100 MPC-68 metal cask for the dry storage of the GE 8x8-1 fuel type is installed into the facility. The MPC-68 cask capacity of the facility is 120 with total 8,160 fuel assemblies. Two Monte Carlo codes, MCNP 6.1(Monte Carlo N-Particle) and SCALE 6.2.3/KENO-VI (Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation), with the ENDF/B-VII continuous neutron cross section library are used for the criticality evaluation. The benchmark results of three core configurations in B&W criticality experiments show that the using continuous neutron cross section library is better than using the multigroup cross section library and the differences between experiment and calculation tools are less than 300 pcm. However, the calculation k_{eff} are all larger than 1 result in unnecessary k_{eff} bias and statistic error of the calculation tool. The k_{eff} of the sub-critical status is 0.95 in this study.

For the criticality evaluation of the hypothetical dry storage facility, the k_{eff} of the dry status is far away from 1.0. If it is the wet status, the reactivity of the system is increased due to the increasing the amount of the moderator. The sub-critical statuses with the enrichment 3.25wt% and 4.0 wt% of GE 8x8-1 fuels are maintained. According to the results of the flooded, the fuel shifted event, and the cask movement event, the

maximum k_{eff} with two times of the calculation standard deviation, 0.91657 (MCNP 6.1) and 0.91588 (SCALE 6.2.3/KENO VI), are obtained in the cask movement event.

Compared with the criticality analysis and the fuel depletion calculation by MCNP and SCALE, the k_{eff} result of MCNP is larger than SCALE in this study, especially in the depleted fuel status. Fresh fuel is at the largest reactivity status. The following work can be focused on the differences of the calculation model and parameters used for MCNP and SCALE in order to study the discrepancy of the criticality results between MCNP and SCALE.

THE ANALYSIS RESULT OF THIS STUDY IS ONLY FOR THE PURPOSE OF THE ACADEMIC RESEARCH. IT CANNOT BE USED FOR THE REFERENCE OF THE LICENSE APPLICATION OF THE DRY STORAGE SYSTEM.

Keywords: HI-STAR 100, Criticality evaluation, MCNP, SCALE

目錄

| | |
|---------------------------------------|-----|
| 摘要..... | i |
| ABSTRACT..... | ii |
| 目錄..... | iv |
| 圖目錄..... | vi |
| 表目錄..... | vii |
| 第一章、前言與目的..... | 1 |
| 1.1 研究背景與目的..... | 1 |
| 1.2 計畫標的設施..... | 1 |
| 1.2.1 標的用過核子燃料..... | 2 |
| 1.2.2 標的貯存護箱..... | 2 |
| 1.2.3 標的建物設施..... | 3 |
| 1.3 計畫研究項目..... | 4 |
| 第二章、研究方法..... | 6 |
| 2.1 標的設施..... | 6 |
| 2.2 計算工具及驗證方法..... | 11 |
| 2.3 臨界分析狀態..... | 17 |
| 第三章、蒐集國際間貯存設施臨界安全分析案例..... | 19 |
| 3.1 HI-STAR 100 (Docket 72-1008)..... | 19 |
| 3.2 NUHOMS (Docket 72-1029)..... | 22 |
| 3.3 MAGNASTOR (Docket 72-1031)..... | 23 |
| 第四章、建立假想設施臨界安全分析驗證方法..... | 25 |
| 4.1 單燃料束模型..... | 25 |
| 4.2 單 MPC-68 護箱模型..... | 26 |
| 4.3 標的設施模型..... | 27 |
| 4.4 異常狀況、意外事故及自然災害..... | 29 |
| 4.5 臨界實驗..... | 30 |
| 4.6 燃料燃耗計算..... | 30 |
| 第五章、執行假想設施臨界安全分析審查導則要項分析..... | 31 |
| 5.1 臨界實驗驗證結果..... | 31 |
| 5.1.1 幾何模型..... | 31 |

| | |
|----------------------------------|----|
| 5.1.2 計算結果..... | 33 |
| 5.2 單燃料束計算結果..... | 34 |
| 5.3 單 MPC-68 護箱計算結果..... | 35 |
| 5.4 標的設施計算結果..... | 36 |
| 5.5 異常狀況、意外事故及自然災害計算結果..... | 36 |
| 5.5.1 燃料偏移事件..... | 37 |
| 5.5.2 淹水事件..... | 37 |
| 5.5.2 護箱移動事件..... | 38 |
| 5.6 燃料燃耗分析..... | 39 |
| 第六章、提出假想設施安全評估報告精要及審查導則查核項目..... | 41 |
| 6.1 假想設施安全評估報告精要..... | 41 |
| 6.2 假想設施審查導則查核項目..... | 42 |
| 第七章、結論與未來工作..... | 45 |
| 參考文獻..... | 47 |

圖目錄

| | |
|-----------------------------------------------------------|----|
| 圖 1 HI-STAR 100 系統示意圖，(左)主體外觀、(右上)MPC 及(右下)外包裝設計 [4]..... | 2 |
| 圖 2 標的貯存護箱之簡化幾何模型..... | 3 |
| 圖 3 標的建物設施貯存區與廠房結構剖面(紅色斜線)示意圖..... | 4 |
| 圖 4 標的用過核子幾何模型..... | 6 |
| 圖 5 HI-STAR 100/MPC-68 徑向幾何模型([4]圖 5.3.3)..... | 7 |
| 圖 6 HI-STAR 100/MPC-68 軸向幾何模型([4]圖 1.2.1)..... | 8 |
| 圖 7 HI-STAR 100/MPC-68 MPC 徑向幾何模型([4]圖 1.2.2)..... | 9 |
| 圖 8 HI-STAR 100/MPC-68 MPC 內格架幾何模型([4]圖 5.3.6)..... | 10 |
| 圖 9 HI-STAR 100/MPC-68 Overpack 徑向幾何模型([4]圖 1.2.9)..... | 10 |
| 圖 10 B&W 臨界實驗設備([9]圖 7)..... | 12 |
| 圖 11 B&W 臨界實驗設備盛裝容器軸向圖([9]圖 1)，虛線內為實驗設備..... | 12 |
| 圖 12 B&W 臨界實驗 2.46wt% 燃料軸向尺寸圖([9]圖 3)..... | 13 |
| 圖 13 B&W 臨界實驗燃料及吸收毒物棒軸向位置圖([9]圖 6)..... | 14 |
| 圖 14 B&W 臨界實驗燃料配置 Core I([9]圖 12)..... | 16 |
| 圖 15 B&W 臨界實驗燃料配置 Core II([9]圖 13)..... | 16 |
| 圖 16 B&W 臨界實驗燃料配置 Core III([9]圖 14)..... | 17 |
| 圖 17 NUHOMS 乾貯系統設施示意圖..... | 22 |
| 圖 18 MAGNASTOR 乾貯護箱示意圖..... | 23 |
| 圖 19 單燃料束標的用過核子燃料幾何結構圖..... | 25 |
| 圖 20 單 MPC-68 護箱幾何結構圖(原始模型)..... | 26 |
| 圖 21 單 MPC-68 護箱幾何結構圖(簡化模型)..... | 27 |
| 圖 22 標的設施幾何結構圖(側視圖)..... | 28 |
| 圖 23 標的設施幾何結構圖(上視圖)..... | 28 |
| 圖 24 標的設施模擬方式(立體圖)..... | 29 |
| 圖 25 燃料偏移方向..... | 30 |
| 圖 26 B&W 臨界實驗報告模型([9]圖 29)..... | 31 |
| 圖 27 B&W 臨界實驗 Core I 模型..... | 32 |
| 圖 28 B&W 臨界實驗 Core II 模型..... | 32 |
| 圖 29 B&W 臨界實驗 Core III 模型..... | 33 |
| 圖 30 單燃料束模型的燃料燃耗之 k_{eff} 變化圖..... | 40 |

表目錄

| | |
|------------------------------------------------------|----|
| 表 1 標的貯存護箱之結構材料..... | 3 |
| 表 2 標的用過核子燃料模擬參數..... | 6 |
| 表 3 HI-STAR 100/MPC-68 主要材料組成..... | 11 |
| 表 4 B&W 臨界實驗主要材料組成之原子密度([9]表 10)..... | 15 |
| 表 5 B&W 臨界實驗的驗證計算結果比較..... | 34 |
| 表 6 單燃料束模型計算結果..... | 35 |
| 表 7 單 MPC-68 護箱模型(簡易模型)計算結果..... | 35 |
| 表 8 單 MPC-68 護箱不同模型 SCALE 計算結果之比較(鈾濃縮度 4.0 wt%)..... | 36 |
| 表 9 標的設施模型計算結果..... | 36 |
| 表 10 標的設施模型與單 MPC-68 護項模型計算結果之比較..... | 36 |
| 表 11 單 MPC-68 護箱模型的燃料偏移事件計算結果..... | 37 |
| 表 12 單 MPC-68 護箱模型的淹水事件護箱內水位之計算結果..... | 38 |
| 表 13 單 MPC-68 護箱模型的護箱移動事件之計算結果..... | 38 |
| 表 14 單燃料束模型的燃料燃耗之 k_{eff} 計算結果..... | 39 |
| 表 15 單燃料束模型的燃料燃耗之重要核種原子密度計算結果..... | 40 |
| 表 16 本研究與 HI-STAR 8x8B 臨界分析結果比較..... | 46 |

第一章、前言與目的

1.1 研究背景與目的

本研究之分析結果僅是學術研究，不可引申用作乾式貯存系統之申請執照分析依據。

依照總計畫以建構一可容納 7,400 束 BWR 用過核子燃料之室內乾式貯存設施，採混凝土廠房搭配金屬護箱(參考 HI-STAR 或類似設計的金屬護箱)設計，並參考核一廠第二期乾式貯存設施設計概念作為標的設施，本研究將負責進行此標的設施的臨界安全分析。

透過此標的設施的臨界分析過程，逐步完成「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」[1]的臨界安全之要求，並且將成果與文件轉為合適教材，作為辦理審查驗證之依據，以傳承國內既有專業分析能量與管制經驗。

1.2 計畫標的設施

為了達成「108 年核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究」計畫的目標，建立並精進室內乾貯安全分析平行驗證的技術能力，本團隊參考台電公司所提出之核能一廠除役計畫環境影響評估報告書[2]及相關資訊，選擇設定如下所述的標的設施，統一提供臨界、結構、熱流與輻射屏蔽等技術分項進行關鍵項目的安全分析。本節所述標的設施的幾何尺寸與材料性質與未來實際規劃可能不同，讀者不應直接引述相關數據與其它設施結果或法規限值進行比較，本研究僅著重於技術能力的建立以及觀察分析結果的特性與趨勢。本計畫設定之標的設施包含用過核子燃料、貯存護箱以及室內乾式貯存設施建物三個部分，分別描述如下。

1.2.1 標的用過核子燃料

本研究選定之標的用過核子燃料係參考台電公司核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告內容[3]，其燃料束型式為 GE 8x8-1， ^{235}U 初始濃縮度為 3.25 wt%，最大燃耗度為 36,000 MWD/MTU，在用過燃料池中最少冷卻 10 年。

1.2.2 標的貯存護箱

本研究選定之標的貯存護箱係參考美國 Holtec 公司 HI-STAR 100 系統，如圖 1 所示[4]，該系統內裝載多功能密封鋼筒 (Multi-Purpose Canister, MPC)，採 MPC-68 型式，可裝填 68 束 BWR 用過核子燃料束，包覆於外包裝 (Overpack) 金屬容器內，單一護箱設計熱負載為 17 kW。該系統之簡化幾何模型如圖 2 所示，其材料組成如表 1，由內而外分別為密封鋼筒 MPC (主要材質為不鏽鋼)、內殼、外殼、加馬吸收材 (主要材質為碳鋼) 與中子吸收材 (Holtite-A)。護箱細部幾何與材質將依各子項需求作適當簡化。

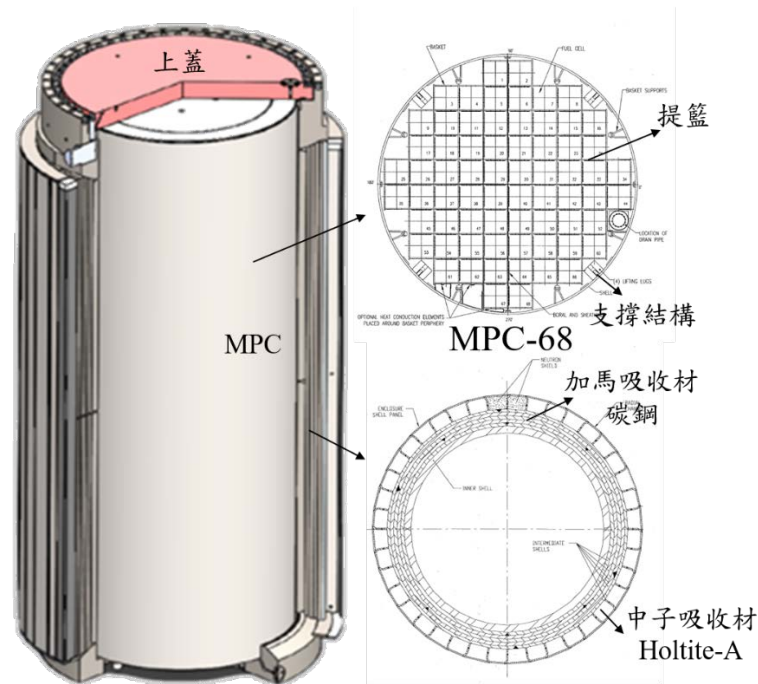


圖 1 HI-STAR 100 系統示意圖，(左)主體外觀、(右上)MPC 及(右下)外包裝設計 [4]

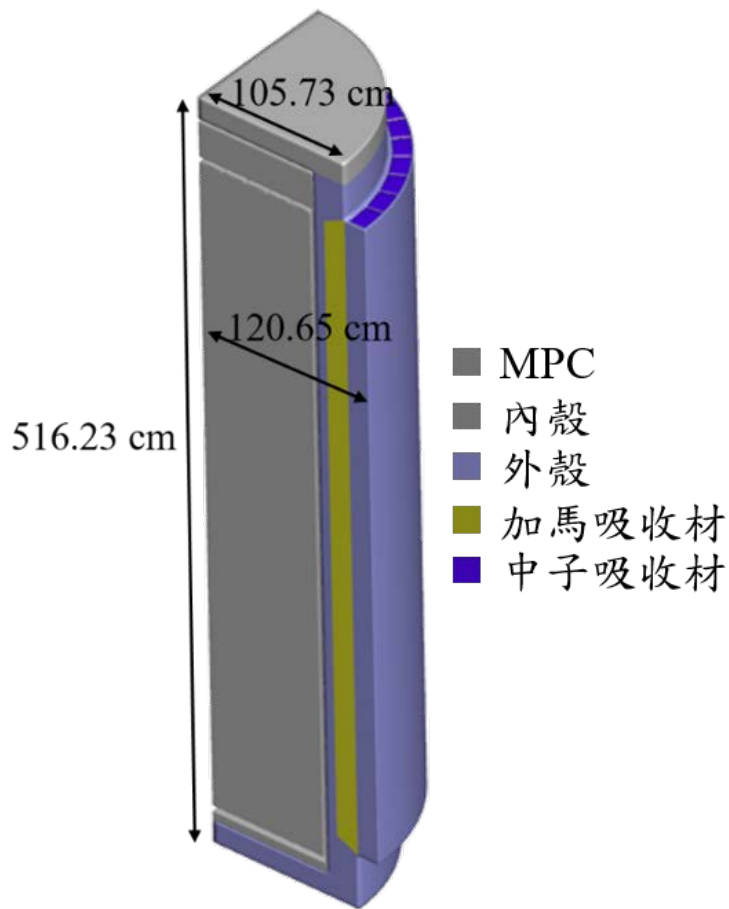


圖 2 標的貯存護箱之簡化幾何模型

表 1 標的貯存護箱之結構材料

| 元件 | 材質 |
|-------------|-----------|
| MPC | 不銹鋼 |
| 內殼、外殼、加馬吸收材 | 碳鋼 |
| 中子吸收材 | Holtite-A |

1.2.3 標的建物設施

本研究選定之標的建物設施係參考台電公司核能一廠除役計畫環境影響評估報告書[2]及相關資訊，主體為混凝土建物，如圖 3 所示，其長為 60 m、寬為 36 m、煙囪高度為 16 m，側壁厚度為 90 cm，頂部厚度為 45 cm。設施內部設計有 10 區貯放空間，每區可放置 12 組護箱，共 120 組護箱（設計目的為貯放全部核一廠用過核子燃料，約 7,400 束燃料，因此至少需要 109 組前述 HI-STAR 100

搭載 MPC-68 型式之護箱)，設施中央留有 5 m 通道，作為運送護箱之走道及機具所需設計，分區間設有 90 cm 混凝土牆，協助增強整體設施結構與輻射屏蔽。各區外牆皆有自然對流之進氣通道，煙囪作為出氣通道，通道皆具有迷道設計，避免輻射直接滲流導致過高的環境劑量。

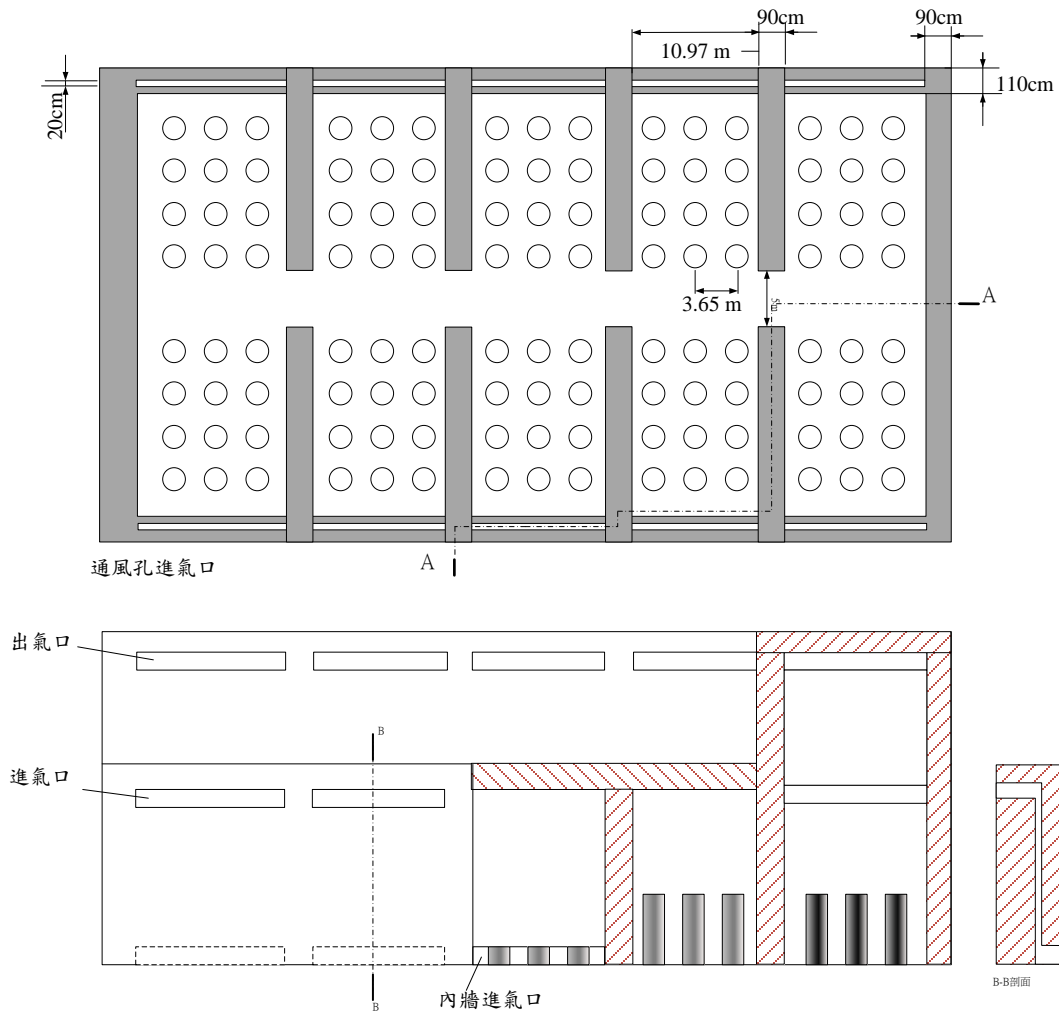


圖 3 標的建物設施貯存區與廠房結構剖面(紅色斜線)示意圖

1.3 計畫研究項目

本研究須完成之工作項目與對應章節如下：

1. 蒐集國際間貯存設施臨界安全分析案例

本計畫共蒐集了三種貯存設施的臨界分析案例，說明於第三章。

2. 建立假想設施臨界安全分析驗證方法

本計畫所使用之臨界分析驗證方法，從單燃料模型至假設設施模型，以及選

用之臨界實驗，說明於第二章及第四章。

3. 執行假想設施臨界安全分析審查導則要項分析

本計畫對於審查導則要項分析之結果，說明於第五章。

4. 提出假想設施安全評估報告精要及審查導則查核項目

假想設施安全評估報告有關於臨界分析的精要以及審查導則查核項目，說明於第六章。

第二章、研究方法

2.1 標的設施

本研究將以總計畫所擬定之標的設施進行臨界安全分析，此標的設施假設欲儲存之用過核子燃料為台灣電力公司所提出之設計基準燃料 GE 8x8-1[3]，其燃料束相關模擬參數如表 2，其幾何模型如圖 4，此燃料束不考量可燃中子毒物及格架等組件。本研究增加鈾濃縮度 4.0wt% 進行臨界分析。

表 2 標的用過核子燃料模擬參數

| | |
|--------------------------|--------------------------|
| 鈾燃料丸 U^{235} 濃縮度(全域平均) | 3.25 wt% 及 4.0 wt% |
| UO_2 物理密度(假設為理論的 95%) | 10.412 g/cm ³ |
| 燃料丸半徑 | 0.5285 cm |
| 燃料棒護套內/外半徑 | 0.54 / 0.626 cm |
| 燃料棒單元間距(pitch) | 1.626 cm |
| 燃料棒有效長度 | 370.84 cm (146 inch) |
| 燃料棒數/水棒數 | 63 / 1 |
| 水棒內/外半徑 | 0.54 / 0.626 cm |
| 燃料匣內距/壁厚 | 13.406 / 0.254 cm |
| 燃料/水棒護套材料 | Zircaloy 2 |
| 燃料匣材料 | Zircaloy 4 |

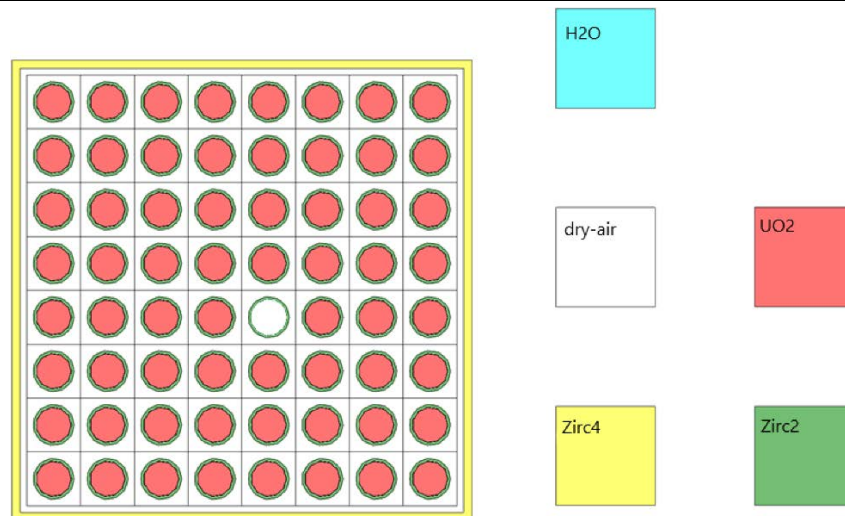


圖 4 標的用過核子幾何模型

此標的設施所採用之護箱系統為 HI-STAR 100 護箱系統[4]，選用 MPC-68 型號之金屬護箱可裝載 68 根 BWR 燃料束。此系統在美國核管會 ADAMS 公開文獻資料庫內，有相當完整之安全分析報告可供本研究參考。

此 MPC-68 護箱系統包括多功能密封鋼桶(Multi-Purpose Canister, MPC)及外包裝(Overpack)，其幾何結構如圖 5~圖 9，其主要材料(已加入保守要求)如表 3。

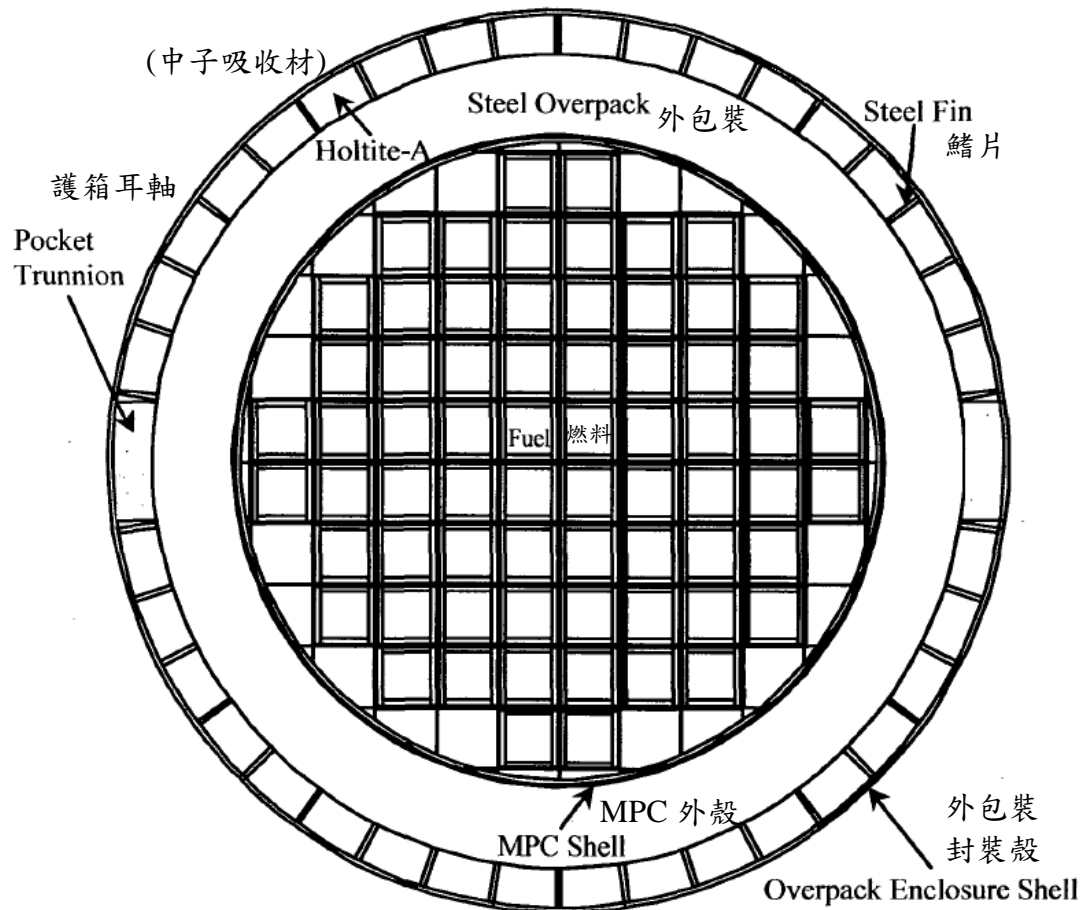


圖 5 HI-STAR 100/MPC-68 徑向幾何模型([4]圖 5.3.3)

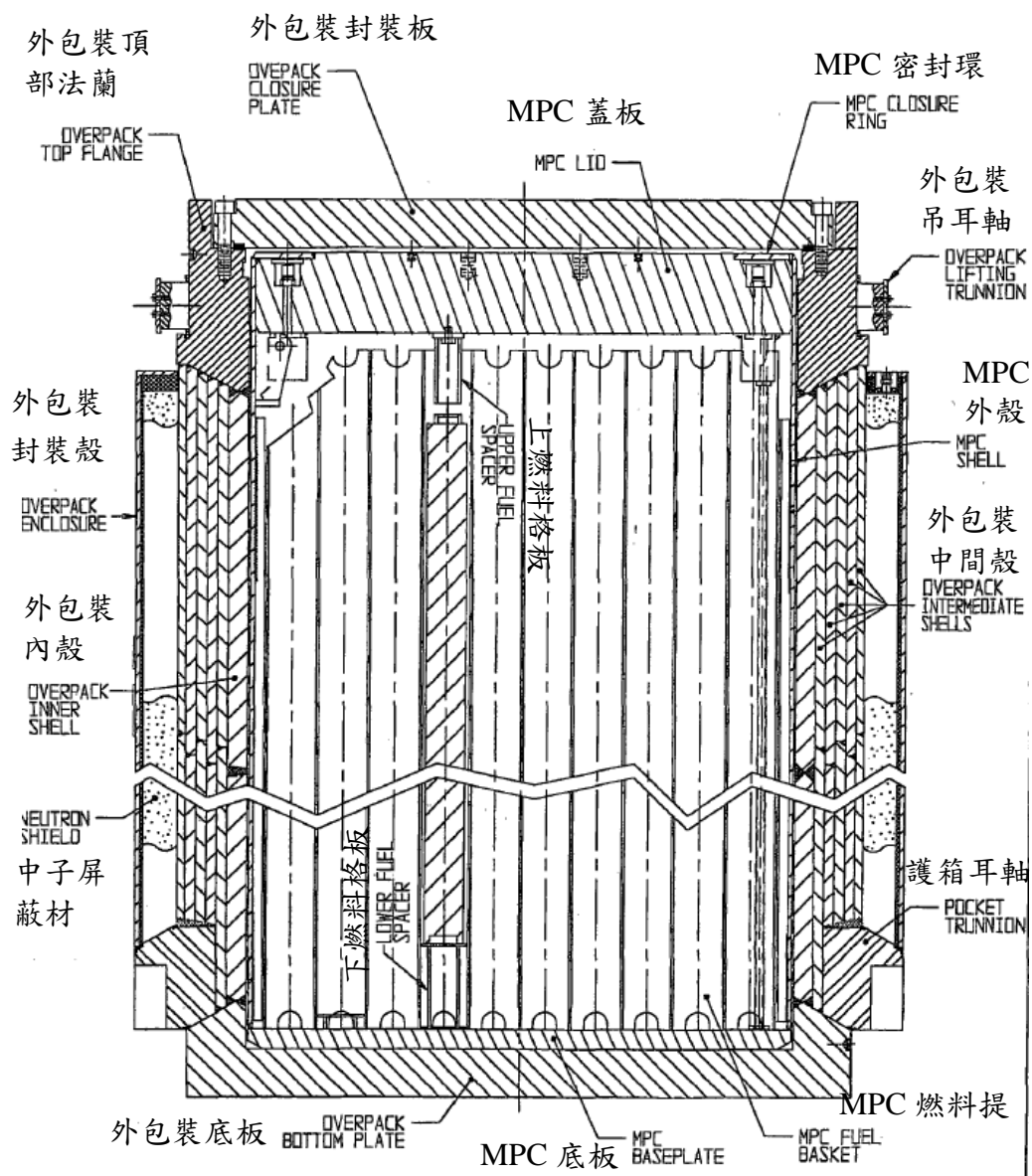


圖 6 HI-STAR 100/MPC-68 軸向幾何模型([4]圖 1.2.1)

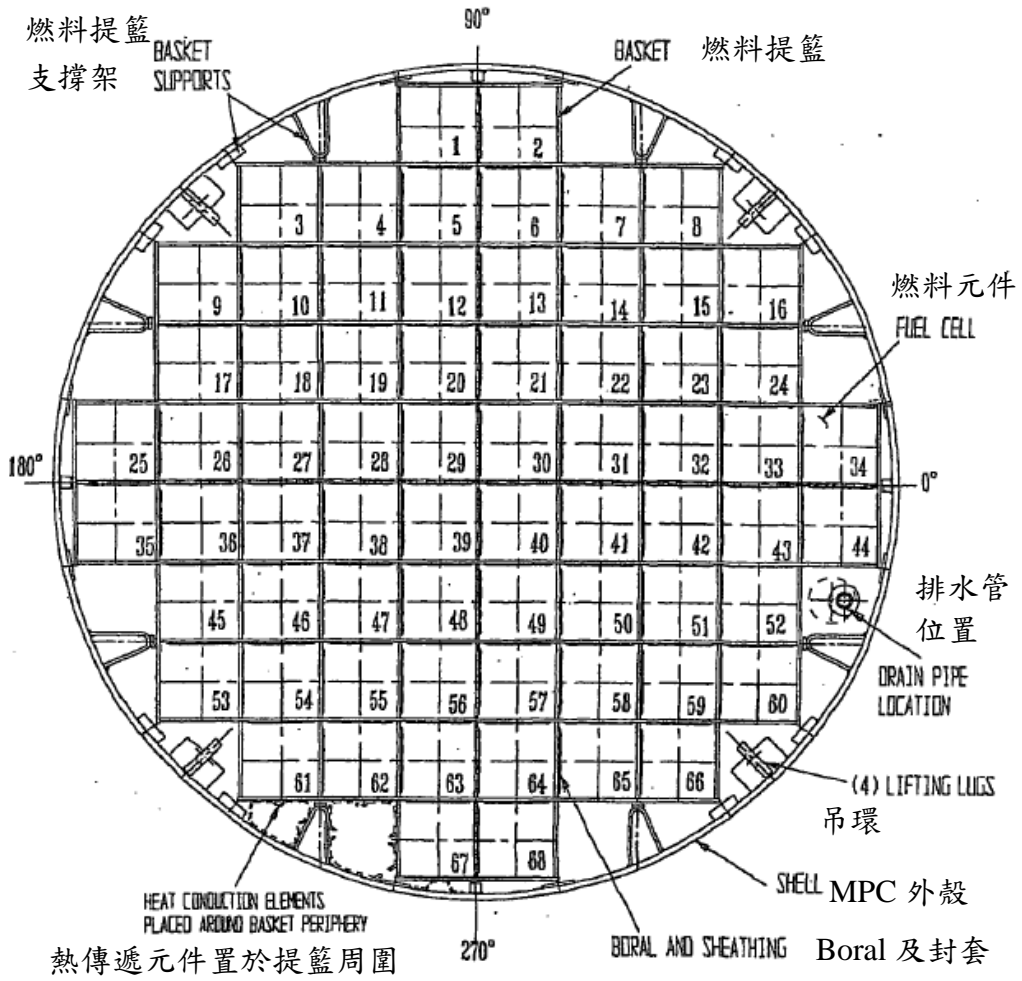


圖 7 HI-STAR 100/MPC-68 MPC 徑向幾何模型([4]圖 1.2.2)

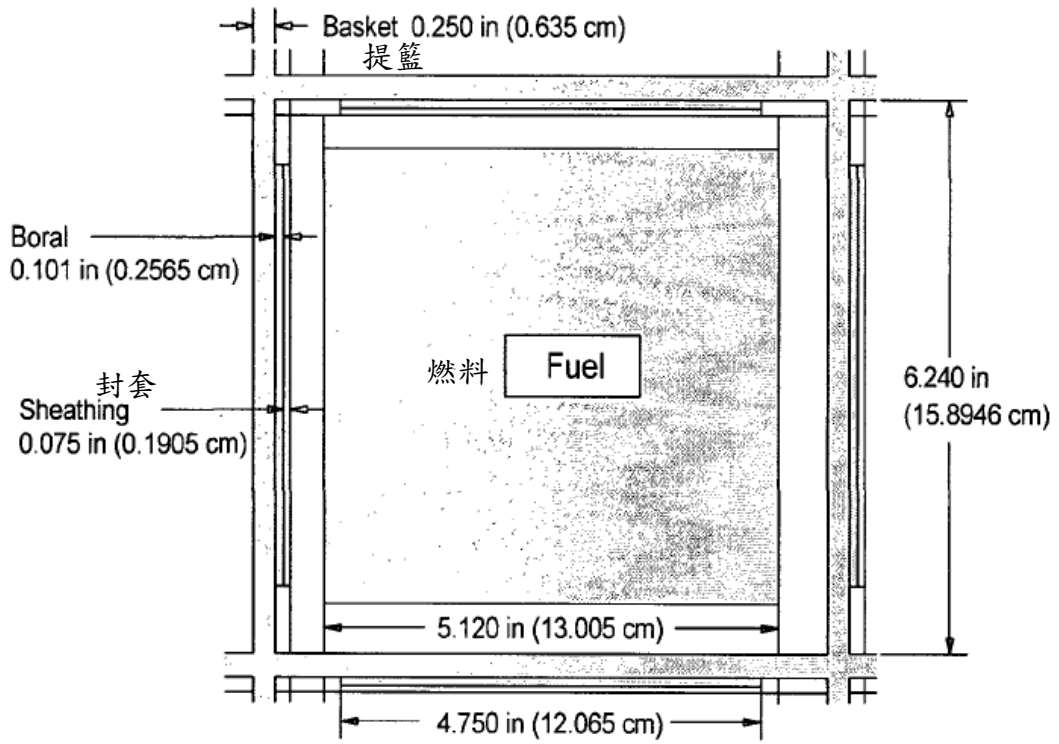


圖 8 HI-STAR 100/MPC-68 MPC 內格架幾何模型([4]圖 5.3.6)

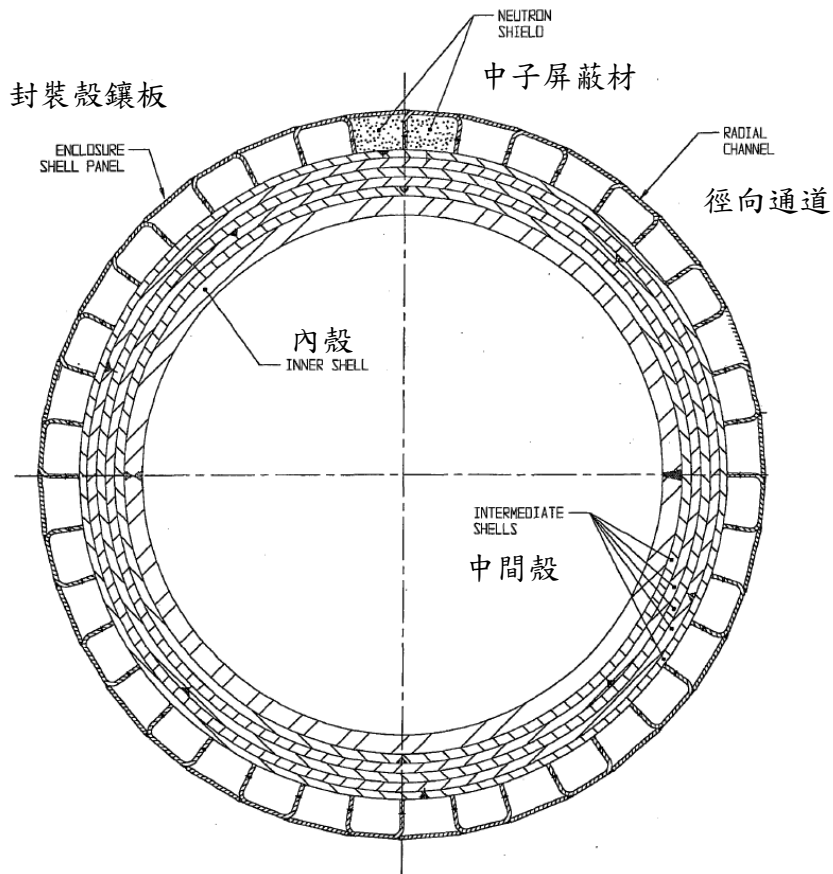


圖 9 HI-STAR 100/MPC-68 Overpack 徑向幾何模型([4]圖 1.2.9)

表 3 HI-STAR 100/MPC-68 主要材料組成

| | |
|------------------------|-------------------------------|
| Holtite-A | HI-STAR 100 FSAR 報告[4]表 1.B-1 |
| 密度 | 1.68 g/cc |
| Aluminum | 21.5 wt% |
| Hydrogen | 6.0 wt% |
| Carbon | 27.7 wt% |
| Oxygen | 42.8 wt% |
| Nitrogen | 2.0 wt% |
| B ₄ C | 1.0 wt% |
| Boral | HI-STAR 100 FSAR 報告[4]表 6.3.4 |
| 密度 | 2.660 g/cc |
| 5010 (boron-10) | $8.071 \times 10^{-3} *$ |
| 5011 (boron-10) | 3.255×10^{-3} |
| 6012 (carbon-12) | 1.015×10^{-2} |
| 13027 (aluminum-27) | 3.805×10^{-2} |
| Stainless Steel | HI-STAR 100 FSAR 報告[4]表 6.3.4 |
| 密度 | 7.840 g/cc |
| 24000 (chromium) | 1.762×10^{-2} |
| 25055 (manganese-55) | 1.761×10^{-3} |
| 26000 (iron) | 5.977×10^{-2} |
| 28000 (nickel) | 8.239×10^{-3} |

*原子密度，單位為原子數/barn-cm，barn= 10^{-24} cm²

2.2 計算工具及驗證方法

本研究採用計算工具為美國核能管制委員會(NRC)同意使用於臨界計算之蒙地卡羅程式 MCNP 及 SCALE/KENO 程式，並選用 MCNP 6.1[7]以及 SCALE 6.2.3/KENO VII[8]程式。

由於「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」要求須考量有效中子增殖因數(k_{eff})之偏差，因此本研究將利用 Babcock & Wilcox 公司的臨界實驗[9]進行本研究計算工具的 k_{eff} 偏差分析，此實驗設備尺寸如圖 10~圖 13，其主要材料如表 4。

本研究將選用此臨界實驗 21 個臨界狀態中的三個爐心配置(Core I, II, III)進

行計算工具之驗證，其爐心配置如圖 14~圖 16。Core I 共有 438 根燃料棒排列成圓形，其他則為空的燃料格架；Core II 則是以一個燃料束含有 14x14 根燃料棒進行 3x3 燃料束排列，燃料束之間無間隙；Core III 與 Core II 相似，但燃料束之間為一個燃料棒間隔。

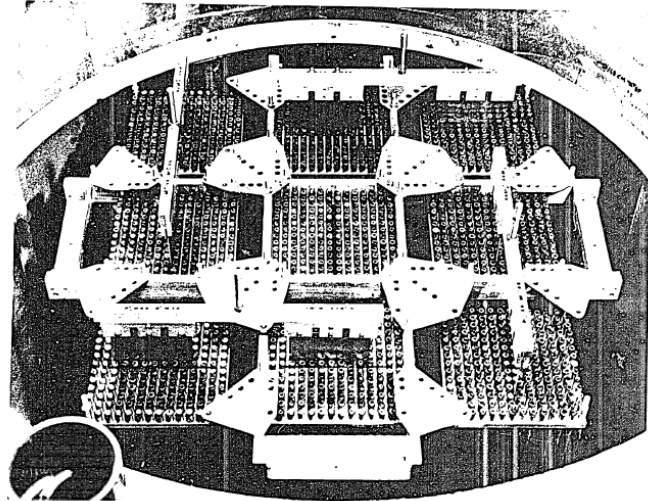


圖 10 B&W 臨界實驗設備([9]圖 7)

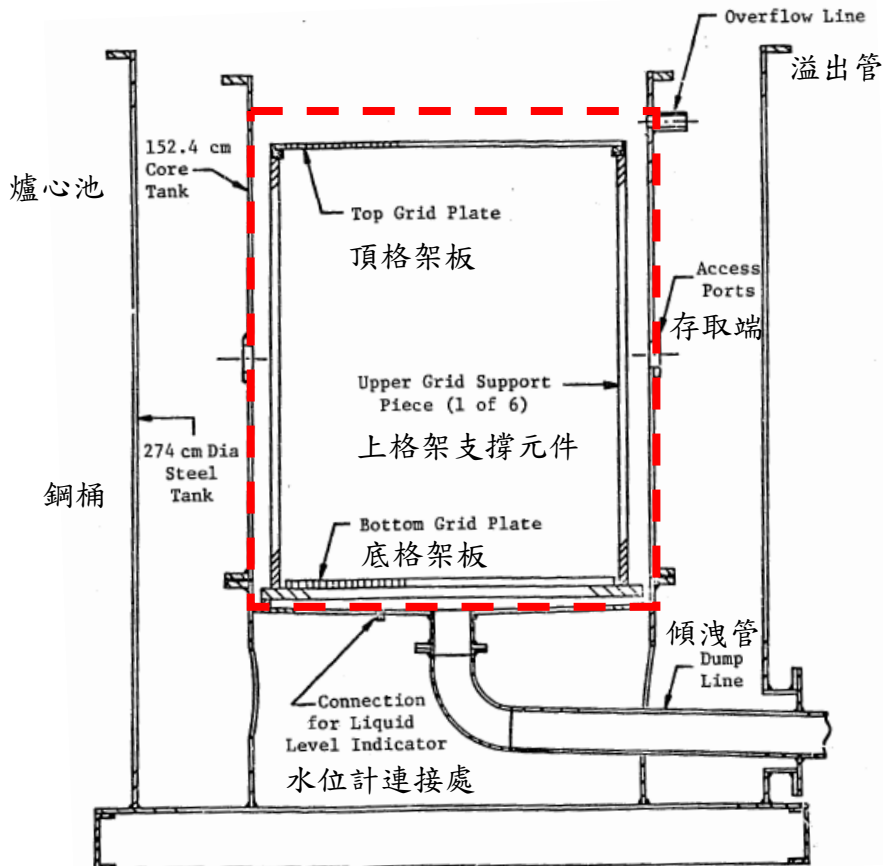
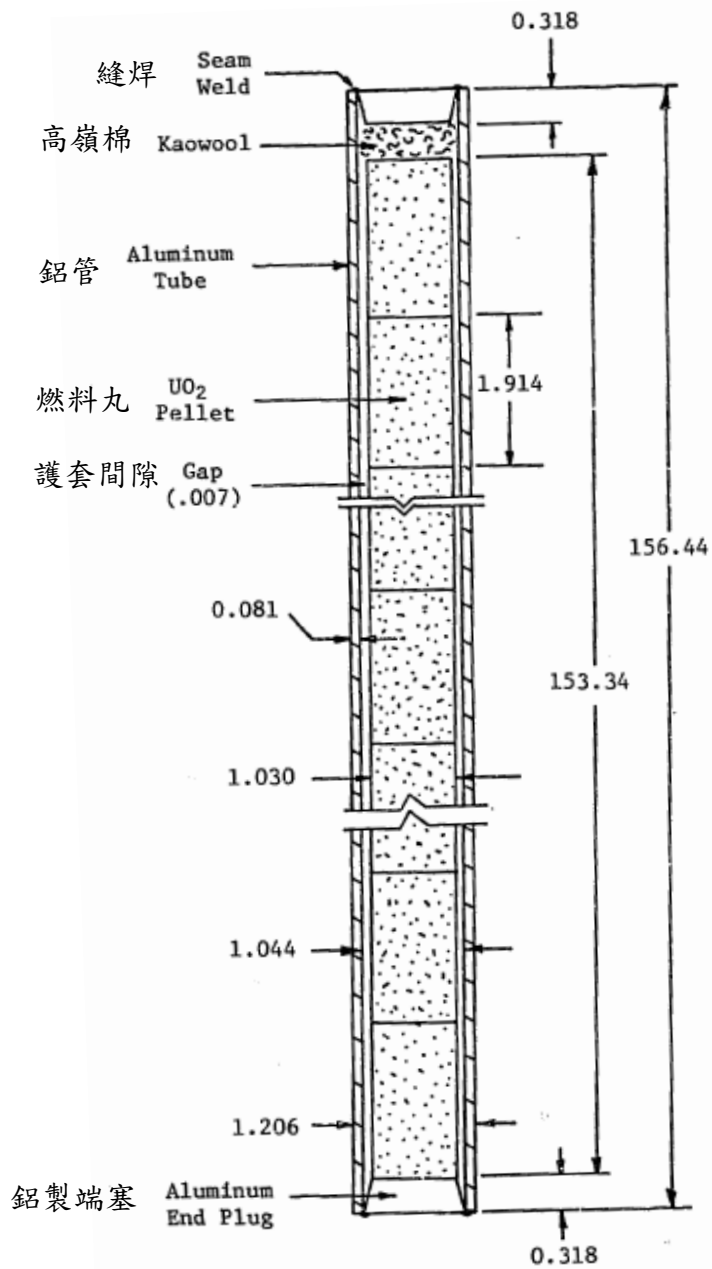


圖 11 B&W 臨界實驗設備盛裝容器軸向圖([9]圖 1)，虛線內為實驗設備



Note: All dimensions in centimeters.

圖 12 B&W 臨界實驗 2.46wt%燃料軸向尺寸圖([9]圖 3)

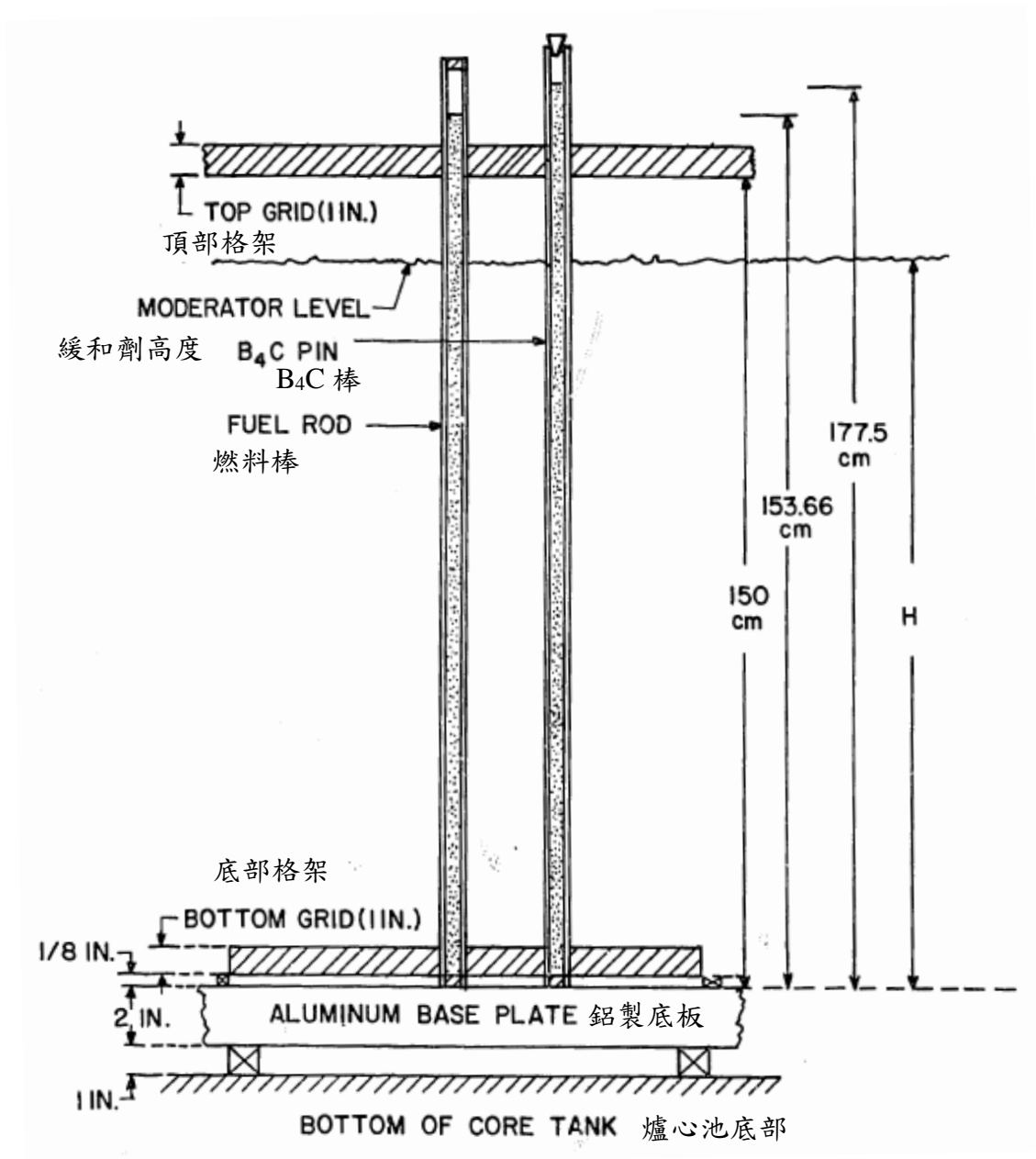


圖 13 B&W 臨界實驗燃料及吸收毒物棒軸向位置圖([9]圖 6)

表 4 B&W 臨界實驗主要材料組成之原子密度([9]表 10)

| | |
|--------------------------------------|---------------------------|
| Fuel | |
| ²³⁵ U | 5.67505x10 ^{-4*} |
| ²³⁸ U | 2.22265x10 ⁻² |
| Oxygen | 4.55881x10 ⁻² |
| Aluminum type 6061 | |
| Magnesium | 5.34873x10 ⁻⁴ |
| Aluminum | 5.80754x10 ⁻² |
| Silicon | 4.63000x10 ⁻⁴ |
| Chromium | 1.09416x10 ⁻⁴ |
| Manganese | 4.43813x10 ⁻⁵ |
| Iron | 2.03741x10 ⁻⁴ |
| Copper | 1.02328x10 ⁻⁴ |
| Water, 21°C | |
| Hydrogen | 6.67232x10 ⁻² |
| Oxygen | 3.33616x10 ⁻² |
| Water, 18.5°C, 1037 ppm Boron | |
| Hydrogen | 6.67572x10 ⁻² |
| Oxygen | 3.33786x10 ⁻² |
| Boron | 5.78529x10 ⁻⁵ |
| Water, 18°C, 764 ppm Boron | |
| Hydrogen | 6.67635x10 ⁻² |
| Oxygen | 3.33818x10 ⁻² |
| Boron | 4.26266x10 ⁻⁵ |
| Boron poison | |
| Boron | 5.54982x10 ⁻² |
| Carbon | 1.33497x10 ⁻² |
| Oxygen | 3.32183x10 ⁻⁵ |

*原子密度:單位為原子數/barn-cm，barn=10⁻²⁴ cm²

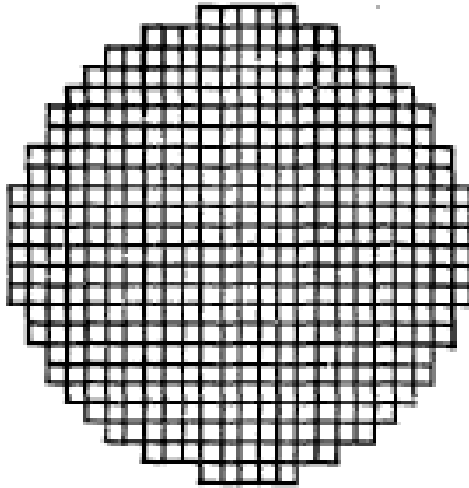
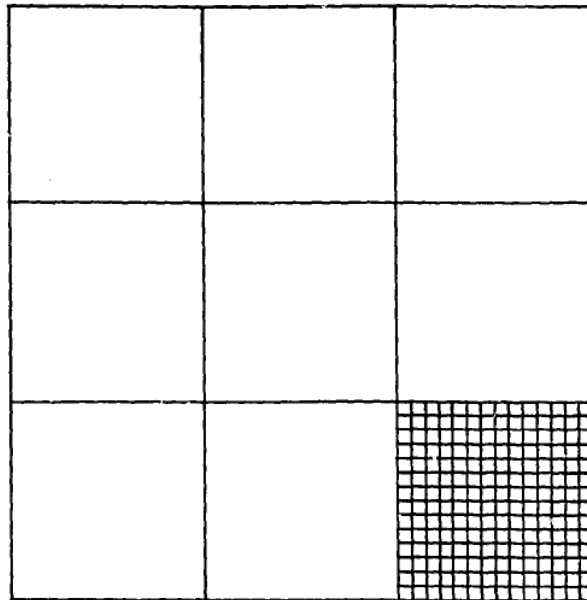
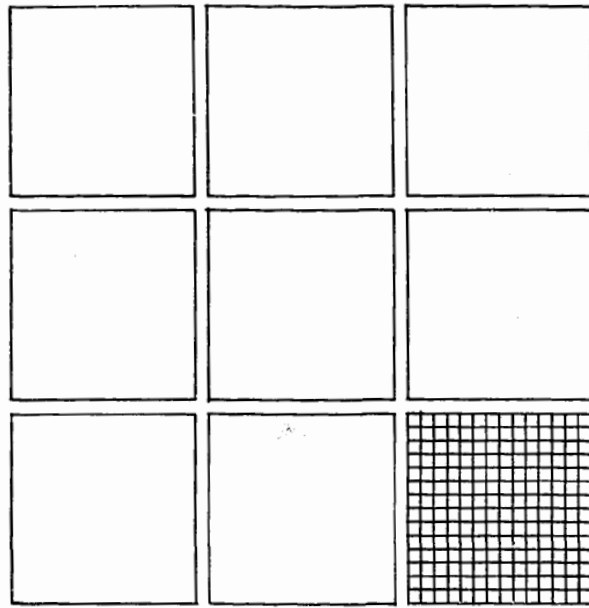


圖 14 B&W 臨界實驗燃料配置 Core I([9]圖 12)



□ Fuel Rod Position

圖 15 B&W 臨界實驗燃料配置 Core II([9]圖 13)



□ Fuel Rod Position

圖 16 B&W 臨界實驗燃料配置 Core III([9]圖 14)

2.3 臨界分析狀態

依據 NUREG-1536[10]標準審查計畫中，需評估因外部影響而對乾貯護箱或設施造成之危害，其外部影響分成正常運作、異常狀況、意外事故及自然災害。

- (1) 正常運作下可接受的環境溫度變化，以及乾貯護箱操作過程中屬於乾燥或是潮濕環境。
- (2) 異常狀況則是不屬於可接受的環境溫度範圍內、乾貯護箱結構失效(外殼破損、通氣閥部分阻塞等)、人為因素等。
- (3) 意外事故則包含乾貯護箱掉落、乾貯護箱傾倒、火災、護箱內燃料破損、乾貯護箱結構邊界失效、護箱內壓力過大、通氣閥完全阻塞等。
- (4) 自然災害則包含水災、颶風、地震、海嘯、雷擊與其他災害。

對於臨界分析中，外部影響對於反應度有明顯改變的莫過於護箱內充水，而溫度效應則為室溫(300K)狀態，以此為基本條件進行吊卸裝填、搬運、接收、貯存等作業過程之臨界分析。本研究針對外部影響之臨界分析如下：

(1) 淹水事件:在貯存作業下，來自於因洪水、海嘯、颶風、暴雨等自然災害所導致之水災，或是設施內之消防設施誤動作與破管等意外事故，均有可能導致貯存設施及護箱內淹水。

(2) 燃料偏移事件 若燃料並未被鎖固在護箱內格架中心之人為因素，在搬運、接收作業中因晃動，或是貯存作業中遭遇地震及意外事故之傾倒，將可能導致燃料偏移。

(3) 護箱移動事件: 由於貯存設施內各護箱之間距為設計規範，若在搬運、接收作業中未能維持護箱間距之人為因素，或是因地震導致護箱偏移原處所導致之護箱移動事件。

第三章、蒐集國際間貯存設施臨界安全分析案例

3.1 HI-STAR 100 (Docket 72-1008)

依據 HI-STAR 100 FSAR 報告[4]中的第六章臨界分析部分，與審查導則[1]相關要求整理如下：

- 1 此報告遵循10CFR72.124文件以及NUREG-1536[10]標準審查計畫。
- 2 保守假設(整理後):
 - a. 盛裝最高反應度的新燃料
 - b. 不考慮燃耗影響及中子吸收毒物(Gd、IFBA等)(NUREG-1536)
 - c. 若使用的是Boral，設定為製造商最小¹⁰B含量的75%
 - d. 設定燃料丸(不考慮削角等)密度理論值(10.522 g/cc)的96%
 - e. 不考慮²³⁴U及²³⁶U
 - f. 淹水案例內使用純水1 g/cc，並且會進入燃料丸與護套間隙內
 - g. 不考慮燃料組件的格架等微小結構
 - h. BWR燃料鈾濃縮度採用最大橫平面平均值(NUREG-1536)
 - i. 用於偏差值分析的驗證問題， k_{eff} 計算值最多為1. (NUREG-1536)

HI-STAR 100 FSAR 報告內[4]的臨界計算模型皆是以 3D 模型為主，臨界計算主力使用 MCNP 4a，截面庫則是 ENDF/B-V。小部分驗證則是使用 NITAWL-KENO5a，與基於 ENDF/B-V 的 238 群截面庫。CASMO-4 則是被應用於尋找系統參數(例如幾何)變動對臨界計算的效應，並且在測試完成後將最嚴重的參數放到 MCNP 內做臨界計算。

下列為對蒙地卡羅臨界計算收斂較為敏感的因素：

1. # of history per cycle
2. # of cycle skipped before averaging

3. Total # of cycle
4. Initial source distribution

但根據 HI-STAR 100 FSAR 報告[4]的前置研究，在新燃料情形時，使用以下的計算設定能在誤差和收斂性上得到可以接受的平衡：

1. Minimum **5000** histories/cycle
2. Minimum **20** cycles skipped prior to averaging
3. Minimum **100** total cycles
4. **Uniform** source distribution over fuel region

為符合法規要求所考量之中子增殖因素偏差及 95%信心水準要求，所有分析狀態下之最大中子增殖因素的計算公式如下：

$$k_{\text{eff}}^{\text{max}} = k_c + K_c \sigma_c + \text{Bias} + \sigma_{\text{bias}}$$

其中

k_c 為最壞情形下的 k_{eff} 。

K_c 為在 95%信心水準下，單邊統計 95%機率分布誤差的中子增殖因素。HI-STAR 100 FSAR 報告中，因為每個分析計算下的 k_{eff} 結果，均採 100 個有效 cycle 的平均值，等同於樣本數為 100 的統計結果。在此情形下， K_c 是 1.93；然為了保守考量，在此假設 K_c 值為 2.00。

σ_c 是 k_{eff} 計算值的統計誤差。

Bias 是系統偏差，與計算工具有關，HI-STAR 100 FSAR 報告[4]為 0.0021。

σ_{bias} 是系統的統計誤差，與計算工具有關，HI-STAR 100 FSAR 報告[4]為 0.0006。

在 HI-STAR 100 FSAR 報告[4]亦探討燃料幾何對儲存容器臨界計算的影響，其結論為以下條件下的燃料組件之反應度越大，依此可尋找出具足夠保守性之燃料束：

1. 燃料棒有效長度(Active length)越長。

2. 燃料丸(fuel pellet)直徑越大。
3. 燃料護套外徑越小/內徑越大。
4. 水棒/導管的壁厚越薄。
5. 燃料匣厚度越厚。

針對異常狀況的部分，HI-STAR 100 FSAR 報告[4]針對燃料位置進行探討。由於所有燃料都設置於 MPC 方形格柵內中心，若運送過程中造成 MPC 內燃料移動，分析以下假設情形所造成之反應度影響：

1. 所有燃料都移向接近系統中心的角落。
2. 所有燃料都移向遠離中心的角落。

在第一種情形，大部分的燃料組件皆在此時出現最大反應度，部分燃料組件種類的最大反應度仍出現在中心擺置的情形。第二種的遠離中心的擺置情形，整體而言，會造成較原先中心擺置更小的反應度。但兩者在實際運送跟儲存過程中皆難以準確出現，較實際的例子應該是燃料束都往某一側偏移，例如平放運送時燃料束會往下掉，HI-STAR 100 FSAR 報告[4]說明經評估分析後，可能之偏移位置對臨界計算結果沒有影響。

而針對 10CFR71.55 及 10CFR71.59 的規範，須滿足在被中子緩速劑(一般為水)淹灌時仍然保持次臨界，HI-STAR 100 FSAR 報告[4]針對下列情形進行臨界計算：

1. 單一及多包件的內或外部被水淹灌。
2. 在多包件的情形調整包件間距。
3. 包件內部部分淹灌。
4. 燃料丸與燃料護套之間也被水滲入。
5. 包件內部不均勻的淹灌。

分析結果顯示系統全充滿水的狀態下，若忽略 Overpack 的中子屏蔽材 Holtite-A，仍能維持次臨界($k_{\text{eff}} < 0.95$)。

3.2 NUHOMS (Docket 72-1029)

此系統特色為水平放置，其設施示意圖如圖 17。

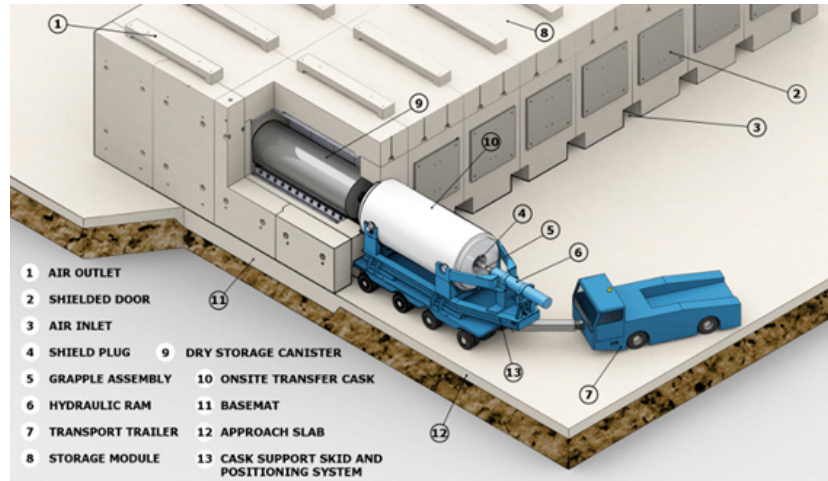


圖 17 NUHOMS 乾貯系統設施示意圖

依據 NUHOMS FSAR 報告[5]中的第六章臨界分析部分，與審查導則[1]相關要求整理如下：

- 1 此報告遵循10CFR72文件。
- 2 保守假設(整理後):
 - a. 不考慮燃耗影響及吸收毒物的新燃料
 - b. 設定金屬封裝之中子吸收毒物為製造商最小¹⁰B含量的90%
 - c. 設定插入之中子吸收毒物棒為製造商最小¹⁰B含量的75%
 - d. 燃料鈾濃縮度採用最大橫平面平均值
 - e. 使用純水填入護箱，並且會進入燃料丸與護套間隙內
 - f. 只考量有效燃料長度及反射邊界
 - g. 忽略中子屏蔽材並將縮小護箱邊界

NUHOMS FSAR 報告內[5]的臨界計算採用 SCALE 4.42 的 CSAS25 序列，使用 44 群 ENDF/B-V 中子截面庫，計算之 k_{eff} 須包含兩倍計算統計誤差(即 $k_{KENO} + 2\sigma_{KENO}$)，其最大之 k_{eff} 須小於 NUREG/CR-6361 指引的 Upper Subcritical

Limit (USL)，此 USL 除了 0.05 安全餘裕外，還須包含計算工具與臨界實驗之誤差 0.0068，因此經過統計 121 個驗證數據後，設定 USL 為 0.9411。

NUHOMS FSAR 報告進行之臨界分析，是以鈾濃縮度 3.3 wt% 的燃料來尋找反應度最大之燃料型態(B&W 15x15 Mark B)，並依此燃料型態尋找反應度最大之護箱內承裝燃料組合。同時還進行護箱移動過程中的軌道材料、燃料棒尺寸、中子吸收毒物包裝厚度等靈敏度分析，最後評估出最大之 k_{eff} 為 0.9409，其值小於 USL 0.9411，因此符合次臨界要求。

3.3 MAGNASTOR (Docket 72-1031)

此護箱設計為垂直放置的水泥護箱，如下圖。

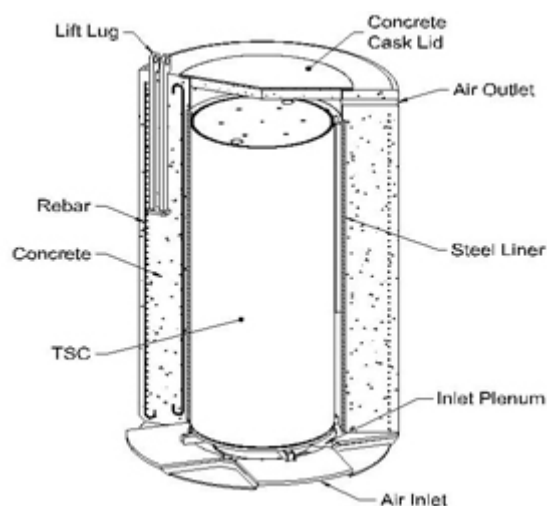


圖 18 MAGNASTOR 乾貯護箱示意圖

依據 MAGNASTOR FSAR 報告[6]中的第六章臨界分析部分，與審查導則[1]相關要求整理如下：

- 1 此報告遵循 10CFR72 文件。
- 2 保守假設(整理後):
 - a. 不考慮燃耗影響及吸收毒物的新燃料
 - b. 設定中子吸收毒物為製造商最小 ^{10}B 含量的 75% 或 90%
 - c. 燃料鈾濃縮度採用最大橫平面平均值
 - d. 使用純水填入護箱，並且會進入燃料丸與護套間隙內

e. 不考慮燃料組件的格架等微小結構

MAGNASTOR FSAR 報告[6]的臨界計算採用 MCNP5 及，ENDF/B-VI 中子截面庫，計算之 k_{eff} 須包含兩倍計算統計誤差(即 $k_{\text{MCNP}}+2\sigma_{\text{MCNP}}$)。MAGNASTOR FSAR 報告所進行之臨界分析，包括建立燃料護套間隙、部分淹水等反應度變化，評估燃料尺寸、橫平面平均鈾濃縮度(BWR)、護箱材料及幾何誤差及水密度效應，最後依此決定護箱內可放置燃料型態之鈾濃縮度，其 k_{eff} 須小於 USL (MAGNASTOR FSAR 報告設定為 0.9376)來達到次臨界要求。除此之外，也有針對護箱內燃料配置及燃料偏移等進行臨界分析。

第四章、建立假想設施臨界安全分析驗證方法

本研究將以幾何模型從小至大的方式，來進行假想標的設施的臨界安全分析，並且 k_{eff} 須小於 0.95。

依據 NUREG-1536 文件[10]中所定義之正常運作、異常狀況、意外事故及自然災害中，本研究設定以下對反應度較為保守之狀態進行臨界分析，並假設中子吸收毒物為穩定附著但重量比例為設計值 75%之狀態。

- 室溫(300 K)。
- 充水狀態。

4.1 單燃料束模型

首先以單燃料束幾何模型進行計算 k_{eff} ，探討當沒有格架及中子吸收毒物時的狀態。此單燃料束幾何模型側面採用週期性邊界，上下面為真空邊界。分別使用 SCALE 6.2.3 的 CSAS26 序列(即 KENO VI)以及 MCNP 6.1 進行計算，使用連續能群 ENDF/B-VII 截面庫，模擬標的用過核子燃料並忽略燃料內可燃中子毒物的新燃料，幾何結構如圖 19。

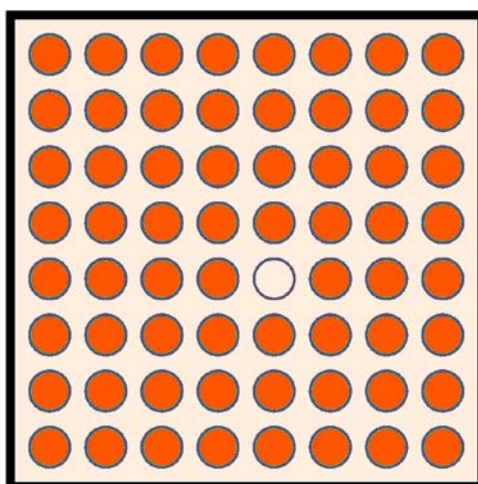


圖 19 單燃料束標的用過核子燃料幾何結構圖

4.2 單 MPC-68 護箱模型

在單 MPC-68 護箱模型中，同樣設定側面為週期性邊界，上下面為真空邊界，分別使用 SCALE 6.2.3 的 CSAS26 序列(即 KENO VI)以及 MCNP 6.1 進行計算，使用連續能群 ENDF/B-VII 截面庫，護箱內裝滿標的用過核子燃料並忽略燃料內可燃中子毒物的新燃料，幾何結構如圖 20。為考量製造公差對臨界計算之影響，本研究採用 HI-STAR 100 FSAR 報告[4]較小的燃料束間隔 6.43 吋(設計值為 6.49 吋)。

在 HI-STAR 100 FSAR 報告[4]中，為了保守目的而忽略 Overpack 內填充之中子屏蔽材 Holtite-A，並將 Overpack 改以 9 吋厚的不銹鋼來進行臨界分析，使得整體護箱直徑從 96 吋(原始模型)縮小至 85.375 吋(簡化模型)，因此本研究也參照此保守目的進行臨界計算結果之比較，其幾何結構如圖 21。

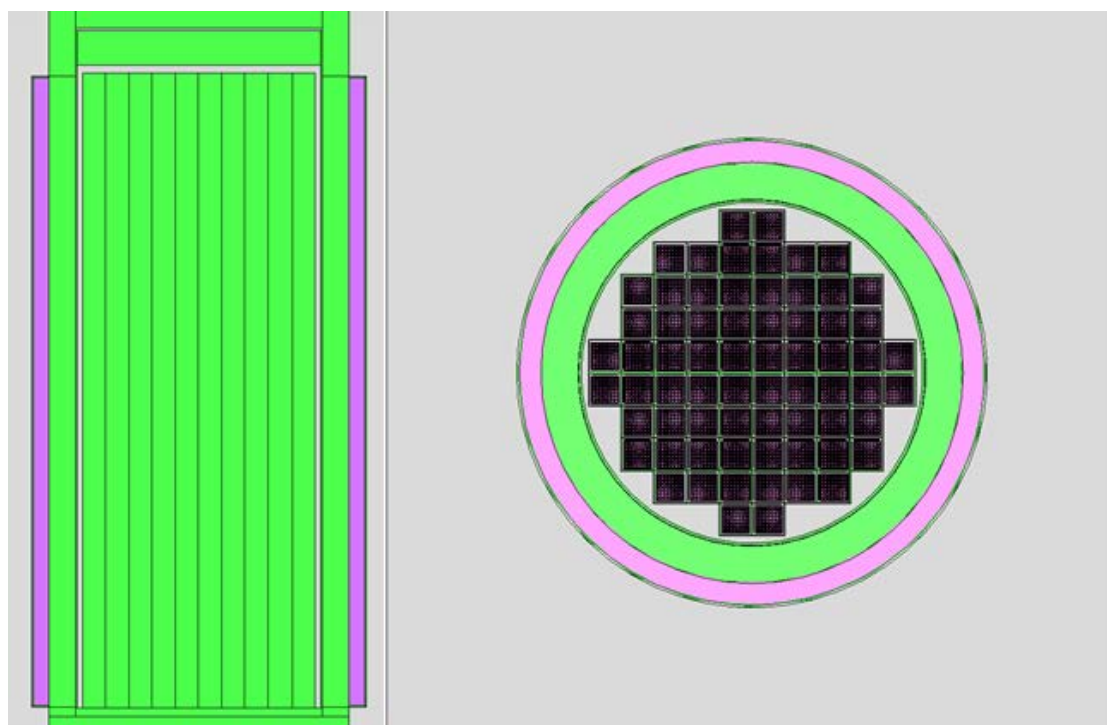


圖 20 單 MPC-68 護箱幾何結構圖(原始模型)

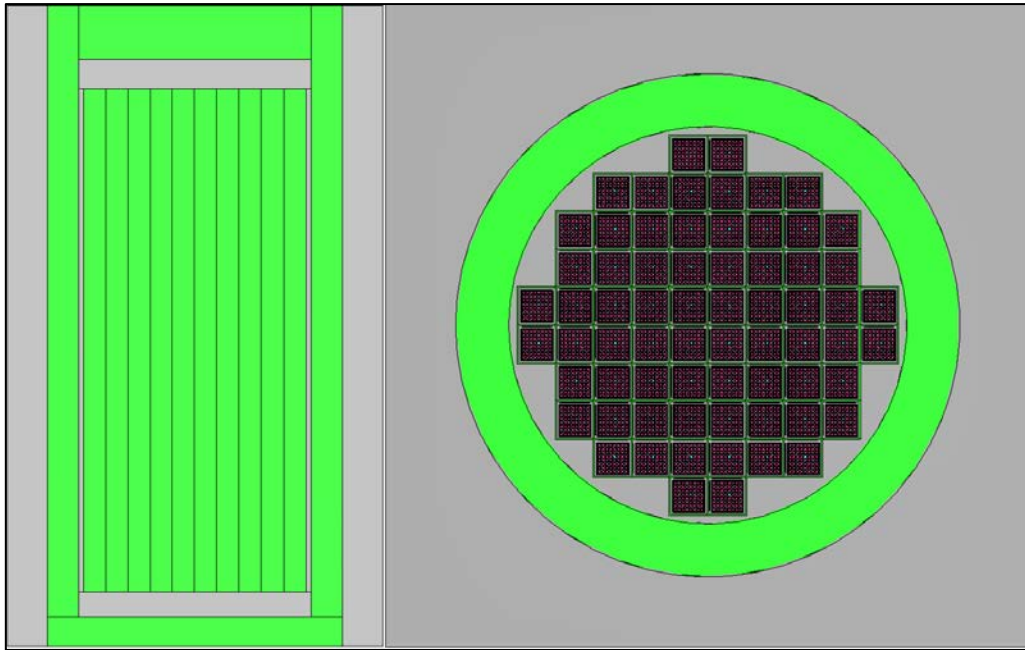


圖 21 單 MPC-68 護箱幾何結構圖(簡化模型)

4.3 標的設施模型

本研究之標的設施為可存放共 8160 根燃料束的屏蔽設施，依 MPC-68 護箱可存放 68 根燃料束計，共有 120 個 MPC-68 護箱，以 90cm 水泥牆間隔出 10 區，每區以 4x3 排列可放置 12 個 MPC-68 護箱。

標的設施的幾何結構如圖 22~圖 24，採用中心軸為反射邊界，雖然 MPC-68 內燃料分布仍為週期性設置，但因為燃料尺寸相較於標的設施小很多，其影響應可忽略。

標的設施的臨界分析採用 SCALE 6.2.3 的 CSAS26 序列(即 KENO VI)以及 MCNP 6.1 進行計算，使用連續能群 ENDF/B-VII 截面庫，MPC-68 護箱內裝滿標的用過核子燃料型態的新燃料，並依審查導則要求忽略此燃料內之可燃中子毒物。

側視圖(右方)

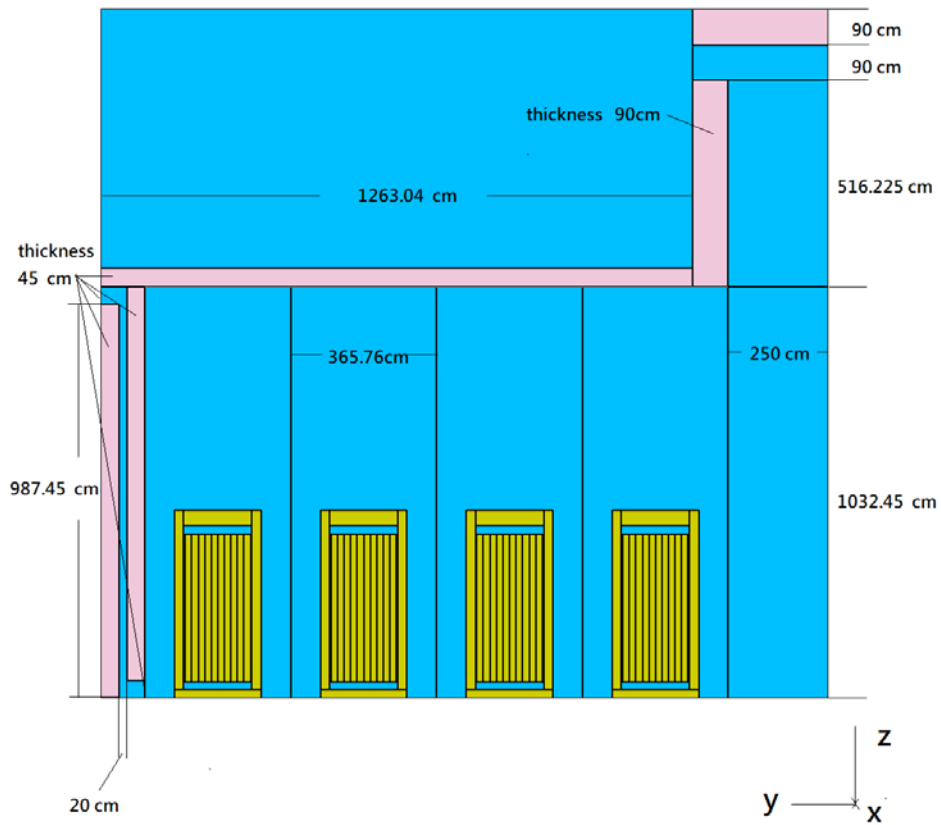


圖 22 標的設施幾何結構圖(側視圖)

上視圖

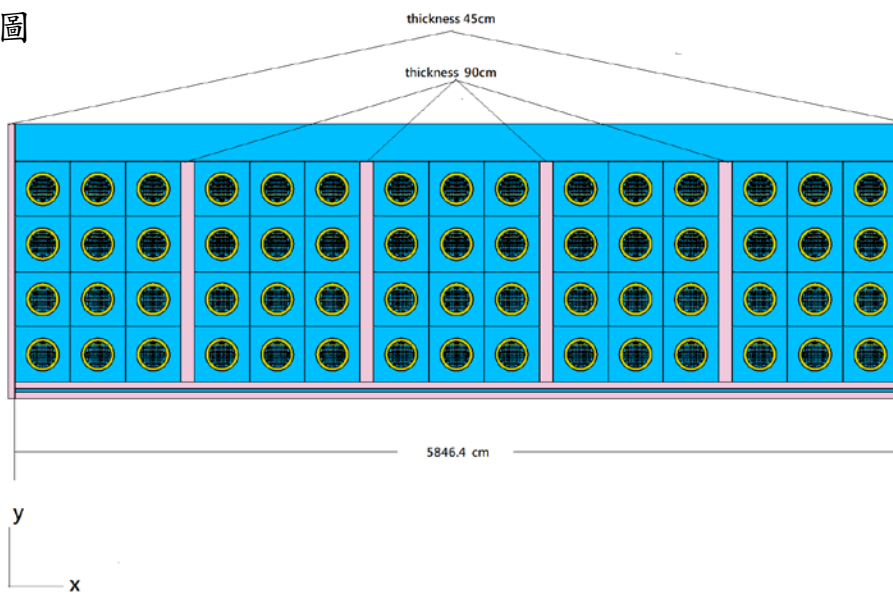


圖 23 標的設施幾何結構圖(上視圖)

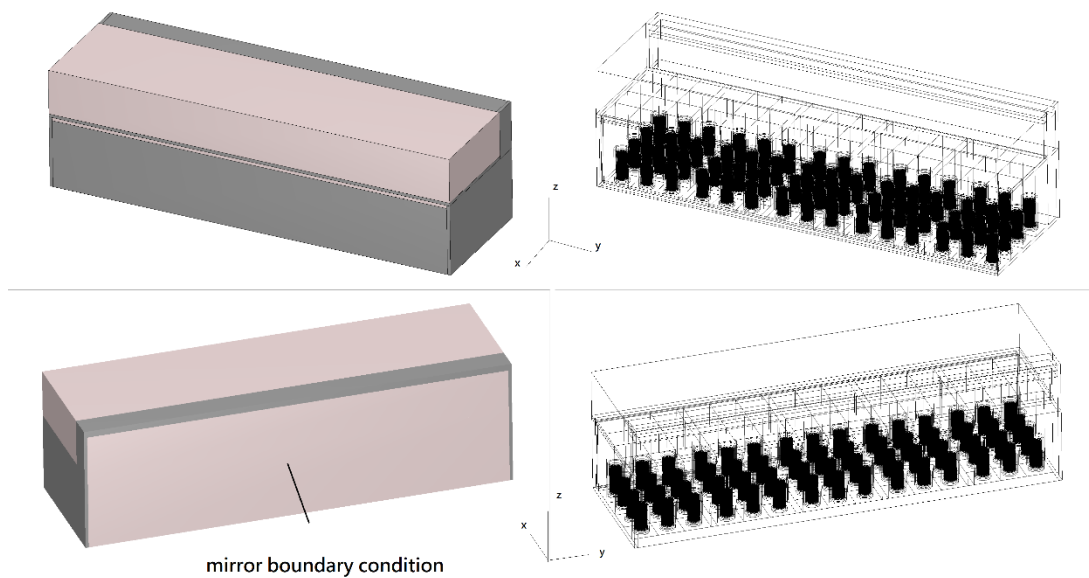


圖 24 標的設施模擬方式(立體圖)

4.4 異常狀況、意外事故及自然災害

本研究選擇以下三種事件進行臨界分析，並評估對反應度之影響：

- (1) 在異常狀況、意外事故及自然災害中，像是自然災害下的淹水或颱風，設施內水源誤觸動或破裂等，都有可能造成對反應度最為明顯的淹水事件，因為當護箱內外均充滿水將會造成反應度大幅提升，等同位於爐心內狀態，因此本研究將進行淹水事件下，各種護箱進水高度下的臨界計算。
- (2) 在護箱從核反應器內盛裝完用過核子燃料束後，開始進行搬運至標的設施的過程，若燃料在護箱內並未被鎖固的異常狀況，或是貯存後護箱因意外事故、自然災害的地震而傾倒，則有可能造成燃料偏移，並以最保守之充水狀態假設。本研究假設偏移方向如圖 25，共有 10 種模式，分別是 MPC-68 內燃料全體往上(top)、下(bottom)、左(left)、右(right)、左上(top/left)、左下(bottom/left)、右上(top/right)、右下(bottom/right)以及靠近護箱中心(centripetal)，與遠離護箱中心(centrifugal)。
- (3) 在護箱經過搬運至設施貯存後，若未按照規劃的護箱間距放置之異常狀況，或是因自然災害的地震而造成護箱移動事件，因此本研究將針對不同護箱間

距進行臨界計算分析。

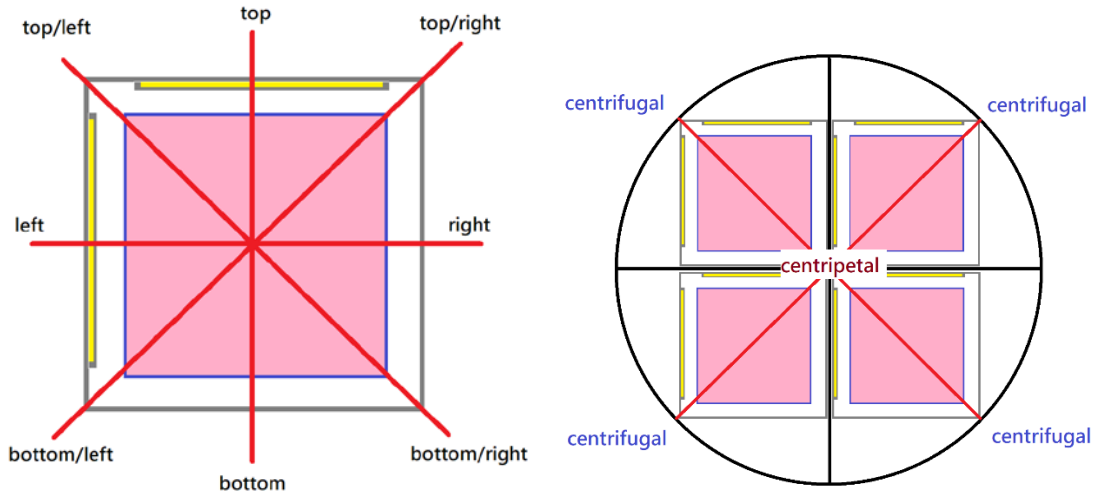


圖 25 燃料偏移方向

4.5 臨界實驗

本研究採用 B&W 的臨界實驗結果來驗證臨界計算工具的準確性，針對其中的 Core I、II 及 III 分別利用 MCNP 6.1 與 SCALE 6.2.3 計算 k_{eff} ，並與 B&W 臨界實驗報告[9]計算結果進行比較。

4.6 燃料燃耗計算

因乾式貯存設施主要是針對用過核燃料進行處置，並依審查導則的保守度要求均以新燃料進行分析。本研究為探討不同燃耗時間下的反應度變化以及重要核種原子密度差異，分別利用 MCNP 6.1 及 SCALE 6.2.3 進行燃料燃耗計算並比較其差異，以說明新燃料進行臨界分析之原因。

第五章、執行假想設施臨界安全分析審查導則要項分析

5.1 臨界實驗驗證結果

B&W 臨界實驗報告[9]採用 KENO-IV 以及 123 群(0.0047 eV ~ 14 MeV)中子截面庫進行計算驗證，本研究使用 MCNP 6 以及 SCALE 6.2.3 的 CSAS6 序列(即 KENO-VI)進行計算驗證，兩者均採用連續能譜(0 eV ~ 20 or 150 MeV)的 ENDF/B-VII 中子截面庫。

5.1.1 幾何模型

在 B&W 臨界實驗報告中的 KENO 模型中(圖 26)，未被緩速劑涵蓋的燃料、毒物和其他系統組件都不納入計算考量，並且證明這些乾組件對臨界計算的影響可以忽略。本研究依 B&W 臨界實驗報告中的幾何模型進行 Core I、II 及 III 的驗證，其幾何模型如圖 27~圖 29。

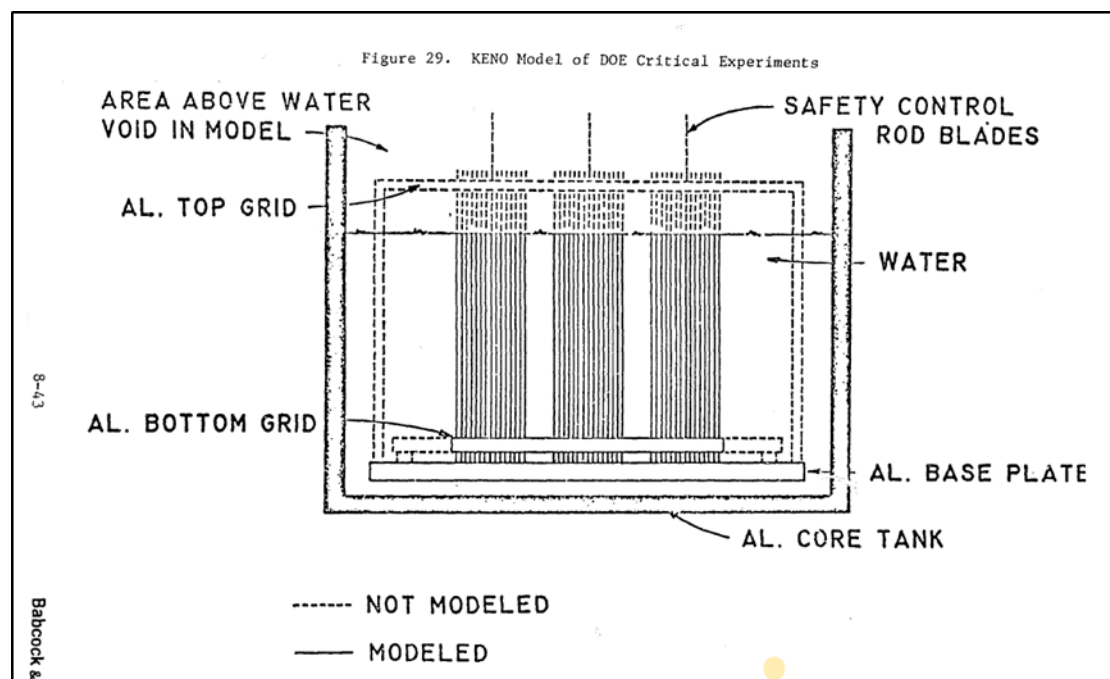


圖 26 B&W 臨界實驗報告模型([9]圖 29)

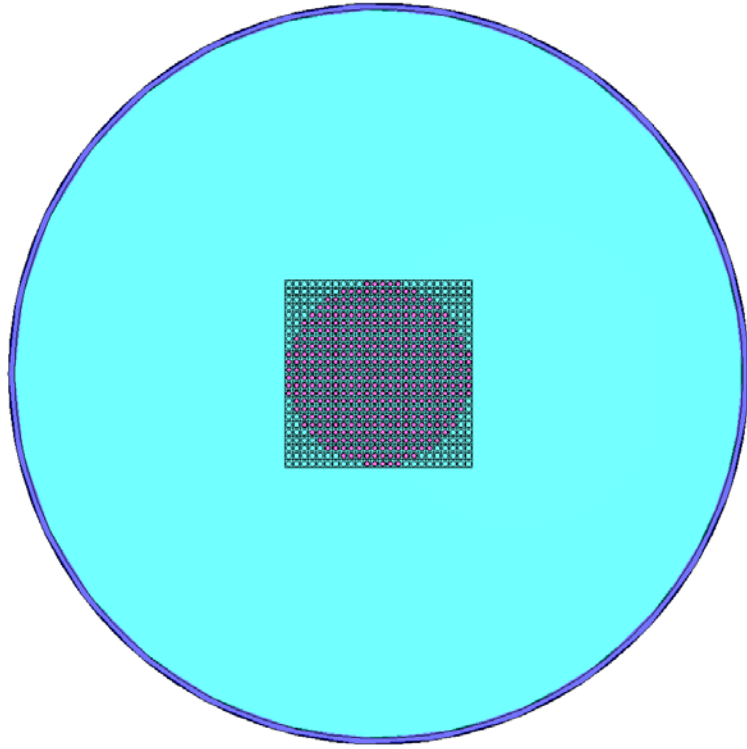


圖 27 B&W 臨界實驗 Core I 模型

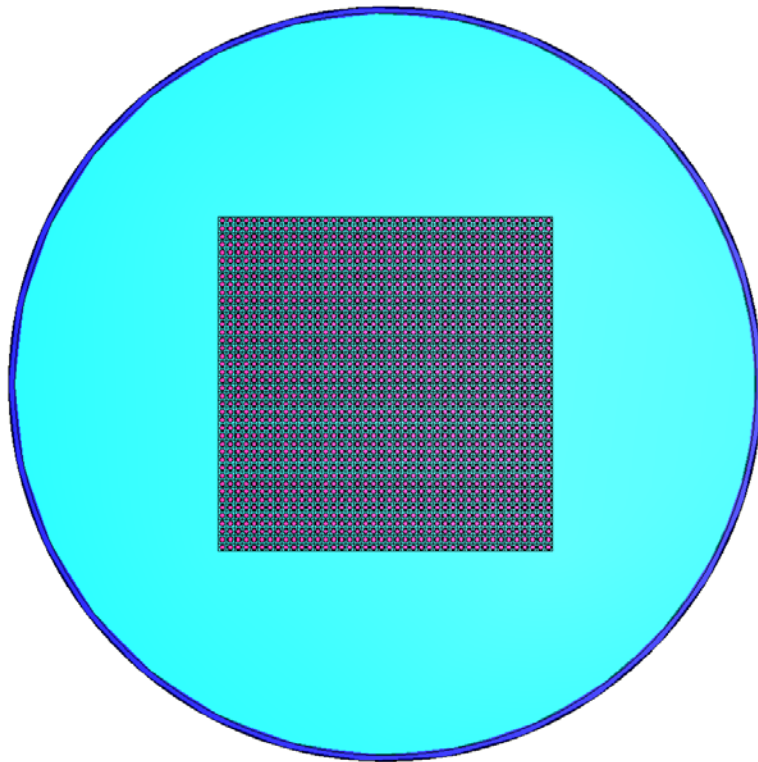


圖 28 B&W 臨界實驗 Core II 模型

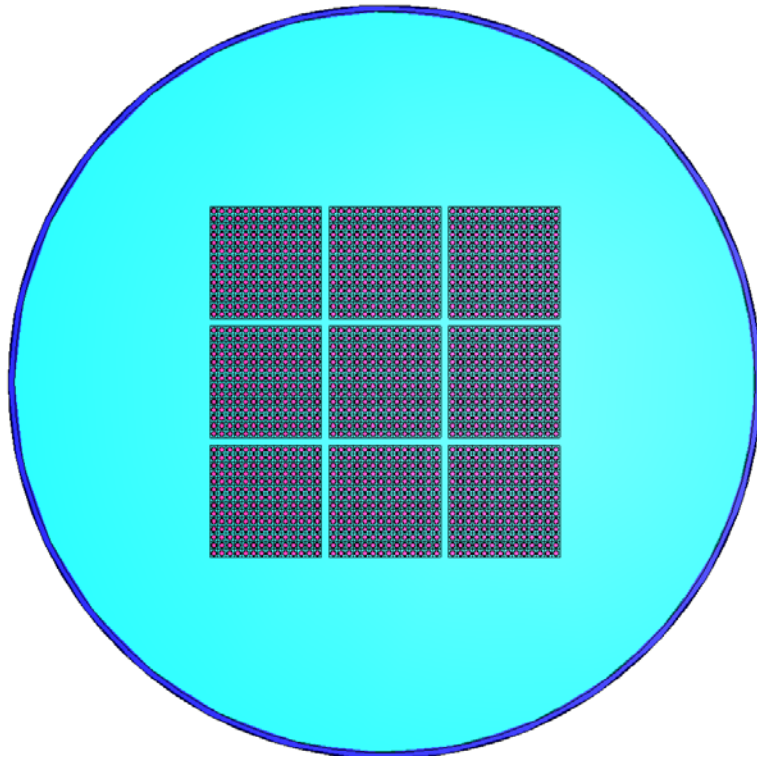


圖 29 B&W 臨界實驗 Core III 模型

5.1.2 計算結果

MCNP 及 SCALE 的 Core I、II 及 III 的計算結果如表 5。其結果顯示 MCNP 與 SCALE 計算結果相近，最多僅有 Core I 的 135 pcm 差異。若與實驗結果(BAW-1484-7 expt.)相比，最大差異為 Core III 的 269 pcm。若與 B&W 臨界實驗報告之計算結果(BAW-1484-7 K-4)相比，則 Core II 可相差至 545 pcm，其原因可能來自於中子截面庫，因 B&W 臨界實驗報告係採用多能群中子截面庫，而本研究採連續能譜。

若依此三個驗證結果的統計結果，採多能群中子截面庫的 K-4 平均 k_{eff} 值雖離臨界值 1 最近，但其標準差 0.00493 遠大於用連續能譜中子截面庫的 MCNP 及 SCALE 計算結果(0.00059 及 0.00079)，以計算可預測性而言，用連續能譜中子截面庫的 MCNP 及 SCALE 將用來後續的臨界分析。針對本研究的臨界計算工具 MCNP 與 SCALE 均計算出較實際臨界狀態高之 k_{eff} ，分別為 1.00204 及 1.00144，因此在本研究的計算工具呈現較為保守的計算值，在系統偏差(Bias)及系統的統

計誤差(σ_{bias})均設為 0。

表 5 B&W 臨界實驗的驗證計算結果比較

| Core I | | | | |
|----------------------------|----------------------------------|-----------------------------|--------------------------|---------------------------|
| CASE | k_{eff} | Δ to expt. (pcm*) | Δ to K-4 (pcm) | Δ to MCNP (pcm) |
| BAW-1484-7 expt. | $1.00020 \pm 5.0 \times 10^{-4}$ | - | - | - |
| BAW-1484-7 K-4 | $0.99800 \pm 6.0 \times 10^{-3}$ | -220 | - | - |
| MCNP | $1.00188 \pm 3.2 \times 10^{-4}$ | 168 | 388 | - |
| SCALE | $1.00053 \pm 3.9 \times 10^{-4}$ | 33 | 253 | -135 |
| Core II | | | | |
| CASE | k_{eff} | Δ to expt. (pcm) | Δ to K-4 (pcm) | Δ to MCNP (pcm) |
| BAW-1484-7 expt. | $1.00010 \pm 5.0 \times 10^{-4}$ | - | - | - |
| BAW-1484-7 K-4 | $1.00700 \pm 4.0 \times 10^{-3}$ | 690 | - | - |
| MCNP | $1.00155 \pm 3.0 \times 10^{-4}$ | 145 | -545 | - |
| SCALE | $1.00193 \pm 3.7 \times 10^{-4}$ | 183 | -507 | 38 |
| Core III | | | | |
| CASE | k_{eff} | Δ to expt. (pcm) | Δ to K-4 (pcm) | Δ to MCNP (pcm) |
| BAW-1484-7 expt. | $1.00000 \pm 5.0 \times 10^{-4}$ | - | - | - |
| BAW-1484-7 K-4 | $0.99900 \pm 4.0 \times 10^{-3}$ | -100 | - | - |
| MCNP | $1.00269 \pm 3.1 \times 10^{-4}$ | 269 | 369 | - |
| SCALE | $1.00186 \pm 3.3 \times 10^{-4}$ | 186 | 286 | -83 |
| Statistical Results | | | | |
| Code | k_{eff} | Mean/Standard Deviation | | |
| BAW-1484-7 K-4 | | 1.00133 / 0.00493 | | |
| MCNP | | 1.00204 / 0.00059 | | |
| SCALE | | 1.00144 / 0.00079 | | |

*pcm (per cent mille)= 10^{-5}

5.2 單燃料束計算結果

以單燃料束模型分析不同燃料在正常無水以及充水狀態下，其 SCALE 及 MCNP 計算結果如表 6。計算結果顯示，若以新燃料進行分析，則格架上勢必需加入中子吸收毒物才能維持充水狀態的次臨界狀態，並且 MCNP 與 SCALE 計算結果相當接近，最大僅有 -53 pcm 差異。

由於沒有中子吸收毒物會造成反應度大幅提高，且審查導則已要求護箱使用

期限內均可維持此中子吸收毒物應有功能，及其密度假設僅有原設計之 75%，因此本研究將不針對喪失中子吸收毒物的進行各項臨界分析。

表 6 單燃料束模型計算結果

| 鈾濃縮度 wt% | 狀態 | MCNP | SCALE | Δ to MCNP (pcm) |
|----------|----|----------------------------------|----------------------------------|------------------------|
| 3.25 | 無水 | $0.55350 \pm 1.3 \times 10^{-4}$ | $0.55308 \pm 1.8 \times 10^{-4}$ | -42 |
| | 充水 | $1.40733 \pm 2.3 \times 10^{-4}$ | $1.40760 \pm 2.7 \times 10^{-4}$ | -13 |
| 4.0 | 無水 | $0.61763 \pm 1.4 \times 10^{-4}$ | $0.61710 \pm 1.6 \times 10^{-4}$ | -53 |
| | 充水 | $1.45280 \pm 2.4 \times 10^{-4}$ | $1.45280 \pm 2.6 \times 10^{-4}$ | 0 |

5.3 單 MPC-68 護箱計算結果

以單 MPC-68 護箱模型分析不同鈾濃縮度的燃料在正常無水以及充水狀態，若忽略 Overpack 內的 Holtite-A 之簡易模型，其 SCALE 及 MCNP 計算結果如表 7。結果顯示單 MPC-68 護箱仍能維持次臨界，而且兩個程式計算結果相近，最大差異為 130 pcm。

表 7 單 MPC-68 護箱模型(簡易模型)計算結果

| 鈾濃縮度 wt% | 狀態 | MCNP | SCALE | Δ to MCNP (pcm) |
|----------|----|----------------------------------|----------------------------------|------------------------|
| 3.25 | 無水 | $0.33754 \pm 1.0 \times 10^{-4}$ | $0.33694 \pm 1.6 \times 10^{-4}$ | 60 |
| | 充水 | $0.86988 \pm 3.3 \times 10^{-4}$ | $0.86858 \pm 2.4 \times 10^{-4}$ | 130 |
| 4.0 | 無水 | $0.37799 \pm 1.1 \times 10^{-4}$ | $0.37711 \pm 1.8 \times 10^{-4}$ | 88 |
| | 充水 | $0.91507 \pm 3.5 \times 10^{-4}$ | $0.91439 \pm 3.6 \times 10^{-4}$ | 68 |

若採不忽略 Holtite-A 之原始模型，以鈾濃縮度 4.0 wt% 進行臨界計算，其 SCALE 計算結果如表 8。其結果顯示在正常無水狀態下，Holtite-A 有做為中子吸收毒物之功能，使得簡化模型較原始模型高 705 pcm；但充水狀態下則顯示簡化模型較原始模型低 50 pcm，而呈現不保守情形，然仍在兩者之統計誤差範圍內，因此仍須確認其簡化模型之保守度。

表 8 單 MPC-68 護箱不同模型 SCALE 計算結果之比較(鈾濃縮度 4.0 wt%)

| 狀態 | 無水 | 充水 |
|------------------|----------------------------------|----------------------------------|
| 簡化模型 | $0.37711 \pm 1.8 \times 10^{-4}$ | $0.91439 \pm 3.6 \times 10^{-4}$ |
| 原始模型 | $0.37016 \pm 1.7 \times 10^{-4}$ | $0.91489 \pm 3.8 \times 10^{-4}$ |
| Δk (pcm) | 705 | -50 |

5.4 標的設施計算結果

對整個標的設施進行臨界安全分析，對於不同鈾濃縮度的燃料進行計算，其 MCNP 與 SCALE 計算結果如表 9，結果顯示標的設施仍維持次臨界，MCNP 與 SCALE 兩者計算差異最大為 96 pcm。同時標的設施計算結果與單 MPC 護箱計算結果差異不大，在重要的充水狀態下之 MCNP 計算最大差異為 70 pcm，SCALE 計算最大差異為 52 pcm，標的設施模型較為保守，但也仍在兩者統計誤差影響內，如表 10。

表 9 標的設施模型計算結果

| 鈾濃縮度 wt% | 狀態 | MCNP | SCALE | Δ to MCNP (pcm) |
|----------|----|----------------------------------|----------------------------------|------------------------|
| 3.25 | 無水 | $0.33627 \pm 1.1 \times 10^{-4}$ | $0.33561 \pm 1.0 \times 10^{-4}$ | 66 |
| | 充水 | $0.87001 \pm 3.3 \times 10^{-4}$ | $0.86905 \pm 2.4 \times 10^{-4}$ | 96 |
| 4.0 | 無水 | $0.37609 \pm 1.1 \times 10^{-4}$ | $0.37577 \pm 1.1 \times 10^{-4}$ | 52 |
| | 充水 | $0.91577 \pm 3.5 \times 10^{-4}$ | $0.91491 \pm 2.7 \times 10^{-4}$ | 86 |

表 10 標的設施模型與單 MPC-68 護項模型計算結果之比較

| 鈾濃縮度 wt% | 狀態 | MCNP | SCALE |
|----------|----|-------|-------|
| 3.25 | 無水 | -127* | -133 |
| | 充水 | 13 | 47 |
| 4.0 | 無水 | -190 | -134 |
| | 充水 | 70 | 52 |

* Δk (pcm): 標的設施 - 單 MPC-68 護箱

5.5 異常狀況、意外事故及自然災害計算結果

在本研究中，選擇燃料偏移事件、淹水事件及護箱移動事件進行臨界計算分

析。依 5.2~5.4 節之分析結果，顯示鈾濃縮度 4.0 wt% 較 3.25wt% 保守，因此此節將以鈾濃縮度 4.0wt% 進行本節之分析，來尋找會增加反應度的事件結果。

5.5.1 燃料偏移事件

本研究假設最嚴重狀態下，護箱內外均是水的時候，分析裝載及傳送過程或是貯存遭遇地震及護箱意外傾倒時，護箱內燃料偏移造成之反應度變化，以標的用過核子燃料的鈾濃縮度 4.0wt% 新燃料進行單 MPC-68 護箱模型的 SCALE 計算，其計算結果如表 11，顯示當燃料往護箱中心集中時，會增加反應度 716 pcm，然而此燃料遠離護箱中心或是靠近護箱中心的移動方式屬於假想情況，實際操作過程並不能達到此兩種移動方式，因此本研究不納入此兩種移動方式的計算結果。

此事件以 SCALE 進行分析顯示並不會增加反應度，依據本章節的 MCNP 與 SCALE 交互驗證結果，若使用 MCNP 進行分析也不會增加反應度。

表 11 單 MPC-68 護箱模型的燃料偏移事件計算結果

| 偏移模式 | k_{eff} | Δk (pcm) |
|-----------|----------------------------------|------------------|
| 格架中心(參考值) | $0.91439 \pm 3.6 \times 10^{-4}$ | - |
| 全體往上 | $0.90859 \pm 3.8 \times 10^{-4}$ | -580 |
| 全體往下 | $0.91023 \pm 4.3 \times 10^{-4}$ | -416 |
| 全體往左 | $0.90876 \pm 3.6 \times 10^{-4}$ | -563 |
| 全體往右 | $0.91026 \pm 3.8 \times 10^{-4}$ | -413 |
| 全體往左上 | $0.90205 \pm 3.9 \times 10^{-4}$ | -1234 |
| 全體往右上 | $0.90455 \pm 3.6 \times 10^{-4}$ | -984 |
| 全體往左下 | $0.90399 \pm 3.7 \times 10^{-4}$ | -1040 |
| 全體往右下 | $0.90561 \pm 3.7 \times 10^{-4}$ | -878 |
| 遠離護箱中心* | $0.89113 \pm 3.9 \times 10^{-4}$ | -2326 |
| 靠近護箱中心* | $0.92155 \pm 3.6 \times 10^{-4}$ | 716 |

*實際操作不能達成之移動方式

5.5.2 淹水事件

在此淹水事件中，本研究分析護箱外被水淹滿，但護箱內的各種進水高度，

以檢視此事件對反應度之影響。以標的用過核子燃料的鈾濃縮度 4.0wt% 新燃料進行單 MPC-68 護箱模型的 SCALE 計算，進水高度以燃料高度為基準，其計算結果如表 12，顯示當進水高度已超過燃料底部後，即大幅增加反應度，但仍能維持次臨界。

此事件以 SCALE 進行分析顯示並不會增加反應度，依據本章節的 MCNP 與 SCALE 交互驗證結果，若使用 MCNP 進行分析也不會增加反應度。

表 12 單 MPC-68 護箱模型的淹水事件護箱內水位之計算結果

| 護箱內水位 | k_{eff} | Δk (pcm) |
|--------------------|----------------------------------|------------------|
| 0%, 0cm (燃料下方空間淹滿) | $0.40817 \pm 1.9 \times 10^{-4}$ | -50622 |
| 25%, 92.71 cm | $0.89138 \pm 4.8 \times 10^{-4}$ | -2301 |
| 50%, 185.42 cm | $0.90862 \pm 4.0 \times 10^{-4}$ | -577 |
| 75%, 278.13 cm | $0.91287 \pm 3.8 \times 10^{-4}$ | -152 |
| 100%+燃料上方空間淹滿 | $0.91439 \pm 3.6 \times 10^{-4}$ | - |

5.5.2 護箱移動事件

在此護箱移動事件中，本研究以護箱擺放或移動時為最緊密靠近狀態下，即 0 cm 時，以檢視此事件對反應度之影響。以標的用過核子燃料的鈾濃縮度 4.0wt% 新燃料進行單 MPC-68 護箱模型的 SCALE 計算，與預定護箱間距 74.45cm 之比較結果如表 13，顯示在重要的充水狀態下，護箱間距為 0 cm 會增加 61 pcm 反應度，但也仍在兩者統計誤差範圍內。若以 MCNP 計算，同樣顯示充水狀態下會增加反應度，其值為 84 pcm。

此事件分別以 MCNP 及 SCALE 進行分析均顯示會增加反應度，其增加量分別為 84 及 61 pcm。

表 13 單 MPC-68 護箱模型的護箱移動事件之計算結果

| 護箱間距(cm) | 狀態 | 0 | 74.45 | Δk (pcm) |
|----------|----|----------------------------------|----------------------------------|------------------|
| MCNP | 無水 | $0.38770 \pm 1.2 \times 10^{-4}$ | $0.37799 \pm 1.1 \times 10^{-4}$ | 971 |
| | 充水 | $0.91591 \pm 3.3 \times 10^{-4}$ | $0.91507 \pm 3.5 \times 10^{-4}$ | 84 |
| SCALE | 無水 | $0.38716 \pm 1.6 \times 10^{-4}$ | $0.37711 \pm 1.8 \times 10^{-4}$ | 1005 |
| | 充水 | $0.91500 \pm 4.4 \times 10^{-4}$ | $0.91439 \pm 3.6 \times 10^{-4}$ | 61 |

5.6 燃料燃耗分析

在本研究中，採用標的用過核子燃料的鈾濃縮度 4.0wt% 新燃料，基於核一廠額定功率 1840 MW 下，設定燃料/冷卻水/組件溫度為 900/600/600 K，冷卻水密度為 0.6465 g/cc (溫度 600 K 下飽和液態水)，分別使用 MCNP 的 BURN 卡片以及 SCALE 的 T6-depl 序列進行單燃料束燃料燃耗計算 540 天，其 k_{eff} 隨燃耗時間變化計算結果如表 14 及圖 30，計算顯示經過燃料燃耗後，反應度逐漸降低，且各燃耗時間點的 MCNP k_{eff} 計算都高於 SCALE。而經過燃料燃耗後，燃料內主重要核種的原子密度列於表 15，由於 MCNP 計算燃耗後之 Pu^{239} 原子密度較高，且中子吸收毒物 Xe^{135} 與 Sm^{149} 原子密度較低，可說明 MCNP k_{eff} 計算較 SCALE 高之成因。

表 14 單燃料束模型的燃料燃耗之 k_{eff} 計算結果

| Time(days) | MCNP | SCALE | Δ to MCNP (pcm) |
|------------|----------------------------------|----------------------------------|------------------------|
| 0 | $1.40394 \pm 2.5 \times 10^{-4}$ | $1.40289 \pm 2.7 \times 10^{-4}$ | 105 |
| 67.5 | $1.33977 \pm 2.6 \times 10^{-4}$ | $1.33765 \pm 2.8 \times 10^{-4}$ | 212 |
| 202.5 | $1.30443 \pm 2.5 \times 10^{-4}$ | $1.29629 \pm 2.9 \times 10^{-4}$ | 814 |
| 337.5 | $1.26946 \pm 2.7 \times 10^{-4}$ | $1.25759 \pm 2.9 \times 10^{-4}$ | 1187 |
| 472.5 | $1.23720 \pm 2.7 \times 10^{-4}$ | $1.22241 \pm 3.0 \times 10^{-4}$ | 1479 |
| 540 | $1.22156 \pm 2.6 \times 10^{-4}$ | $1.20529 \pm 3.0 \times 10^{-4}$ | 1627 |

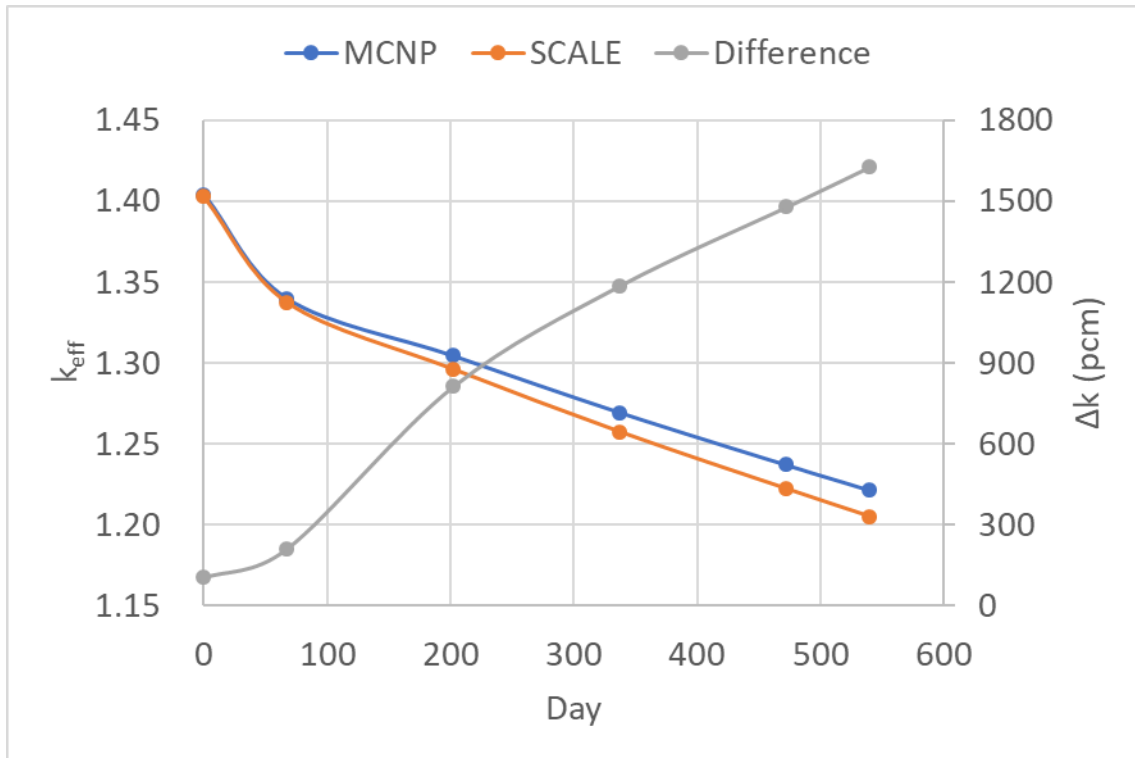


圖 30 單燃料束模型的燃料燃耗之 k_{eff} 變化圖

表 15 單燃料束模型的燃料燃耗之重要核種原子密度計算結果

| Time (day) | | 0 | 540 |
|-------------------------------|---------|-----------------------|-----------------------|
| U^{235} (atoms/barn-cm) | MCNP | 9.41×10^{-4} | 6.24×10^{-4} |
| | SCALE | 9.41×10^{-4} | 6.26×10^{-4} |
| | Diff(%) | 0.00% | -0.30% |
| Pu^{239} (atoms/barn-cm) | MCNP | - | 7.59×10^{-5} |
| | SCALE | - | 7.14×10^{-5} |
| | Diff(%) | - | 6.24% |
| Xe^{135} (atoms/barn-cm) | MCNP | - | 7.67×10^{-9} |
| | SCALE | - | 8.59×10^{-9} |
| | Diff(%) | - | -10.79% |
| Sm^{149} (atoms/barn-cm) | MCNP | - | 7.35×10^{-8} |
| | SCALE | - | 8.87×10^{-8} |
| | Diff(%) | - | -17.06% |

第六章、提出假想設施安全評估報告精要及審查導則查核

項目

6.1 假想設施安全評估報告精要

對於此標的貯存護箱的臨界安全分析結果，可貯存台電公司核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告內容的燃料束型式為 GE 8x8-1，鈾濃縮度 3.5 及 4.0 wt%，在正常運作、異常狀況、意外事故及自然災害下，基於保守假設之室溫 300K 及充水狀態，並分析護箱內燃料偏移事件、淹水事件以及護箱移動事件，以美國核管會核准用於乾貯設施臨界分析的 SCALE 6.2.3/KENO VI 為計算工具時，考量偏差與不確定因子下，各項臨界計算結果中最大 k_{eff} 為 0.91588 符合次臨界要求(< 0.95)。

為驗證 SCALE 6.2.3/KENO VI 計算模型準確性，採用另一被美國核管會核准用於乾貯設施臨界分析之 MCNP 6.1 程式進行部分項目的臨界分析，兩者差異至多有 86 pcm。考量偏差與不確定因子下，MCNP 6.1 的各項臨界計算結果中最大 k_{eff} 為 0.91657，與 SCALE 6.2.3/KENO VI 相差 69 pcm，顯示 SCALE 6.2.3/KENO VI 計算結果是可被信賴的。

針對臨界分析所建立的幾何模型，從單一燃料束、單一護箱系統及假想設施均進行相關之比對分析，從分析結果來看，以單一護箱系統應可滿足臨界分析之需求，不須進行空間尺度較大的假想設施臨界分析。而對於複雜的護箱所進行之幾何模型簡化方法，仍需有分析驗證以確保簡化模型具有適當之保守性。

臨界計算工具的偏差與不確定因子之分析，需仰賴於臨界實驗結果，此案僅選用 B&W 臨界實驗中的三種爐心狀態或有不足，後續將持續蒐集及建立更多臨界實驗模型，以提高臨界計算工具的驗證結果可靠性。

6.2 假想設施審查導則查核項目

本研究所進行之臨界分析與審查導則之對應關係列於下表，部分項目因與此標的貯存護箱製造商須承諾之事項，而本研究係選用已符合美國核管會核准之乾貯護箱系統 HI-STAR 100，因此可直接參照 HI-STAR 100 FSAR 報告。

| | |
|---------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 六、臨界安全評估 | 本研究章節 |
| (一)臨界設計準則 | |
| 1.應詳列設計分析適用之法規、工業標準及技術規範。 | 第 2.2 計算工具及驗證方法敘述本研究使用美國核管會核准之計算工具為 MCNP 與 SCALE。 |
| 2.說明貯存護箱在正常運作、異常狀況、意外事故及自然災害事件下，用過核子燃料之吊卸裝填、搬運、接收、貯存等作業均能維持次臨界狀態之安全設計要求。 | 第 2.3 臨界分析狀態說明本研究所分析之狀態為室溫 300K 及護箱內外均是充水狀態為保守之臨界分析假設。並依此分析燃料偏移事件(因人為因素而未鎖固燃料，而在各作業下因意外傾倒或是自然災害之地震)、淹水事件(因設施內水源流之意外事故或是自然災害導致之水災)及護箱移動事件(因人為因素未正確放置護箱位置或是自然災害之地震)。 第五章、執行假想設施臨界安全分析審查導則要項分析敘述本研究分析之護箱內燃料偏移事件、淹水事件以及護箱移動事件的臨界計算結果均維持在次臨界狀態。 |
| 3.貯存護箱之有效中子增值因數(k_{eff})，偏差與不確定性亦須納入考量，在正常運作、異常狀況、意外事故及自然災害事件下，於百分之九十五信賴區間範圍內，不得超過0.95。 | 第 3.1 HI-STAR 100 (Docket 72-1008) 說明本研究臨界分析之貯存護箱對象所使用之有效中子增值因數所納入之保守要求。 第四章敘述納入偏差與不確定性所進行之臨界實驗驗證計算，以及需分析之各種事件下之貯存護箱臨界計算結果。 |
| 4.臨界安全設計應使用永久固定的固體中子吸收材料(中子毒物)，並確認中子 | 本研究選用已符合導則要求及美國核管會核准之標的貯存護箱 HI- |

| | |
|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 吸收材料於護箱使用期限內均可維持應有功能。 | STAR 100。 |
| (二)用過核子燃料特性 | |
| 1.用過核子燃料特性包括燃料長度、寬度、重量、型號與鈾重量、燃料初始濃縮度、燃耗、冷卻時間、衰變熱、燃料完整性、有效堆疊密度、護套材料與厚度、燃料丸直徑、燃料棒之陣列型式及數目、水棒及非燃料組件等，並應建置燃料特性資料庫。 | 第 2.1 標的設施敘述本研究所假設此標的設施欲貯存之用過核子燃料特性。 |
| 2.不採計燃耗額度(Burnup credit)為原則，以達保守效果。 | 第四章、建立假想設施臨界安全分析驗證方法內各節均敘述本研究使用新燃料進行計算，即不採計燃耗額度。 |
| (三)臨界計算 | |
| 1.貯存護箱之有效中子增殖因數(k_{eff})，偏差與不確定性亦須納入考量，在正常運作、異常狀況、意外事故及自然災害下，於百分之九十五的信賴區間範圍內，不得超過0.95。決定之設計基準燃料組件應為反應度最大者。 | 第五章、執行假想設施臨界安全分析審查導則要項分析敘述本研究的假想用過核子燃料在本研究分析之貯存護箱內內燃料偏移事件、淹水事件以及護箱移動事件所涵蓋部分異常狀況、意外事故及自然災害下均小於 0.95， |
| 2.燃料平均濃縮度參數計算時所使用的均化方式，應證明可使臨界分析計算得到保守結果。使用之燃料密度數值應能涵蓋且足夠保守。 | 本研究採用已知之標的用過核子燃料，其已被設定為燃料平均鈾濃縮度。 |
| 3.中子吸收材料密度應以標準面積密度之百分之七十五為原則，提供相關材料測試證明者，得以測試值為準，但以百分之九十為上限。 | 第二章表 2 所列之材料已納入此項要求。 |
| 4.不採計非燃料組件及可燃中子毒物之效應。 | 第 2.1 標的設施敘述本研究的假想用過核子燃料已符合此項之要求。 |
| 5.計算模式應考量貯存護箱各項製造公差及燃料束置放偏移導致的最大反應度，並評估貯存護箱在注滿水、液態及氣態水混雜的緩速條件下，仍能維持次臨界。 | 第 5.5 異常狀況、意外事故及自然災害計算結果敘述本研究所分析之貯存護箱最小燃料束間距及燃料束置放偏移下，充水狀態下仍維持次臨界狀態。 |
| 6.臨界安全設計使用的固體中子材料， | 本研究選用已符合導則要求及美國 |

| | |
|-------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------|
| <p>須以實測或分析方式證明移中子吸收能力，於貯存期間將固定於提籃相對位置，不會變形且持續有效，並須說明其品質保證措施。</p> | <p>核管會核准之標的貯存護箱 HI-STAR 100。</p> |
| <p>7.臨界分析所使用之計算機程式及截面數據應廣為學術界及工業使用。使用者應證明以往類似系統的實績，並證明計算模式所得結果足夠保守，並可涵蓋所有可能情形。</p> | <p>第三章、蒐集國際間貯存設施臨界安全分析案例敘述三家廠商所使用之程式、截面庫與計算模式，均為本研究所使用之計算工具，其保守度可參考廠商之計算分析文件。</p> |
| <p>(四)臨界基準驗證</p> | |
| <p>充分說明以標準臨界實驗對臨界分析程式進行驗證，以確認幾何布置與選用的中子截面庫。</p> | <p>第 5.1 臨界實驗驗證結果敘述本研究採用之臨界實驗驗證方法。</p> |
| <p>(五)臨界安全評估計算書</p> | |
| <p>需留存備查，並經第三方公正機關(構)平行驗證，評估結果與設計基準及法規限值，需經經營者自行檢核，並確認其保守性。計算書及平行驗證報告經要求者應提報備查。</p> | <p>本假想設施免檢，而本研究之計算結果均會保留。</p> |

第七章、結論與未來工作

在目前的研究成果，共蒐集了 HI-STAR 100、NUHOMS 及 MAGNASTOR 三種乾貯系統的臨界安全分析方法，其中 HI-STAR 100 是採用統計方法來設定計算工具的計算偏差，依此來增加計算之 k_{eff} 保守度，而 NUHOMS 及 MAGNASTOR 則採用 NUREG/CR-6361 指引的 Upper Subcritical Limit (USL) 來設定次臨界要求 (包含 0.05 安全餘裕)。在案例分析上，三家廠商在臨界計算方法是類似的，主要採用計算工具為 MCNP 或是 SCALE/KENO 的蒙地卡羅程式，差異在於使用之軟體版本以及連續能譜或多能群中子截面庫。

本研究採用 MCNP 以及 SCALE 計算工具進行 B&W 臨界實驗驗證計算，三種爐心狀態下的計算結果顯示，多能群中子截面庫相較於連續能譜中子截面庫會有較大的統計誤差而呈現可預測性不足。以採用連續能譜中子截面庫的 MCNP 與 SCALE 計算結果與臨界狀態誤差在 300 pcm 內，但因計算之 k_{eff} 均大於 1，即高估 k_{eff} ，因此不需加入 k_{eff} 系統偏差，即 k_{eff} 系統偏差與統計誤差為 0。

針對假想設施所進行之 HI-STAR 100 MPC-68 乾貯系統臨界分析，若是正常無水狀態下，其 k_{eff} 均遠小於 1；而充水狀態下，因中子緩速劑增加而大幅增加系統反應度，在標的用過核子燃料形態下，鈾濃縮度 3.25wt% 或是 4.0 wt% 均維持次臨界狀態，MCNP 6.1 及 SCALE 6.2.3/KENO VI k_{eff} 計算結果分別為 0.91507 及 0.91439。在淹水事件、燃料偏移事件及護箱移動事件中，僅有護箱移動事件會增加反應度，因此若以 MCNP 6.1 及 SCALE 6.2.3/KENO VI 為計算工具下，其 k_{eff} 值 (MCNP 6.1 - 0.91599 與 SCALE 6.2.3/KENO VI - 0.91500) 加入兩倍計算標準差 (MCNP 6.1 - 3.3×10^{-4} 與 SCALE 6.2.3/KENO VI - 4.4×10^{-4}) 後，分別為 0.91657 (MCNP 6.1) 與 0.91588 (SCALE 6.2.3/KENO VI)。若與 HI-STAR 安全分析報告[4] 中相似的用過核子燃料 8x8B(B8x8B03) 之鈾濃縮度 4.2wt% 計算結果之比較如表 16，差異在於計算工具及其驗證偏差值，與鈾濃縮度所造成。

表 16 本研究與 HI-STAR 8x8B 臨界分析結果比較

| | 本研究 | | HI-STAR 8x8B |
|--------------|---------------------|----------|--------------|
| 鈾濃縮度 | 4.0 wt% | | 4.2wt% |
| 計算工具 | SCALE 6.2.3/KENO VI | MCNP 6.1 | MCNP4a |
| 中子截面庫 | ENDF/B-VII | | ENDF/B-V |
| 計算工具偏差 | 0 | 0 | 0.0027 |
| 最大 k_{eff} | 0.91588 | 0.91657 | 0.9416 |

由於 HI-STAR 安全分析報告[4]所採用之簡化模型係移除外圍之 Holiite-A 中子吸收材及調整護箱外殼厚度，在本研究中顯示相較於有完整模擬護箱結構之原始模型，在淹水狀態之簡化模型較不保守，約低 50 pcm，因此簡化模型的保守性須為審查過程中須注意部分。

在不同計算工具所進行之假想標的設施的臨界分析，以標的用過核子燃料之鈾濃縮度 4.0 wt% 燃料的淹水狀態下，MCNP 6.1 計算結果(0.91577)較 SCALE 6.2.3 計算結果(0.91491)高 86 pcm，此計算差異若以本研究之臨界實驗驗證結果來說明，同樣顯示 MCNP 6.1 計算結果普遍較 SCALE 6.2.3 高，但是計算工具之計算 k_{eff} 偏差會被考量至次臨界要求內，因此不需評斷計算工具好壞。僅是在本研究中針對臨界實驗驗證數量較少，使得兩個計算工具的 k_{eff} 偏差均為 0，而造成採用 MCNP 為計算工具的最大 k_{eff} 較 SCALE 高。後續可針對臨界實驗驗證有更完整的計算分析，以作為審查過程的計算基礎。

若以 MCNP 及 SCALE 分別針對標的用過核子燃料之鈾濃縮度 4.0 wt% 燃料進行 540 日的燃料燃耗計算，由於 MCNP 燃耗計算產生之中子吸收毒物較少且可分裂核種較多，使得 MCNP k_{eff} 計算結果較 SCALE 高，未來可進一步探討兩者的燃耗計算模型之差異，將有助於評估高燃耗之燃料內核種存量，以及對於屏蔽計算之影響。此燃耗計算結果也顯示以新燃料進行臨界分析是較為保守的方式。

此分析結果僅是學術研究，不可引申用作乾式貯存系統之申請執照分析依據。

參考文獻

- 1 原子能委員會，「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」，中華民國 108 年。
- 2 台灣電力股份有限公司，「核能一廠除役計畫環境影響評估報告書」，初稿，中華民國 106 年 12 月。
- 3 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」，中華民國 97 年 1 月。
- 4 Holtec International, Inc., "Final Safety Analysis Report for the Holtec International Storage, Transport, And Repository Cask System (HI-STAR 100 Cask System)," Docket 72-1008, Rev. 3, ML093070147(48), 2009.
- 5 Transnuclear, Inc., "Standardized NUHOMS® Horizontal Modular Storage System or Irradiated Nuclear Fuel, Final Safety Analysis Report," Docket 72-1029, ML051040570, 2004.
- 6 NAC International, "MAGNASTOR® Final Safety Analysis Report," Docket 72-1031, ML102420568(70), 2010.
- 7 Denise B. Pelowitz, et.al., "MCNP6 User's Manual Version 1.0," LA-CP-13-00634, Rev. 0, 2013.
- 8 B. T. Rearden and M.A. Jessee, Eds., "SCALE Code System," ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.3, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee, 2018.
- 9 M. N. Baldwin, et.al., "Critical Experiments Supporting Close Proximity Water Storage of Power Reactor Fuel Summary Report," BAW-1484-7, the Babcock & Wilcox Company, Virginia, 1979.
- 10 U.S. NRC, "Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems at a General License Facility," NUREG-1536 Revision 1, 2010.

行政院原子能委員會
放射性物料管理局
委託研究計畫研究報告

108 年核電廠除役之室內乾貯安全分析

平行驗證研究

子項二：結構安全審查驗證研究

期末報告

委託單位：行政院原子能委員會放射性物料管理局

執行單位：國立清華大學

計畫主持人：許榮鈞

子項主持人：范政文、盧廷鉅

計畫編號：108FCMA003

報告日期：中華民國 108 年 12 月 15 日

108 年核電廠除役之室內乾貯安全分析 平行驗證研究

子項二：結構安全審查驗證研究

受委託單位：國立清華大學

研究主持人：許榮鈞

子項主持人：范政文、盧廷鉅

研究期程：中華民國 108 年 02 月至 108 年 12 月

研究經費：新臺幣 5,600,000 元

放射性物料管理局 委託研究

中華民國 108 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

本報告針對室內乾貯假想設施的廠房與護箱系統進行結構評估的平行驗證，並根據評估結果提出審查建議。在廠房部分，依照「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」的要求，針對廠房的地上建築物部分進行結構分析，依據廠房外型尺寸以及梁、柱、牆等主要結構組件的斷面尺寸的假定值，以 SAP2000 軟體建立有限元素分析模型，並依法規要求選定相關的負載組合與載重型式進行結構靜力分析與地震力動力分析，地震力動力分析的結果與其它載重的分析結果依所述的各種負載組合合併考量，並保守選出各組件最大的軸力、剪力、彎矩與扭力等來進行結構檢核，以驗證廠房假想設計的結構安全性，可滿足「建築物耐震設計規範及解說」與「混凝土結構設計規範」等規範要求，同時亦可符合「用過核子燃料室內乾式貯存設施安全分析報告審查導則」要求；在護箱系統部分，以 HI-STAR 100 護箱系統為分析標的，根據 HI-STAR 100 SAR 中的結構評估內容的架構與標準來進行結構分析，評估方法是依據 HI-STAR 100 護箱系統的設計資訊，包含主要組件的尺寸、材質等，以 ANSYS 分析軟體建立 3D 有限元素模型，經初步證明模型的正確性後，以 SAR 中部分的負載組合為分析案例，分析的主要負載型式包含內壓、熱以及墜落造成的加速度負載等。根據每個負載組合案例的分析結果，分別針對護箱系統的主要組件：燃料提籃(Basket)、密封鋼筒(MPC)以及外層護箱(Overpack)等，依據 ASME 規範所定義的應力分類與接受準則進行檢核，檢核結果顯示出各組件的安全係數值皆能滿足規範的要求。除此之外，針對前述的結構評估方法與結果，另以報告審查的觀點，以簡要的安全評估報告形式提出審查要項建議，以做為管制單位未來依據審查導則所進行的安全分析報告審查工作的參考。

關鍵字：乾式貯存、廠房、護箱、結構評估、有限元素

ABSTRACT

The purpose of this research is parallel study of the structural safety assessment technologies for store building and cask of indoor dry storage facility. By the results of this parallel study for the structural analysis of the hypothetical design of store building and cask, some reviewing recommendations are provided to the regulatory authority for reference. For the store building part in this report, according to the “Review guidelines of the safety report of the dry storage facility for the spent nuclear fuel“, only the structure parts that not related to the cask design requirements are analyzed. By hypothetical design information of the structural component section, software SAP2000 is used to establish the finite element model of the store building and perform structural analysis with the load combinations requested by the related codes. The analysis results including the maximum values of axial force, shear force, bending moment and torsion of the structural components are used to check the safety requirements for the store building. As for the cask part, HI-STAR 100 cask system is selected as a target system to be studied, a finite element model of the HI-STAR 100 cask system is established and analyzed by software ANSYS. Preliminary verification of the model is also performed by comparison to the theoretical solution of a cylinder under uniform internal pressure. Similar to the structural evaluation work of HI-STAR 100 cask system stated in its SAR, some load combinations composed of different load types such as internal pressure load, thermal load, acceleration load due to drop, are selected as study cases. The stress results of the main components of cask system: Basket, MPC, Overpack are classified by stress category according to the ASME code, and the safety factors are then calculated, proving that the design of the cask components satisfy the safety requirements. For the parallel study results obtained in this report, some reviewing comments are also given in a brief safety evaluation report form, and hopefully provide useful structural assessment information to the regulatory authority for reviewing the safety analysis report of indoor dry storage system in future.

keywords: Indoor Dry Storage, Store Building, Cask, Structural Assessment, Finite Element

目錄

| | |
|-----------------------------------------|-----------|
| 摘要..... | i |
| ABSTRACT..... | ii |
| 目錄 | iv |
| 圖目錄 | vii |
| 表目錄 | x |
| 第一章、 簡介..... | 1 |
| 1.1 背景說明 | 1 |
| 1.2 計畫標的設施..... | 2 |
| 1.2.1 標的用過核子燃料..... | 3 |
| 1.2.2 標的貯存護箱 | 3 |
| 1.2.3 標的建物設施..... | 4 |
| 第二章、 蒐集並整理國際間貯存設施結構安全分析案例與方法.... | 5 |
| 2.1 廠房結構分析相關法規與方法..... | 5 |
| 2.2 護箱結構分析相關法規與方法..... | 8 |
| 第三章、 建立假想設施廠房之結構分析模型 | 15 |
| 3.1 廠房設計說明 | 16 |
| 3.1.1 廠房描述..... | 17 |
| 3.1.2 建築材料性質 | 17 |
| 3.1.3 主要構件尺寸..... | 17 |

| | | |
|----------------------------------|----------------------|-----------|
| 3.2 | 載重及負載組合 | 19 |
| 3.2.1. | 載重說明 | 19 |
| 3.2.2. | 負載組合說明 | 22 |
| 3.3 | 人工地震歷時轉換 | 23 |
| 3.3.1. | 人工地震歷時結果 | 25 |
| 3.3.2. | 人工地震歷時檢核 | 27 |
| 3.4 | 有限元素分析模型 | 28 |
| 第四章、建立假想設施護箱之結構分析模型 | | 29 |
| 4.1 | 護箱之有限元素模型說明 | 30 |
| 4.2 | 有限元素模型驗證 | 33 |
| 第五章、執行假想設施廠房之結構評估要項 | | 37 |
| 5.1 | 結構分析內容與方法 | 37 |
| 5.1.1 | 動力分析—EL 地震力分析 | 37 |
| 5.2 | 分析結果 | 37 |
| 第六章、執行假想設施護箱之結構評估要項 | | 40 |
| 6.1 | 分析案例與負載組合說明 | 40 |
| 6.2 | Basket 分析過程與結果 | 42 |
| 6.2.1 | Case F2a | 44 |
| 6.2.2 | Case F2b | 46 |
| 6.3 | MPC 分析過程與結果 | 47 |

| | | |
|-------|--------------------------------------|-----------|
| 6.3.1 | Case E1a..... | 52 |
| 6.3.2 | Case E1c..... | 53 |
| 6.4 | Overpack 分析過程與結果..... | 54 |
| 6.4.1 | Case 1..... | 56 |
| 6.4.2 | Case 3..... | 58 |
| | 第七章、 假想設施結構安全評估報告精要及審查要項..... | 59 |
| 7.1 | 安全評估報告精要..... | 60 |
| 7.1.1 | 假想廠房部分..... | 60 |
| 7.1.2 | 護箱系統部分..... | 61 |
| 7.2 | 審查導則查核項目..... | 63 |
| | 第八章、 結論..... | 64 |
| | 參考文獻..... | 66 |
| | 附錄、人工地震加速度時間歷時結果檢核..... | 68 |

圖目錄

| | |
|----------------------------------------------------------------|----|
| 圖 1、HI-STAR 100 系統示意圖..... | 3 |
| 圖 2、標的貯存護箱之簡化幾何模型..... | 4 |
| 圖 3、標的建物設施示意圖..... | 5 |
| 圖 4、HI-STAR 100 系統的主要結構組成示意圖[7]..... | 9 |
| 圖 5、假想設施廠房設計之外型與特徵尺寸..... | 17 |
| 圖 6、廠房之主要構件示意圖(a)柱與梁配置圖 (b)剪力牆配置圖..... | 18 |
| 圖 7、場址水平向設計反應譜(依據「建築物耐震設計規範及解說」)..... | 20 |
| 圖 8、核一廠 FSAR 設計反應譜(水平向)..... | 21 |
| 圖 9、核一廠的 DBE 反應譜 (a)水平向反應譜 (b) 垂直向反應譜..... | 22 |
| 圖 10、人工地震歷時模擬流程圖..... | 25 |
| 圖 11、DBE-1 加速度時間歷時結果..... | 26 |
| 圖 12、DBE-2 加速度時間歷時結果..... | 26 |
| 圖 13、DBE-3 加速度時間歷時結果..... | 27 |
| 圖 14、廠房結構分析模型圖..... | 28 |
| 圖 15、廠房結構之基頻模態(a) 8.573Hz(U_y 方向)，(b) 8.793Hz(U_x 方向)... | 29 |
| 圖 16、護箱模型主要模擬組件(括號內為組件所屬之組成)..... | 31 |
| 圖 17、外層護箱有限元素模型之網格圖(對稱半模型)..... | 32 |

| | |
|--------------------------------------------------------------------------------------------------|----|
| 圖 18、密封鋼筒有限元素模型之網格圖(對稱半模型)..... | 32 |
| 圖 19、燃料提籃有限元素模型之網格圖..... | 33 |
| 圖 20、邊界條件設定圖..... | 34 |
| 圖 21、外層護箱有限元素分析之環向應力分佈圖..... | 35 |
| 圖 22、密封鋼筒有限元素分析之環向應力分佈圖..... | 36 |
| 圖 23、根據「建築物耐震設計規範及解說」之設計地震力—RC 斷面配筋需求圖: (a)軸向鋼筋配筋比、(b)剪力鋼筋配筋圖(單位 cm^2/cm) | 39 |
| 圖 24、Basket 分析模型: (a) Side drop 0° 負載型式, (b) Side drop 45° 負載型式..... | 43 |
| 圖 25、加速度負載施加方式與其他的邊界條件設定: (a) Side drop 0° 負載型式, (b) Side drop 45° 負載型式..... | 44 |
| 圖 26、Basket 在 Case F2a 下的最大應力強度的所在位置..... | 46 |
| 圖 27、Basket 在 Case F2b 下的最大應力強度的所在位置..... | 47 |
| 圖 28、MPC 分析模型的位移邊界條件設定..... | 48 |
| 圖 29、MPC 分析模型的內壓負載設定..... | 48 |
| 圖 30、MPC 組件的分析標的點位置(A 點至 I 點) [7]..... | 49 |
| 圖 31、MPC 上蓋和底板的溫度分佈設定..... | 50 |
| 圖 32、MPC 筒身的溫度分佈設定..... | 51 |

| | |
|----------------------------------------|----|
| 圖 33、Overpack 分析模型的位移邊界條件設定 | 55 |
| 圖 34、Overpack 內表面的加速度負載作用區域[7] | 55 |
| 圖 35、Overpack 結構之溫度分佈計算結果 | 56 |
| 圖 36、Overpack 在 Case 1 下的應力強度分佈圖 | 57 |
| 圖 37、Overpack 在 Case 3 下的應力強度分佈圖 | 59 |

表目錄

| | |
|---------------------------------------|----|
| 表 1、標的貯存護箱之結構材料..... | 4 |
| 表 2、世界各國室內乾貯之廠房資訊[9]..... | 6 |
| 表 3、廠房之結構安全法規比較[9]..... | 7 |
| 表 4、燃料提籃的負載組合[7]..... | 10 |
| 表 5、密封鋼筒的負載組合[7]..... | 10 |
| 表 6、外層護箱在正常狀況下的負載組合[7]..... | 11 |
| 表 7、外層護箱在意外狀況下的負載組合[7]..... | 12 |
| 表 8、設計壓力負載值[7]..... | 14 |
| 表 9、設計溫度負載值[7]..... | 14 |
| 表 10、外層護箱和密封鋼筒的應力接受準則[7]..... | 15 |
| 表 11、燃料提籃的應力接受準則[7]..... | 15 |
| 表 12、護箱有限元素模型的各项資訊..... | 31 |
| 表 13、動力分析的模態參與質量比..... | 38 |
| 表 14、分析案例的負載組合說明..... | 41 |
| 表 15、Basket 在 Case F2a 下的最小安全係數值..... | 45 |
| 表 16、Basket 在 Case F2b 下的最小安全係數值..... | 46 |
| 表 17、MPC 組件的分析標的點溫度[7]..... | 49 |

| | |
|--------------------------------------------|----|
| 表 18、MPC 在 Case E1a 下的各分析標的點的安全係數值 | 52 |
| 表 19、MPC 在 Case E1c 下的各分析標的點的安全係數值 | 54 |
| 表 20、護箱系統的溫度分佈資訊[7] | 56 |
| 表 21、Overpack 在 Case 1 下的各組件的最小安全係數值 | 58 |
| 表 22、Overpack 筒身部分的製造應力強度[7] | 58 |
| 表 23、Overpack 在 Case 3 下的各組件的最小安全係數值 | 59 |
| 表 24、審查導則查核項目整理 | 63 |

第一章、簡介

1.1 背景說明

行政院原子能委員會(原能會)於 106 年 6 月 28 日完成審查台電公司「核一廠除役計畫」,其中說明台電公司核一廠第二期乾式貯存設施,將採室內乾式貯存型式規劃,按預定時程完工啟用,以移出全部用過核子燃料,接續進行除役拆廠作業。因應核一廠第二期室內乾式貯存設施之興建、試運轉及營運等階段所需之安全審查及管制技術需求,原能會放射性物料管理局(物管局)規劃辦理「108 年核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究」計畫[1](以下簡稱「總計畫」)委託清華大學執行,以利於強化我國核電廠除役用過核子燃料乾貯作業之安全管制,並如期展開核電廠除役作業。

參考核一廠的除役計畫資料,二期乾式貯存將朝金屬護箱與室內貯存的概念設計來進行,與一期乾貯設施採混凝土護箱的戶外貯存設計理念不同,此一設計方向的變更對管制單位於電廠申照文件的審查要求與重點也會有所不同。因應此一變化的影響,物管局陸續於民國 106 與 107 年規劃執行「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存安全管制技術」[2]與「精進用過核燃料室內乾式貯存設施安全審查技術之研究」[3]此二研究計畫,完成制定「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」[4]與「用過核子燃料室內乾式貯存設施安全分析報告審查導則」[5](以下簡稱「導則」與「審查導則」)等管制文件。延續上述的研究成果與經驗累積,本次總計畫特別考量核一廠第二期乾式貯存設施概念設計參數,參考國際類似貯存護箱之安全分析案例,建立一適當的假想設施模型進行臨界、結構、熱傳、輻射屏蔽等分析領域的平行驗證研究,將可為管制單位與未來協助審查之學術機構建立一個預先演練新版「導則」與「審查導則」之契機,有利於管制單位瞭解各項管制措施實際應用之流程與應查核事項。

本計畫為總計畫之子項計畫二「結構安全審查驗證研究」,執行乾貯設施廠房與護箱的結構評估技術的平行驗證研究。本報告的研究內容主要是針對室內乾貯假想設施的廠房與護箱系統進行結構評估的平行驗證,並根據評估結果提出審查建議。在廠房

部分，依照「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」的要求，考量審查導則已有貯存護箱設計安全性相關要求，本研究目的為發展平行驗證技術，僅針對廠房的地上建築物部分進行結構分析，依據廠房外型尺寸以及梁、柱、牆等主要結構組件的斷面尺寸的假定值，以 SAP2000 軟體建立有限元素分析模型，並依法規要求選定相關的負載組合與載重型式進行結構靜力分析與地震力動力分析，地震力動力分析的結果與其它載重的分析結果依所述的各種負載組合合併考量，並保守選出各組件最大的軸力、剪力、彎矩與扭力等來進行結構檢核，以驗證廠房假想設計的結構安全性；在護箱系統部分，以 HI-STAR 100 護箱系統為分析標的，根據 HI-STAR 100 SAR 中的結構評估內容的架構與標準來進行結構分析，評估方法是依據 HI-STAR 100 護箱系統的設計資訊，包含主要組件的尺寸、材質等，以 ANSYS(V19.2 版)分析軟體建立 3D 有限元素模型，經初步證明模型的正確性後，以 SAR 中部分的負載組合為分析案例，分析的主要負載型式包含內壓、熱以及墜落造成的加速度負載等。根據每個負載組合案例的分析結果，分別針對護箱系統的主要組件：燃料提籃(Basket)、密封鋼筒(MPC)以及外層護箱(Overpack)等，依據 ASME 規範所定義的應力分類與接受準則進行檢核。

最後，針對上述的結構評估方法與結果，另以報告審查的觀點，以簡要的安全評估報告形式提出審查要項建議，以做為管制單位未來依據審查導則所進行的安全分析報告審查工作的參考。

1.2 計畫標的設施

為了達成「108 年核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究」計畫的目標，建立並精進室內乾貯安全分析平行驗證的技術能力，本團隊參考台電公司所提出之核能一廠除役計畫環境影響評估報告書[8]及相關資訊，選擇設定如下所述的標的設施，統一提供臨界、結構、熱流與輻射屏蔽等技術分項進行關鍵項目的安全分析。本節所述標的設施的幾何尺寸與材料性質與未來實際規劃可能不同，讀者不應直接引述相關數據與其它設施結果或法規限值進行比較，本研究僅著重於技術能力的建立以及觀察分析結果的特性與趨勢。本計畫設定之標的設施包含用過核子燃料、貯存護箱以及室內乾式貯存設施建物三個部分，分別描述如下。

1.2.1 標的用過核子燃料

本研究選定之標的用過核子燃料係參考台電公司核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告內容[6]，其燃料束型式為 GE 8x8-1， ^{235}U 初始濃縮度為 3.25 wt%，最大燃耗度為 36,000 MWD/MTU，在用過燃料池中最少冷卻 10 年。

1.2.2 標的貯存護箱

本研究選定之標的貯存護箱係參考美國 Holtec 公司 HI-STAR 100 系統，如圖 1 所示[7]，該系統內裝載多功能密封鋼筒 (Multi-Purpose Canister, MPC)，採 MPC-68 型式，可裝填 68 束 BWR 用過核子燃料束，包覆於外層護箱(Overpack)金屬容器內，單一護箱設計熱負載為 17 kW。該系統之簡化幾何模型如圖 2 所示，其材料組成如表 1，由內而外分別為密封鋼筒 MPC (主要材質為不鏽鋼)、內殼、外殼、加馬吸收材 (主要材質為碳鋼)與中子吸收材 (Neutron Shield Holtite-A)。護箱細部幾何與材質將依各子項需求作適當簡化。

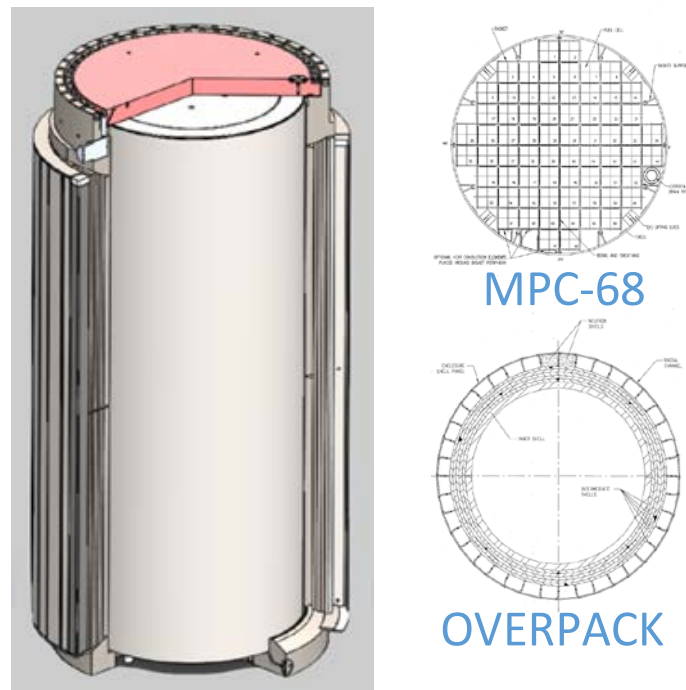


圖 1、HI-STAR 100 系統示意圖

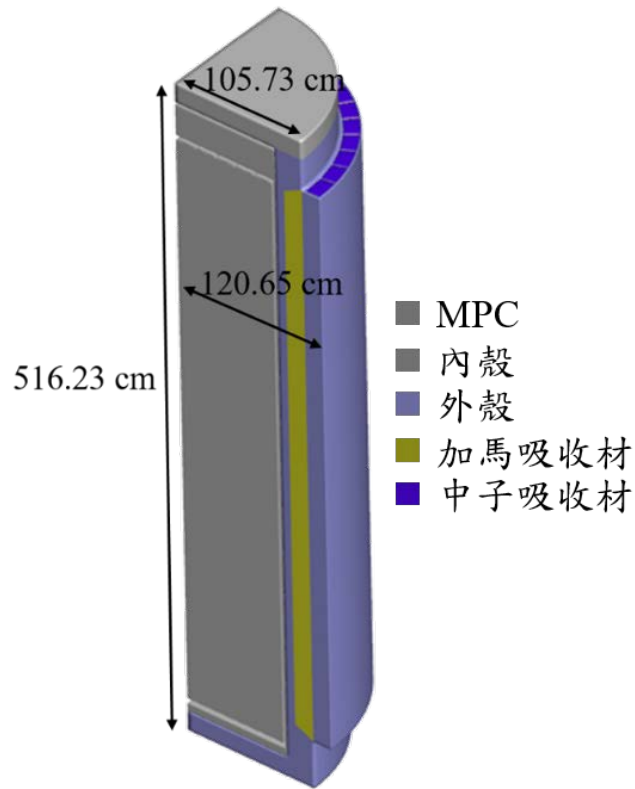


圖 2、標的貯存護箱之簡化幾何模型

表 1、標的貯存護箱之結構材料

| 元件 | 材質 |
|-------------|-----------|
| MPC | 不銹鋼 |
| 內殼、外殼、加馬吸收材 | 碳鋼 |
| 中子吸收材 | Holtite-A |

1.2.3 標的建物設施

本研究選定之標的建物設施係參考台電公司核能一廠除役計畫環境影響評估報告書[8]及相關資訊，主體為混凝土建物，如圖 3 所示，其長為 60 m、寬為 36 m、煙囪高度為 16 m，側壁厚度為 90 cm，頂部厚度為 45 cm。設施內部設計有 10 區貯放空間，每區可放置 12 組護箱，共 120 組護箱（設計目的為貯放全部核一廠用過核子燃料，共 7400 束燃料，因此至少需要 109 組前述 HI-STAR 100 搭載 MPC-68 型式之護箱），設施中央留有 5 m 通道，作為運送護箱之走道及機具所需設計，分區間設有 90 cm 混凝土牆，協助增強整體設施結構與輻射屏蔽。各區外牆皆有自然對流之進氣通道，煙囪作為出氣通道，通道皆具有迷道設計，避免輻射直接滲流導致過高的輻射。

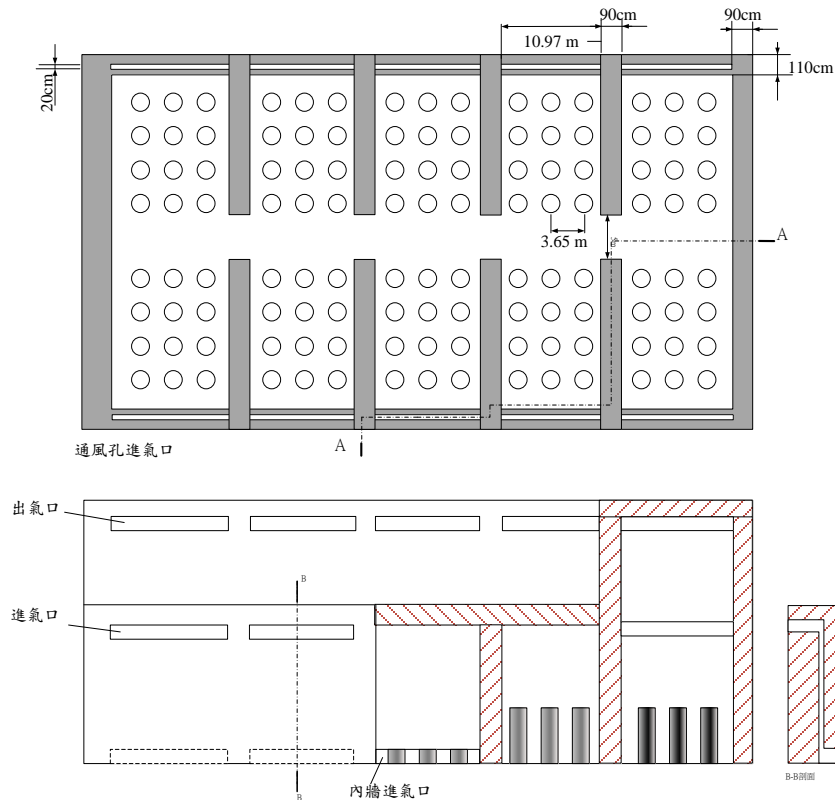


圖 3、標的建物設施示意圖

第二章、蒐集並整理國際間貯存設施結構安全分析案例與方法

本章針對類似於本計畫假想設施之國際案例，蒐集有關結構安全分析所採用的規範準則與分析方法，內容分成廠房與護箱兩部分，以下各節分別加以說明。

2.1 廠房結構分析相關法規與方法

在物管局 106 年的研究計畫報告「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存安全管制技術，子計畫二：除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之結構及密封管制技術研析」[9]中，已針對國際間室內乾式貯存設施廠房的案例完成了有關結構分析的法規要求，在此引用各國案例的廠房資訊與法規要求如表 2 與表 3 所示。

表 2、世界各國室內乾貯之廠房資訊[9]

| 國家 | 德國 | | | 日本 | 荷蘭 | 英國 |
|--------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 設施數量 | 16 座 (3 座集中式貯存設施, 13 座核電廠內貯存設施) | | | 4 座 (3 座核電廠內貯存設施, 1 座集中式貯存設施) | 1 座核電廠內貯存設施 | 1 座核電廠內貯存設施 |
| 代表性廠房 | WTI 地表廠房 | STEAG 地表廠房 | Storage Tunnel | 鋼筋混凝土結構廠房 (Tokai-Daini NPP) (Recyclable-Fuel Storage) | HABOG 廠房 | Sizewell B 廠房 |
| 廠房建材 | 鋼筋混凝土 | | | 鋼筋混凝土 | 鋼筋混凝土 | 鋼構 |
| 廠房技術特點 | 屬二層建築，中間由牆壁隔開的兩廳式設計 | 屬一層建築，設計防飛機撞擊事故 | 計劃在兩條混凝土隧道的現場存放、具有 15 米廢氣煙囪 | 核電廠內貯存設施 (Tokai-Daini NPP): 貯存容量: 約 250 tU 廠房啟用時間: 2001 年 設施尺寸: 54m x 26m x 21m(高度) | HABOG 廠房長 90 公尺寬 45 公尺，牆壁有 1.7 公尺厚，並且防洪、防氣爆、防炸彈、防飛機撞擊攻擊，以及防地震。 | 在貯存區域中，為了使空氣循環和冷卻，容器以 0.63m 和 0.23m 的間隔排列，且乾貯廠房建築物周圍和天花板上的開口對流，設計最高的設備溫度為 38°C。混凝土外牆(0.2m)限制了外部的輻射劑量率，表面的輻射劑量率小於 2.5 μ Sv/h |
| | Length: 92 m Width: 37 m Height: 18 m Capacity: 152 casks | Length: 93 m Width: 27 m Height: 23 m Capacity: 100 casks | Length: 82-90 m Width: 14 m Height: 18 m Capacity: 151 casks | 集中式貯存設施 (再循環燃料貯存設施): 貯存容量: 5,000 tU (最終容量) 放置時間: 一個設施 50 年 設施大約尺寸: 130m x 60m x 30m (高度) | | |
| 廠房外牆厚度 | 0.7-0.85 m | 1.2 m | N/A | 1.5m | 1.7 m | N/A |
| 廠房屋頂厚度 | 0.55 m | 1.3 m | N/A | 1.0m | 1.7 m | N/A |
| 壽命 | 40 年 | 40 年 | 40 年 | 50 年 | 100 年 | 60 年 |
| 護箱型式 | 金屬護箱 | | | 金屬護箱、混凝土護箱 | 金屬護箱 | 混凝土護箱 |
| 護箱運送方式 | STEAG 地表廠房吊車: 1400 kN (~140tons) maximum capacity. WTI 地表廠房吊車: 1400 kN (~140 tons)maximum capacity. | | | 吊車 | 吊車 | 垂直護箱傳送車 |
| 參考資料 | Dr. T. Thumstädter, Engineering of Indoor Spent Fuel Storage and Safety Protection, Seminar on regulations and technology of spent fuel interim storage in Germany, April 19th–20th, Taipei(2017) N.Wetzel, O.Rabe, Loads imposed on dual purpose casks in German on-site- storage facilities for long term intermediate storage of spent nuclear fuel, 14th International Symposium on the Packaging and Paper # 233 Transportation of Radioactive Materials (PATRAM 2004), Berlin, Germany, September 20-24, 2004 | | | Federation of Electric Power Companies, Reinforcement of Measures for Spent Nuclear Fuel Storage (Spent Fuel Action Plan), November 20, 2015 | http://armchairtravelogue.blogspot.tw/2010/12/habog-nuclear-waste-management-in.html | http://www.ipswichstar.co.uk/news/go-ahead-given-for-sizewell-nuclear-waste-store-to-be-operational-1-4832100 |

表 3、廠房之結構安全法規比較[9]

| 國家 | 德國 | 日本 | 荷蘭 | 英國 |
|---------------|------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 法規 | Atomic Energy Act ESK Guidelines | 平成 25 年(2013 年)原子 力規制委員會規則第 24 號。「事業許可基準規 則」 | ENSREG “Stress test” specifications | ONR LC19 |
| 墜落 | 吊車的設計是根據 KTA 3902 且護箱 的接觸點根據 KTA 3905 且系統 運作調查根據 KTA 3903 時，抬 升機的故障可以被 排除 | 第 16 條規則-用過核子 燃料貯存設施位置、構 造及設備基準(用過核子 燃料貯存設施) | 鋼筒最大墜落高度約 8~9m(取決於護箱大 小)，設計有階梯以最 小化鋼筒吊掛距離 地面之高度 | 外圍包覆之鋼構廠房 無任何核能安全相關 防護功能，僅提供氣 候之保護屏障。 Sizewell B 電廠設施 地震設計要求為 0.25g，但未提及乾 式貯存設施之地震要 求 |
| 火災 | 防火措施 KTA 2101.1 結構 DIN 4102. | 第 7 條規則-用過核子燃 料貯存設施位置、構造 及設備基準(防止由火災 等造成的損傷) | Safety margin Assessment COVRA | |
| 地震 | KTA 2201.1 DBE intensity > VI Slightly damaging (依據德國 MSK64, 以及歐盟 EMS-98 之震度標準) | 「實用爐的設置許可基 準解釋第 4 條 4」之分 類，廠房結構分為為 B 或 C 級，即 1.5 或 1.0 倍之剪切係數，乾貯筒 之分級為 S 等級，即 3.0 倍之剪切係數 | Safety margin Assessment COVRA DBE 0.1g | |
| 飛行 器撞 擊 | RSK-guidelines (原 先是給 PWR 用) -為了承受飛行物 墜落時造成的衝擊 需增加更多負載 | 第 11 條第 2 項規則-用 過核子燃料貯存設施位 置、構造及設備基準(防 止由外部衝擊造成的損 傷) | Safety margin Assessment COVRA | |
| 洪水 | KTA 2202 | 第 11 條第 1 項規則-用 過核子燃料貯存設施位 置、構造及設備基準(防 止由外部衝擊造成的損 傷) | Nuclear design level : 9.96 m +NAP | |
| 極端 氣候 | 納入外部事故分析 中之自然事故考量 | | Safety margin Assessment COVRA (評估各種極端氣候之 影響，如：暴雨、暴 雪、雷擊、冰雹、強 風.....等) | |

如表 2、表 3 的內容所示，各國廠房的設計理念與法規要求不盡相同，其分析及訂定標準規範皆會依據當地場址之地形及環境因素而異，也會根據當地歷史資料如地震、海嘯等資訊來評估當地適用之標準。

以台灣地區地處地震帶的環境條件下，廠房結構的耐震分析必須加以特別考量，其耐震要求必須考量自身的地理條件，而無法完全參照國外的地震法規。因此，本計畫參考管制單位於 108 年 01 月 18 日發布用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則之構造安全設計要求「乾式貯存設施位於核能電廠場址內者，設施基座及貯存護箱之耐震設計，應參照反應器廠房耐震設計基準(Design Basis Earthquake, DBE)設計。該設施遮蔽用地上建築物，除配合貯存護箱之設計性能要求外，至少需依照內政

部「建築物耐震設計規範及解說」進行結構設計。」規劃研究內容則分成兩部分：在地震力分析部分，以建築物耐震設計規範及解說[10]的場址設計地震力來評估地震力大小；另廠房結構分析部分，則以「混凝土結構設計規範」[17]之強度設計法來計算廠房結構各構件的主要受力大小，以檢核是否符合法規要求。

2.2 護箱結構分析相關法規與方法

本節主要針對假想金屬護箱 HI-STAR 100 的結構分析法規與方法，以其安全分析報告(SAR, Safety Analysis Report)[7]所記載的內容做一整理，項目包含 HI-STAR 100 護箱系統的主要結構組成、負載組合、負載設計準則以及應力接受準則等，以下分別加以說明。

主要結構組成

HI-STAR 100 護箱系統的主要結構組成分成三部分：用過燃料提籃(Fuel Basket)、密封鋼筒(MPC, Multi-Purpose Canister)、外層護箱(Overpack)。其中外層護箱在其厚度方向又可分成三層：最內層鋼襯與燃料密封鋼筒相鄰；中間層為厚層鋼板，用途為 Gamma 射線屏蔽；最外層則以鋼板薄殼包覆中子吸收材料，另外在護箱筒身上方則有密封外蓋(Closure plate)以螺栓鎖固。HI-STAR 100 系統的主要結構組成示意圖如圖 4 所示。

在 HI-STAR 100 護箱系統的安全分析報告中，亦根據上述的三個主要結構組成，分別列出結構分析所需的負載組合、負載設計準則以及應力接受準則等，其所建立的分析模型則將燃料提籃、密封鋼筒視為一組，以其具有軸對稱特性而採用 2D 有限元素模型，而外層護箱則以 3D 有限元素模型來模擬。由有限元素分析所得的應力結果，則分別以各主要組成的應力接受準則來做檢核，以求出各結構組件的安全係數值。

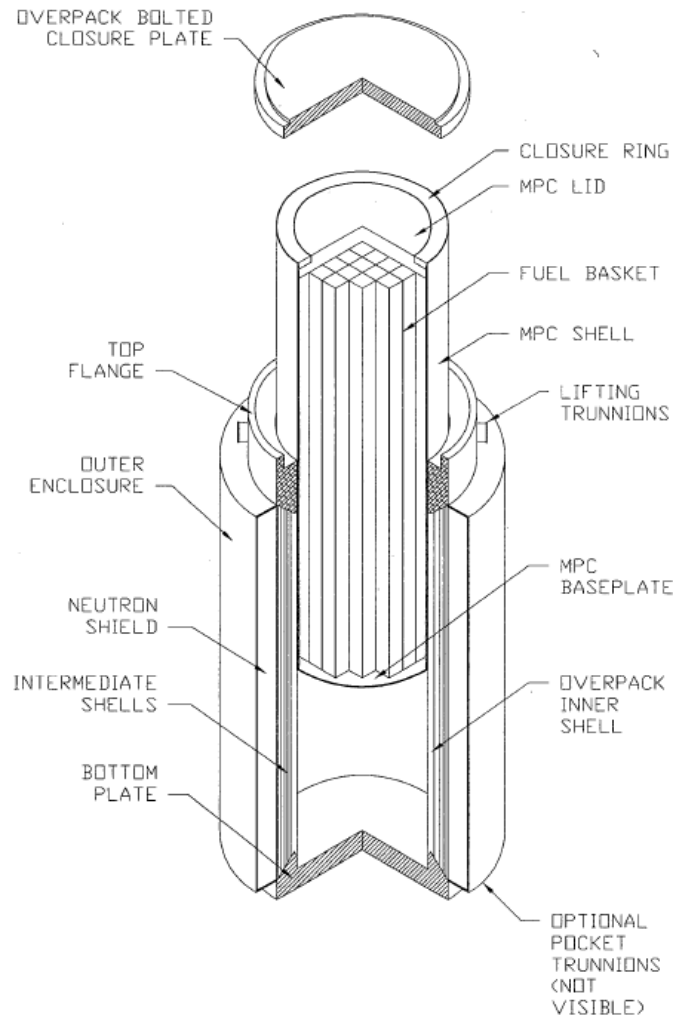


圖 4、HI-STAR 100 系統的主要結構組成示意圖[7]

負載組合

在 SAR[7]中結構分析所依據的負載組合是以主要結構組成來分類，亦即燃料提籃、密封鋼筒、外層護箱等，其中外層護箱的負載組合形式又可分成正常狀況(Normal conditions)和意外狀況(Accident conditions)兩種情形，所有在 SAR 所列出的負載組合形式在此節錄如表 4、表 5、表 6、表 7 所示。

表 4、燃料提籃的負載組合[7]

LOADING CASES FOR THE MPC FUEL BASKET

| Case Number | Load Combination [†] | Notes |
|-------------|-------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| F1 | T or T' | Demonstrate that the most adverse of the temperature distributions in the basket will not cause fuel basket to expand and contact the enclosure vessel wall. Compute the stress intensity and show that it is less than allowable. |
| F2 | | |
| F2.a | D+H | 1 ft. side drop, 0 degrees circumferential orientation (Figure 2.1.3) |
| F2.b | D+H | 1 ft. side drop, 45 degrees circumferential orientation (Figure 2.1.4) |
| F3 | | |
| F3.a | D + H' | 30 ft. vertical axis drop |
| F3.b | D + H' | 30 ft. side Drop, 0 degrees circumferential orientation (Figure 2.1.3) |
| F3.c | D + H' | 30 ft. side Drop, 45 degrees circumferential orientation (Figure 2.1.4) |

表 5、密封鋼筒的負載組合[7]

LOADING CASES FOR THE MPC ENCLOSURE VESSEL

| Case Number | Load Combination [†] | Notes |
|-------------|------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------|
| E1 | | |
| E1.a | Design internal pressure, P_i | Primary Stress intensity |
| E1.b | Design external pressure, P_o | Primary stress intensity limits, buckling stability |
| E1.c | Design internal pressure plus Temperature, $P_i + T$ | Primary plus secondary stress intensity under Level A condition |
| E2 | | |
| E2.a | $(P_i, P_o) + D + H$ | 1 ft. side drop, 0° circumferential orientation (Figure 2.1.3) |
| E2.b | $(P_i, P_o) + D + H$ | 1 ft. side drop, 45° circumferential orientation (Figure 2.1.4) |

| Case Number | Load Combination [†] | Notes |
|-------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------|
| E3 | | |
| E3.a | $D + H' + P_o$ (Stability of the shell considers internal pressure plus drop deceleration) | 30 ft. vertical axis drop |
| E3.b | $D + H' + P_i$ | 30 ft. side drop, 0° circumferential orientation (Figure 2.1.3) |
| E3.c | $D + H' + P_i$ | 30 ft. side drop, 45° circumferential orientation (Figure 2.1.4) |
| E4 | T or T' | Demonstrate that interference with the overpack will not develop for T |
| E5 | $(P_i^*, P_o^*) + D + T'$ | Demonstrate compliance with level D stress limits - buckling stability |

表 4、表 5 中各種負載代號所代表的意義如以下說明

- D: 靜載重(Dead load);
- P_i : 設計內壓(Internal design pressure);
- P_o : 設計外壓(External design pressure);
- P_i^* : 意外事件下內壓(Accident internal pressure);
- P_o^* : 意外事件下外壓(Accident external pressure);
- T: 在 MPC 設計基準熱產生量下的熱負載(Thermal load due to design basis heat generation in the MPC);
- T': 在最嚴苛外部環境下之熱負載(Under most adverse external environmental conditions);
- H: 在正常運輸狀況下，與提籃周向成 0° 或 45° 的側向墜落負載(Side drop at 0° or 45° basket circumferential orientation under normal conditions of transport);
- H': 在假想意外事件下的墜落負載(Drop for hypothetical accidental conditions)

表 6、外層護箱在正常狀況下的負載組合[7]

OVERPACK LOAD CASES FOR NORMAL CONDITION OF TRANSPORT

| Case Number | Load Combination [†] | Notes |
|-------------|--------------------------------|--------------------------------------------|
| 1 | $T_h + P_i + F + W_s$ | Hot Environment |
| 2 | $T_s + P_o + F + W_s$ | Super-Cold Environment |
| 3 | $T_h + D_{sn} + P_i + F + W_s$ | Free One Foot Side Drop - Hot Environment |
| 4 | $T_c + D_{sn} + P_o + F + W_s$ | Free One Foot Side Drop - Cold Environment |
| 5 | T_c and $T_h + P_i + V$ | Rapid Ambient Temperature Change |

表 7、外層護箱在意外狀況下的負載組合[7]

OVERPACK LOAD CASES FOR HYPOTHETICAL ACCIDENT CONDITIONS OF TRANSPORT

| Case Number | Load Combination [†] | Notes |
|-------------|--------------------------------|--------------------------------------------------------------------|
| 1 | $T_h + D_{ba} + P_i + F + W_s$ | Bottom End 30 ft. Drop - Hot |
| 2 | $T_h + D_{ta} + P_i + F + W_s$ | Top End 30 ft Drop - Hot |
| 3 | $T_h + D_{sa} + P_i + F + W_s$ | Side 30 ft Drop - Hot |
| 4 | $T_h + D_{ca} + P_i + F + W_s$ | 30 ft C.G. Over-the-Bottom-Corner Drop - Hot |
| 5 | $T_h + D_{ga} + P_i + F + W_s$ | 30 ft C.G. Over-the-Top-Corner Drop Hot |
| 6 | $T_h + P_s + P_i + F + W_s$ | Side Puncture - Hot |
| 7 | $T_h + P_t + P_i + F + W_s$ | Top End Puncture - Hot |
| 8 | $T_h + P_b + P_i + F + W_s$ | Bottom End Puncture - Hot |
| 9 | $T_c + D_{ba} + P_o + F + W_s$ | Case 1 - Cold |
| 10 | $T_c + D_{ta} + P_o + F + W_s$ | Case 2 - Cold |
| 11 | $T_c + D_{sa} + P_o + F + W_s$ | Case 3 - Cold |
| 12 | $T_c + D_{ca} + P_o + F + W_s$ | Case 4 - Cold |
| 13 | $T_c + D_{ga} + P_o + F + W_s$ | Case 5 - Cold |
| 14 | $T_c + P_s + P_o + F + W_s$ | Case 6 - Cold |
| 15 | $T_c + P_t + P_o + F + W_s$ | Case 7 - Cold |
| 16 | $T_c + P_b + P_o + F + W_s$ | Case 8 - Cold |
| 17 | $T_f + P_i + F + W_s$ | Fire Event (Bolt unloading) |
| 18 | P_o^* | Containment Stability - Hot Deep Submergence |
| 19 | $P_i^* + T_f + F + W_s$ | Fire Accident Internal Pressure - Hot |
| 20 | $T_h + D_{ga} + P_i + F + W_s$ | 30 ft C.G. Oblique Drop (30 Degree) on Top Forging - Hot |
| 21 | $T_c + D_{ga} + P_i + F + W_s$ | 30 ft C.G. Oblique Drop (30 Degree) on Top Forging - Cold |
| 22 | $T_c + D_{ga} + P_i + F + W_s$ | 30 ft Drop -Slapdown Secondary Impact Limiter at Top Forging - Hot |

表 6、表 7 中各種負載代號所代表的意義如以下說明

- T_h : 在最大熱產生量情況下的熱負載(the maximum heat generation scenario);
- T_s : 外部環境溫度為-40°F 下的熱負載(-40°F ambient environment);
- T_c : 外部環境溫度為-20°F 下的熱負載(-20°F ambient environment);
- T_f : 最大火災溫度為 1475°F 下的熱負載(1475°F enveloping fire);
- W_s : 外部護箱組合密封負載(Overpack Joint Sealing Load)
- F : 製造負載(Fabrication Loads);

- D_{ba} ：護箱底端撞擊地面時的墜落負載(Bottom End Drop);
- D_{ta} ：護箱頂端撞擊地面時的墜落負載(Top End Drop);
- D_{sn} and D_{sa} ：在正常與意外事件下的側向墜落負載(Side Drop at “normal” and “accident” conditions);
- D_{ea} ：護箱重心(Center of Gravity, C.G.)和底端角落連線撞擊地面時的墜落負載(Bottom C.G.-Over-the-Corner Drop);
- D_{ga} ：護箱重心(Center of Gravity, C.G.)和頂端角落連線撞擊地面時的墜落負載(Top C.G.-Over-the-Corner Drop);
- P_s ：側向穿刺負載(Side Puncture Force);
- P_t ：頂端穿刺負載(Top end Puncture Force);
- P_b ：底端穿刺負載(Bottom end Puncture Force);
- V ：振動與衝擊負載(Vibration and Shock).

在上述的負載形式中，值得注意的是墜落測試(Drop test)負載的設計加速度值是依據 LS-DYNA 程式和實驗分析比較所得的最大衝擊力(impact load) g 值訂出，實際執行時以等效壓力(equivalent pressure)形式代替最大衝擊力 g 值來執行準靜態(Quasi-static)模式分析，以取代較為複雜的動態(Dynamic)分析模式，達到節省計算時間與資源的目的，同時以最大衝擊力 g 值做為全結構的設計加速度值，如此計算應可取得較保守的結果。其設計加速度值依分析結果在正常與意外狀況下的值分別訂為 17g、60g。

負載設計準則

前述主要的壓力、溫度負載形式，其設計值依照正常、意外狀況的假定情節，在 HI-STAR 100 護箱系統各主要組件的設定，節錄如表 8、表 9 所示。

表 8、設計壓力負載値[7]

| Pressure Location | Condition | Pressure (psig) |
|--------------------------------------------|-------------------------------|--------------------------------|
| MPC Internal Pressure | Normal Condition of Transport | 100 |
| | Hypothetical Accident | 200 [†] |
| MPC External Pressure | Normal Condition of Transport | 40 |
| | Hypothetical Accident | 60 ^{††} |
| Overpack External Pressure | Normal Condition of Transport | (0) Ambient |
| | Hypothetical Accident | 300 |
| Overpack Internal Pressure | Normal Condition of Transport | -Same as MPC Internal Pressure |
| | Hypothetical Accident | Same as MPC Internal Pressure |
| Overpack Enclosure Shell Internal Pressure | Normal Condition of Transport | 30 |
| | Hypothetical Accident | 30 |

表 9、設計溫度負載値[7]

| HI-STAR 100 Component | Normal Operating Condition Reference Temp. Limits [†] (Deg.F) | Hypothetical Accident Condition Metal Bulk Temp. Limits ^{††} (Deg.F) |
|-----------------------------------|------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------|
| MPC shell | 450 | 550 |
| MPC basket | 725 | 950 |
| MPC lid | 550 | 775 |
| MPC closure ring | 400 | 775 |
| MPC baseplate | 400 | 775 |
| MPC neutron absorber | 800 | 950 |
| MPC heat conduction elements | 725 | 950 |
| Overpack inner shell | 400 | 500 |
| Overpack bottom plate | 350 | 700 |
| Overpack closure plate | 400 | 700 |
| Overpack top flange | 400 | 700 |
| Overpack closure plate seals | 400 | 1200 |
| Overpack closure plate bolts | 350 | 600 |
| Port plug seals (vent and drain) | 400 | 1600 |
| Port cover seals (vent and drain) | 400 | 932 |
| Neutron shielding | 300 | ††† |
| Overpack Intermediate Shells | 350 | 700 |
| Overpack Outer Enclosure Shell | 350 | 1350 |
| Optional Pocket Trunnion | 200 | 700 |
| Impact Limiter | 150 | 1105 |

應力接受準則

在 SAR[7]中的應力接受準則，基本上仍是遵照 ASME 法規(2010 年版) [12]的規定，依據應力的分類形式以及組件的服役等級(Service level)來訂定，表 10 及表 11 節錄出 SAR 中的外層護箱和密封鋼筒以及燃料提籃在正常、意外狀況下的應力接受準則。

表 10、外層護箱和密封鋼筒的應力接受準則[7]

| STRESS CATEGORY | NORMAL CONDITIONS OF TRANSPORT | HYPOTHETICAL ACCIDENT ^{††} |
|--------------------------------------------------------------|--------------------------------|-------------------------------------|
| Primary Membrane, P_m | S_m | AMIN ($2.4S_m, .7S_u$) |
| Local Membrane, P_L | $1.5S_m$ | 150% of P_m Limit |
| Membrane plus Primary Bending | $1.5S_m$ | 150% of P_m Limit |
| Primary Membrane plus Primary Bending | $1.5S_m$ | 150% of P_m Limit |
| Membrane plus Primary Bending plus Secondary | $3S_m$ | N/A |
| Average ^{†††} Primary Shear (Section in Pure Shear) | $0.6S_m$ | $0.42S_u$ |

表 11、燃料提籃的應力接受準則[7]

| STRESS CATEGORY | NORMAL CONDITIONS OF TRANSPORT | HYPOTHETICAL ACCIDENT [†] |
|------------------------------------------------------|--------------------------------|-----------------------------------------|
| Primary Membrane, P_m | S_m | AMIN ($2.4S_m, .7S_u$) ^{††} |
| Primary Membrane plus Primary Bending | $1.5S_m$ | 150% of P_m Limit (Limited to S_u) |
| Primary Membrane plus Primary Bending plus Secondary | $3S_m$ | N/A |

上述表格中的 S_m 為設計應力強度，而 S_u 為極限應力強度。

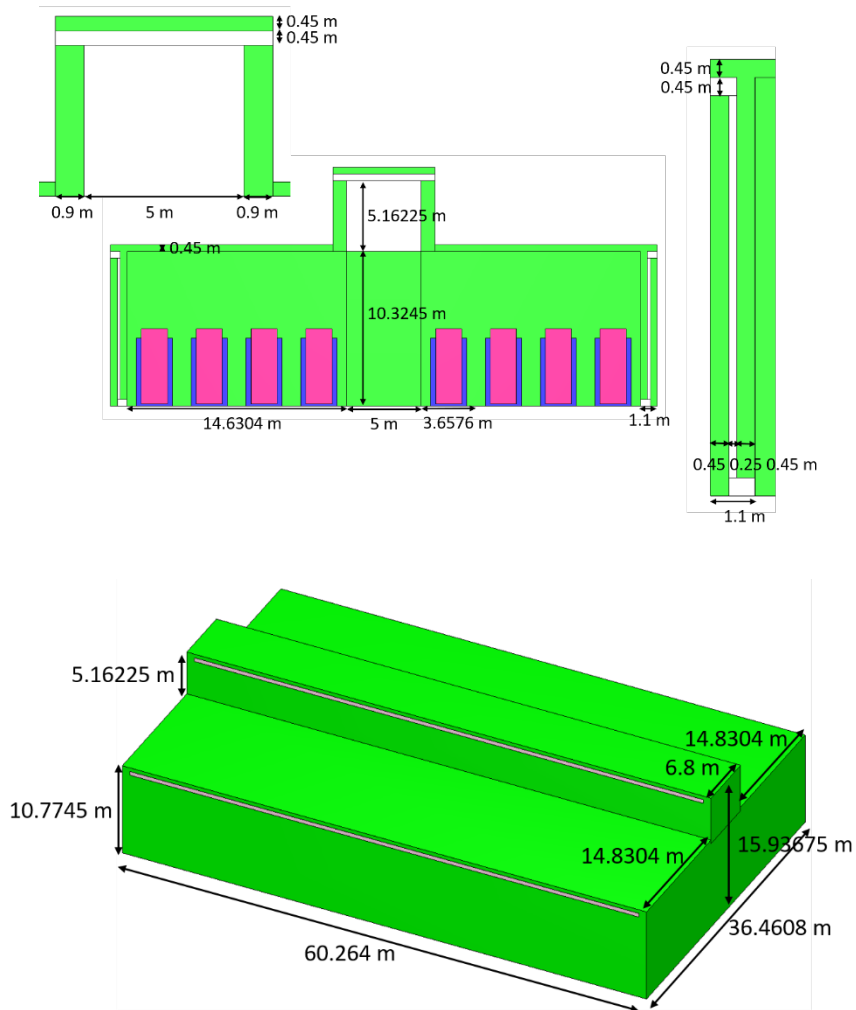
第三章、建立假想設施廠房之結構分析模型

本章以假想廠房設施為目標，以土木結構分析的專業軟體 SAP2000(V21 版)進行有限元素模型之建立，同時說明各主要混凝土結構規範之負載組合規定，以及相關地震

力的計算，以做為後續結構評估之根據。

3.1 廠房設計說明

由於在第一章中所描述的假想設施廠房標的只設定其外型與特徵尺寸(整理後如圖 5 所示)，欠缺各主要結構組件的設計資訊，為了能順利執行結構評估的各項工作，因此本研究將依設計地震力設計結構分析所需的各主要組件的斷面參數，細節將在以下章節中說明。



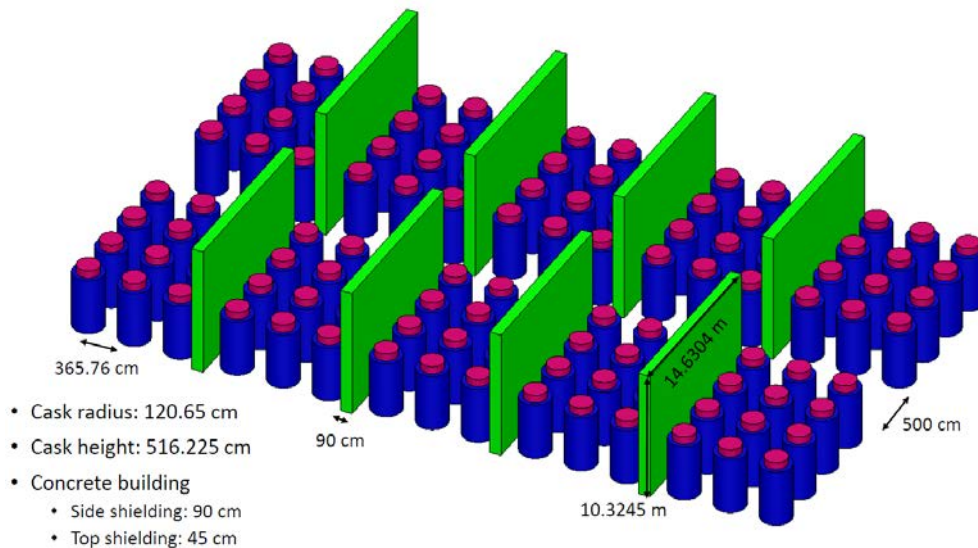


圖 5、假想設施廠房設計之外型與特徵尺寸

3.1.1 廠房描述

假想乾式貯存設施的廠房結構外型與內部配置如圖 5 所示，由圖可知廠房結構分為二層，1F 層高約 10.8 m、2F 層高約 5.2 m，且 1F 層與 2F 層間無樓版。結構外部尺寸約長 60.3 m、寬 36.5 m、高 16.0 m，由圖 5 知結構長度方向約每 12 m 以 RC(鋼筋混凝土)牆區隔貯存區，在寬度方向中間 5 m 範圍為走道且挑高至屋頂，並由圖面可知結構周邊的 RC 牆厚度初步設定為 90 cm，RC 樓板(含屋頂)厚度初步設定為 45 cm。

3.1.2 建築材料性質

結構之混凝土、鋼筋、鋼材等材料性質如下：

(1) #4鋼筋(含)以下 CNS SD280W， $f_y = 2800 \text{ kg/cm}^2$

#5鋼筋(含)以上 CNS SD420W， $f_y = 4200 \text{ kg/cm}^2$

(2) 混凝土(28天圓柱試體設計強度)

結構混凝土 $f_c' = 350 \text{ kg/cm}^2$

(3) 阻尼比

依 RG1.61[13]說明，對於鋼筋混凝土結構物，安全停機地震(SSE)地震力分析時阻尼比(damping value)用 7%，運轉基準地震(OBE)地震力分析時阻尼比用 4%；若依建築物耐震設計規範及解說，阻尼比用 5%。

3.1.3 主要構件尺寸

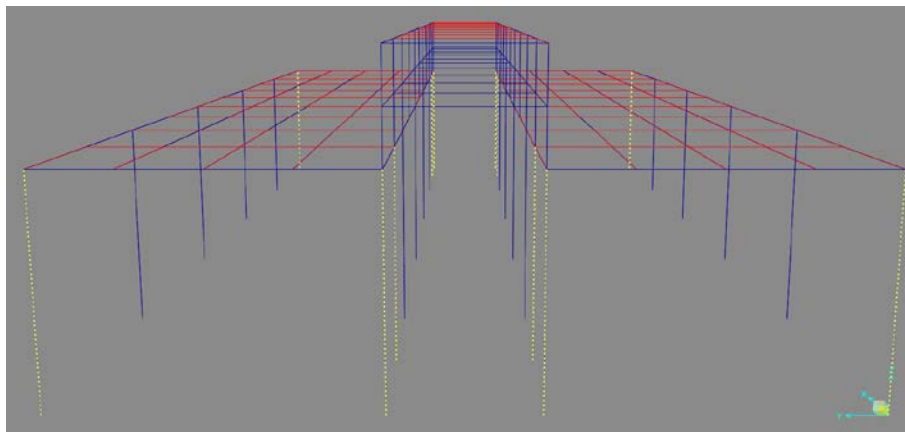
圖 5 所示的假想廠房設計並未指定結構主要構件柱、梁的斷面尺寸，因此先經初步結構估算後，設定柱、梁的斷面尺寸大小，同時 RC 剪力牆厚度亦做適當調整，詳細尺寸數據如下所示

柱 --- 斷面設計分成兩類: 150 cm×150 cm 和 200 cm×200 cm (如圖 6 (a)所示，1F 長向前後二端，前 2 排柱，圖中以黃色標示)

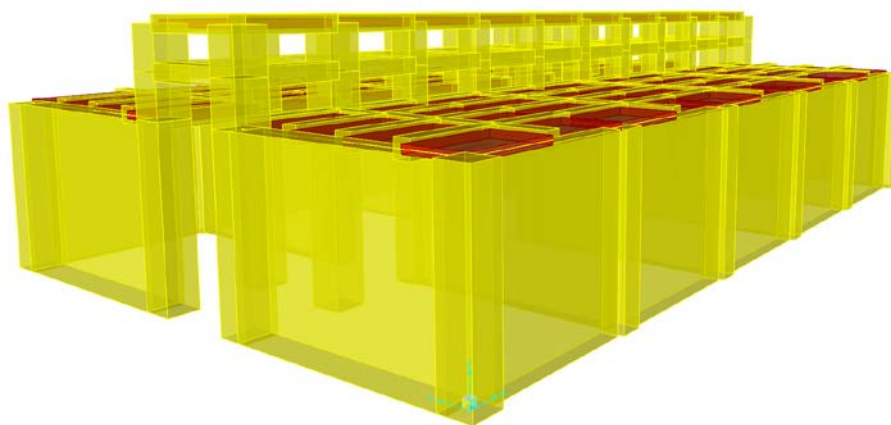
梁 --- 斷面設計: 80 cm×60 cm

剪力牆---斷面厚度設計分成兩類: 100 cm 和 200 cm (如圖 6 (b)所示，走道入口與出口處，左側牆與右側牆)

RC 樓板(含屋頂)--- 厚度 45 cm



(a)



(b)

圖 6、廠房之主要構件示意圖(a)柱與梁配置圖 (b)剪力牆配置圖

3.2 載重及負載組合

3.2.1. 載重說明

(1) 靜載重 Dead load — D

本廠房採用材料單位重如下：

鋼筋混凝土 2400 kgf/m³

結構構材重量由結構分析程式自動計算

(2) 活載重 Live load — L

活載重包含結構活載重 LL，L=LL

樓層活載重

1F 層，LL=150 kgf/m²

2F 層，LL=150 kgf/m²

(3) 溫度載重

廠房無溫度載重，所以不需考慮溫度載重。

(4) 風力載重 — W

因本廠房鋼筋混凝土建築物所用樓板為 45cm、且梁、柱與牆尺寸大於正常結構物，結構物重量很大，其側向力將由地震力控制，故不需考慮風力因素。

(5) 地震負載

分別以建築物耐震設計規範及解說[10]計算所獲得的反應譜，及核一廠 FSAR[16]反應譜與經頻譜轉換得出的 3 組人工地震歷時當作地震負載，說明如下。

① 地震力 EL 反應譜: 依據建築物耐震設計規範及解說[10]，以核一廠所在地新北市石門區的短週期水平譜加速度係數以及假設為第一類地盤之放大係數，計算得到設計工址地表水平加速度為 0.2g，建築物用途係數 I=1.5，可得場址水平向設計反應譜如圖 7 所示，其中垂直向與水平向頻譜比值為 1/2，做為設計基準地震。

② 運轉基準地震力 OBE (Operating Basis Earthquake)反應譜屬動力負載，水平地震輸入位置為乾式貯存廠廠房基礎底部自由場，錨定至 0.2g 之核一廠 FSAR(最終安全分析報告)設計反應譜，核一廠 FSAR 設計反應譜如圖 8 所示，其中垂直向與水

平向頻譜比值為 2/3。依據審查導則[5]之規定，未來若需執行護箱基座及本體之耐震分析時，此 OBE 地震力為考量的設計地震力之一。

③設計基準地震力 DBE (Design Basis Earthquake)反應譜屬動力負載，參考「核一廠用過燃料乾式貯存設施安全分析報告」[6]附錄 6.6 節之分析說明，並根據該報告的地震力計算結果做為初步評估參考，故本文以核一廠 FSAR 的設計反應譜作用到廠房基礎底部自由場的加速度值 0.5g 為基準，選用阻尼比 5% 的反應譜曲線並錨定至 0.5g 做為 DBE 反應譜，如圖 9 所示，其中垂直向與水平向頻譜比值為 2/3。同時經頻譜轉換得出與 DBE 反應譜相符之人工地震歷時共 3 組，每組含 3 個方向(包括 2 水平向及 1 垂直向)之加速度時間歷時數據，可做為動力分析之動態載重。依據審查導則[5]之規定，未來若需執行護箱基座及本體之耐震分析時，此 DBE 地震力為考量的設計地震力之一。

(6) 意外扭矩

為考慮結構質心與勁度中心不一致所產生的意外扭力，考慮將各樓層質心偏移 5% 的結構平面尺度來計算意外扭力。

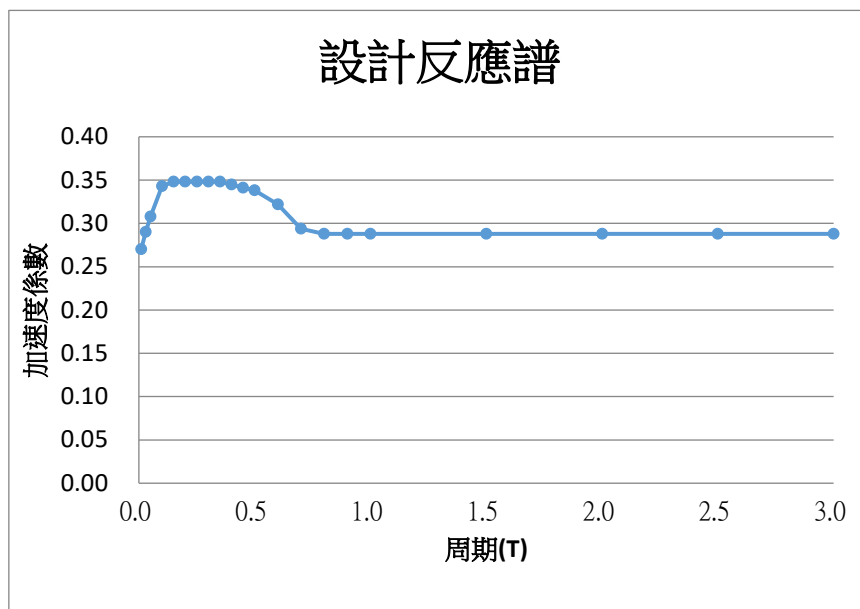


圖 7、場址水平向設計反應譜(依據「建築物耐震設計規範及解說」)

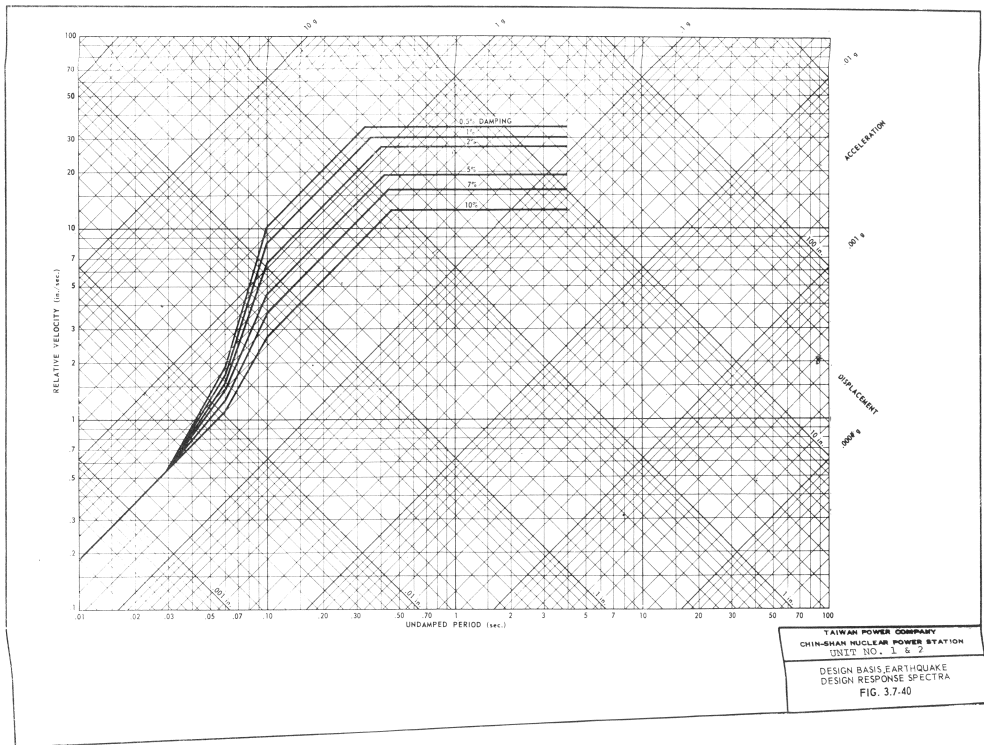
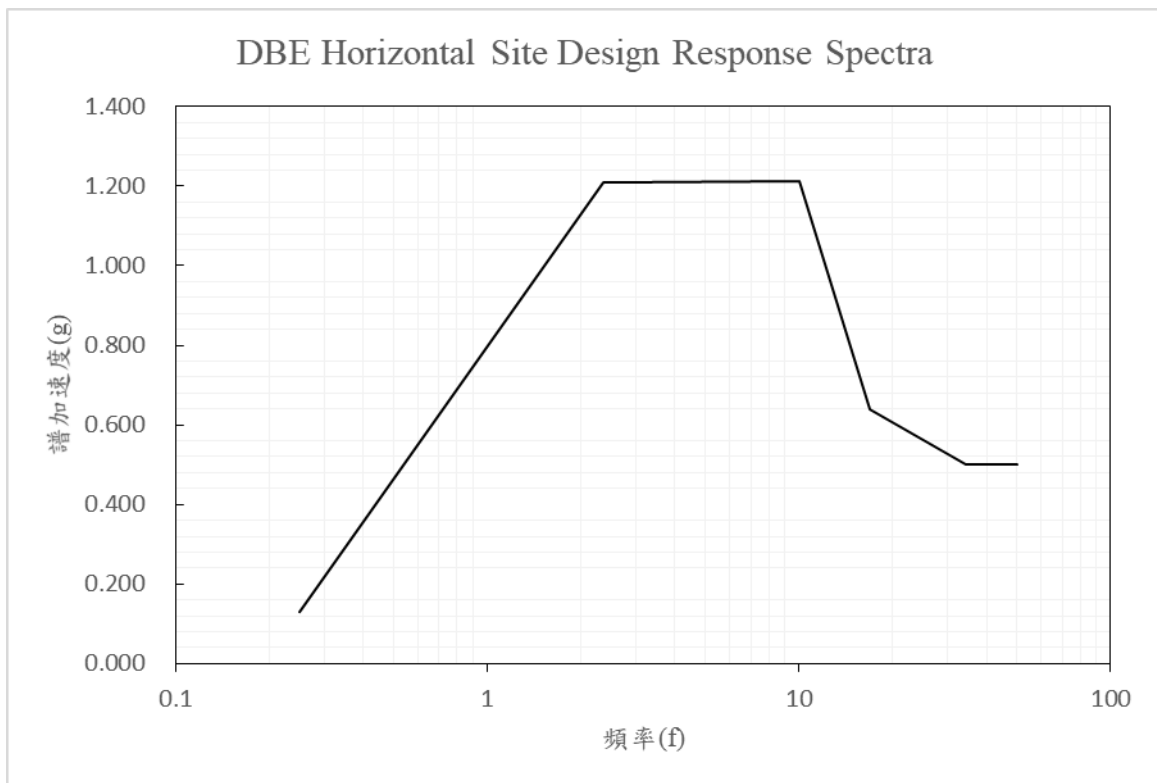
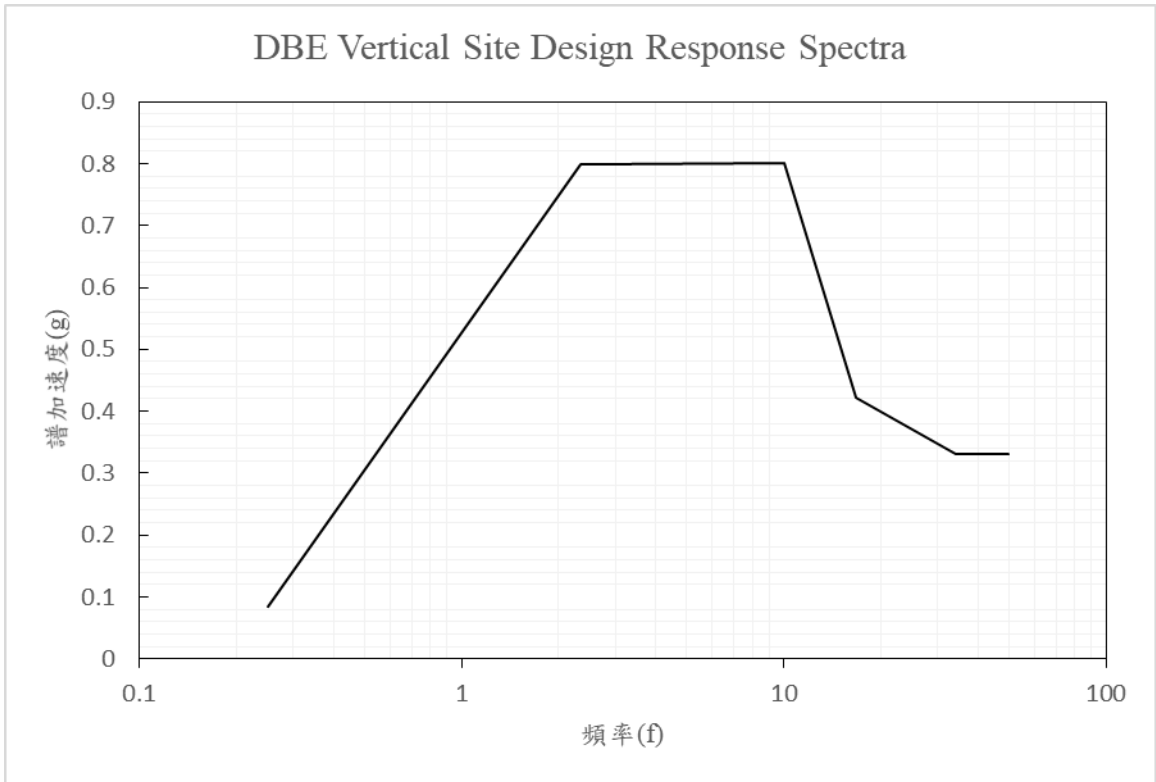


圖 8、核一廠 FSAR 設計反應譜(水平向)





(b)

圖 9、核一廠的 DBE 反應譜 (a)水平向反應譜 (b) 垂直向反應譜

3.2.2. 負載組合說明

負載組合因分別考慮以核一廠 FSAR 反應譜與「建築物耐震設計規範及解說」[10] 所得出的設計地震力不同而有不同的規定，以下分別說明。

(1) 設計地震力依據核一廠 FSAR 反應譜

本分析所使用之負載組合，依據 ACI 349 [11]與核一廠 FSAR[16]3.8.1.4 節之規定，保守採用二者之負載組合較大者做為設計分析基準，說明如下

依據 ACI 349—

- a. 負載組合 1.4D
- b. 負載組合 1.2D + 1.6L + 1.6W
- c. 負載組合 1.2D + 1.6L + 1.60BE
- d. 負載組合 1.0D + 0.8L + 1.0DBE

依據核一廠 FSAR 3.8.1.4 節—

- a. 負載組合 $1.0D + 1.0L$
- b. 負載組合 $1.0D + 1.00BE$
- c. 負載組合 $1.0D + 1.0L + 1.0W$
- d. 負載組合 $1.0D + 1.0DBE$

保守採用的負載組合方式如下：

- ①COMB1: 負載組合 $1.4D$
- ②COMB2: 負載組合 $1.2D + 1.6L + 1.6W$
- ③COMB3: 負載組合 $1.2D + 1.6L + 1.60BE$
- ④COMB4: 負載組合 $1.0D + 0.8L + 1.0DBE$

(2) 設計地震力依據「建築物耐震設計規範及解說」[10]

本分析所使用之負載組合，依據「混凝土結構設計規範」[17]之規定，說明如下

- a. 負載組合 $1.4D$
- b. 負載組合 $1.2D + 1.6L$
- c. 負載組合 $1.2D + 1.0L + 1.6W$
- d. 負載組合 $1.2D + 1.0L + 1.0EL$

3.3 人工地震歷時轉換

人工地震歷時轉換係依據核一廠的設計基礎地震(DBE)反應譜，經由頻譜轉換得出地震力的時間歷時數據，以做為廠房結構分析的輸入地震力負載。根據圖 9 所示的核一廠 DBE 反應譜，依照 NUREG-0800 SRP 3.7.1[14]中的頻譜轉換做法，求出與設計反應譜相符之人工地震歷時共 3 組(每組各 3 個方向,包括 2 水平向及 1 垂直向)，其時間間隔 Δt 為 0.008 秒 (Nyquist 頻率為 62.5 Hz)，總時間為 48 秒，且需符合 SRP

3.7.1[14]要求之檢核標準。

人工地震歷時模擬方式說明如下(流程圖如圖 10所示)：

人工地震歷時模擬以頻域方式處理，首先依據模擬地震的地動特性決定出振幅 A_k 和相位角 φ_k ，並以傅立葉公式模擬出含有穩態特性的地震歷時。其中相位角以隨機相位(random phase)方式產生；振幅由其能量譜密度函數 $S(\omega)$ 求得，其中 T_d 為地震延時， p 為反應譜機率，一般取0.85[19]。

$$\int_{-\infty}^{\infty} S(\omega) d\omega = \sum_k A_k^2 \quad (1)$$

$$S(\omega_k) = \frac{[\xi/\pi \omega_k] S_a^2(\omega_k, \xi)}{\ln[\omega_k T_d / -\pi \ln p]}$$

依上述方式模擬為穩態人工地震歷時，並加入強度包絡函數來模擬地震歷時所具有之非穩態特性。強度包絡函數的時間區段定義為上升段8秒、平穩段24秒與下降段16秒，而上升段時間的強度包絡函數採用直線或拋物線；下降段時間的強度包絡函數採用拋物線或指數曲線形式組成。計算人工地震歷時之加速度譜與目標譜加速度各頻率間的譜加速度值，比較並修正人工地震之傅立葉譜值，最後再進行逆傅立葉轉換，即可求得修正的人工地震歷時，並以最小二乘法對其基線校正。上述過程可重複至獲得可接受結果為止。

基線校正方式採用常見的消除趨勢項方法為多項式最小平方法(最小二乘法)，其可消除線性或高階多項式的基線偏移。首先，假設一趨勢多項式，用最小平方法原理列出求解方程式，之後以矩陣形式求出趨勢項係數的矩陣，最後，原始訊號減去其趨勢項即可將訊號基線校正為零點。

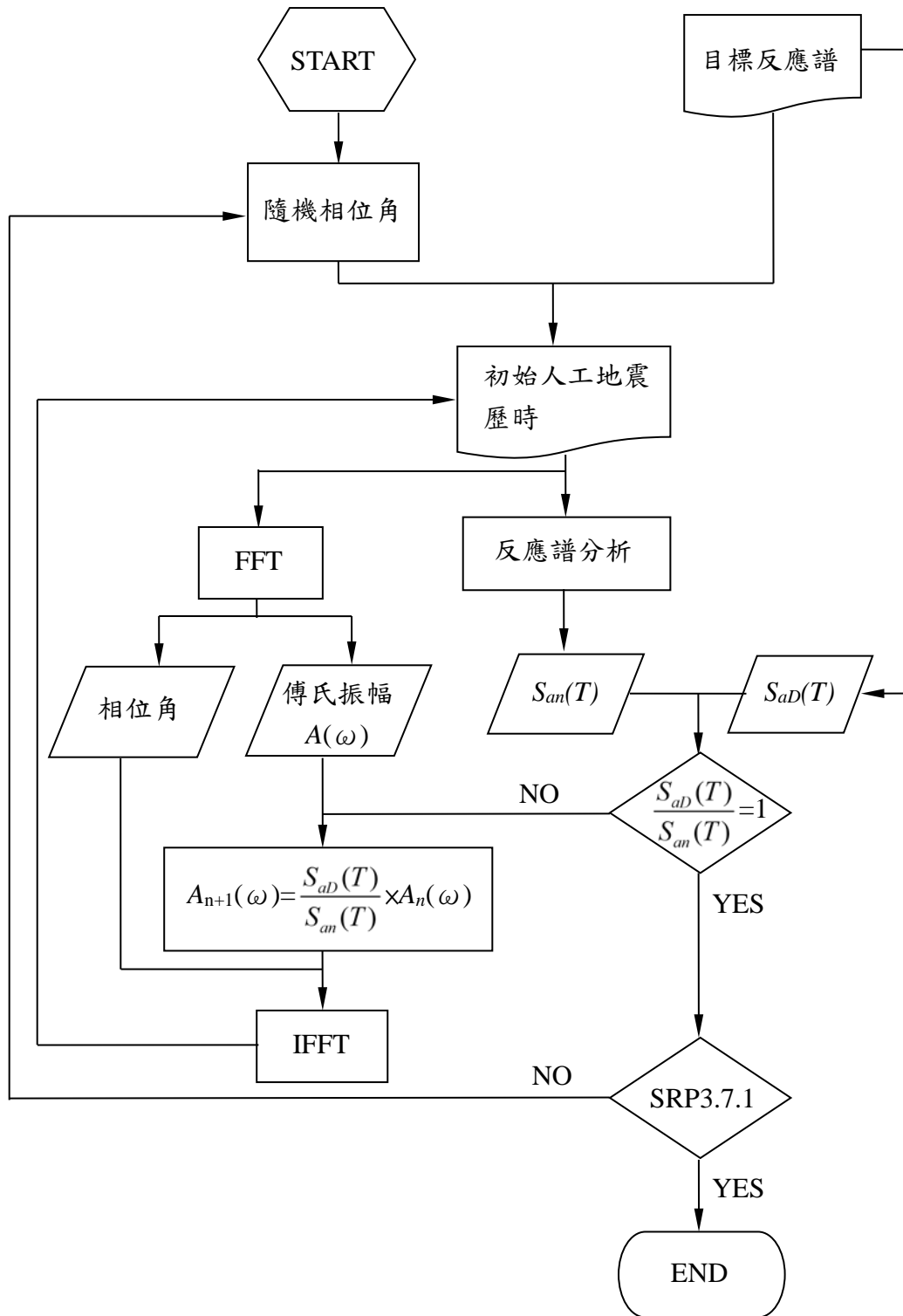


圖 10、人工地震歷時模擬流程圖

3.3.1. 人工地震歷時結果

經由上述的頻譜轉換做法，所得出的三組人工地震加速度時間歷時結果(包括 2 水平 X、Y 向及 1 垂直 Z 向)，分別命名為 DBE-1、DBE-2、DBE-3，如圖 11、圖 12、圖 13 所示。

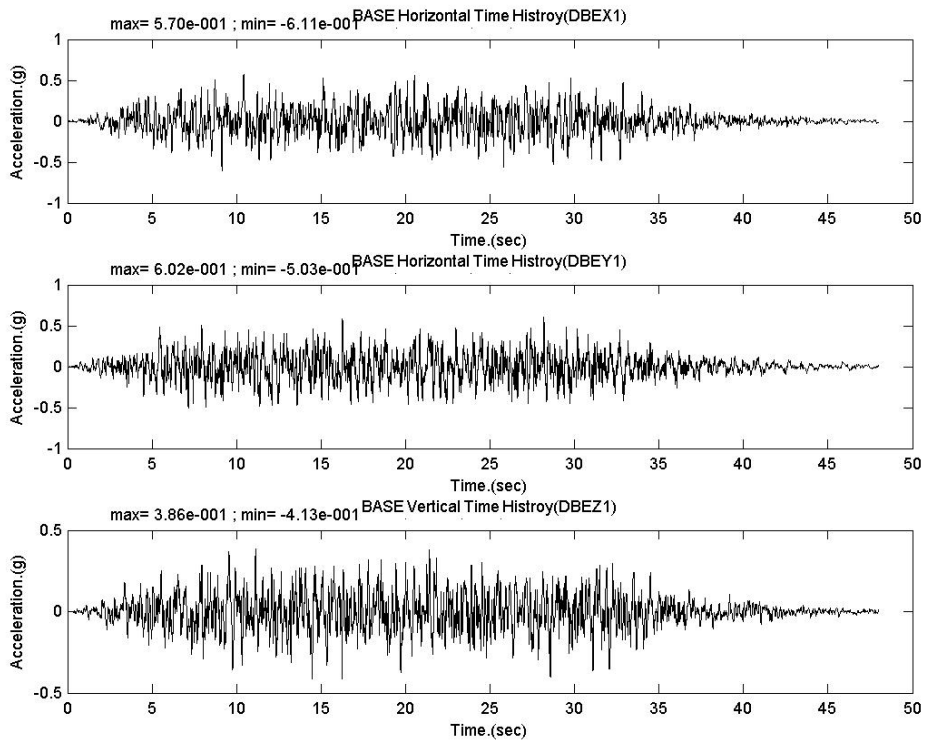


圖 11、DBE-1 加速度時間歷時結果

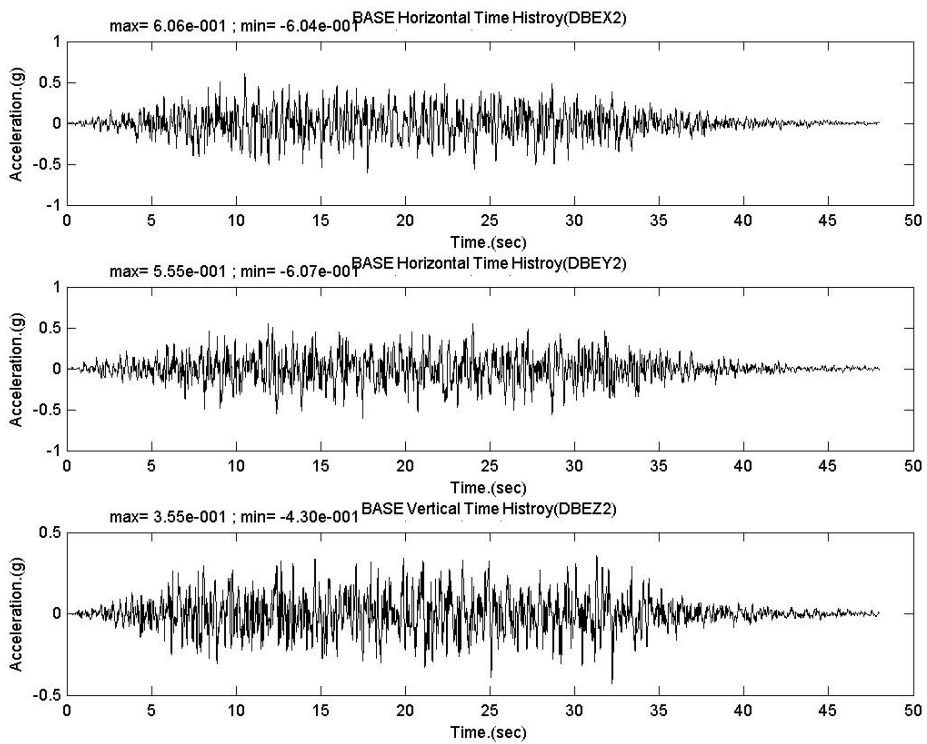


圖 12、DBE-2 加速度時間歷時結果

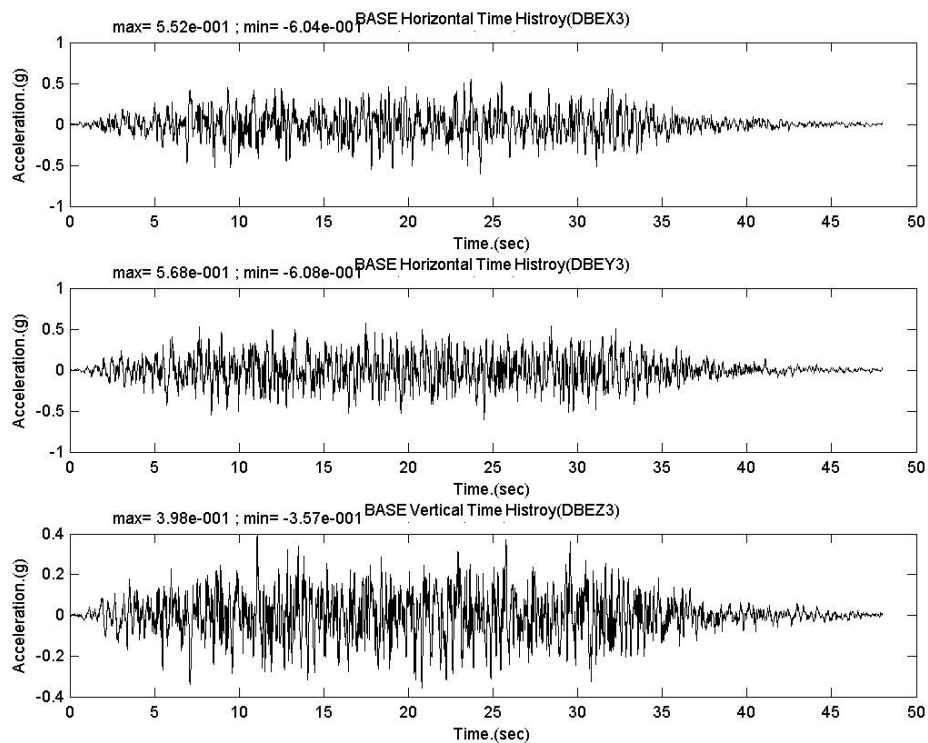


圖 13、DBE-3 加速度時間歷時結果

3.3.2. 人工地震歷時檢核

上述的加速度歷時之轉換結果需符合 SRP 3.7.1[14]規範之檢核，其檢核項目簡述如下：

(1) 強震時間檢核：

強震時間長度至少 6 秒以上，其定義為愛氏震度(Arias Intensity)的 5%~75%內的時間。

(2) 反應譜檢核：

任一點譜加速度須大於 90%設計反應譜。

(3) 歷時基線檢核：

加速度、速度、位移歷時需相容(compatible)，且確認位移基線沒有偏移(最終相對位移為 0)。

(4) 功率譜密度(Power Spectral Density, PSD)檢核：

歷時的 PSD 曲線於 0.3Hz~24Hz 須大於 Appendix A 中規定的 PSD 曲線的 80%。

(5) 相關係數檢核：

任兩歷時的相關係數絕對值必須 ≤ 0.16 。

針對 DBE-1、DBE-2、DBE-3 三組的加速度時間歷時結果，依據 SRP 3.7.1[14]規範之檢核規定，其檢核過程及結果詳述於本報告的附錄中。

3.4 有限元素分析模型

假想廠房為鋼筋混凝土結構，本計畫使用有限元素結構分析程式 SAP2000 (V21 版) [18]，以 3D 模型進行廠房在各種不同負載組合下的結構應力分析，由應力分析結果獲得相關設計資訊，並以「混凝土結構設計規範」[17]分析設計鋼筋混凝土結構。

依照 3.1 節所述的廠房設計說明，根據廠房結構外型與內部相關尺寸建立結構梁、柱、版與剪力牆等相關組件，分別以梁與柱、殼、等值柱等元素建立廠房三維結構分析模型，將同一樓層的殼元素以 diaphragm 條件做約束(constraint)，及將結構分析模型最底面自由度固定($U_x, U_y, U_z, R_x, R_y, R_z$ 等 6 個自由度固定)。結構分析模型如圖 14 所示，圖中的 X、Y 與 Z 方向分別表示廠房的長軸向、短軸向與高度方向，經分析得此結構之基頻為 8.573 Hz(U_y 方向)及 8.793 Hz(U_x 方向)，基頻模態圖如圖 15 所示。

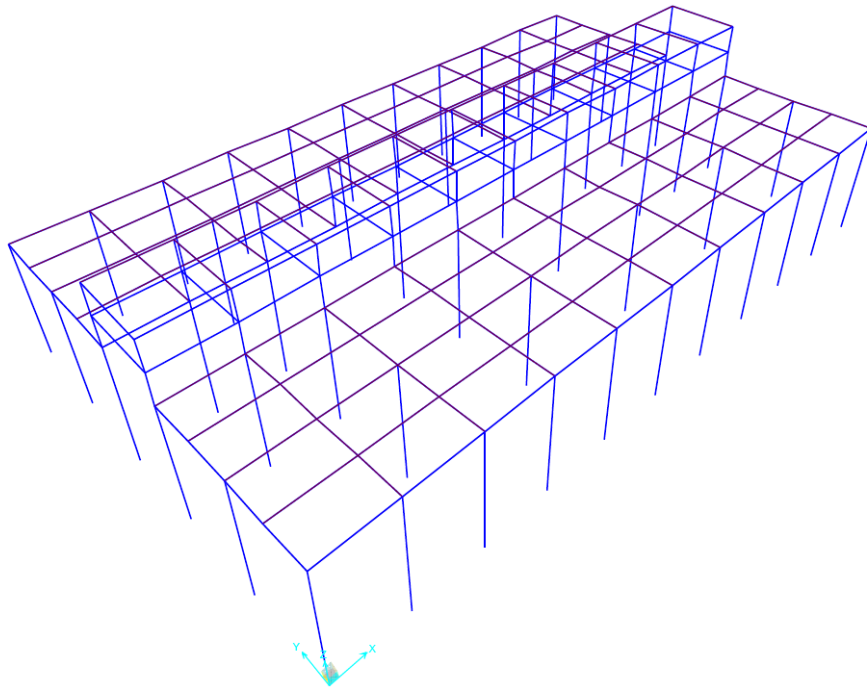
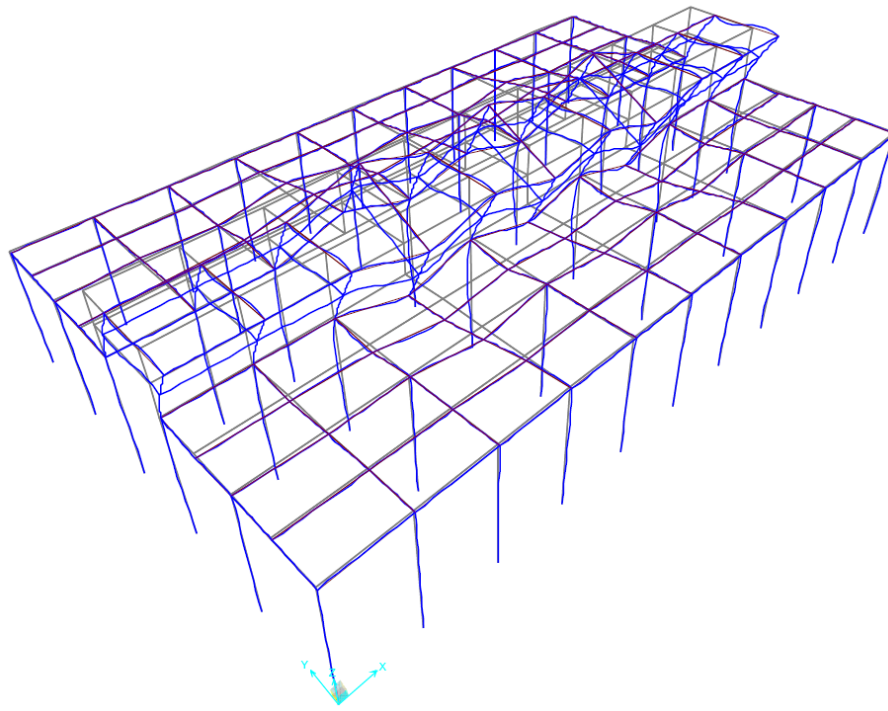
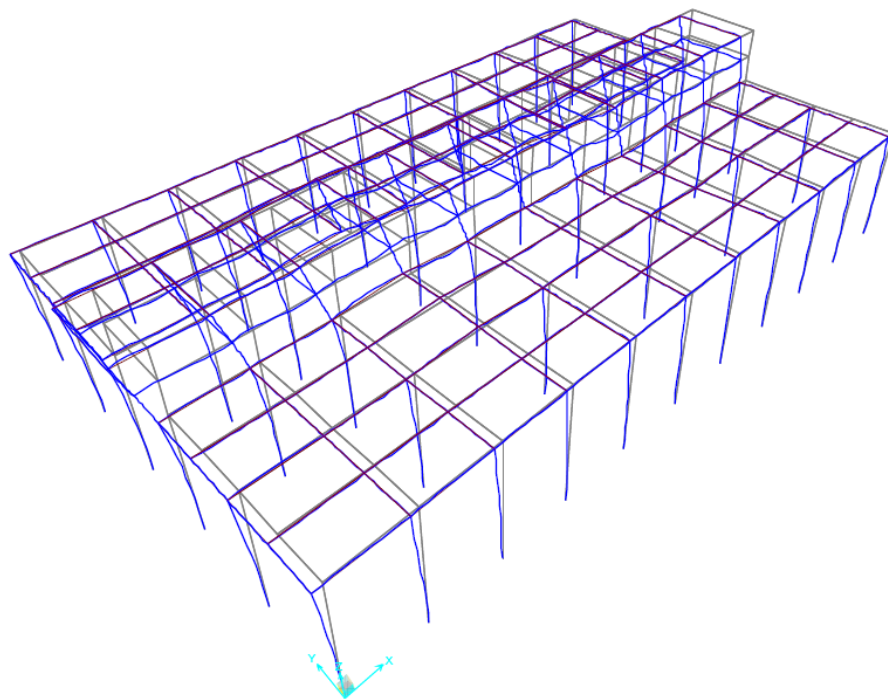


圖 14、廠房結構分析模型圖



(a)



(b)

圖 15、廠房結構之基頻模態(a) 8.573Hz(U_y 方向)，(b) 8.793Hz(U_x 方向)

第四章、建立假想設施護箱之結構分析模型

本章以圖 4 所示的 HI-STAR 100 護箱系統為標的，採用有限元素分析軟體 ANSYS (V19.2 版)來進行建模。在建模過程中，只考慮護箱的主要組件部分，以了解護箱整體

模型的結構力學行為，對於細部組件，例如：吊耳、螺栓等，其局部的應力狀況則不在本章的討論範圍內。另外參考中空圓筒受均勻內壓的理論公式，將所建模型的有限元素分析得到的應力解與公式解做比較，以驗證有限元素模型的正確性。

4.1 護箱之有限元素模型說明

在 HI-STAR 100 護箱系統安全分析報告的結構評估內容中，將護箱結構分成三個主要組成：用過核子燃料提籃(Fuel Basket)、密封鋼筒(MPC, Multi-Purpose Canister)、外層護箱(Overpack)來分別評估。本節所述的有限元素模型也依照此三個主要組成來建立，在模擬範圍內的主要組件有

外層護箱：封蓋(Cloure Plate)、內層(Inner Shell)、中間層(Intermediate Shells)、外層(Outer Shell)、底板(Bottom Plate)

密封鋼筒：上蓋(Lid)、筒身(Shell)、底板(Baseplate)

燃料提籃

以上所述模擬的組件如圖 16 所示。

有限元素模型的各項資訊如：材料名稱、材料性質、元素型式以及元素個數等，則整理成如表 12 所示。其中材料名稱和材料性質係完全依照安全分析報告中的設定，而有限元素的型式與個數則是以 ANSYS 軟體在建模時的資料為依據。各個主要組成的有限元素網格圖則如圖 17、圖 18、圖 19 所示。

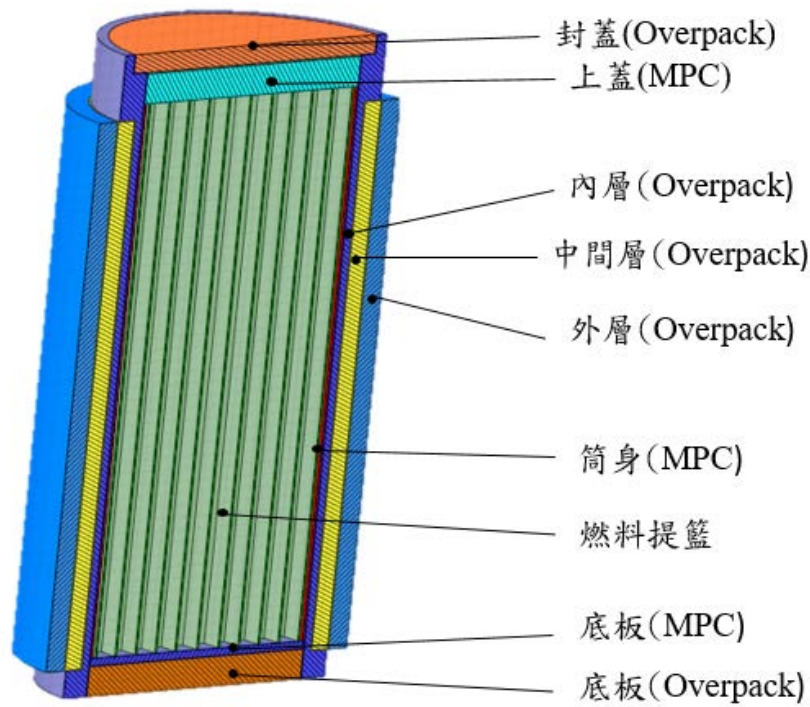


圖 16、護箱模型主要模擬組件(括號內為組件所屬之組成)

表 12、護箱有限元素模型的各項資訊

| 組成名稱 | 組件名稱 | 材料名稱 | 材料性質 | | 元素型式 | 元素個數 |
|------|-------|------------|------------|------|----------|-------|
| | | | 楊氏係數 (GPa) | 柏松比 | | |
| 外層護箱 | 封蓋、底板 | SA350 | 190.3 | 0.3 | Solid186 | 16322 |
| | 內層 | SA203-E | 190.3 | 0.3 | | |
| | 中間層 | SA516 GR70 | 202.3 | 0.3 | | |
| | 外層 | SA350 | 190.3 | 0.3 | | |
| 密封鋼筒 | 上蓋、底板 | Alloy X | 194.02 | 0.27 | Solid186 | 4932 |
| | 筒身 | Alloy X | 194.02 | 0.27 | | |
| 燃料提籃 | 燃料提籃 | Alloy X | 194.02 | 0.27 | Solid186 | 32445 |

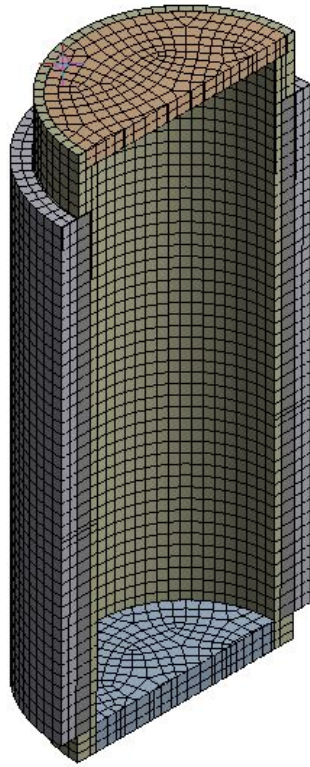


圖 17、外層護箱有限元素模型之網格圖(對稱半模型)

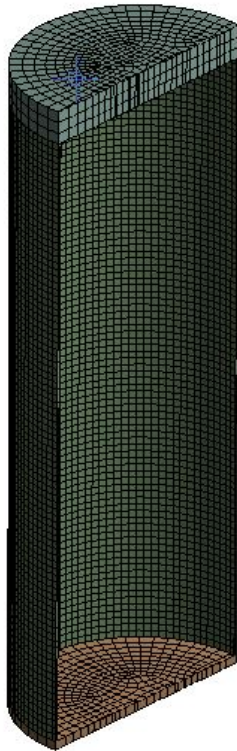


圖 18、密封鋼筒有限元素模型之網格圖(對稱半模型)

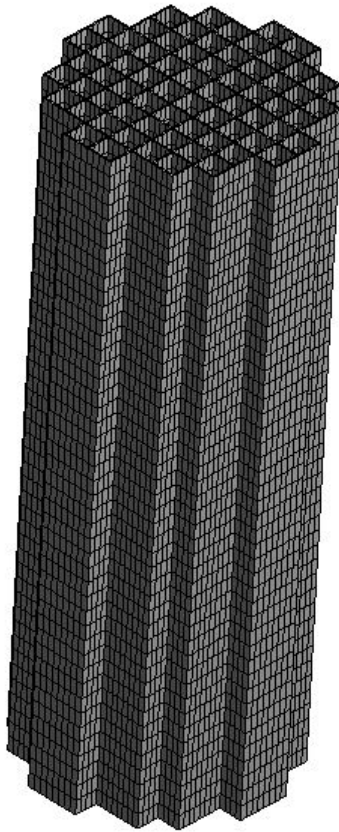


圖 19、燃料提籃有限元素模型之網格圖

4.2 有限元素模型驗證

為了驗證所建立的 HI-STAR 100 護箱系統有限元素模型的正確性，本文以中空圓筒受均勻內壓的理論公式解做為比較對象，將模型的計算結果與理論解做一比較，以評估模型的正確性。在 HI-STAR 100 護箱系統的主要組成構件中，外層護箱和密封鋼筒的結構外型可視為中空圓筒，不過前者的筒身厚度較大，可歸類為厚壁圓筒，而後者則歸類為薄壁圓筒，兩者在承受均勻內壓時的理論公式解稍有不同。至於燃料提籃部分並無簡易的理論解可供比較，因此在本文中暫予忽略。以下內容將分別說明外層護箱和密封鋼筒的模型驗證過程。

外層護箱

參考文獻[20]所記載的理論解公式，在一無限長的厚壁中空圓筒受均勻內壓時其環向應力 σ_{θ} 可表示成

$$\sigma_{\theta} = \frac{a^2 p_i}{b^2 - a^2} \left(1 + \frac{b^2}{a^2} \right) \quad (2)$$

其中 a 、 b 分別為圓筒的內、外徑， p_i 為內壓值。 σ_θ 的最大值發生在圓筒內壁的表面，其值為

$$(\sigma_\theta)_{max} = \frac{p_i(a^2+b^2)}{b^2-a^2} \quad (3)$$

在本例中，外層護箱(Overpack)的內外徑分別為 1741.5 mm、2438.4mm，內壓值為 100 psi(約為 0.69 MPa)，代入(3)式中計算可得到 $(\sigma_\theta)_{max}=2.124$ MPa。

為了與上述 $(\sigma_\theta)_{max}$ 的公式解做比較，外層護箱的有限元素模型必須盡量符合理論公式的假設才有意義，因此我們將護箱模型中的其餘組成部分移除，並同樣在內壁表面施加 100 psi 的內壓值。位移邊界條件則參考安全分析報告[7]的設定，如圖 20 所示，其一設於護箱筒身中間的節點上，其軸向位移自由度設定為固定，其餘設為自由，其二設於 Cloure Plate 及 Bottom Plate 之厚度截面中間，其軸向位移自由度設定為自由，其餘設為固定。

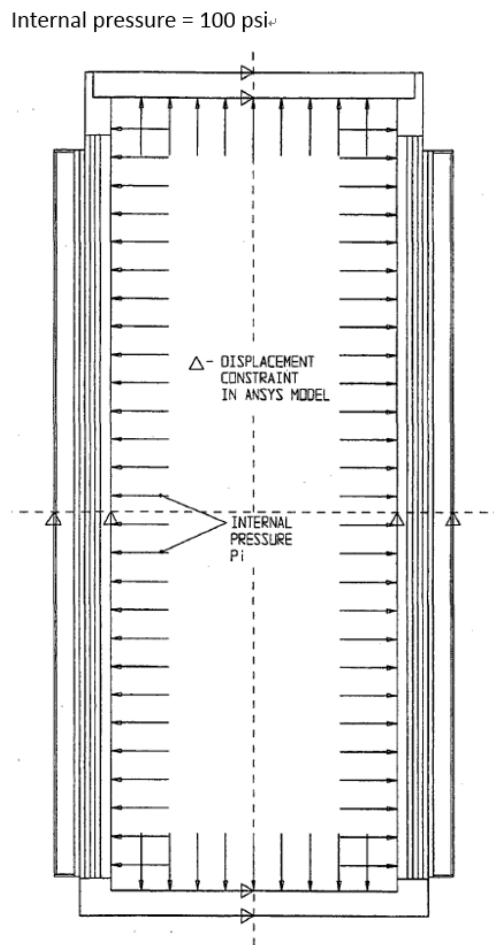


圖 20、邊界條件設定圖

經由 ANSYS 軟體計算後所得的環向應力分佈圖如圖 21 所示，同時在內壁表面中

央點的 σ_{θ} 值為 2.097MPa。比較上述的公式解與數值解，其誤差約為 1.29 % 左右。考量理論公式的幾何假設與實際有限元素模型的差異，例如本模型並非完全是均勻圓筒以及兩端皆具有蓋板，1.29 % 的誤差應屬合理的範圍，因此本例的外層護箱之有限元素模型可初步驗證其正確性。

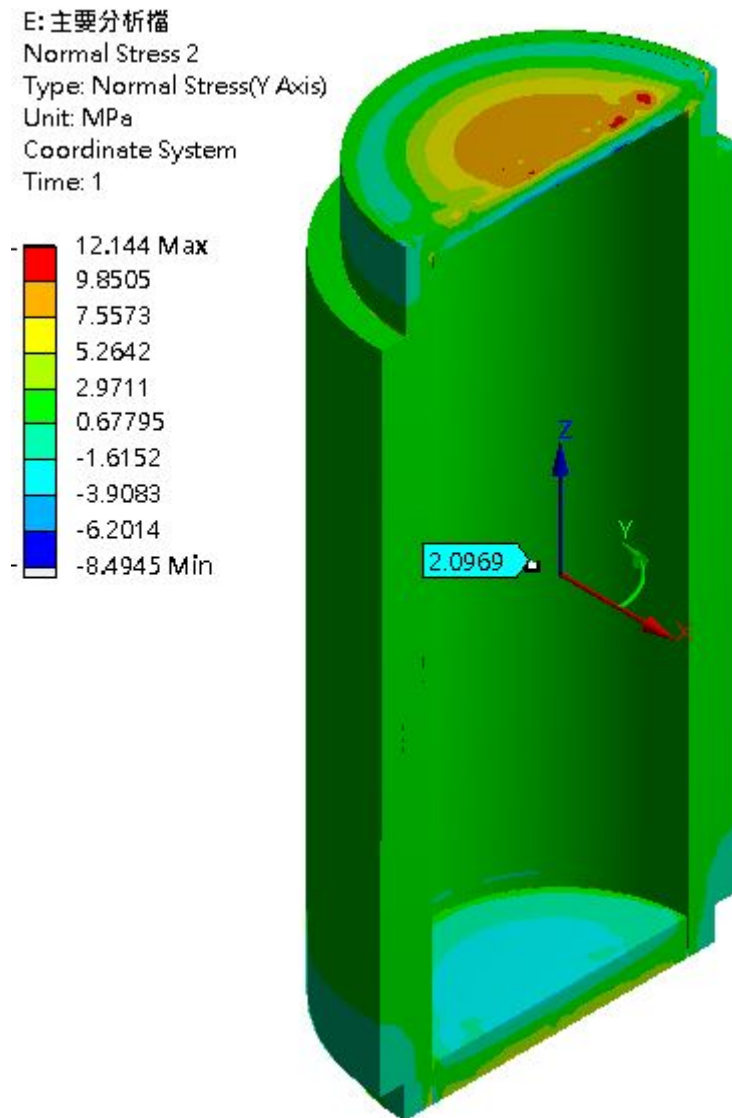


圖 21、外層護箱有限元素分析之環向應力分佈圖

密封鋼筒

參考文獻[20]所記載的理論解公式，在一無限長的薄壁中空圓筒受均勻內壓時其環向應力 σ_{θ} 可表示成

$$\sigma_{\theta} = \frac{Pr}{t} \quad (4)$$

其中 r 、 t 分別為薄壁圓筒的半徑及壁厚， p 為內壓值。在本例中，密封鋼筒的半徑及

壁厚分別為 853.00 mm、17.79mm，內壓值為 100 psi(約為 0.69 MPa)，代入(4)式中計算可得到 $\sigma_{\theta}=33.084$ MPa。

同樣為了使密封鋼筒的有限元素模型盡量符合理論公式的假設，本文將護箱模型中的其餘組成部分移除，並且在內壁表面施加相同的 100 psi 內壓值。位移邊界條件設於密封鋼筒 Baseplate 底部的節點上，其位移自由度皆設定為固定。

經由 ANSYS 軟體計算後所得的環向應力分佈圖如圖 22 所示，同時在內壁表面中央點的 σ_{θ} 值為 33.408 MPa。比較上述的公式解與數值解，其誤差約為 0.98 % 左右。同樣考量理論公式的幾何假設與實際有限元素模型的差異，例如本模型兩端皆具有蓋板，0.98 % 的誤差應屬合理的範圍，因此本例的密封鋼筒有限元素模型可初步驗證其正確性。

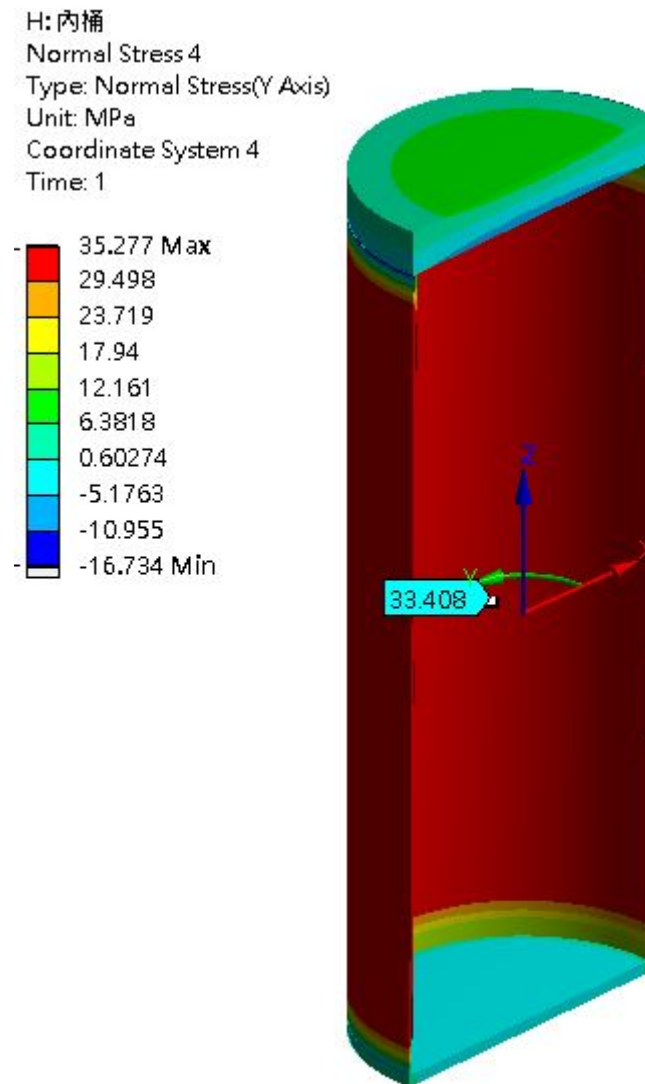


圖 22、密封鋼筒有限元素分析之環向應力分佈圖

第五章、執行假想設施廠房之結構評估要項

依據管制單位所頒布的「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」[5]，其中說明了乾貯設施的遮蔽用地上建築物，除配合貯存護箱之設計性能要求外，至少需依照內政部「建築物耐震設計規範及解說」[10]進行結構設計。考量審查導則已有貯存護箱設計安全性相關要求，且本研究目的為發展平行驗證技術，僅針對廠房的地上建築物部分，以「建築物耐震設計規範及解說」[10]進行結構分析，分析方法與結果將在以下章節中說明。

5.1 結構分析內容與方法

依據第三章所述的假想廠房載重與負載組合以及結構分析模型，利用 SAP2000 有限元素結構分析程式，執行結構靜力分析與地震力動力分析。其中地震力動力分析以反應譜分析法計算結構動力反應，採用模態疊加法，模態間之疊加則選用 CQC 法 (Complete Quadratic Combination Method)。動力分析時考慮水平(2 方向)及垂直方向地震力同時計算。地震力動力分析結果與其它載重的分析結果依所述的各種負載組合合併考量，並保守選出各組件最大的軸力、剪力、彎矩與扭力等，以「混凝土結構設計規範」[17]之強度設計法設計組件斷面配筋量，若程式顯示無法以現有組件斷面尺寸執行配筋量設計，則視該組件為仍須強化組件。

5.1.1 動力分析—EL 地震力分析

根據圖 7 所示的 EL 地震力反應譜，以反應譜分析法進行結構動力分析。分析時依「建築物耐震設計規範及解說」[10]之規定，另因需同時考慮垂直向(Z 方向)地震力，故 X、Y、Z 方向的地震力 E_x 、 E_y 、 E_z 的負載組合如以下設定

地震負載組合 a: $E_x+0.3E_z$

地震負載組合 b: $E_y+0.3E_z$

地震負載組合 c: $0.3E_x+E_z$

地震負載組合 d: $0.3E_y+E_z$

5.2 分析結果

本節說明假想廠房的結構靜力分析、動力分析以及載重組合計算所獲得的結果，並

依應力分析結果，設計/檢核 RC 組件的斷面配筋量。分析結果與建議說明如下

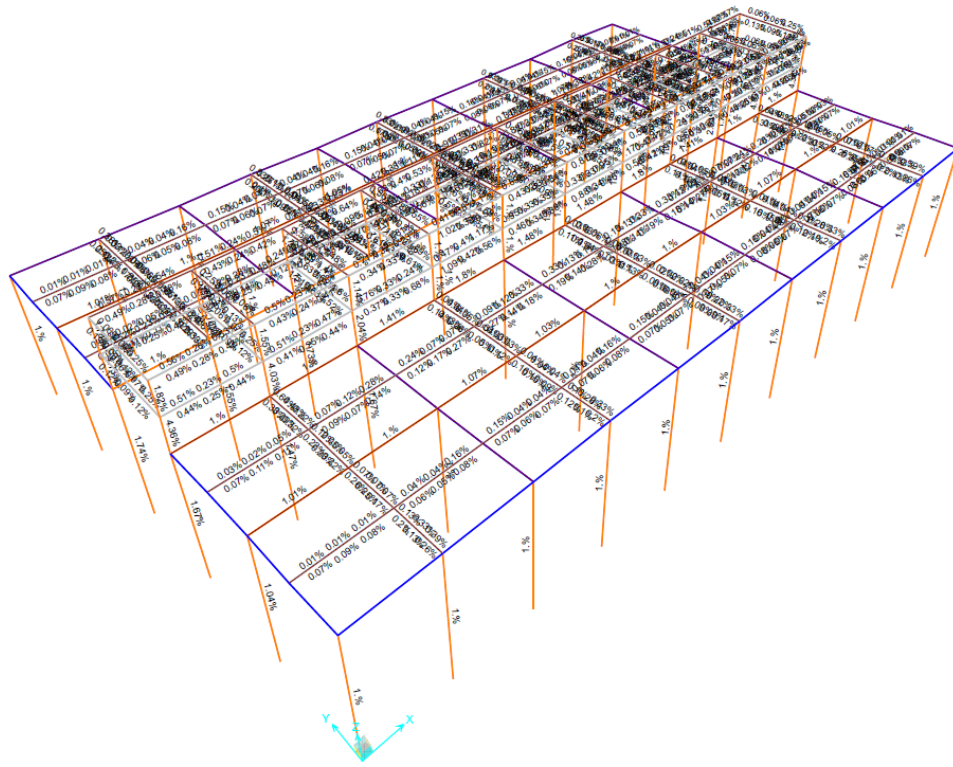
(a) 動力分析以模態法計算廠房受地震力作用下的動力反應，由分析結果顯示在選取前 30 個模態下，前 30 個模態的累計參與總質量比於 UX、UY 與 RZ 方向均為 1，已可滿足「建築物耐震設計規範及解說」[10]所規定的 90% 以上，如表 13 所示，所以本動力分析結果足以代表廠房受地震力作用下的動力行為。

表 13、動力分析的模態參與質量比

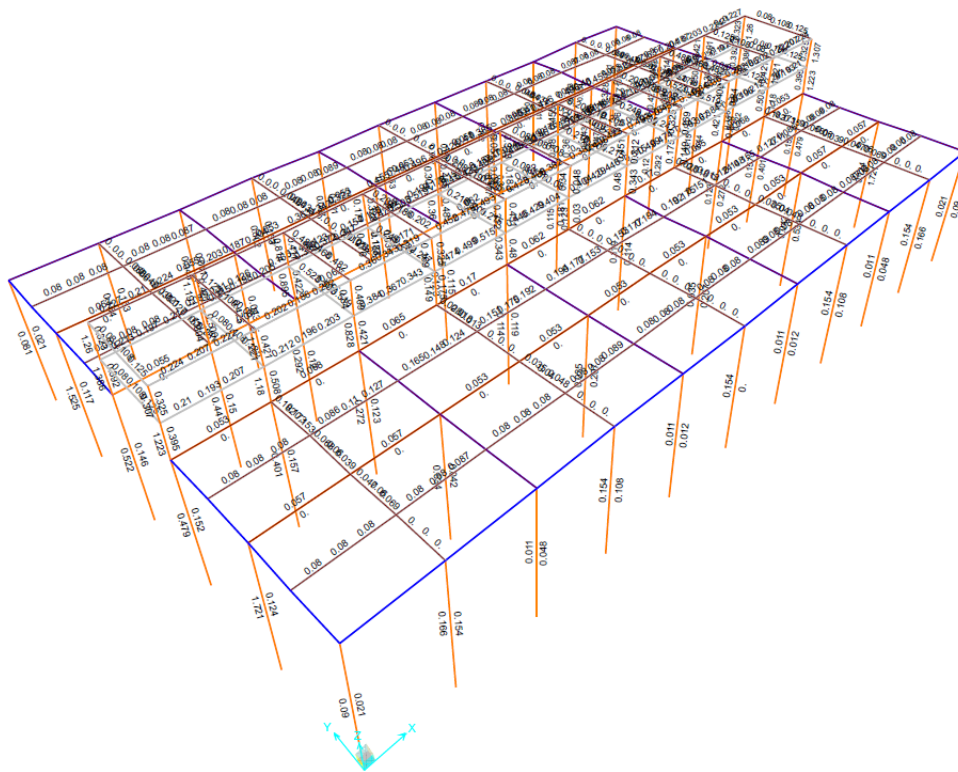
| TABLE: Modal Participating Mass Ratios | | | | | | | | | | | | | | | |
|----------------------------------------|----------|----------|----------|-------------|-------------|------------|----------|----------|-----------|------------|------------|-------------|----------|----------|-----------|
| OutputCase | StepType | StepNum | Period | UX | UY | UZ | SumUX | SumUY | SumUZ | RX | RY | RZ | SumRX | SumRY | SumRZ |
| Text | Text | Unitless | Sec | Unitless | Unitless | Unitless | Unitless | Unitless | Unitless | Unitless | Unitless | Unitless | Unitless | Unitless | Unitless |
| MODAL | Mode | 1 | 0.116651 | 0 | 0.18 | 1.773E-11 | 0 | 0.18 | 1.773E-11 | 0.11 | 0 | 0 | 0.11 | 0 | 0 |
| MODAL | Mode | 2 | 0.115296 | 0 | 1.355E-09 | 0.007109 | 0 | 0.18 | 0.007109 | 7.12E-10 | 0 | 0 | 0.11 | 0 | 0 |
| MODAL | Mode | 3 | 0.113735 | 0.76 | 0 | 0 | 0.76 | 0.18 | 0.007109 | 0 | 0.0344 | 9.652E-08 | 0.11 | 0.0344 | 9.652E-08 |
| MODAL | Mode | 4 | 0.113161 | 0.01121 | 0 | 0 | 0.77 | 0.18 | 0.007109 | 0 | 0.03274 | 2.241E-09 | 0.11 | 0.06714 | 9.876E-08 |
| MODAL | Mode | 5 | 0.110391 | 0 | 2.057E-10 | 0.12 | 0.77 | 0.18 | 0.12 | 5.25E-11 | 0 | 0 | 0.11 | 0.06714 | 9.876E-08 |
| MODAL | Mode | 6 | 0.1046 | 0 | 0.004271 | 1.34E-08 | 0.77 | 0.18 | 0.12 | 0.0003485 | 0 | 0 | 0.11 | 0.06714 | 9.876E-08 |
| MODAL | Mode | 7 | 0.103849 | 6.381E-09 | 0 | 0 | 0.77 | 0.18 | 0.12 | 0 | 1.314E-07 | 0.01798 | 0.11 | 0.06714 | 0.01798 |
| MODAL | Mode | 8 | 0.095813 | 0 | 0.04849 | 5.566E-09 | 0.77 | 0.23 | 0.12 | 0.00297 | 0 | 0 | 0.11 | 0.06714 | 0.01798 |
| MODAL | Mode | 9 | 0.09459 | 4.524E-08 | 0 | 0 | 0.77 | 0.23 | 0.12 | 0 | 0.00005173 | 0.15 | 0.11 | 0.06719 | 0.17 |
| MODAL | Mode | 10 | 0.092391 | 0.0000155 | 0 | 0 | 0.77 | 0.23 | 0.12 | 0 | 0.01306 | 0.002954 | 0.11 | 0.08026 | 0.17 |
| MODAL | Mode | 11 | 0.088755 | 0.00004882 | 0 | 0 | 0.77 | 0.23 | 0.12 | 0 | 0.07228 | 0.0003929 | 0.11 | 0.15 | 0.18 |
| MODAL | Mode | 12 | 0.08858 | 0 | 0.0093 | 0.0000963 | 0.77 | 0.24 | 0.12 | 0.04233 | 0 | 0 | 0.15 | 0.15 | 0.18 |
| MODAL | Mode | 13 | 0.088535 | 0 | 0.000009764 | 0.08841 | 0.77 | 0.24 | 0.21 | 0.00004633 | 0 | 0 | 0.15 | 0.15 | 0.18 |
| MODAL | Mode | 14 | 0.083734 | 6.306E-08 | 0 | 0 | 0.77 | 0.24 | 0.21 | 0 | 0.00003304 | 0.15 | 0.15 | 0.15 | 0.32 |
| MODAL | Mode | 15 | 0.083719 | 0 | 0.03244 | 2.869E-09 | 0.77 | 0.27 | 0.21 | 0.02749 | 0 | 0 | 0.18 | 0.15 | 0.32 |
| MODAL | Mode | 16 | 0.067825 | 0.22 | 0 | 0 | 1 | 0.27 | 0.21 | 0 | 0.0005155 | 3.734E-07 | 0.18 | 0.15 | 0.32 |
| MODAL | Mode | 17 | 0.06066 | 3.019E-09 | 0 | 0 | 1 | 0.27 | 0.21 | 0 | 0.001457 | 0.004397 | 0.18 | 0.15 | 0.33 |
| MODAL | Mode | 18 | 0.058143 | 0 | 0.002019 | 3.299E-08 | 1 | 0.28 | 0.21 | 0.02863 | 0 | 0 | 0.21 | 0.15 | 0.33 |
| MODAL | Mode | 19 | 0.053622 | 0.00003669 | 0 | 0 | 1 | 0.28 | 0.21 | 0 | 0.03759 | 0.0007912 | 0.21 | 0.19 | 0.33 |
| MODAL | Mode | 20 | 0.051529 | 0 | 0.72 | 1.477E-08 | 1 | 0.99 | 0.21 | 0.04359 | 0 | 0 | 0.25 | 0.19 | 0.33 |
| MODAL | Mode | 21 | 0.049753 | 0 | 4.888E-07 | 0.06653 | 1 | 0.99 | 0.28 | 5.852E-07 | 0 | 0 | 0.25 | 0.19 | 0.33 |
| MODAL | Mode | 22 | 0.046496 | 0 | 0.008753 | 5.405E-07 | 1 | 1 | 0.28 | 0.04141 | 0 | 0 | 0.29 | 0.19 | 0.33 |
| MODAL | Mode | 23 | 0.04587 | 0.000002398 | 0 | 0 | 1 | 1 | 0.28 | 0 | 0.00004251 | 0.67 | 0.29 | 0.19 | 1 |
| MODAL | Mode | 24 | 0.043938 | 0.004317 | 0 | 0 | 1 | 1 | 0.28 | 0 | 0.0002155 | 0.000346 | 0.29 | 0.19 | 1 |
| MODAL | Mode | 25 | 0.035834 | 0.000008239 | 0 | 0 | 1 | 1 | 0.28 | 0 | 0.05681 | 0.0001064 | 0.29 | 0.25 | 1 |
| MODAL | Mode | 26 | 0.030151 | 0 | 0.000632 | 0.00000105 | 1 | 1 | 0.28 | 0.001549 | 0 | 0 | 0.29 | 0.25 | 1 |
| MODAL | Mode | 27 | 0.020107 | 0 | 4.815E-10 | 0.58 | 1 | 1 | 0.86 | 1.604E-07 | 0 | 0 | 0.29 | 0.25 | 1 |
| MODAL | Mode | 28 | 0.017809 | 0.00000911 | 0 | 0 | 1 | 1 | 0.86 | 0 | 0.62 | 0.000002017 | 0.29 | 0.87 | 1 |
| MODAL | Mode | 29 | 0.015611 | 0 | 6.306E-07 | 1.684E-07 | 1 | 1 | 0.86 | 0.67 | 0 | 0 | 0.97 | 0.87 | 1 |
| MODAL | Mode | 30 | 0.014316 | 0.0001162 | 0 | 0 | 1 | 1 | 0.86 | 0 | 0.06095 | 3.569E-07 | 0.97 | 0.93 | 1 |

(b) 廠房 RC 斷面配筋設計結果—設計地震力依據「建築物耐震設計規範及解說」[10]

假想廠房柱、梁與牆等 RC 組件以 3.1.3 節所示的斷面尺寸，由 SAP2000 程式的分析結果進行 RC 斷面的配筋設計，設計結果如圖 23 所示，圖中顯示各 RC 斷面可滿足「混凝土結構設計規範」[17]的要求。由此分析結果可知，依 3.1.3 節所示斷面尺寸設計的廠房，可承受「建築物耐震設計規範及解說」[10]要求的設計地震力。



(a)



(b)

圖 23、根據「建築物耐震設計規範及解說」之設計地震力— RC 斷面配筋需求圖:(a)軸向鋼筋配筋比、(b)剪力鋼筋配筋圖(單位 cm^2/cm)

(c) 結論與建議

由上述(b)項的分析結果可知，依據圖 5 的假想設施廠房設計之外型與特徵尺寸，設計出的梁、柱、牆，可滿足「建築物耐震設計規範及解說」[10]與「混凝土結構設計規範」[17]等規範要求，同時亦可符合「用過核子燃料室內乾式貯存設施安全分析報告審查導則」[5]要求。

前述的廠房結構設計為一簡易的假想設計，在實務案例上仍有強化廠房耐震功能的設計理念，另參考 108 年行政院原子能委員會放射性物料管理局委託高雄大學之「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存安全管制技術」[2]的期末報告內容，日本東海第二核電廠室內乾式貯存設施、日本東京電力用過核子燃料室內貯存設施-Mutsu Recycle Fuel Storage Center 與浜岡核電廠室內乾貯設施等，其廠房結構的強化設計理念包含有：以桁架結合水泥板取代鋼筋混凝土天花板以減輕樓板重量、以半窖式依護箱尺寸降低樓高並將乾式貯存設施部分建築於地表下、考慮臥式存放型態之護箱等，由上述的國外案例顯示，以結構工程設計方法以達到減少結構構件自重、增加結構構件剛性與強度、或降低結構本身所受的地震力，可補強並增加乾式貯存設施結構的耐震能力。

此外，廠房設計除了須考量結構強度因素外，護箱與廠房間的屏蔽與熱流功能等因素亦須同步考量，結構、屏蔽、熱流因素等三者間須經最佳化設計，以符合安全分析相關法規之要求。本計畫僅於發展驗證技術，已完成階段性目標供各界參考，廠房之結構設計成果並非計畫之主要標的，實際乾貯廠房結構設計時尚需考慮上述最佳化設計之修訂程序，本子研究計畫成果僅供參考。

第六章、執行假想設施護箱之結構評估要項

根據第四章所述的 HI-STAR 100 護箱系統的分析模型為基礎，本章參考 HI-STAR 100 的 SAR[7]中所定義的負載組合執行相關的結構評估工作。由於計畫資源的限制，本章僅選取部分的負載組合做為結構分析案例，並以 ANSYS(V19.2 版)有限元素分析軟體進行應力分析，分析所得的應力值以及檢核結果將在以下章節中說明。

6.1 分析案例與負載組合說明

在 HI-STAR 100 SAR[7]中分別針對燃料提籃(Basket)、密封鋼筒(MPC)、外層護箱

(Overpack)等主要結構組成定義出不同的負載組合。本結構評估所涵蓋的分析案例係選取其中的部分負載組合來進行，並以上述的三種主要結構組成做為分析目標，應力分析與檢核的結果將分別在以下章節中說明。分析所選取的各負載組合以及其考慮的負載型式整理如表 14 所示

表 14、分析案例的負載組合說明

| Component | Basket | | MPC | | Overpack | |
|--------------------------------------|--------|-----|-----|-----|----------|---|
| | F2a | F2b | E1a | E1c | 1 | 3 |
| Dead load, D | ● | ● | | | | |
| Internal pressure, P | | | ● | ● | ● | ● |
| Thermal load, T | | | | ● | ● | ● |
| Side drop 0° (17g), D _{sn} | ● | | | | | ● |
| Side drop 45° (17g), D _{sn} | | ● | | | | |
| Fabrication load, F | | | | | ● | ● |
| Bolt load, W _s | | | | | ● | ● |

在表 14 中所示的各項負載型式簡要說明如下

- Dead load(靜載重): 結構體本身重量，在 Side drop(側向墜落)的加速度設定中已包含此項負載。
- Internal pressure(內壓負載): 作用在 MPC 和 Overpack 筒身內表面的壓力，設定為 100 psi。
- Thermal load(熱負載): 溫度依各分析組件的條件設定，將在各組件的分析過程與結果小節中另行說明。
- Side drop 0°(0°側向墜落負載): 假設護箱從 1 ft 高度墜落，墜落方向與筒身軸向成垂直，且燃料提籃的方形格架(cell)與墜落方向成 0°，墜落撞擊的加速度值依照實驗與動態分析結果保守設定為 17g。
- Side drop 45°(45°側向墜落負載): 假設護箱從 1 ft 高度墜落，墜落方向與筒身軸向成垂直，且燃料提籃的方形格架(cell)與墜落方向成 45°，墜落撞擊的加速度值依照實驗與動態分析結果保守設定為 17g。

- Fabrication load(製造負載): Overpack 的筒身為多層包覆結構，層間的焊接部位是造成 Fabrication load 的來源，本報告不執行 Fabrication load 的應力分析，將直接引用 SAR 的結果做應力檢核。
- Bolt load(螺栓負載): Bolt load 的影響限於護箱的連接件(joint)分析，與分析組件目標(Basket、MPC、Overpack)的應力強度計算無直接關係，因此在以下的應力檢核過程不考慮此項負載。

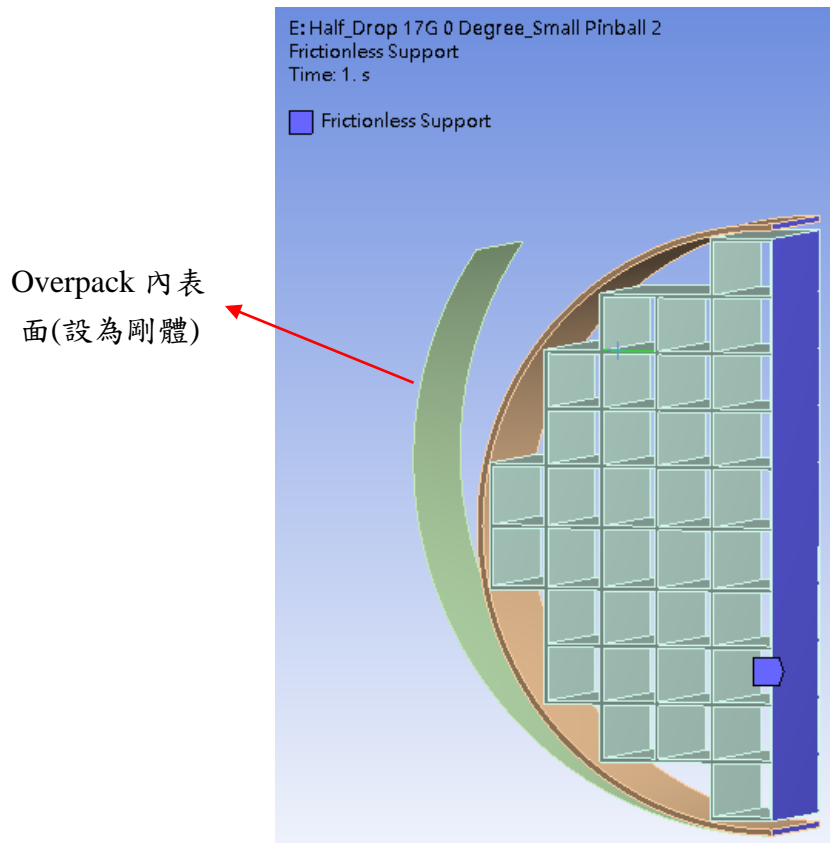
6.2 Basket 分析過程與結果

參考 HI-STAR 100 SAR[7]的分析做法，本節的 Basket 分析模型是將第四章所述的有限元素模型截取一小段來分析，針對 Side drop 0°和 Side drop 45°的負載型式所使用的模型分別如圖 24(a)、(b)所示。此模型由於對稱關係，只需以半模型進行分析，並在對稱面施加 Frictionless Support 的邊界條件，另外被撞擊的 Overpack 內表面則假設為剛體。

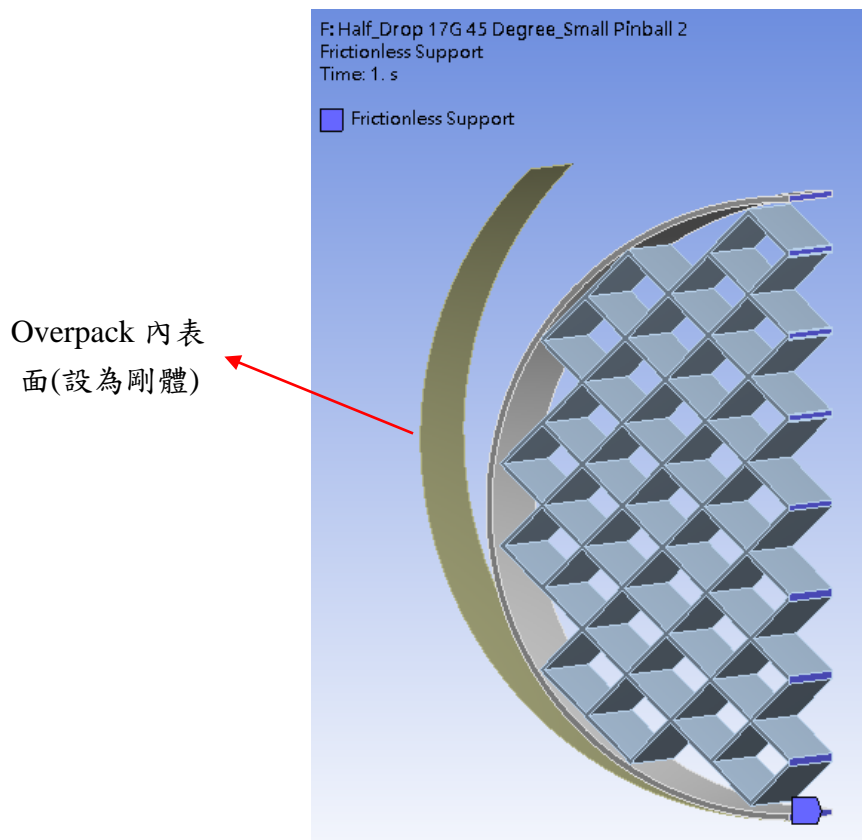
除了結構體本身質量的加速度負載外，提籃內假設滿載的用過燃料束的加速度負載亦須考慮，在此假設燃料束的加速度負載以均佈壓力的方式作用在格架的壁面上，其壓力值的大小如以下公式計算

$$p = \frac{aW}{Ll} \quad (5)$$

其中 a 為加速度與重力加速度的比值，設為 17； W 為燃料束的重量，設為 700 lb； L 為 Basket 總長度，設為 175.3 in； l 為 Basket 的 cell 寬度，設為 5.95 in。經由(5)式的計算，可得出 Side drop 0°條件下的 p 值為 11.41 psi，而將此 p 值除以 $\sqrt{2}$ 即可得出 Side drop 45°條件下的 p 值 8.07 psi。加速度負載施加方式與其他的邊界條件設定如圖 25(a)、(b)所示。



(a)



(b)

圖 24、Basket 分析模型: (a) Side drop 0° 負載型式，(b) Side drop 45° 負載型式

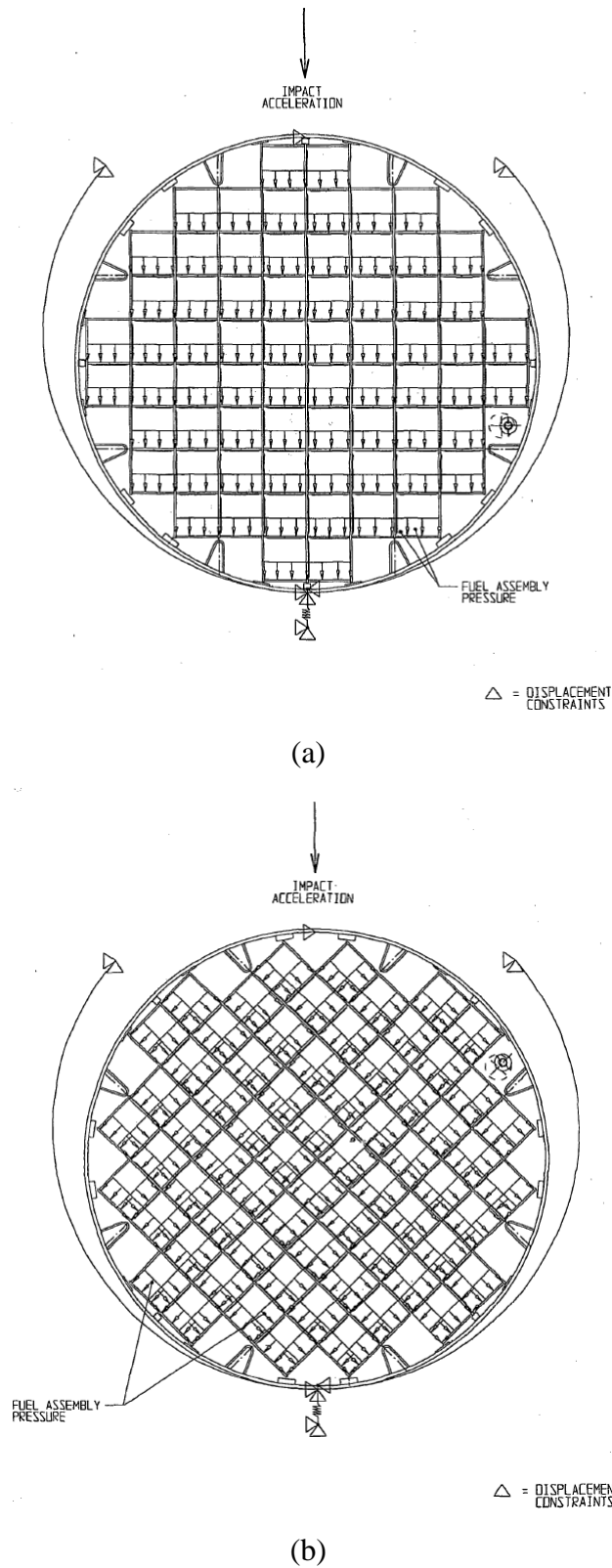


圖 25、加速度負載施加方式與其他的邊界條件設定: (a) Side drop 0°負載型式，(b) Side drop 45°負載型式

6.2.1 Case F2a

上述的模型在 Case F2a 的負載條件下，以 ANSYS 分析軟體進行計算，並找出在

Basket 的最大應力強度(stress intensity)所在位置(如圖 26 所示)，依照檢核應力的分類，沿厚度路徑方向分別求出 membrane stress P_m 以及 local membrane stress P_L 和 bending stress P_b 的總和，將上述的數據與相對應的分類應力容許值(Allowable Value)做比較，求出最小的安全係數值(Safety Factor)，結果如表 15 所示。

表 15、Basket 在 Case F2a 下的最小安全係數值

| | Calculated Value of Stress Intensity(psi) | Category | Allowable Value(psi) | Safety Factor | Safety Factor (SAR) |
|-----------------------|-------------------------------------------|-----------|----------------------|---------------|---------------------|
| Case F2a (0° drop) | 4561 | P_m | 20000 | 4.39 | 4.42 |
| | 17553 | P_L+P_b | 30000 | 1.71 | 2.42 |

在表 15 中，Basket 材質(Alloy X)的應力容許值是參考表 11 所示的應力接受準則，在 300°F 的參考溫度下該材質的設計應力強度 S_m 為 20000 psi， P_m 的容許值為 S_m ，而 P_L+P_b 的容許值為 $1.5S_m$ 。

另外，在表 15 中的最後欄位列出原 HI-STAR 100 SAR[7]中的對應安全係數值，以做為參考。

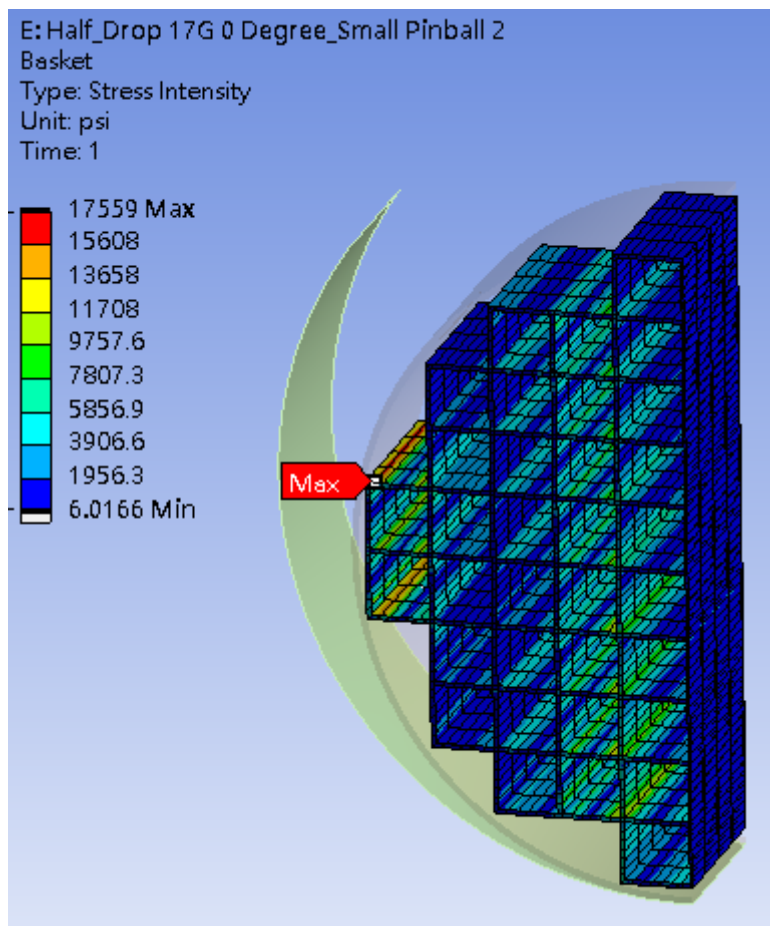


圖 26、Basket 在 Case F2a 下的最大應力強度的所在位置

6.2.2 Case F2b

依照 6.2.1 節所述的安全係數計算過程，在 Case F2b 條件下，Basket 的最大應力強度的所在位置如圖 27 所示，而其最小安全係數值則整理成如表 16 所示。

表 16、Basket 在 Case F2b 下的最小安全係數值

| | Calculated Value of Stress Intensity(psi) | Category | Allowable Value(psi) | Safety Factor | Safety Factor (SAR) |
|---------------------|-------------------------------------------|-----------|----------------------|---------------|---------------------|
| Case F2b (45° drop) | 1910 | P_m | 20000 | 10.47 | 6.15 |
| | 18180 | P_L+P_b | 30000 | 1.65 | 1.50 |

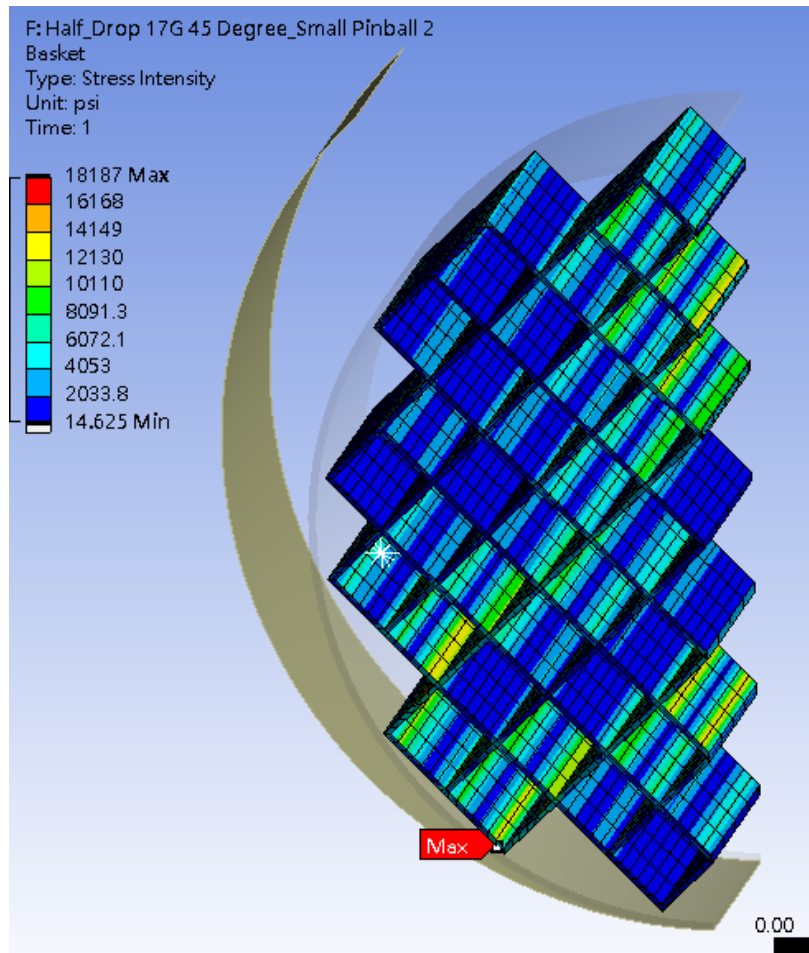


圖 27、Basket 在 Case F2b 下的最大應力強度的所在位置

6.3 MPC 分析過程與結果

在 MPC 組件的分析案例中，內壓負載和熱負載均呈對稱狀態，故可取 1/4 的 MPC 模型來進行分析。MPC 分析模型的位移邊界條件設定是在各對稱面設 Frictionless Support，以滿足對稱的條件，如圖 28 所示。內壓負載則是均佈施加在 MPC 的內表面上，包含上蓋和底板，如圖 29 所示。

至於熱負載，參考 HI-STAR 100 SAR[7]所提供的溫度資訊，在 MPC 組件的分析標的點上的溫度值設為已知，如圖 30 和表 17 所示。為獲得完整 MPC 組件的表面溫度分佈，根據表 17 所示的標的點溫度(MPC-68 欄位)，在上蓋和底板的厚度方向設為均溫，其值為上下表面點溫度的平均值，而在半徑方向則假設呈線性分佈，如圖 31 所示。而在筒身部分則以中心 I 點的溫度為準，溫度往上、下兩個方向亦假設呈線性分佈，如圖 32 所示。

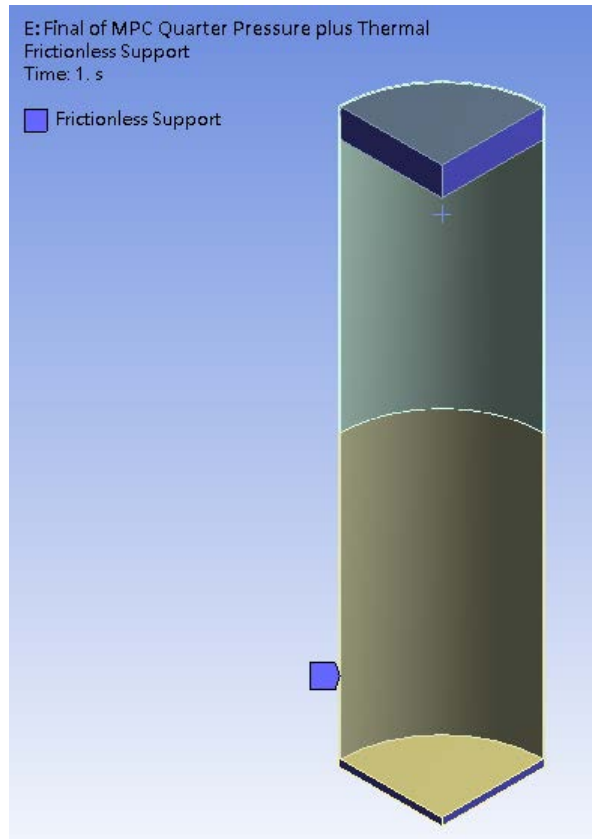


圖 28、MPC 分析模型的位移邊界條件設定

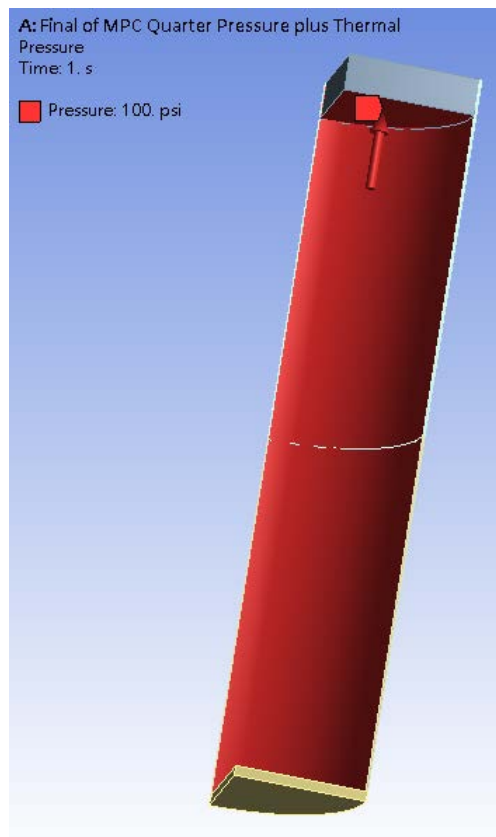


圖 29、MPC 分析模型的內壓負載設定

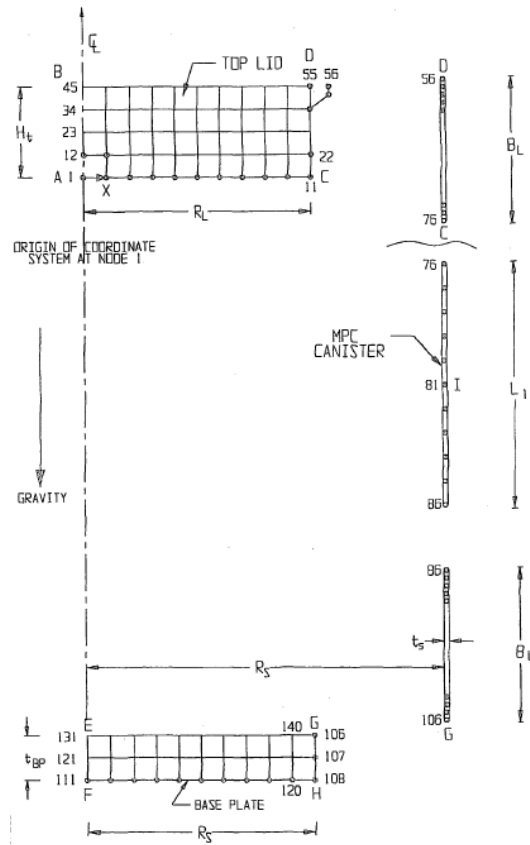


圖 30、MPC 組件的分析標的點位置(A 點至 I 點) [7]

表 17、MPC 組件的分析標的點溫度[7]

SUMMARY OF MPC HELIUM RETENTION BOUNDARY BOUNDING TEMPERATURE DISTRIBUTION DURING NORMAL STORAGE CONDITIONS

| Location | Figure 2.6.20 Designation | PWR MPCs [°F] | MPC-68 [°F] |
|---------------------------------------------|---------------------------|---------------|-------------|
| MPC Lid Inside Surface at Centerline | A | 176 | 173 |
| MPC Lid Outside Surface at Centerline | B | 171 | 169 |
| MPC Lid Inside Surface at Periphery | C | 164 | 163 |
| MPC Lid Outside Surface at Periphery | D | 162 | 161 |
| MPC Baseplate Inside Surface at Centerline | E | 301 | 260 |
| MPC Baseplate Outside Surface at Centerline | F | 295 | 256 |
| MPC Baseplate Inside Surface at Periphery | G | 267 | 239 |
| MPC Baseplate Outside Surface at Periphery | H | 267 | 239 |
| MPC Shell Maximum | I | 315 | 306 |

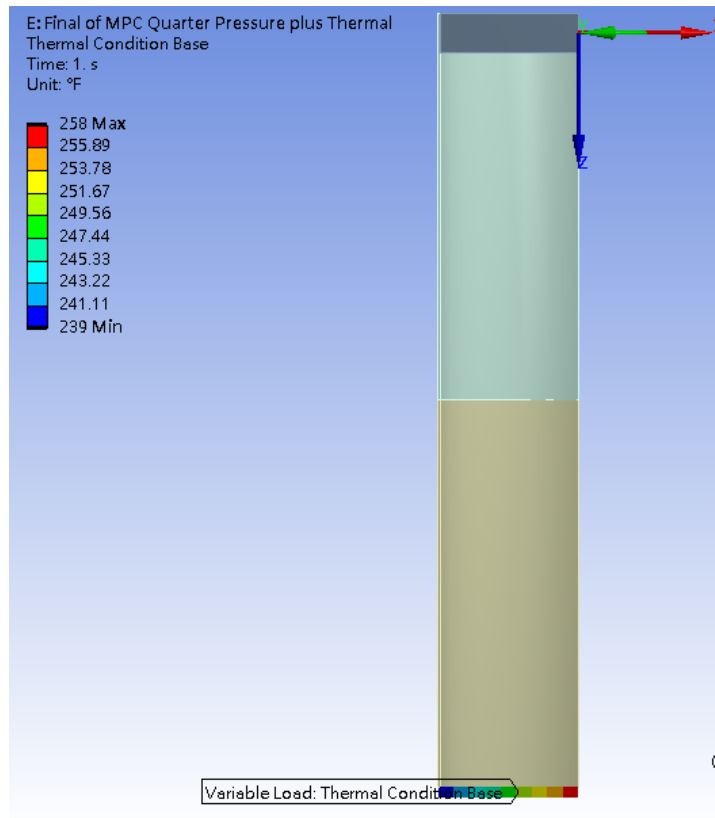
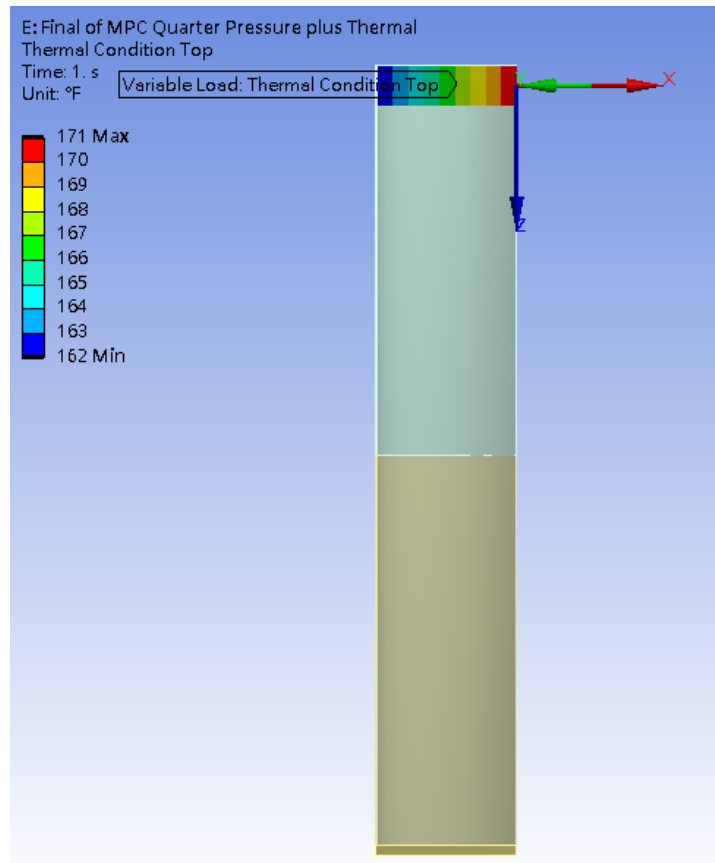


圖 31、MPC 上蓋和底板的溫度分佈設定

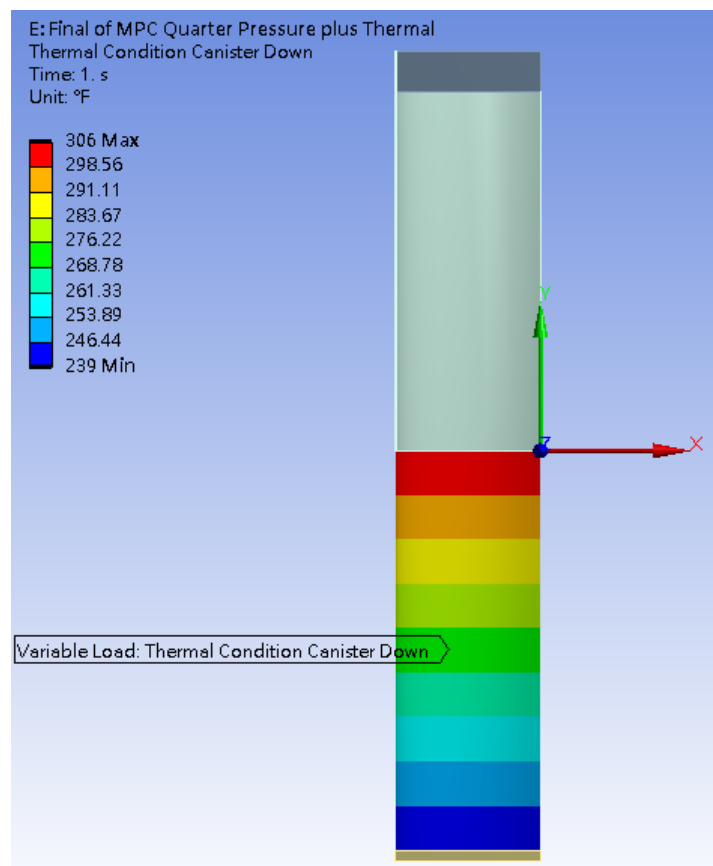
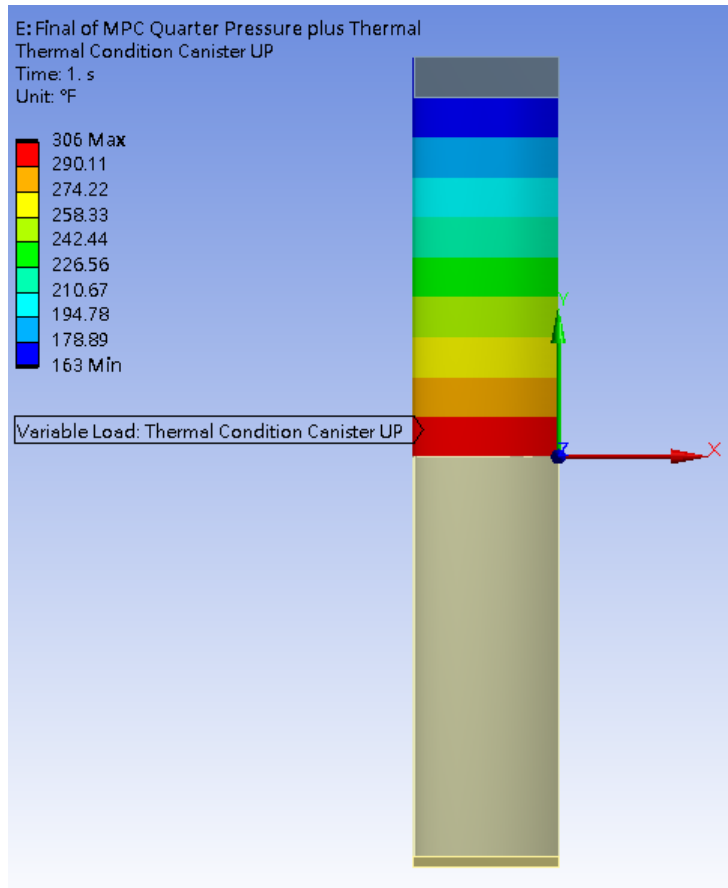


圖 32、MPC 筒身的溫度分佈設定

6.3.1 Case E1a

上述的模型在 Case E1a 的負載條件下，以 ANSYS 分析軟體進行計算，並找出圖 30 所示的各分析標的點的應力強度(stress intensity)，依照檢核應力的分類，沿厚度路徑方向分別求出 membrane stress P_m 、local membrane stress P_L 和 bending stress P_b 的總和以及 P_L 、 P_b 和 secondary stress Q 的總和，將上述的數據與相對應的分類應力容許值 (Allowable Value) 做比較，求出各分析標的點的安全係數值(Safety Factor)，結果如表 18 所示。除了標的點外，MPC 筒身鄰近與上蓋、底板的連接處附近，因為上蓋、底板在內壓負載下所造成的 bending effect，筒身受影響區域稱為 Bending Boundary Layer Region，在此區域的筒身部位需考量局部應力的影響，其安全係數值亦顯示在表 18 中。

表 18、MPC 在 Case E1a 下的各分析標的點的安全係數值

| Component Locations | Calculated Value of Stress Intensity(psi) | Category | Allowable Value(psi) | Safety Factor | Safety Factor (SAR) |
|---------------------|-------------------------------------------|-----------|----------------------|---------------|---------------------|
| Top Lid | | | | | |
| A | 1469 | P_L+P_b | 30000 | 20.42(10.21*) | 9.14 |
| Neutral Axis | 94.147 | P_m | 20000 | 212.4(106.2*) | 495 |
| B | 1636.1 | P_L+P_b | 30000 | 18.34(9.17*) | 9.34 |
| C | 859.3 | P_L+P_b | 30000 | 34.91(17.46*) | 21.8 |
| Neutral Axis | 944.2 | P_m | 20000 | 21.18(10.6*) | 13.6 |
| D | 2245.1 | P_L+P_b | 30000 | 13.36(6.68*) | 5.06 |
| Baseplate | | | | | |
| E | 18607 | P_L+P_b | 30000 | 1.61 | 1.5 |
| Neutral Axis | 468.6 | P_m | 20000 | 42.68 | 48.5 |
| F | 19493 | P_L+P_b | 30000 | 1.54 | 1.5 |
| G | 8257.8 | P_L+P_b | 30000 | 3.63 | 3.1 |
| Neutral Axis | 883.4 | P_m | 20000 | 22.64 | 8.8 |
| H | 8354.7 | P_L+P_b | 30000 | 3.59 | 3.5 |

| | | | | | |
|-------------------------------------------|--------|-------------|-------|------|------|
| Canister I | 6837.7 | P_m | 18700 | 2.73 | 2.72 |
| Upper Bending Boundary Layer Region | 7757.9 | P_L+P_b+Q | 60000 | 7.73 | 4.2 |
| | 5517.1 | P_L+P_b | 30000 | 5.44 | 2.8 |
| Lower Bending Boundary Layer Region | 27595 | P_L+P_b+Q | 60000 | 2.17 | 1.36 |
| | 7464.6 | P_L+P_b | 30000 | 4.02 | 2.82 |

在表 18 中，MPC 材質(Alloy X)的應力容許值是參考表 10 所示的應力接受準則，在 300°F 的參考溫度下該材質的設計應力強度 S_m 為 20000 psi， P_m 的容許值為 S_m ，而 P_L+P_b 的容許值為 $1.5S_m$ 、 P_L+P_b+Q 的容許值為 $3S_m$ 。而在 I 點的 S_m 則是以 400°F 的參考溫度為基準，其值為 18,700 psi。另外，在表 18 中的最後欄位列出原 HI-STAR 100 SAR 中的對應安全係數值，以做為參考。

由於 MPC 的上蓋(Top Lid)設計分成單層與雙層兩種不同設計，在總厚度相同的條件下，理論分析結果顯示雙層設計的最大應力是單層設計的兩倍，而本分析模型是以單層設計為模擬標的，因此在表 18 中的上蓋安全係數值是單層設計的結果，而括號內有 * 標示的數值則是雙層設計的結果，其值剛好是前者的 1/2，表中最後一欄所顯示的 SAR 的安全係數值亦為雙層設計的結果。

6.3.2 Case E1c

依照 6.3.1 節所述的安全係數計算過程，在 Case E1c 條件下，分析所得的各分析標的點的安全係數值整理成如表 19 所示，其中 P_L 的容許值參考表 10 為 $1.5S_m = 30,000$ psi，而在 I 點的 S_m 則是以 400°F 的參考溫度為基準，故 P_L 值為 28,100 psi。其他相關結果說明可參照 6.3.1 節所述。

表 19、MPC 在 Case E1c 下的各分析標的點的安全係數值

| Component Locations | Calculated Value of Stress Intensity(psi) | Category | Allowable Value(psi) | Safety Factor | Safety Factor (SAR) |
|-------------------------------------|-------------------------------------------|----------------------|----------------------|----------------|---------------------|
| Top Lid | | | | | |
| A | 2100.2 | P_L+P_b+Q | 60000 | 28.57(14.29*) | 12.9 |
| Neutral Axis | 554.2 | P_L | 30000 | 54.13(27.07*) | 20.4 |
| B | 999.5 | P_L+P_b+Q | 60000 | 60.03(30.02*) | 28.0 |
| C | 365.9 | P_L+P_b+Q | 60000 | 163.98(81.99*) | 30.8 |
| Neutral Axis | 1402.5 | P_L | 30000 | 21.39(10.70*) | 8.50 |
| D | 2936 | P_L+P_b+Q | 60000 | 20.44(10.22*) | 8.51 |
| Baseplate | | | | | |
| E | 20221 | P_L+P_b+Q | 60000 | 2.97 | 2.67 |
| Neutral Axis | 1090 | P_L | 30000 | 27.52 | 17.2 |
| F | 18061 | P_L+P_b+Q | 60000 | 3.32 | 3.16 |
| G | 6739 | P_L+P_b+Q | 60000 | 8.90 | 10.7 |
| Neutral Axis | 2280.7 | P_L | 30000 | 13.15 | 5.55 |
| H | 9946.7 | P_L+P_b+Q | 60000 | 6.03 | 4.95 |
| Canister | | | | | |
| I | 6379.6 | P_L | 28100 | 4.40 | 4.07 |
| Upper Bending Boundary Layer Region | 7940 5736.9 | P_L+P_b+Q P_L | 60000 30000 | 7.56 5.23 | 9.2 8.95 |
| Lower Bending Boundary Layer Region | 26753 7674.7 | P_L+P_b+Q P_L | 60000 30000 | 2.24 3.91 | 1.5 4.5 |

6.4 Overpack 分析過程與結果

Overpack 的分析案例包含內壓、加速度及熱負載等三種負載型式，考量以上負載型式在軸向呈現左右對稱，因此只需取 1/2 的 Overpack 模型來進行分析，分析模型的位移邊界條件設定是在對稱面設 Frictionless Support，以滿足對稱的條件，如圖 33 所示。內壓負載則是均佈施加在 Overpack 的內表面上，包含封蓋和底板。

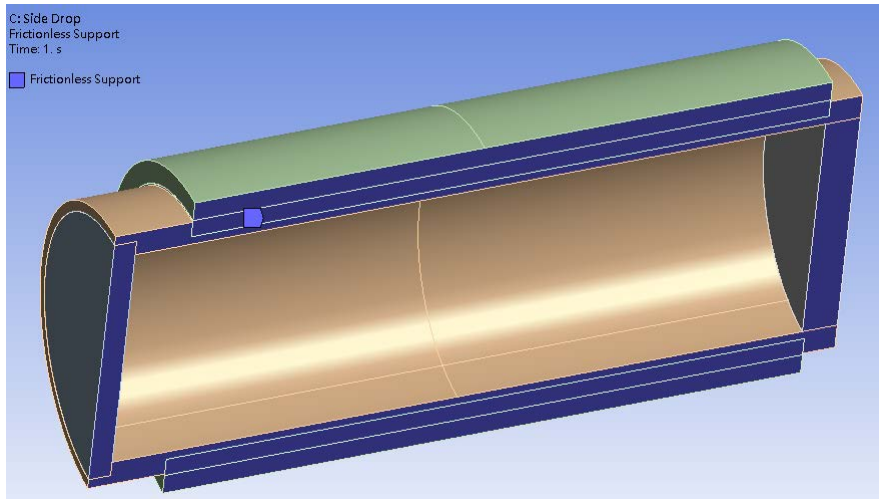


圖 33、Overpack 分析模型的位移邊界條件設定

在加速度負載的設定上，除了考慮 Overpack 本身的重量外，在墜落時作用在 Overpack 內表面的滿載用過燃料束的 MPC 重量亦納入計算。參考 HI-STAR 100 SAR 的數據，MPC 撞擊 Overpack 內表面時加速度負載所作用的區域如圖 34 所示，角度 θ 為 18° ，在撞擊區域的作用力假設為均佈壓力 P_h ，其值由 MPC 的總重力除以作用面積算出，約為 358.4 psi。

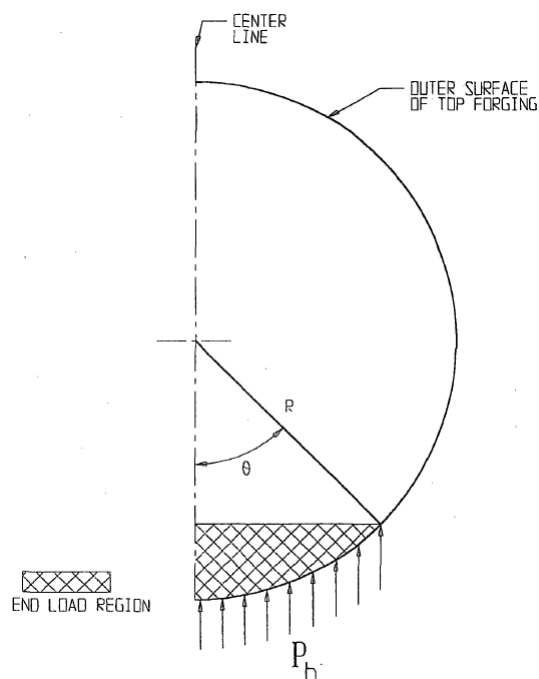


圖 34、Overpack 內表面的加速度負載作用區域[7]

至於熱負載，則參考 HI-STAR 100 SAR 中 Table 3.4.18 所提供的溫度資訊(如表 20 所示)，將溫度條件輸入至 ANSYS Steady State Thermal Model 做熱運算分析求出完整 Overpack 結構之溫度分佈，如圖 35 所示，再導入至靜態應力分析做為溫度設定條件。

表 20、護箱系統的溫度分佈資訊[7]

MPC-68 NORMAL HORIZONTAL TRANSPORT CONDITION
HI-STAR SYSTEM COMPONENTS TEMPERATURE [°F] SUMMARY

| | MPC Basket Axial Mid-Length | MPC Basket Axial Ends |
|--------------------------|-----------------------------------|--------------------------|
| Overpack enclosure shell | 217 | 146 |
| Overpack inner shell | 282 | 161 |
| MPC shell | 306 | 163 |
| Basket periphery | 365 | 164 |
| Basket center | 697 | 175 |

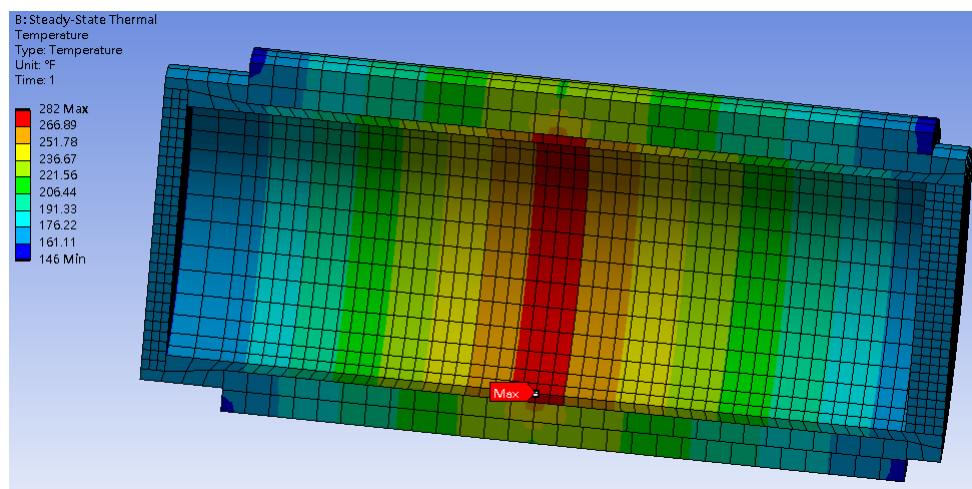


圖 35、Overpack 結構之溫度分佈計算結果

6.4.1 Case 1

上述的模型在 Case 1 的負載條件下，以 ANSYS 分析軟體進行計算，所得出的 Overpack 應力強度分佈圖如圖 36 所示，並找出各主要組件的最大應力強度(stress intensity)，依照檢核應力的分類，沿厚度路徑方向求出 local membrane stress P_L 、

bending stress P_b 和 secondary stress Q 的總和，將上述的數據與相對應的分類應力容許值 (Allowable Value) 做比較以求出其最小的安全係數值 (Safety Factor)，結果如表 21 所示。其中鋼材 SA350 在 300°F 的參考溫度下的設計應力強度 S_m 為 22200 psi，而鋼材 SA203 的 S_m 為 23300 psi， P_L+P_b+Q 的容許值則皆為 $3S_m$ 。

在此須強調的是在 Case 1 的負載組合中包含有 Fabrication load (製造負載)，然而本次分析卻未納入計算。根據 HI-STAR 100 SAR 的說明，Overpack 的筒身為多層包覆結構，層間的焊接部位是造成 Fabrication load 的來源，其所影響的區域是在筒身部分，分析 Fabrication load 造成的應力強度數值如表 22 所示。在此將直接引用前述的 Fabrication stress intensity 數據，保守選取最大的應力強度值，將之疊加到本次分析的結果做應力檢核，計算出最小的安全係數。

另外在表 21 的 Component 欄位中，括號內的說明代表該組件的材質，其應力容許值是參考表 10 所示的應力接受準則，以 300°F 為參考溫度，材質的設計應力強度 S_m ， P_L+P_b+Q 的容許值為 $3S_m$ 。

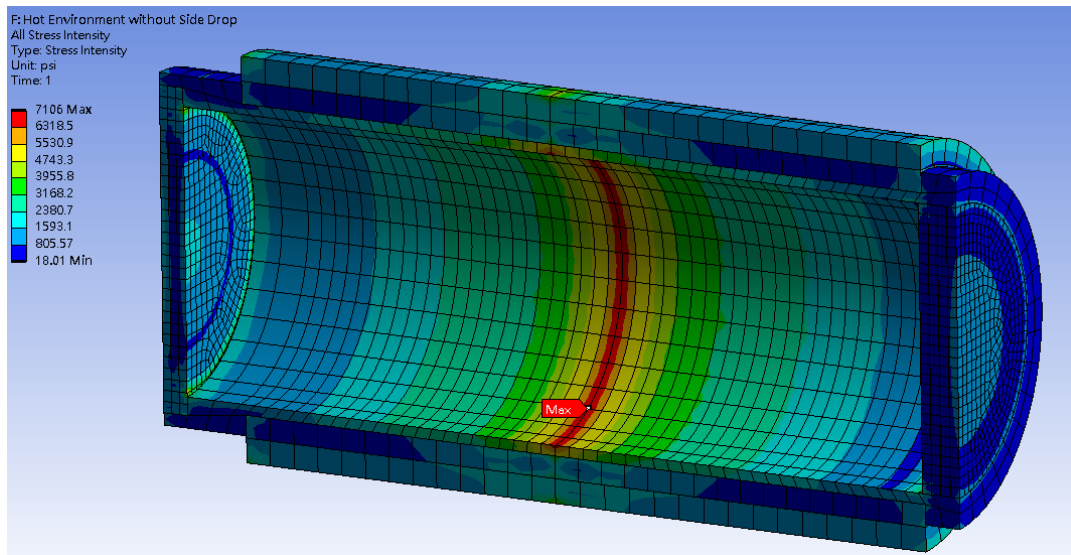


圖 36、Overpack 在 Case 1 下的應力強度分佈圖

表 21、Overpack 在 Case 1 下的各組件的最小安全係數值

| Component | Calculated Value of Stress Intensity(ksi) | Fabrication Stress Intensity(ksi) | Sum (ksi) | Category | Allowable Value(ksi) | Safety Factor | Safety Factor (SAR) |
|-------------------------|-------------------------------------------|-----------------------------------|-----------|-----------------------------------|----------------------|---------------|---------------------|
| Lid (SA350) | 6665 | NA | 6665 | P _L +P _b +Q | 66600 | 9.99 | 2.14 |
| Inner Shell (SA203-E) | 7106 | 16270 | 23376 | P _L +P _b +Q | 69900 | 2.99 | 2.69 |
| Baseplate (SA350) | 5176 | NA | 5176 | P _L +P _b +Q | 66600 | 12.87 | 1.81 |
| Enclosure Shell (SA350) | 4768 | 11200 | 15968 | P _L +P _b +Q | 66600 | 4.17 | 1.97 |

表 22、Overpack 筒身部分的製造應力強度[7]

| Fabrication Stresses in Overpack Shells - Minimum Safety Factors (Level A Service Condition at Assembly Temperature) | | | |
|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------|----------------------------|---------------|
| Item | Value (ksi) | Allowable (ksi) (Note3) | Safety Factor |
| First Intermediate Shell (Note 1) | 11.22 | 52.5 | 4.68 |
| Fourth Intermediate Shell (Note 1) | 7.79 | 52.5 | 6.74 |
| Inner Shell Mid Plane (Note 2) | 10.6 | 69.9 | 6.59 |
| Inner Shell Outer Surface (Note 2) | 16.27 | 69.9 | 4.30 |

6.4.2 Case 3

依照 6.4.1 節所述的安全係數計算過程，在 Case 3 條件下，Overpack 的應力強度分佈圖如圖 37 所示，而其最小安全係數值則整理成如表 23 所示。

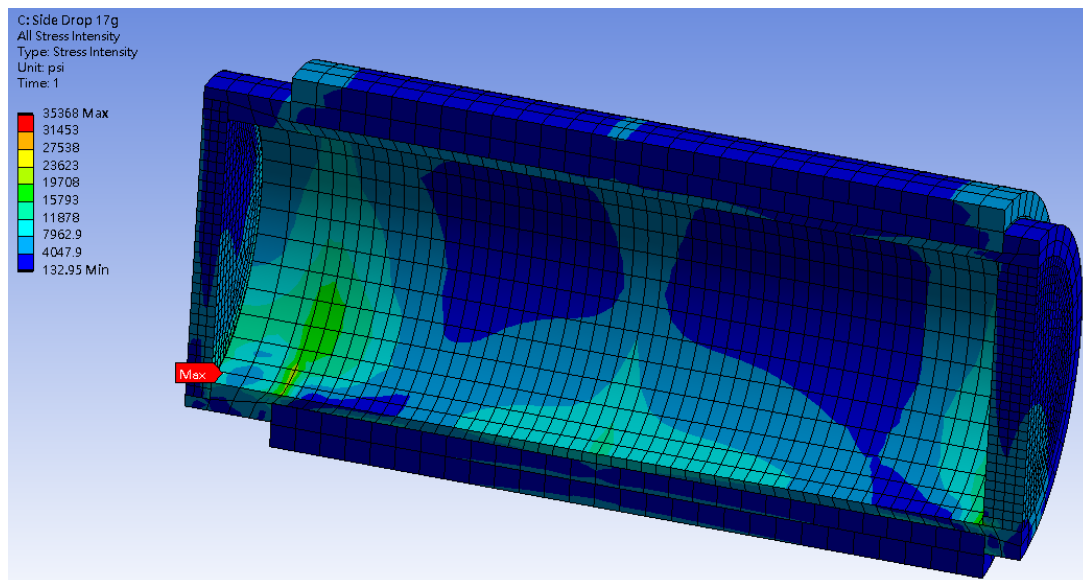


圖 37、Overpack 在 Case 3 下的應力強度分佈圖

表 23、Overpack 在 Case 3 下的各組件的最小安全係數值

| Component | Calculated Value of Stress Intensity(psi) | Fabrication Stress Intensity(psi) | Sum (psi) | Category | Allowable Value(psi) | Safety Factor | Safety Factor (SAR) |
|-------------------------|-------------------------------------------|-----------------------------------|-----------|-------------|----------------------|---------------|---------------------|
| Lid (SA350) | 35368 | NA | 35368 | P_L+P_b+Q | 66600 | 1.88 | 1.90 |
| Inner Shell (SA203-E) | 26886 | 16270 | 43156 | P_L+P_b+Q | 69900 | 1.62 | 2.84 |
| Baseplate (SA350) | 29957 | NA | 29957 | P_L+P_b+Q | 66600 | 2.22 | 1.68 |
| Enclosure Shell (SA350) | 8096 | 11200 | 19296 | P_L+P_b+Q | 66600 | 3.45 | 1.88 |

第七章、假想設施結構安全評估報告精要及審查要項

針對假想乾貯設施的結構評估要項，包含假想廠房和護箱系統，前述各章已說明本報告所採用的分析方法以及其評估結果。本章則擬以報告審查的觀點，針對前述的結構評估內容以簡要的安全評估報告形式提出審查要項建議，以及對照審查導則的相關項目查核整理成表格形式，以做為管制單位未來依據審查導則所進行的安全分析報告審查工作的參考。以下分別針對本報告所述的假想廠房和護箱系統的結構評估內容說明審查結

果與建議。

7.1 安全評估報告精要

7.1.1 假想廠房部分

本報告只針對廠房無關貯存護箱設計的地上建築物部分，以「建築物耐震設計規範及解說」[10]進行結構分析。所評估的廠房結構為一假想設計，除了廠房的外型尺寸外，其梁、柱、牆等主要結構組件的斷面尺寸皆為經初步估算後的假定值，有了這些主要結構組件的設計資訊後，即可執行結構評估的各項工作。評估方法是依據假想廠房的載重與負載組合規定，利用 SAP2000 有限元素結構分析程式，執行結構靜力分析與地震力動力分析。在地震力分析部分，以「建築物耐震設計規範及解說」[10]的場址設計地震力來評估地震力大小；另廠房結構分析部分，則以「混凝土結構設計規範」[17]之強度設計法來計算廠房結構各構件的主要受力大小，以檢核是否符合法規要求。

針對前述的假想廠房結構評估內容，有以下的審查結果與建議

1. 依據管制單位所頒布的「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」[5]，乾貯設施的遮蔽用地上建築物，除配合貯存護箱之設計性能要求外，至少需依照內政部「建築物耐震設計規範及解說」進行結構設計。本報告所分析的假想廠房用途設定為遮蔽用地上建築物，且不考慮貯存護箱之設計組件，其分析結果可做為廠房結構設計的參考。

審查要項建議：廠房結構設計，除了配合貯存護箱之設計組件外，應依照「建築物耐震設計規範及解說」的規定進行審查。

2. 在結構物耐震分析中，包含未來若需執行護箱基座及本體之耐震分析時，若選用時間歷時分析法進行，則須計算地震力負載的加速度時間歷時數據，而此數據需由地震反應譜經頻譜轉換後求出。由於求出的人工地震加速度時間歷時結果並非唯一解，因此結果需符合 NUREG-0800 SRP 3.7.1[14]的檢核標準。在本報告的 3.3 節中，已說明依據 SRP 3.7.1 所規定的頻譜轉換做法以及檢核規定，求出合格的人工地震加速度時間歷時數據。

審查要項建議:在結構物耐震分析中，包含未來若需執行護箱基座及本體之耐震分析時，若選用時間歷時分析法進行，須說明其人工地震加速度時間歷時結果符合法規要求。

7.1.2 護箱系統部分

本報告以 HI-STAR 100 護箱系統為分析標的，根據 HI-STAR 100 SAR[7]中的結構評估內容的架構與標準來進行結構分析。評估方法是依據 HI-STAR 100 護箱系統的設計資訊，包含主要組件的尺寸、材質等，以 ANSYS 分析軟體建立 3D 有限元素模型，並以現有文獻可供驗證的理論公式解進行比較驗證。初步證明模型的正確性後，以 SAR 中部分的負載組合為分析案例，分析的主要負載型式包含內壓、熱以及墜落造成的加速度負載等，而製造負載所造成的應力強度則直接引用 SAR 中的數據。根據表 14 所列的分析案例說明，分別針對護箱系統的主要組件：燃料提籃(Basket)、密封鋼筒(MPC)以及外層護箱(Overpack)在不同的負載組合下，以 ANSYS 分析軟體來進行結構分析，並依據 ASME[12]規範所定義的應力分類與接受準則對分析結果進行檢核，計算出組件重要位置的安全係數值，檢核結果顯示出各組件在分析的負載組合下，其安全係數值皆能滿足規範的要求。

針對前述的護箱系統結構評估內容，有以下的審查結果與建議

1. 本報告護箱系統的結構分析所使用的工具是有限元素法，並以商用軟體 ANSYS 來執行。在分析模型的正確性驗證上，本報告利用現有文獻中的簡易力學問題的理論公式解來做驗證說明，可初步證明分析模型的正確性。雖然可供驗證的實際案例稀少，但是分析模型的驗證仍有必要說明。

審查要項建議:以數值方法(例如:有限元素法)來執行結構分析時，分析模型需說明驗證的過程與結果。

2. 在 MPC 熱負載的溫度設定上，根據表 17 所示的標的點溫度，在上蓋和底板的厚度方向設為均溫，其值為上下表面點溫度的平均值，而在半徑方向則假設呈線性分佈。而在筒身部分則以中心點的溫度為準，溫度往上、下兩個方向亦假設呈線性分佈。此種溫度的線性分佈在力學上是常見的假設，若有其他證明的方式(例如:實驗數據、熱流分析結果)可驗證線性溫度分佈的合理性則更有說服力。

審查要項建議：熱負載的溫度分佈設定資訊的來源需有合理性的說明。

3. 在墜落造成的加速度負載上，參考 HI-STAR 100 的結構評估報告，設計加速度值是依據 LS-DYNA 程式和實驗分析比較所得的最大衝擊力(impact load) g 值訂出，以此 g 值做為準靜態分析的負載值，可取得較保守的分析結果。本報告在進行分析時，是以等效壓力(equivalent pressure)代替衝擊負載(impact load)來執行準靜態分析，其設計加速度值為 17g。另外在 Overpack 的側向墜落分析中，滿載用過燃料束的 MPC 撞擊 Overpack 內表面時的加速度負載作用的區域如圖 34 所示，角度 θ 為 18° ，在撞擊區域的作用力假設為均佈壓力，其值由 MPC 的總重力除以作用面積算出，約為 358.4 psi。加速度負載的大小與作用區域通常需以複雜的結構動態分析或者是實驗結果來取得，本報告直接引用 HI-STAR 100 SAR 的加速度負載數據來做分析堪稱合理。

審查要項建議：加速度負載的設定需說明其來源及合理性。

4. 在 Overpack 的負載組合中包含由製造負載所造成的應力，在本報告中並未分析此製造應力的大小，而是直接引用 HI-STAR 100 SAR 的製造應力數據，疊加至其他負載的應力總和中來計算安全係數值。Overpack 的筒身多層結構特性，在各中間層銲接過後的冷卻收縮，將鄰近兩層彼此拉近以致製造應力的產生。在評估製造應力大小時，因為目標在於各層的薄膜應力(membrane stress)，並不需要直接計算複雜的銲接殘留應力，故可用保守的方式，假定應力的產生是將各中間層拉近，同時以有限元素法來做分析取得製造應力值。

審查要項建議：負載組合中若包含製造負載，則需了解其製造應力的計算過程，確認其計算假設之合理性。

5. 分析的負載組合中通常包含不只一種負載型式，各負載型式所造成的應力強度(stress intensity)若用疊加方式求其應力強度的總和，則不符合應力疊加的物理意義。因為適用應力疊加原理的應力類別為 6 個應力分量(3 個正應力、3 個剪應力)，由此 6 個應力分量求出主應力(principal stress)後，再經公式求出應力強度，因此有可能負載型式 A 所造成的主應力方向與負載型式 B 不同，同時最大應力發

生的位置也可能不同。本報告的分析方法是將所有負載組合的負載型式合併在一個模型中計算，因此沒有應力疊加原理適用性的問題。

審查要項建議：負載組合中包含不只一種負載型式時，若用疊加方式求取各負載型式所造成的應力強度總和，須注意其計算流程之合理性。

7.2 審查導則查核項目

本節將前述各章的平行驗證研究內容與成果，對照審查導則的相關項目查核整理成如表 24 所示，以供管制單位未來依據審查導則所進行的安全分析報告審查工作的參考。

表 24、審查導則查核項目整理

| 三、設施之設計基準 | 本研究章節 |
|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| <p>(二) 構造安全設計</p> <p>1. 乾式貯存設施位於核能電廠場址內者，設施基座及貯存護箱之耐震設計，應參照反應器廠房耐震設計基準(Design Basis Earthquake, DBE)設計。該設施遮蔽用地上建築物，除配合貯存護箱之設計性能要求外，至少需依照內政部「建築物耐震設計規範及解說」進行結構設計。</p> | <p>乾式貯存設施的廠房結構設計除了配合貯存護箱之設計組件(例如:護箱基座)外，其地上建築物係依照「建築物耐震設計規範及解說」的規定進行結構設計安全評估。</p> <p>第三章說明假想廠房的結構設計，包含符合「建築物耐震設計規範及解說」規範要求的設計地震力，另外也依據核一廠的 FSAR 反應譜來訂定 DBE 設計地震力，未來若需執行護箱基座及本體之耐震分析時，此 DBE 地震力為考量的設計地震力之一。</p> |
| <p>七、結構評估</p> | |
| <p>(一) 貯存護箱在正常運作之載重組合下，符合美國機械工程師協會(American Society of Mechanical Engineers, 簡稱 ASME)出版之鍋爐及壓力容器規範(Boiler and Pressure Vessel Code, 簡稱 BPVC)或其他同等級核能工業標準與規範、建築法、建築技術規則等法規，並具有足夠之安全餘裕。</p> | <p>第六章說明在各種載重組合下，分別針對貯存護箱系統的燃料提籃(Basket)、密封鋼筒(MPC)、外層護箱(Overpack)的主要組件進行應力分析，並詳細說明分析方法與相關計算的假設，最後根據 ASME BPVC 規範所要求的應力分類與接受準則進行應力檢核，評估結果均顯示各組件的安全係數均高於 1，顯示其具有足夠之安全餘裕。</p> |
| <p>(四) 乾式貯存設施位於核能電廠場址內者，其設施耐震評估應採用與核能電廠終期安全分析報告一致之設計基準地震值。</p> | <p>本研究僅針對乾貯設施的廠房結構進行耐震評估。而根據審查導則的規定，廠房結構設計除了配合貯存護箱之設計組件(例如:護箱基座)外，其地上建築物可依照「建築物耐震設計規範及解說」的規定進行耐震評估。</p> |

| | |
|-----------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| | 第五章除了依照「建築物耐震設計規範及解說」的規定進行廠房的耐震評估外，另外也依據第三章所求出的 DBE 設計地震力進行廠房耐震評估，以了解兩者之間的差異，未來若需執行護箱基座及本體之耐震分析時，此 DBE 地震力為考量的設計地震力之一。 |
| (七) 結構評估計算書需留存備查，並經第三方公正機關(構)平行驗證，評估結果與設計基準及法規限值，需經經營者自行檢核，並確認其保守性。計算書及平行驗證報告經要求者應提報備查。 | 本研究的範圍不包含品質保證計畫，故無計算書之準備與備查工作，得予免檢；但各項分析細節已詳述於本研究報告中，符合導則要求留存備查之精神(所有資訊皆有完整分析記錄且具可索引性)。 |

第八章、結論

本報告針對乾貯假想設施的廠房與護箱系統進行結構評估的平行驗證，並根據評估結果提出審查建議。

在廠房部分，依照「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」[5]的要求，以「建築物耐震設計規範及解說」[10]規定進行結構分析。依據廠房外型尺寸以及梁、柱、牆等主要結構組件的斷面尺寸的假定值，以 SAP2000 軟體建立有限元素分析模型，並依法規要求選定相關的負載組合與載重型式進行結構靜力分析與地震力動力分析，假想設施廠房設計之外型與特徵尺寸，設計出的梁、柱、牆，可滿足「建築物耐震設計規範及解說」與「混凝土結構設計規範」等規範要求，同時亦可符合「用過核子燃料室內乾式貯存設施安全分析報告審查導則」要求。

在護箱系統部分，以 HI-STAR 100 護箱系統為分析標的，根據 HI-STAR 100 SAR[7]中的結構評估內容的架構與標準來進行結構分析。評估方法是依據 HI-STAR 100 護箱系統的設計資訊，包含主要組件的尺寸、材質等，以 ANSYS 分析軟體建立 3D 有限元素模型，並以現有文獻可供驗證的理論公式解進行比較驗證。初步證明模型的正確性後，以 SAR 中部分的負載組合為分析案例，分析的主要負載型式包含內壓、熱以及墜落造成的加速度負載等，而製造負載所造成的應力強度則直接引用 SAR 中的數據。根據每個負載組合案例的分析結果，分別針對護箱系統的主要組件：燃料提籃

(Basket)、密封鋼筒(MPC)以及外層護箱(Overpack)等，依據 ASME[12]規範所定義的應力分類與接受準則進行檢核，檢核結果顯示出各組件的安全係數值皆能滿足規範的要求。

針對前述的結構評估方法與結果，本報告另以報告審查的觀點，以簡要的安全評估報告形式提出審查要項建議，以做為管制單位未來依據審查導則所進行的安全分析報告審查工作的參考。

以上對室內乾貯設施假想廠房與護箱系統的結構評估技術研究成果，可提供給管制單位做為未來修訂相關審查規範的參考依據，並精進對國內室內乾貯設施的安全分析報告的審查技術能力。然而本研究並未涵蓋安全分析報告中所有的結構評估項目，未來可視審查作業的需求，再針對特定項目或是特定的分析技術進行更深入的研究，以求完備管制單位對未來國內室內乾貯設施之審查作業與能力，並達到符合國際水準的目標。

參考文獻

1. 許榮鈞等人，“108年核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究”計畫書，108年1月。
2. 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。
3. 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。
4. 行政院原子能委員會，“申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則，”108年1月。
5. 行政院原子能委員會，“用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則，”108年1月。
6. 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。
7. Holtec International, “Safety Analysis Report on the HI-STAR 100 Cask System,” Non-Proprietary Version, 2010.
8. 台灣電力股份有限公司，“核能一廠除役計畫環境影響評估報告書，”初稿，106年12月。
9. 葉宗洸等人，“除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存安全管制技術，子計畫二：除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存之結構及密封管制技術研析，”期末報告，106年12月。
10. 內政部，“建築物耐震設計規範及解說，”民國100年。
11. Code requirements for nuclear safety-related concrete structures (ACI 349-13) and commentary, 2015.
12. ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Subsection NB & NG, 2010.
13. Damping Values for Seismic Design of Nuclear Power Plants, REGULATORY GUIDE 1.61, U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, R1, March, 2007.

14. NUREG-0800, Standard Review Plan, Section 3.7.1, December 2014.
15. NUREG-0800, Standard Review Plan, Section 3.8.4, September 2013.
16. 核一廠最終安全分析報告(FSAR)，1988年。
17. 內政部，"混凝土結構設計規範"，民國100年。
18. SAP2000 V21, Computers and Structures, Inc., 2019.
19. Kaul M. K., "Stochastic characterization of earthquakes through their response spectrum",
Earthquake Engineering& Structural Dynamics, Vol.6, pp.497-509, 1978.
20. S. P. Timoshenko and J. N. Goodier, Theory of Elasticity, McGraw-Hill, 1970.
21. 交通部，"公路橋梁耐震設計規範"，民國107年。

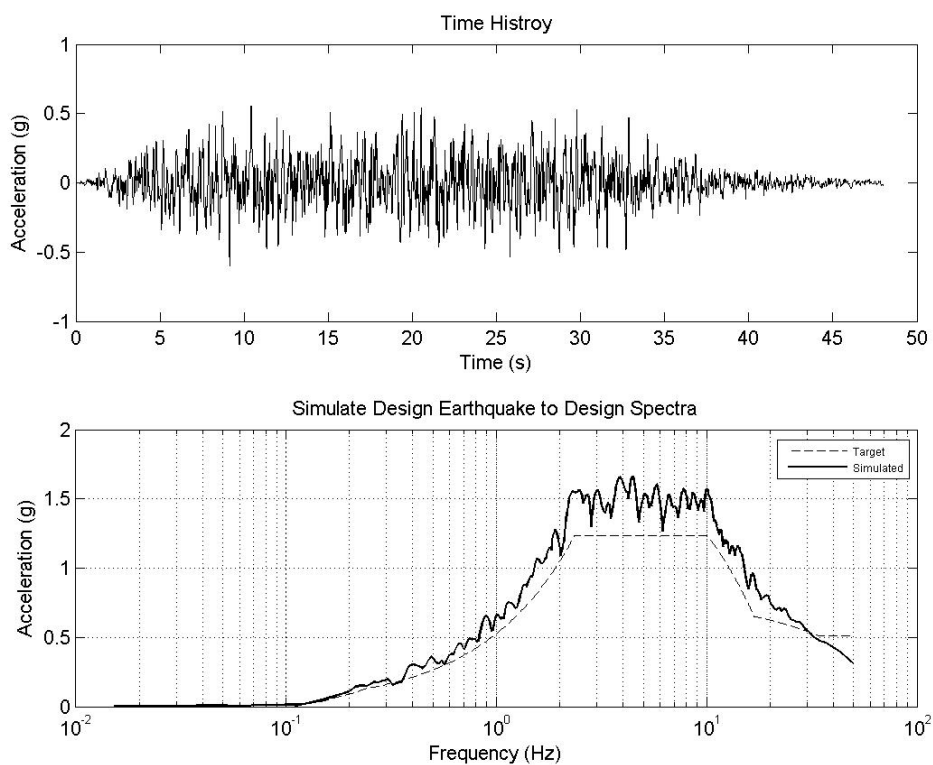
附錄、人工地震加速度時間歷時結果檢核

由核一廠的設計基礎地震(DBE)反應譜，經由頻譜轉換得出的三組人工地震加速度時間歷時結果 DBE-1、DBE-2、DBE-3(包括 2 水平向及 1 垂直向)，依據 SRP 3.7.1[14] 規範之檢核規定進行檢核，其過程及結果說明如下。

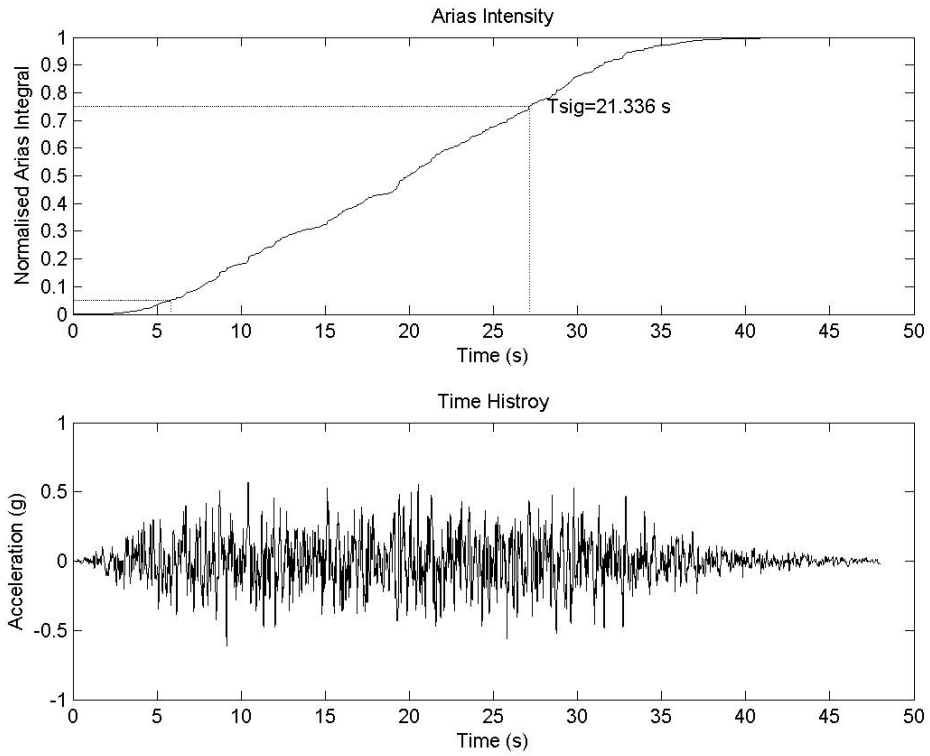
A、 DBE-1 人工地震歷時檢核

A.1 DBE-1 人工地震歷時 X 方向檢核

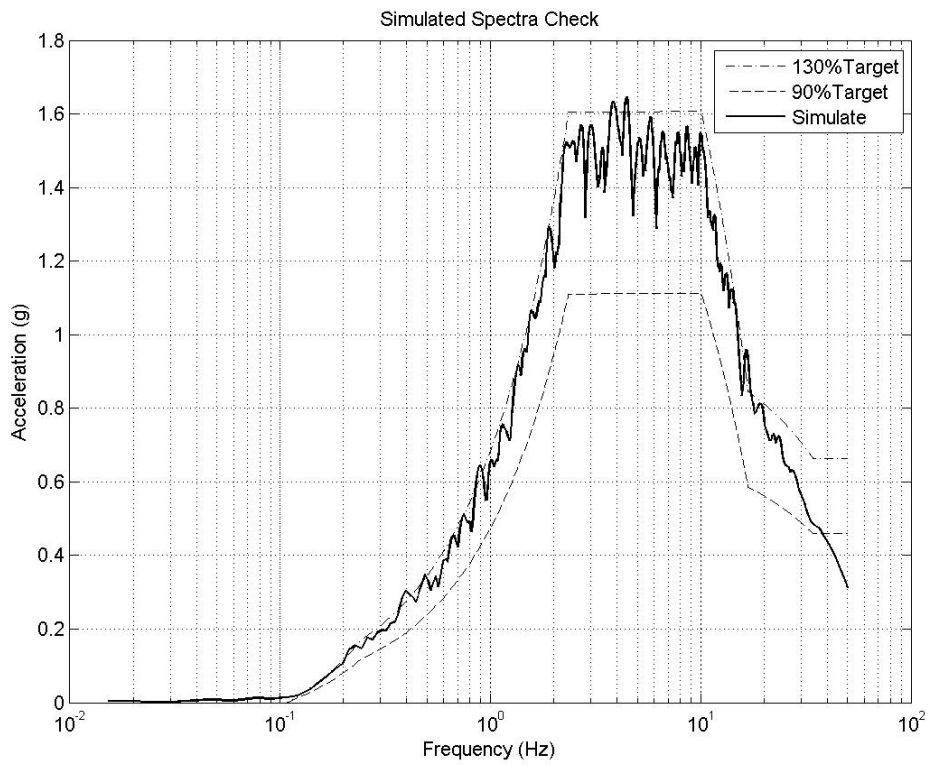
(a) 人工歷時與人工反應譜



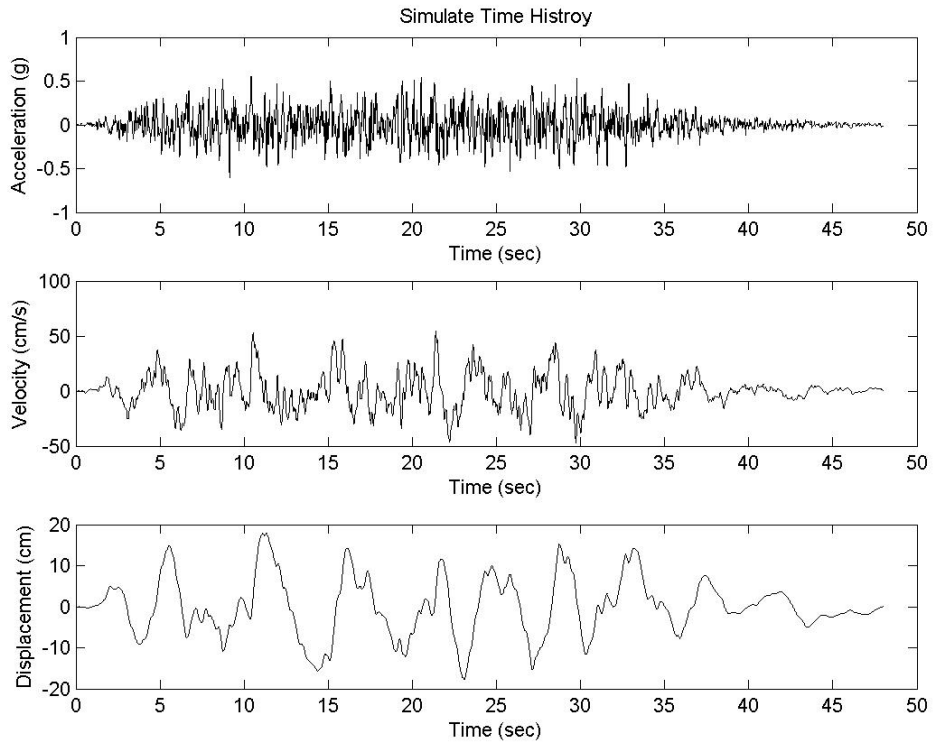
(b) 強震延時檢核



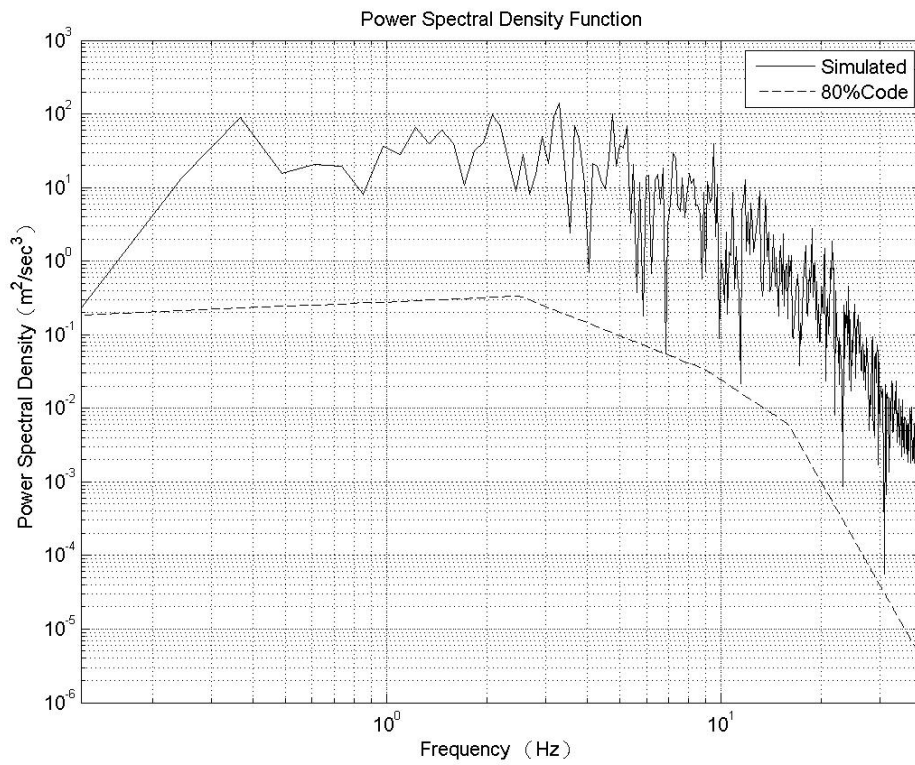
(c) 反應譜檢核



(d) 歷時基線檢核

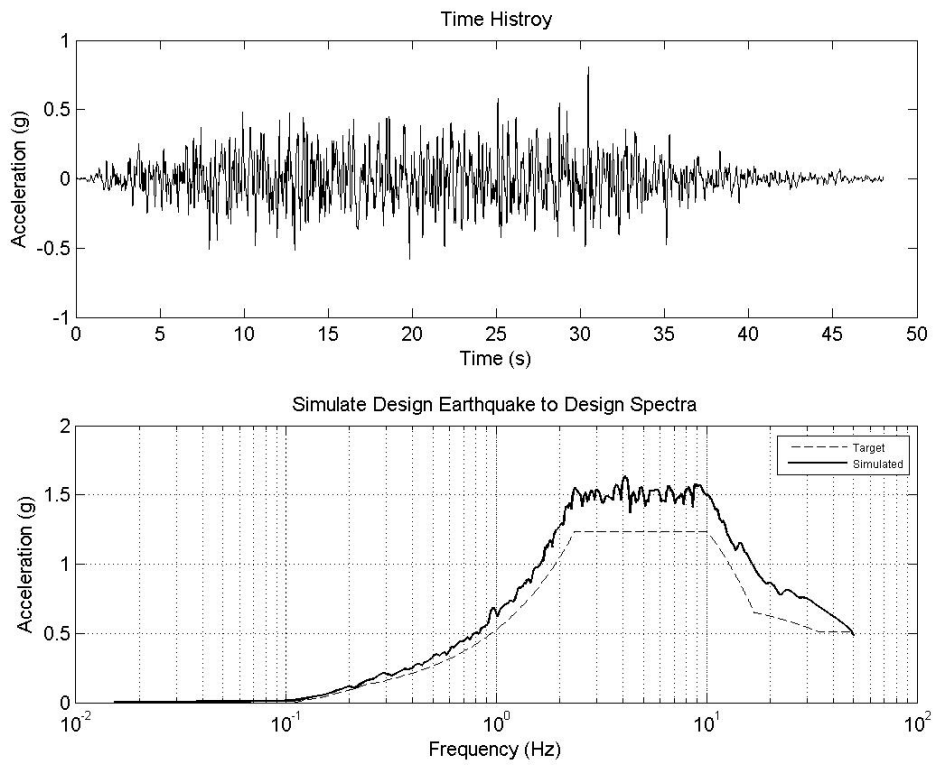


(e) 功率譜密度檢核

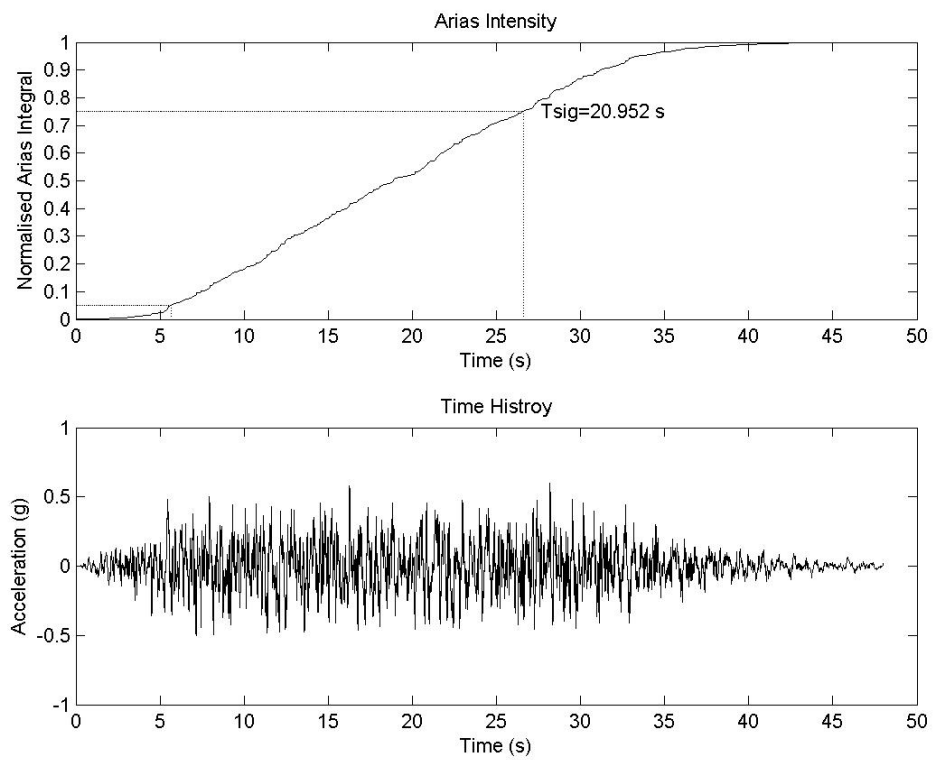


A.2 DBE-1 人工地震歷時Y方向檢核

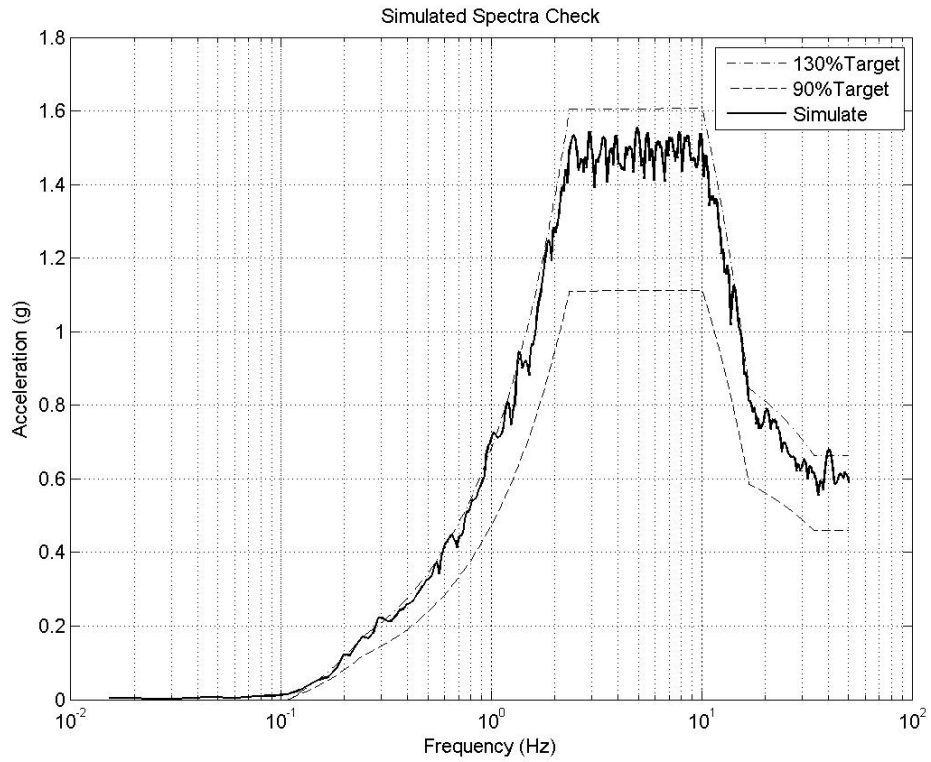
(a) 人工歷時與人工反應譜



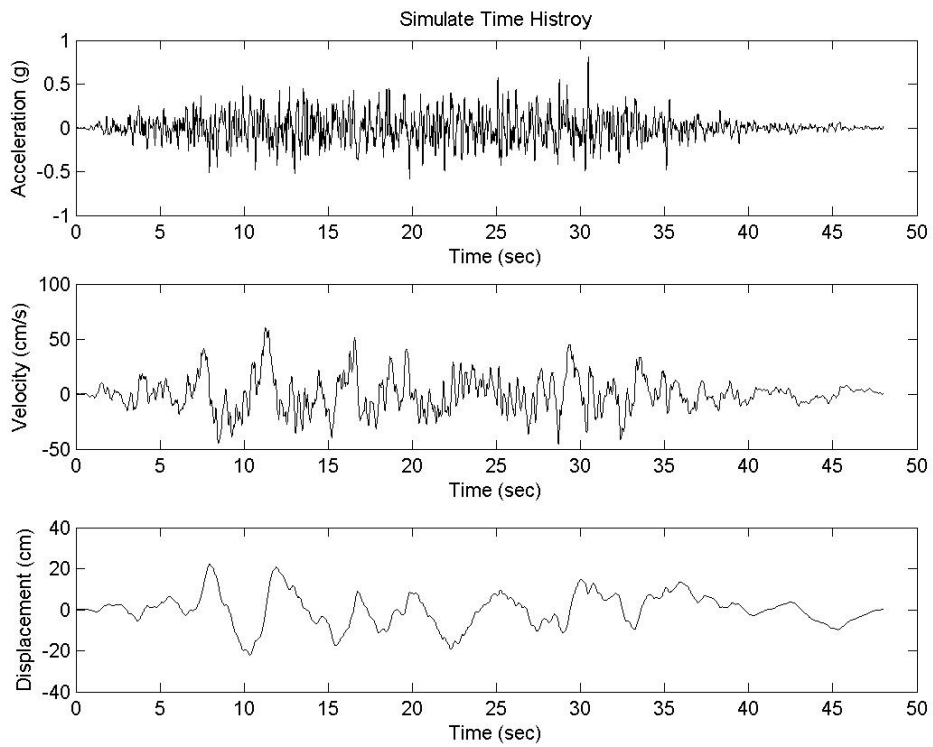
(b) 強震延時檢核



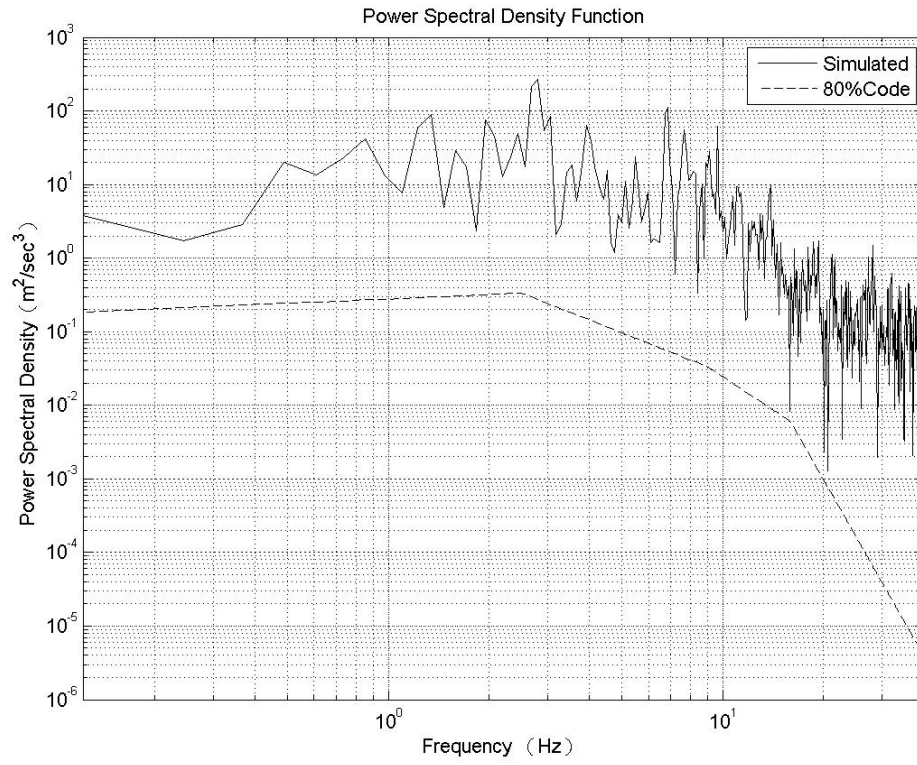
(c) 反應譜檢核



(d) 歷時基線檢核

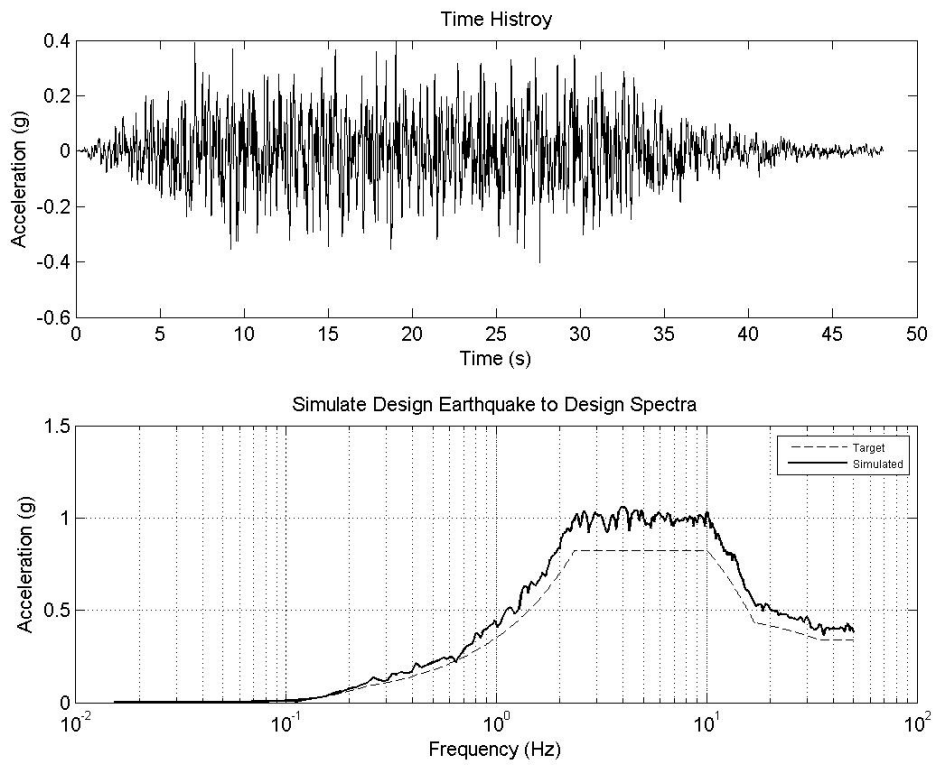


(e) 功率譜密度檢核

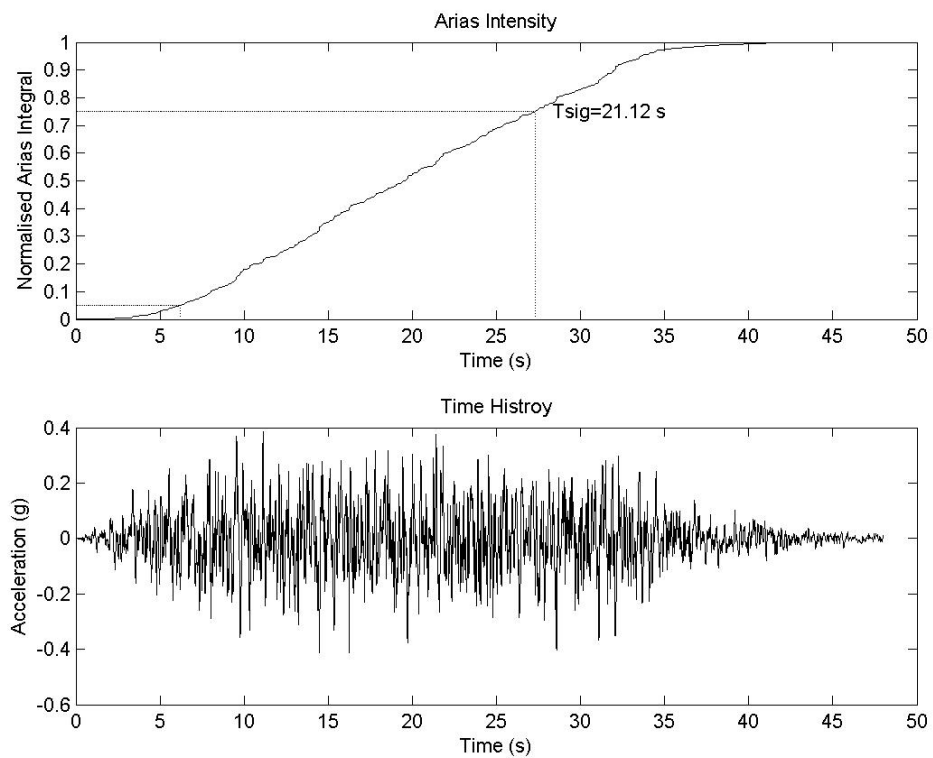


A.3 DBE-1 人工地震歷時Z方向檢核

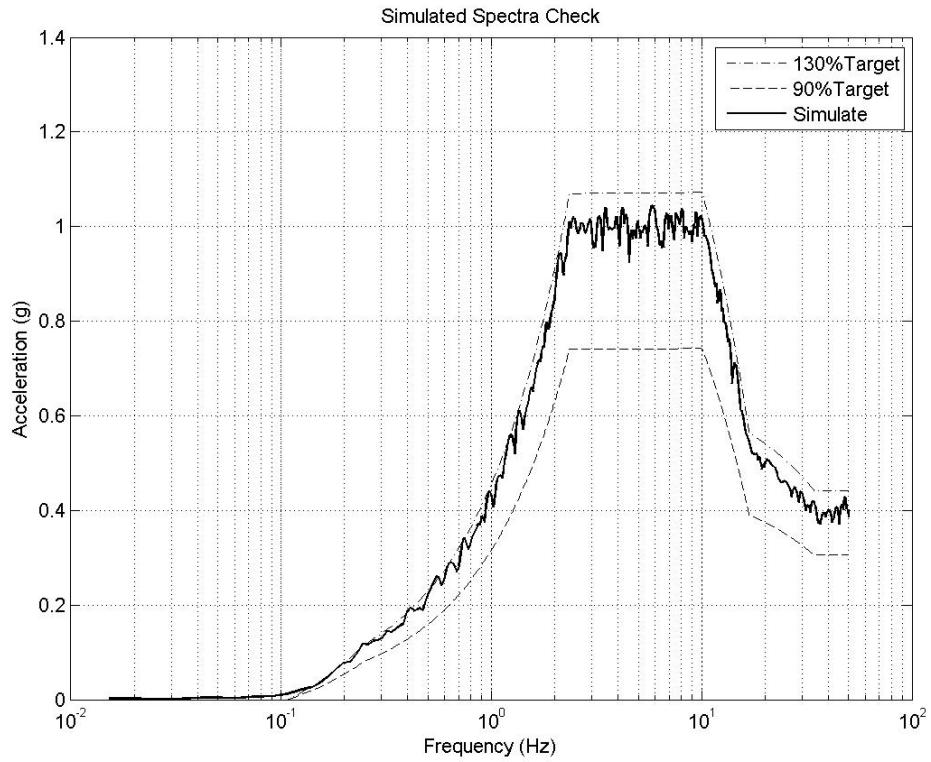
(a) 人工歷時與人工反應譜



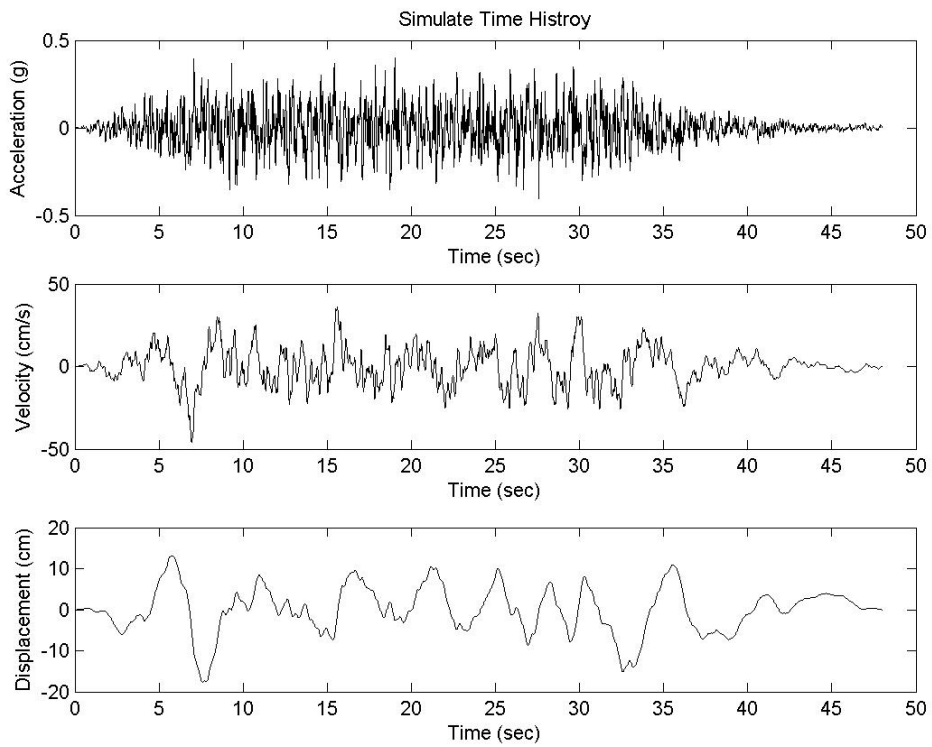
(b) 強震延時檢核



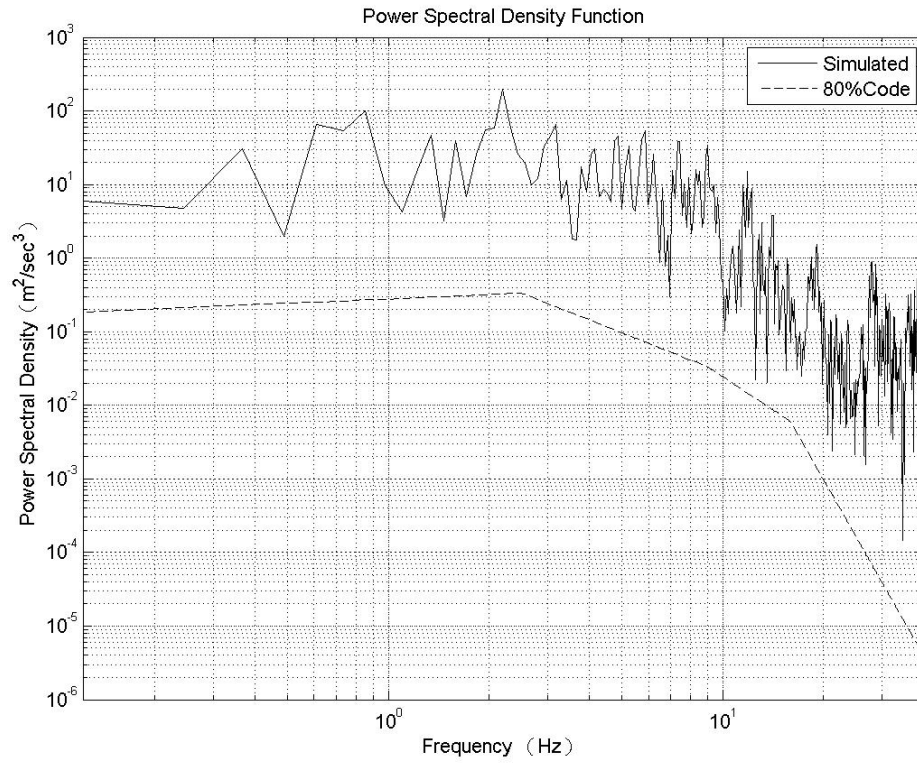
(c) 反應譜檢核



(d) 歷時基線檢核



(e) 功率譜密度檢核



A.4 DBE-1 人工地震歷時相關係數檢核

(1) DBEX1 與 DBEY1 歷時之相關係數：(須 <0.16)

R_1 =

| | |
|---------|---------|
| 1.0000 | -0.0125 |
| -0.0125 | 1.0000 |

(2) DBEX1 與 DBEZ1 歷時之相關係數：(須 <0.16)

R_2 =

| | |
|--------|--------|
| 1.0000 | 0.1140 |
| 0.1140 | 1.0000 |

(3) DBEY1 與 DBEZ1 歷時之相關係數：(須 <0.16)

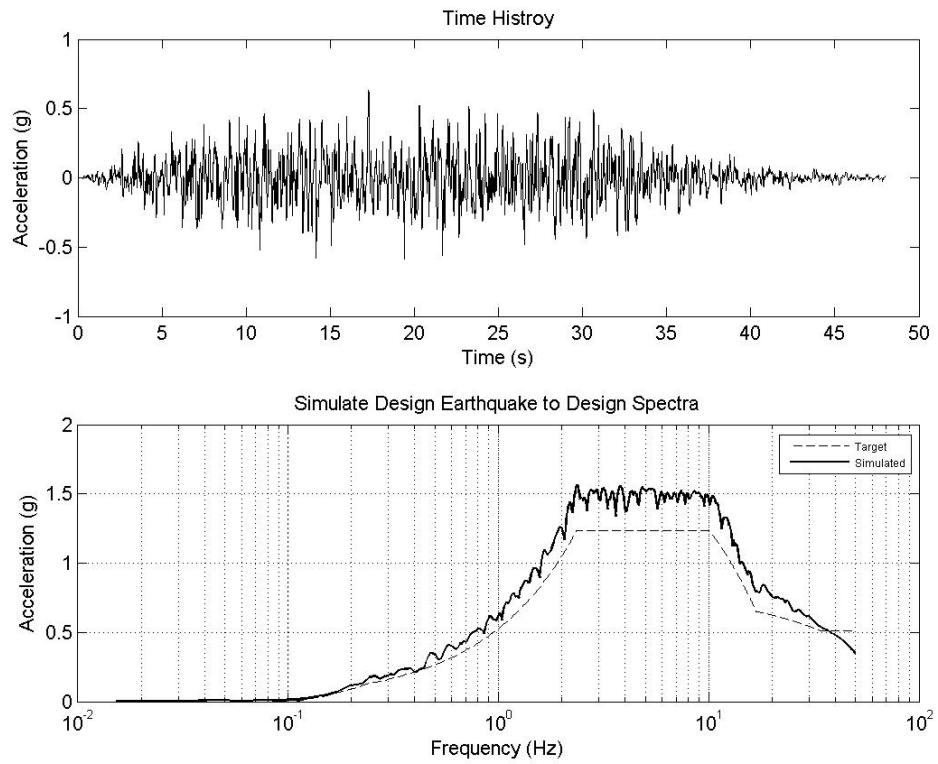
R_3 =

| | |
|--------|--------|
| 1.0000 | 0.0712 |
| 0.0712 | 1.0000 |

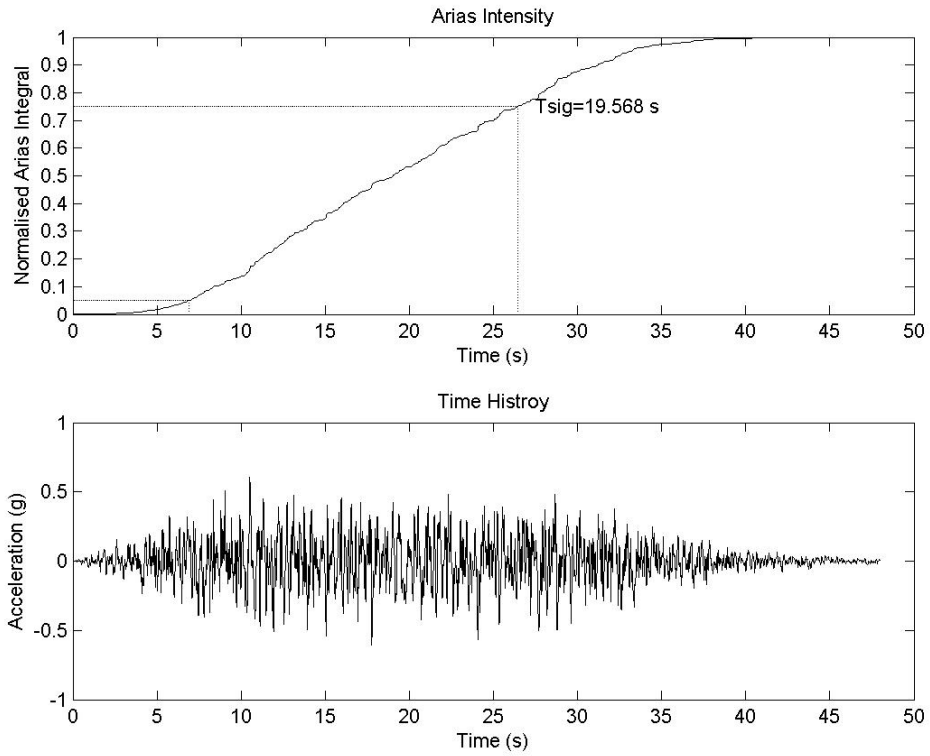
B、DBE-2 人工地震歷時檢核

B.1 DBE-2 人工地震歷時 X 方向檢核

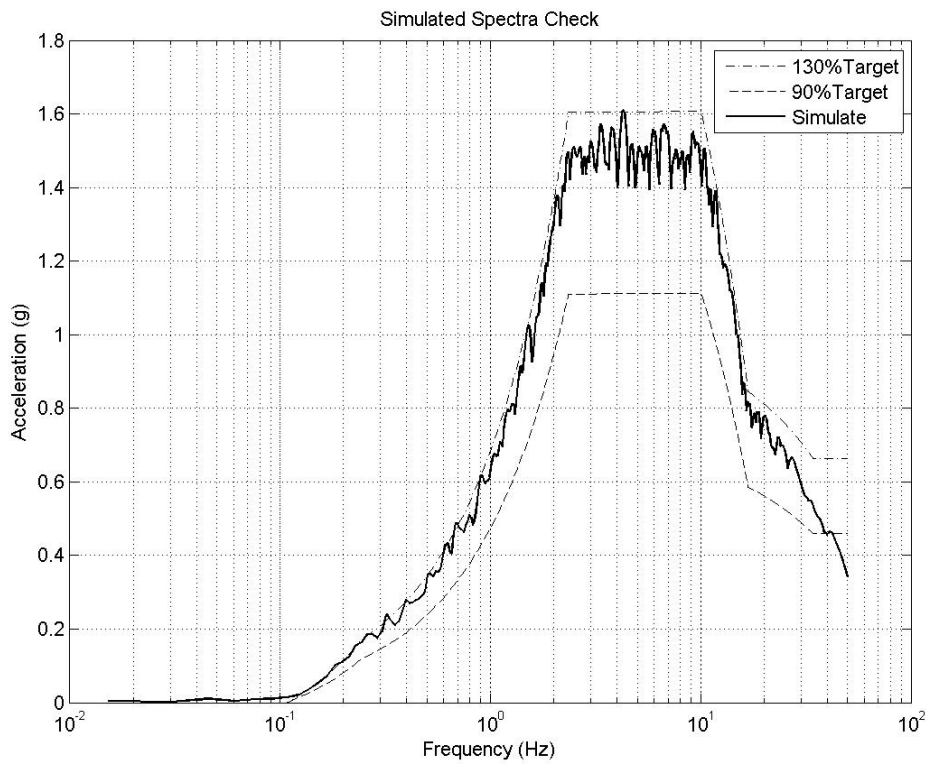
(a) 人工歷時與人工反應譜



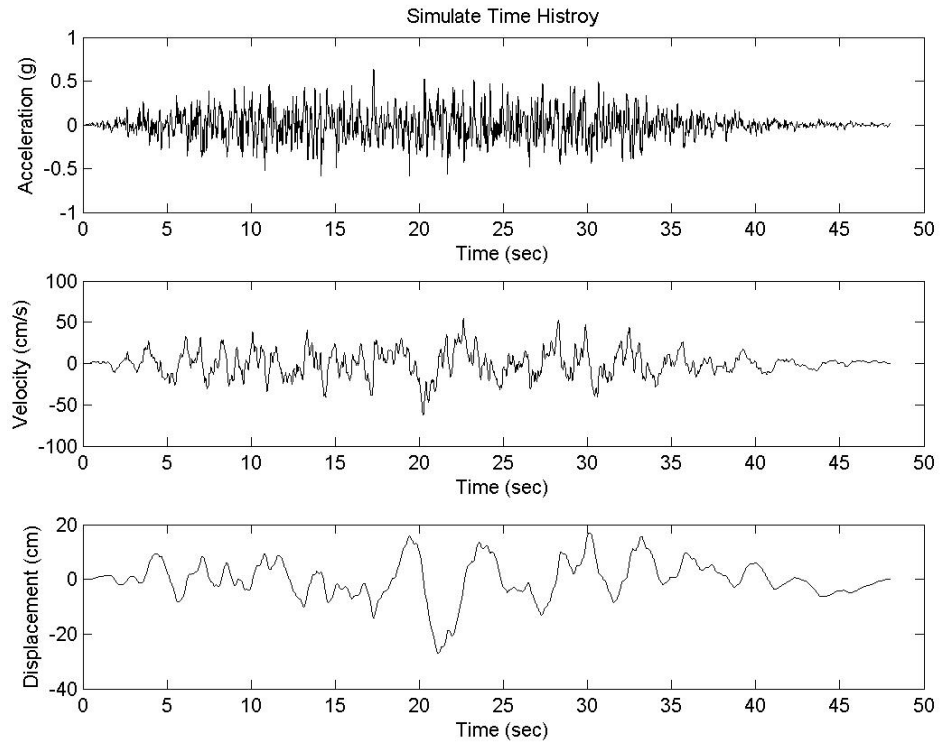
(b) 強震延時檢核



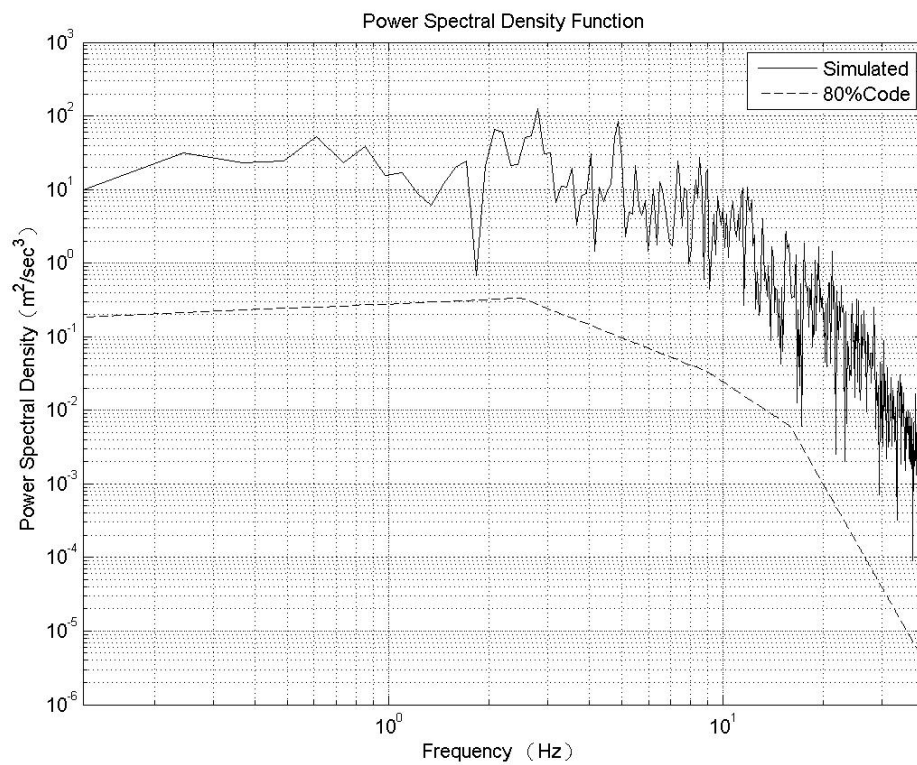
(c) 反應譜檢核



(d) 歷時基線檢核

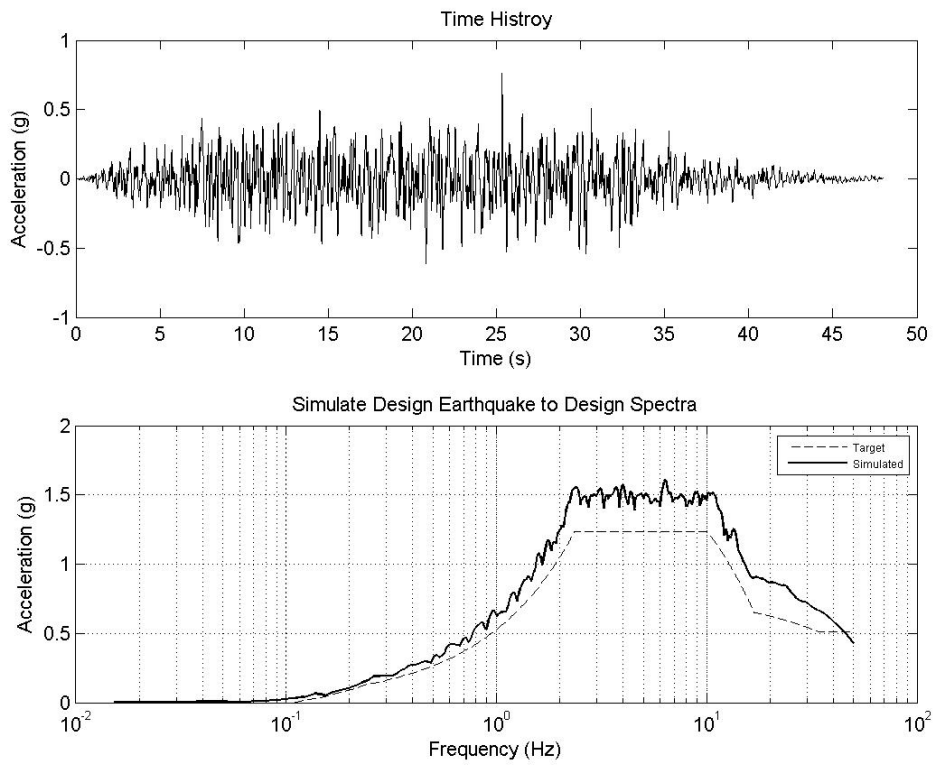


(e) 功率譜密度檢核

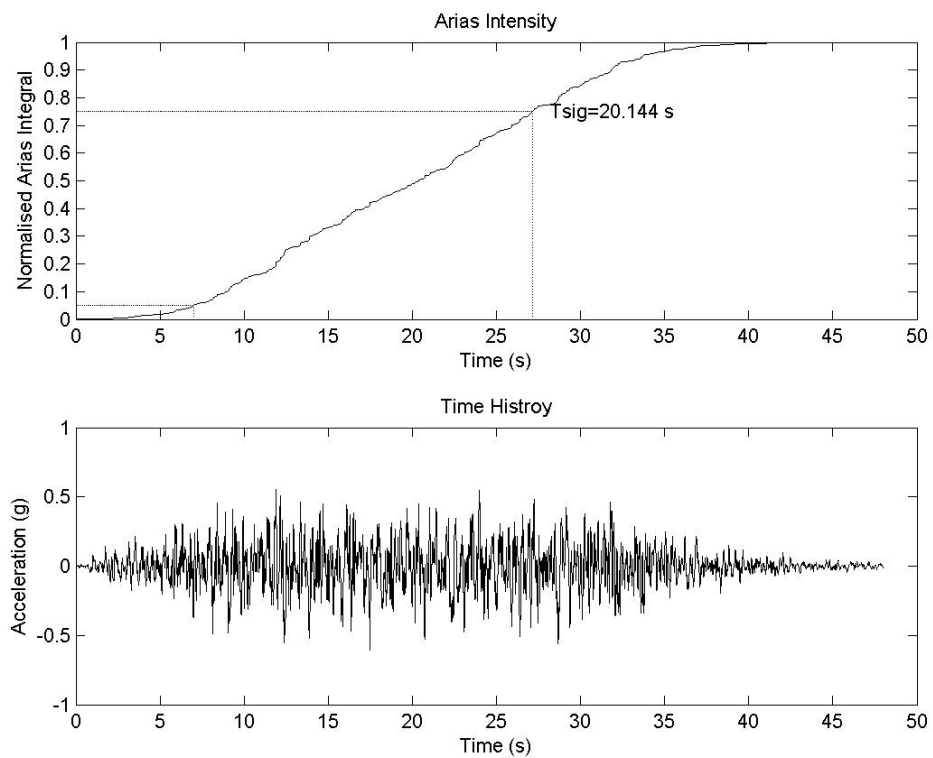


B.2 DBE-2 人工地震歷時 Y 方向檢核

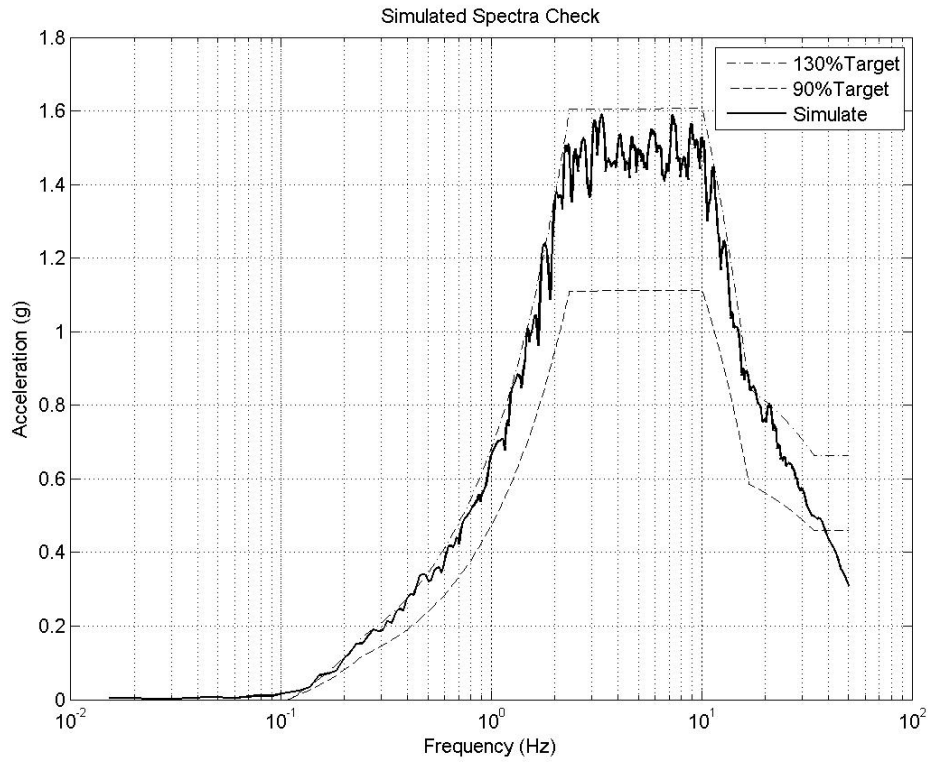
(a) 人工歷時與人工反應譜



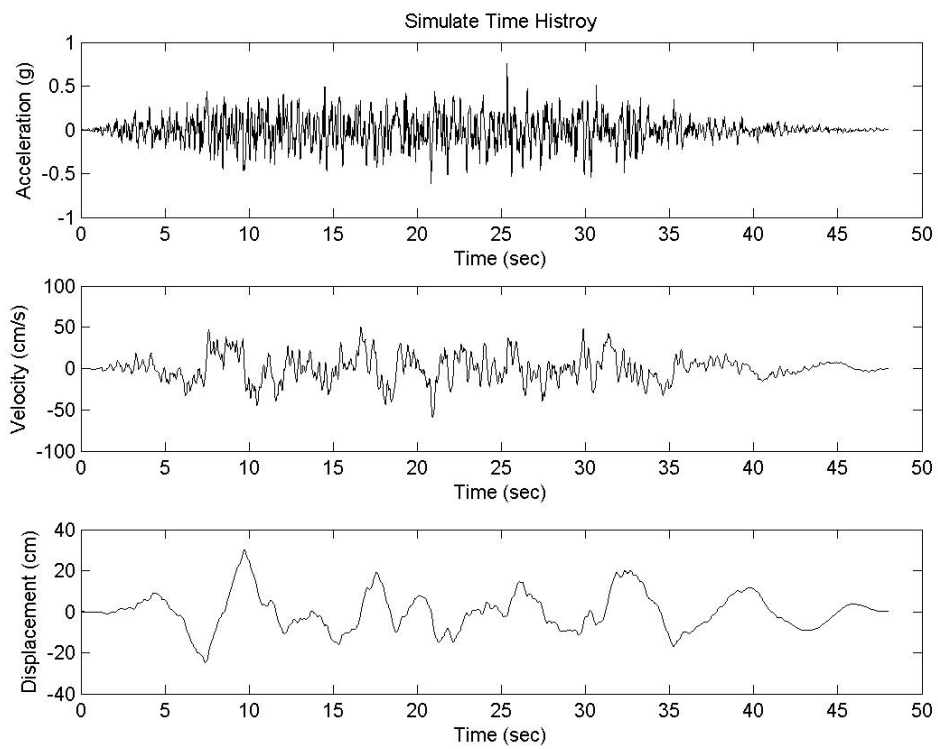
(b) 強震延時檢核



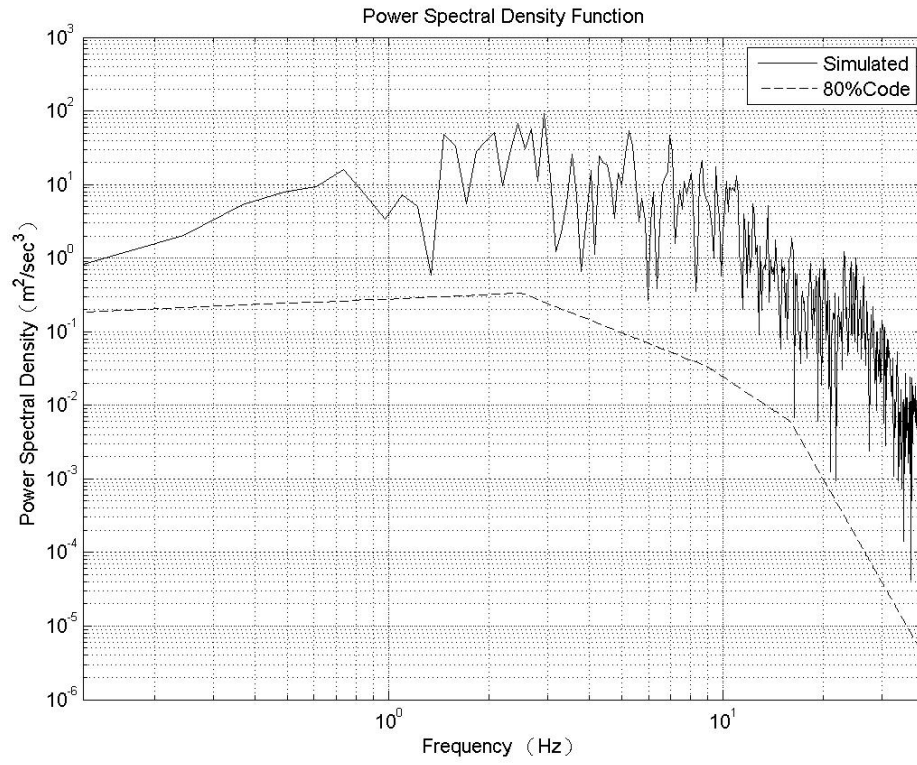
(c) 反應譜檢核



(d) 歷時基線檢核

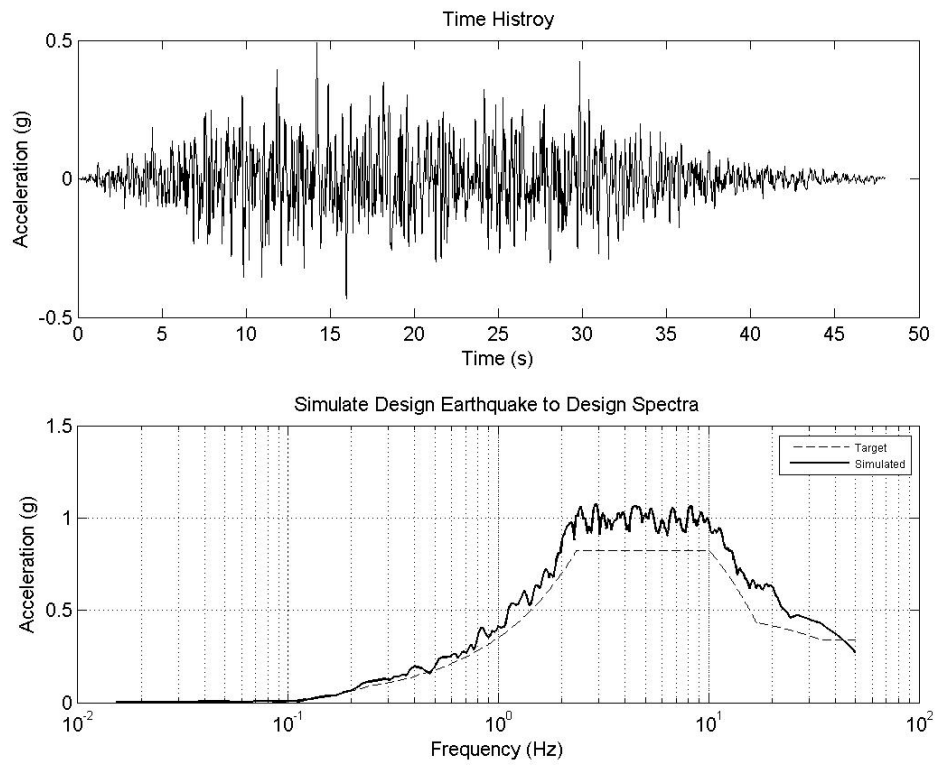


(e) 功率譜密度檢核

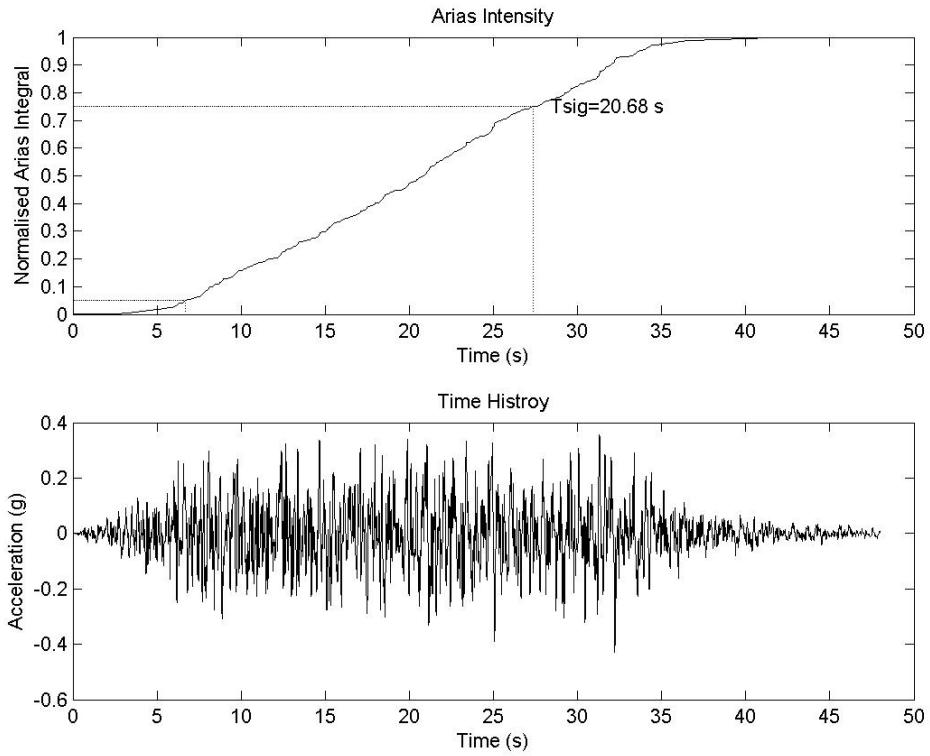


B.3 DBE-2 人工地震歷時 Z 方向檢核

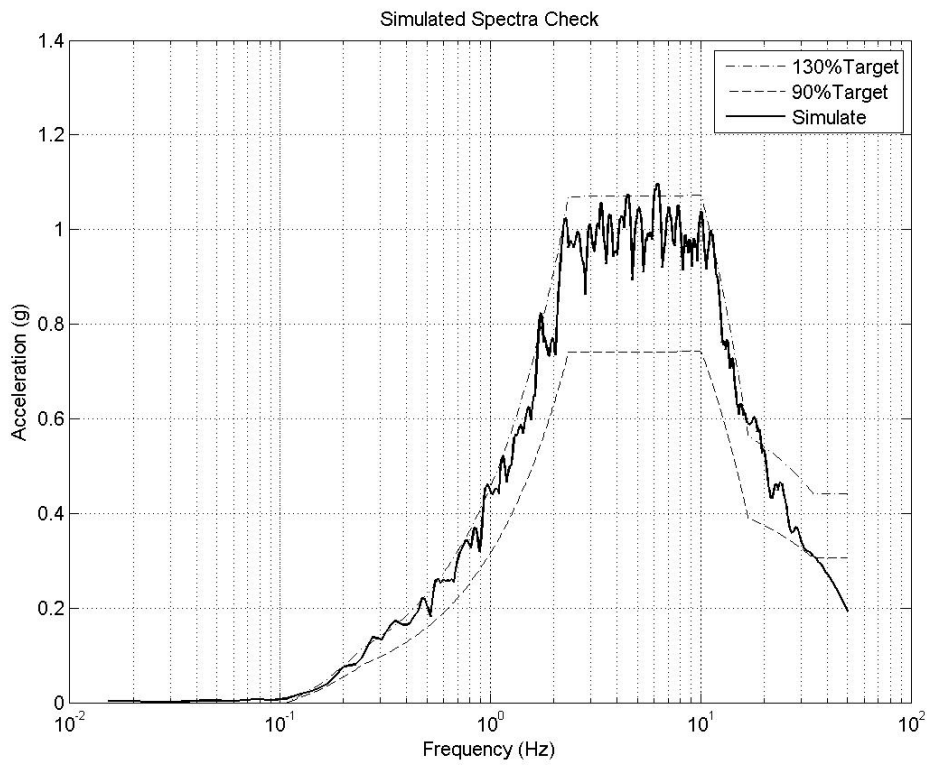
(a) 人工歷時與人工反應譜



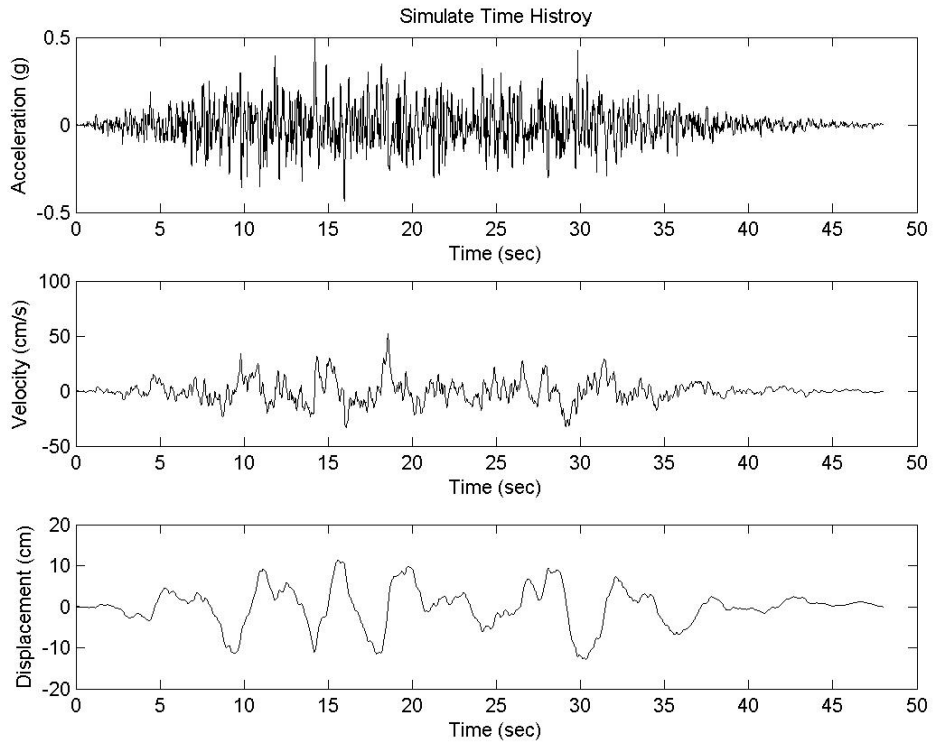
(b) 強震延時檢核



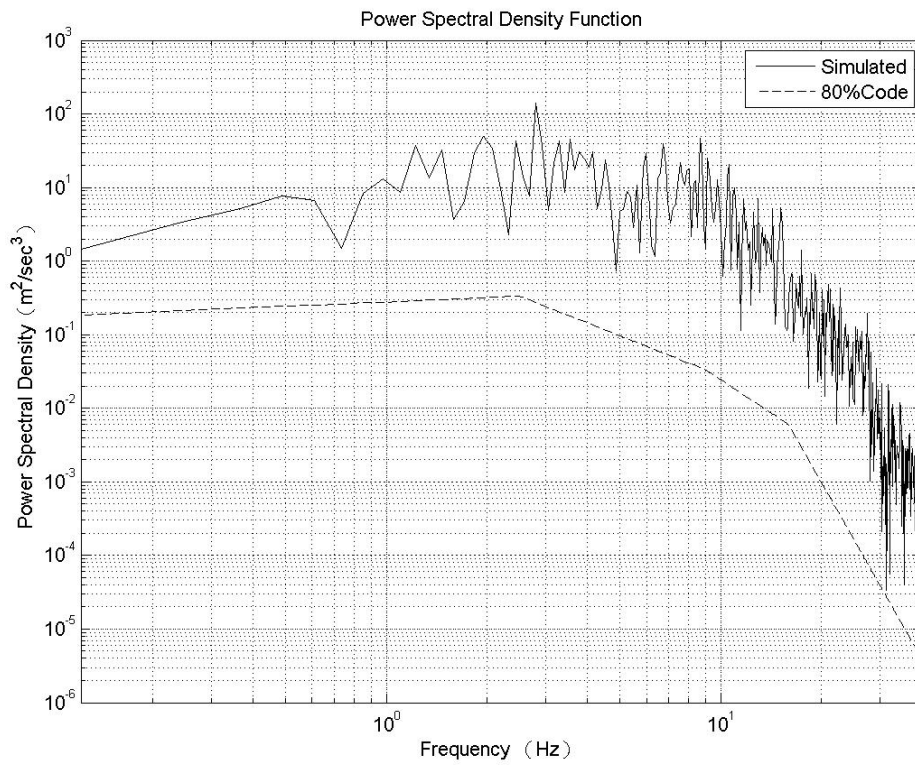
(c) 反應譜檢核



(d) 歷時基線檢核



(e) 功率譜密度檢核



B.4 DBE-2 人工地震歷時相關係數檢核

(1) DBEX2 與 DBEY2 歷時之相關係數：(須 <0.16)

R_1 =

| | |
|---------|---------|
| 1.0000 | -0.0869 |
| -0.0869 | 1.0000 |

(2) DBEX2 與 DBEZ2 歷時之相關係數：(須 <0.16)

R_2 =

| | |
|--------|--------|
| 1.0000 | 0.0502 |
| 0.0502 | 1.0000 |

(3) DBEY2 與 DBEZ2 歷時之相關係數：(須 <0.16)

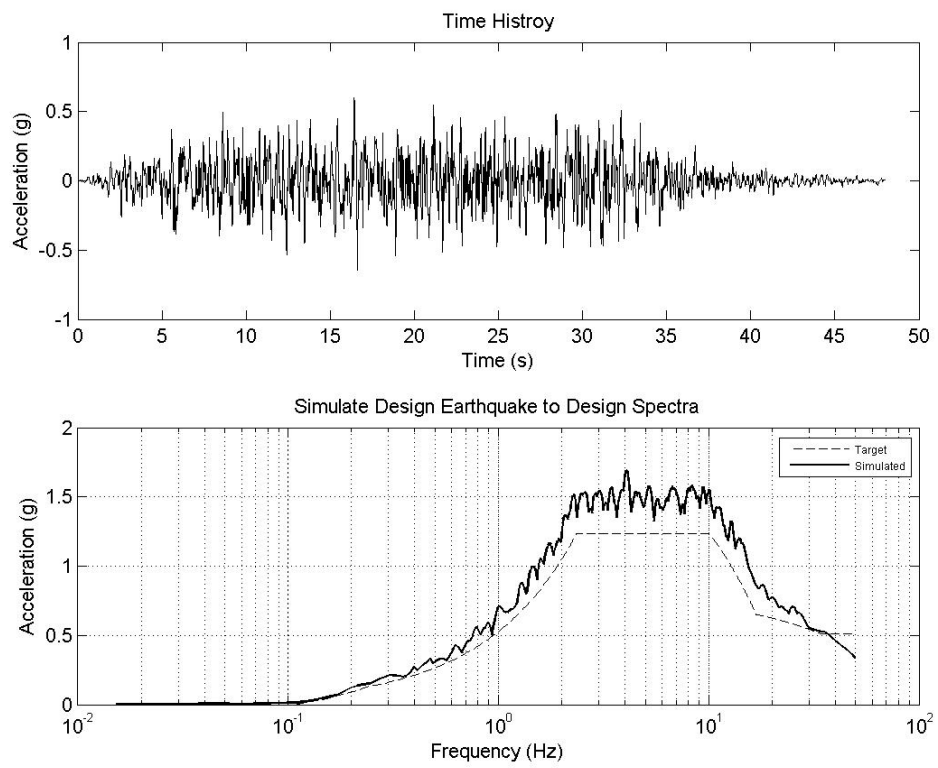
R_3 =

| | |
|--------|--------|
| 1.0000 | 0.0437 |
| 0.0437 | 1.0000 |

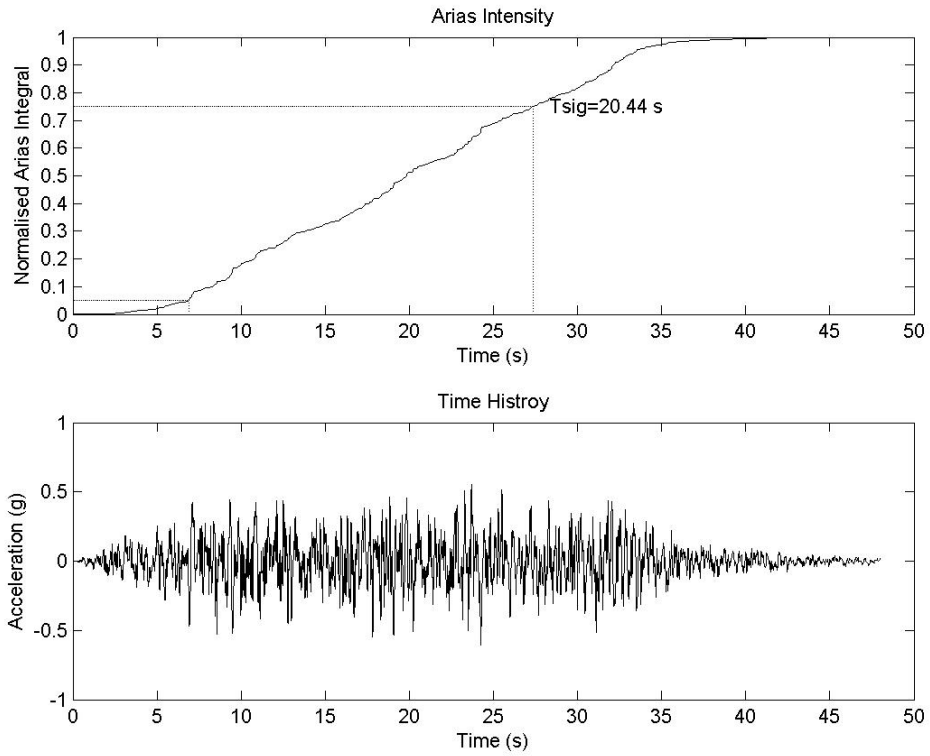
C、 DBE-3 人工地震歷時檢核

C.1 DBE-3 人工地震歷時 X 方向檢核

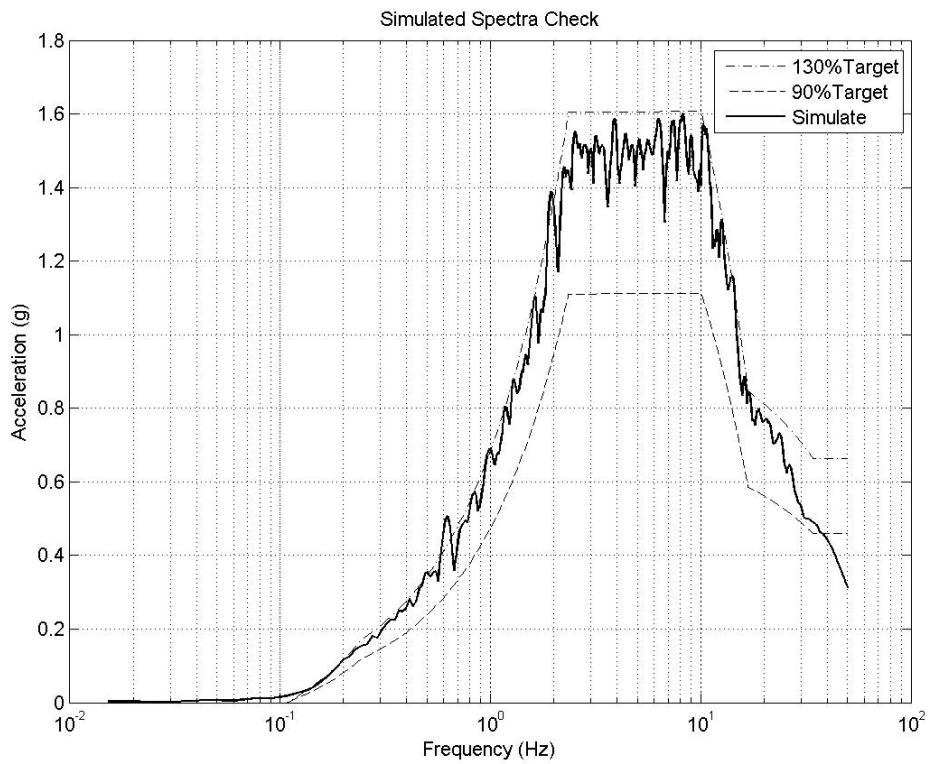
(a) 人工歷時與人工反應譜



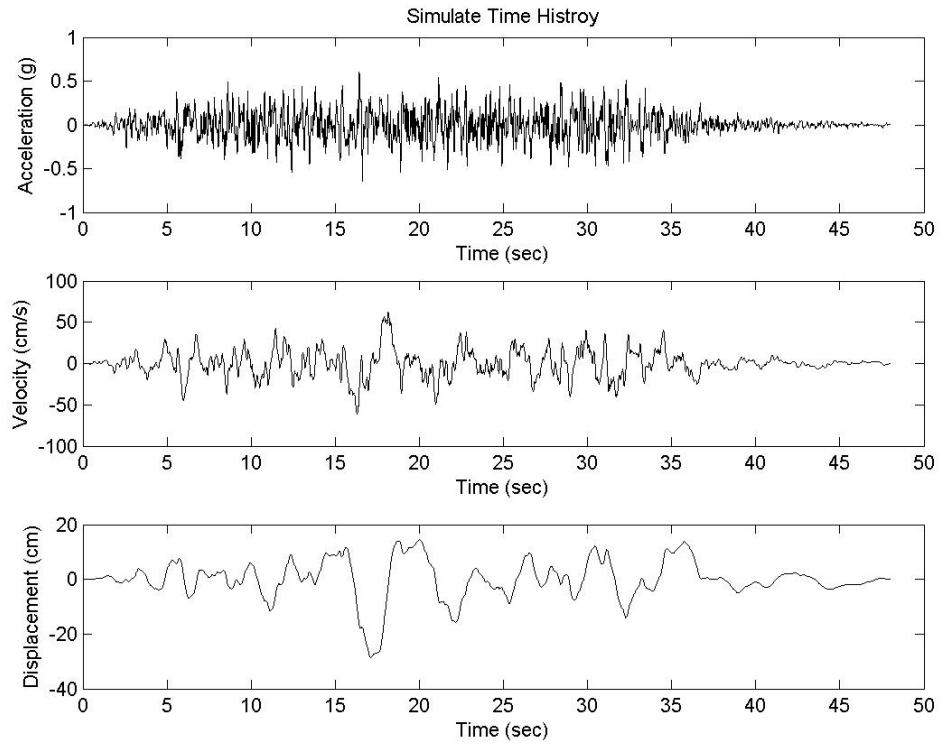
(b) 強震延時檢核



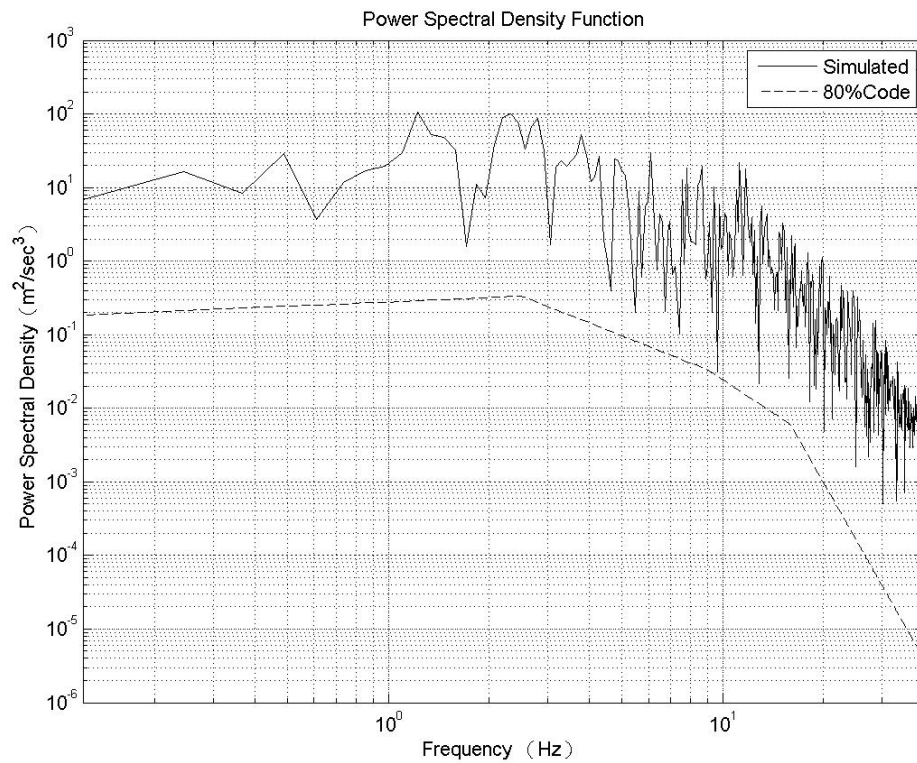
(c) 反應譜檢核



(d) 歷時基線檢核

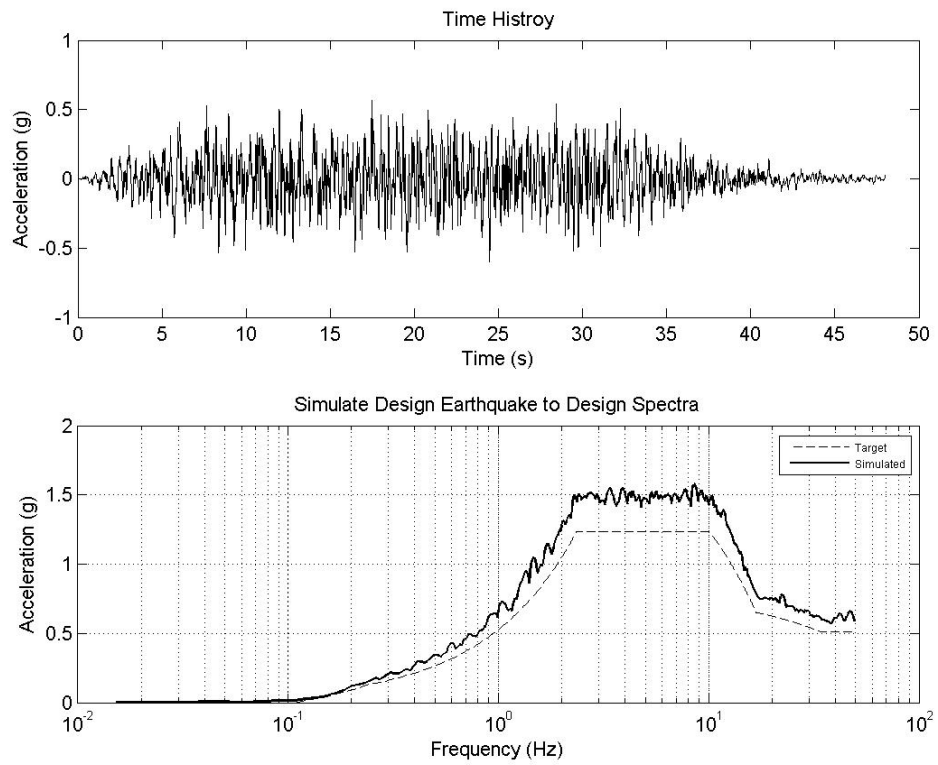


(e) 功率譜密度檢核

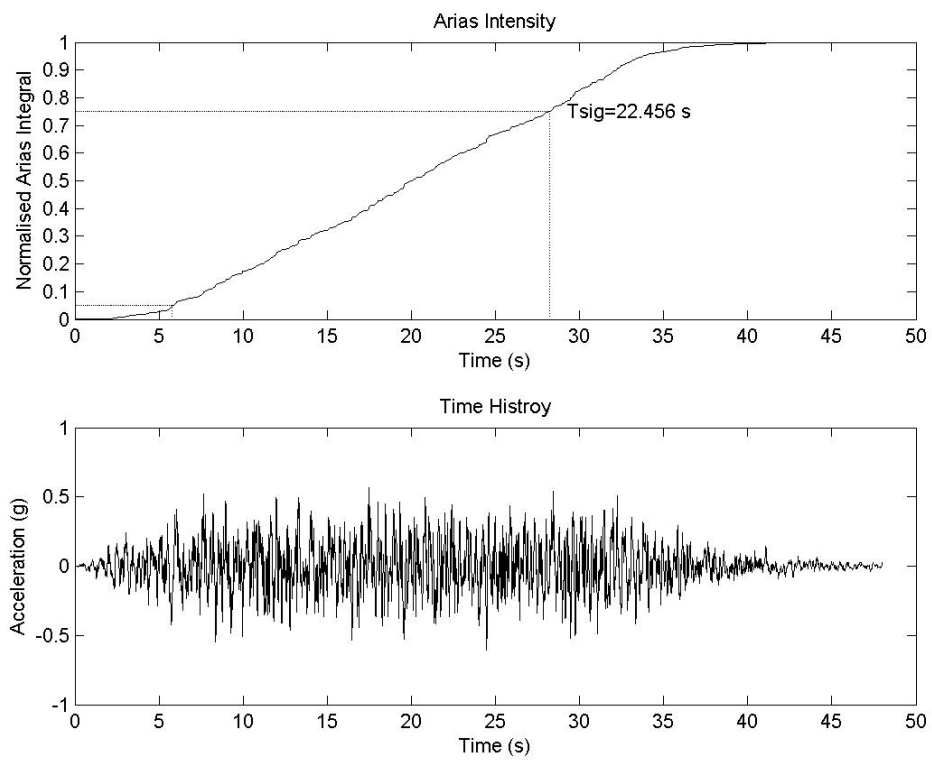


C.2 DBE-3 人工地震歷時 Y 方向檢核

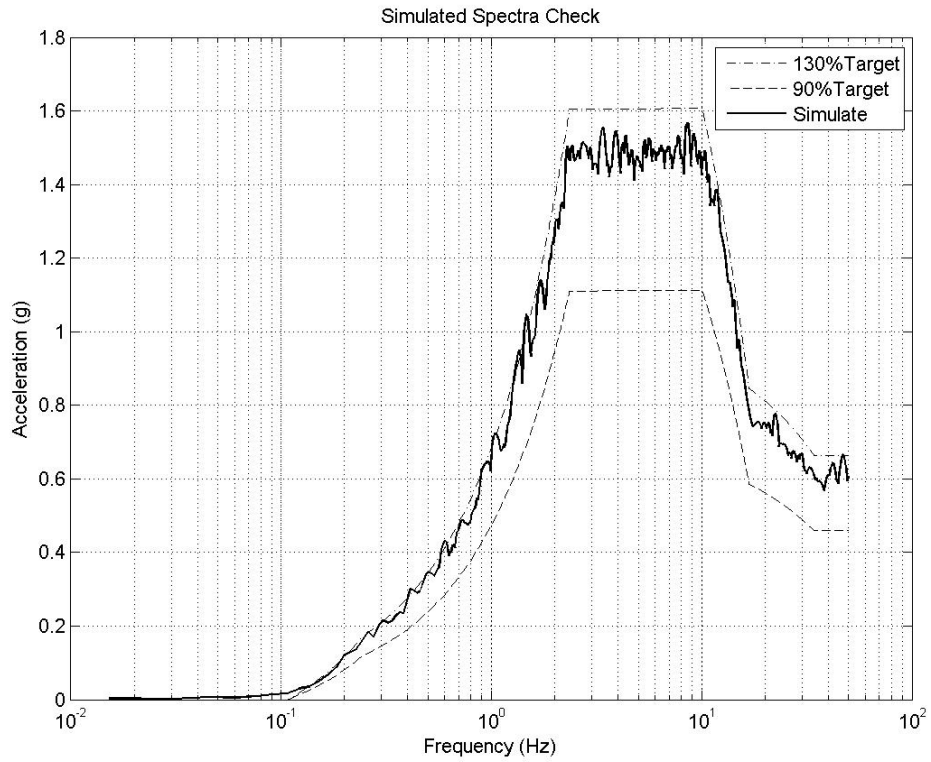
(a) 人工歷時與人工反應譜



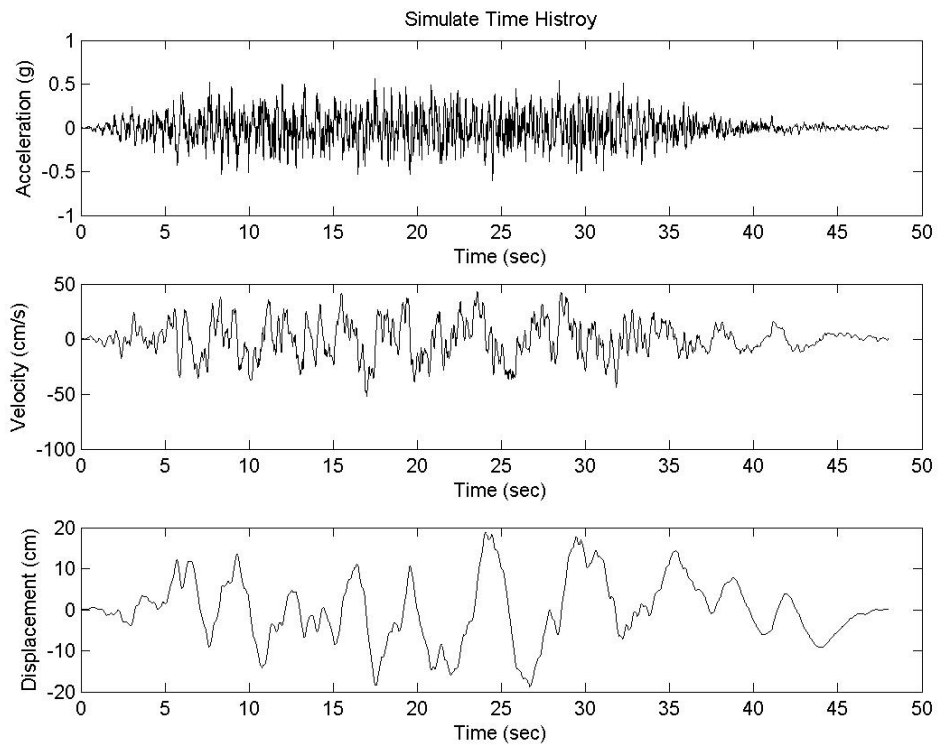
(b) 強震延時檢核



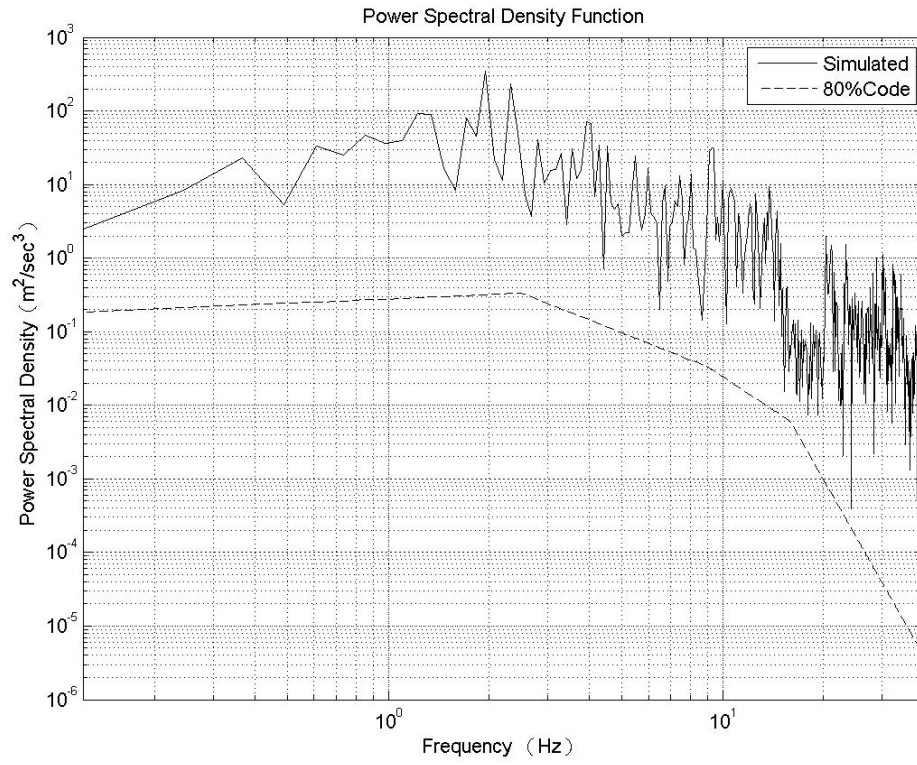
(c) 反應譜檢核



(d) 歷時基線檢核

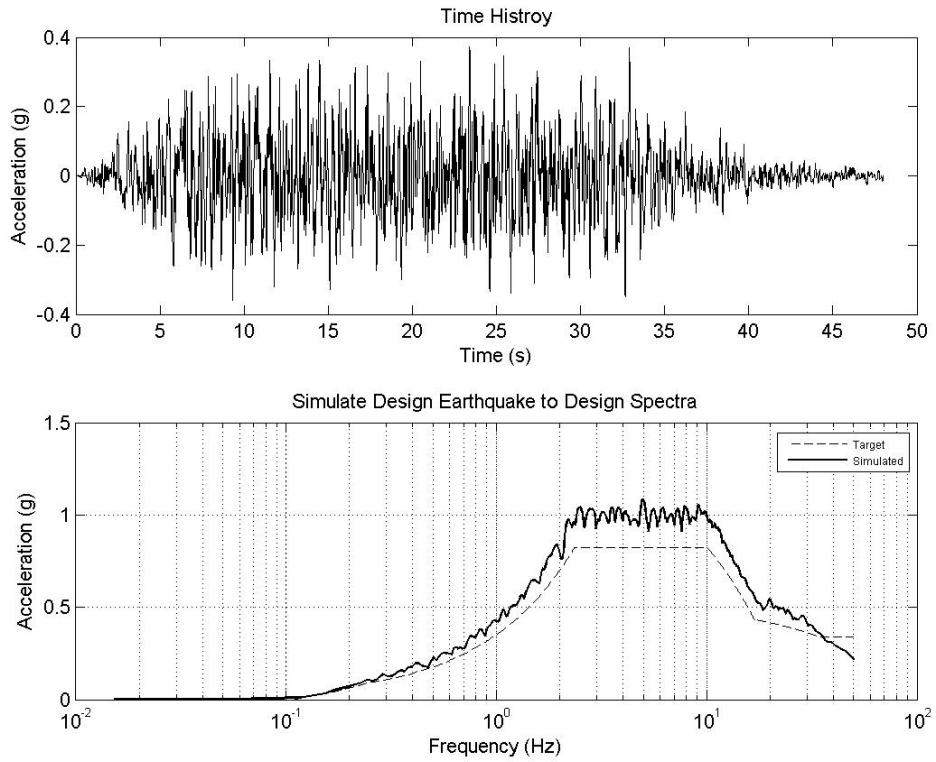


(e) 功率譜密度檢核

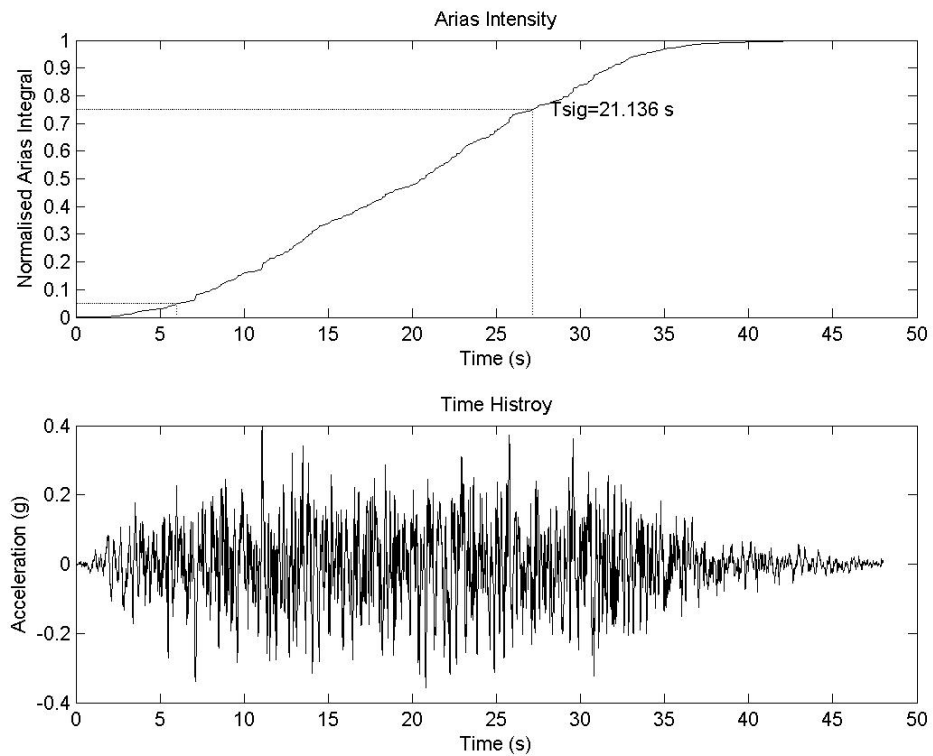


C.3 DBE-3 人工地震歷時 Z 方向檢核

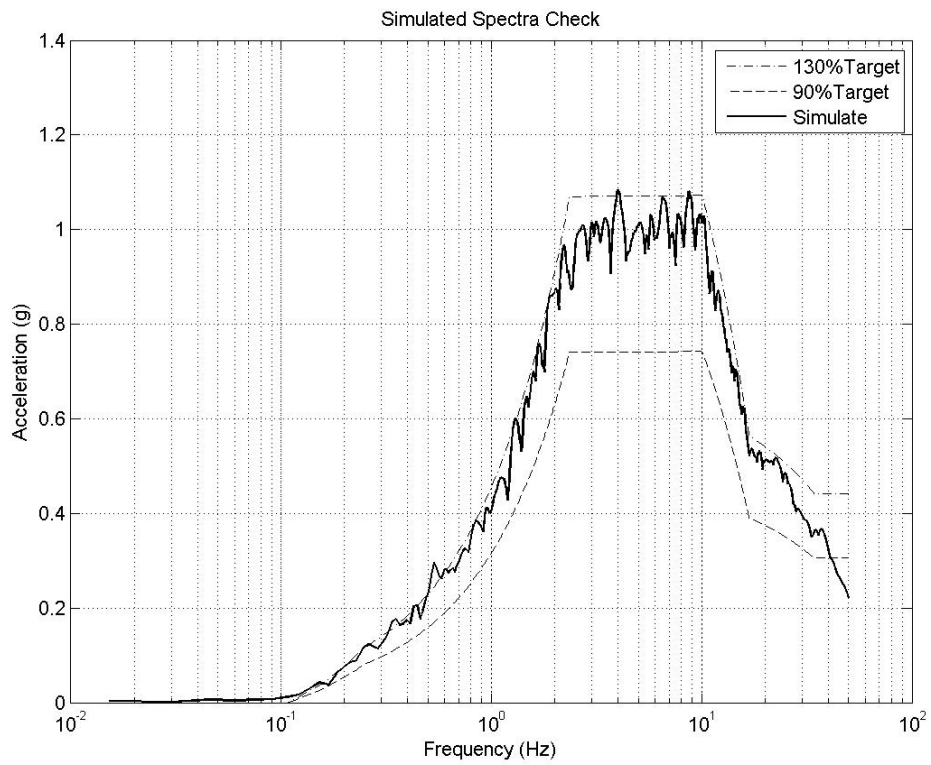
(a) 人工歷時與人工反應譜



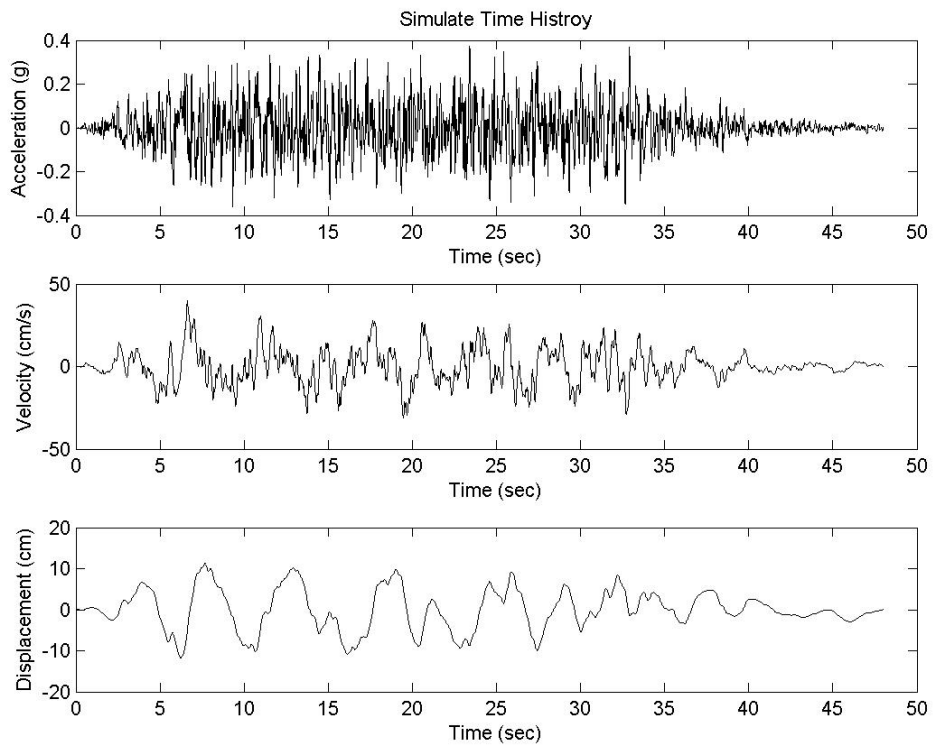
(b) 強震延時檢核



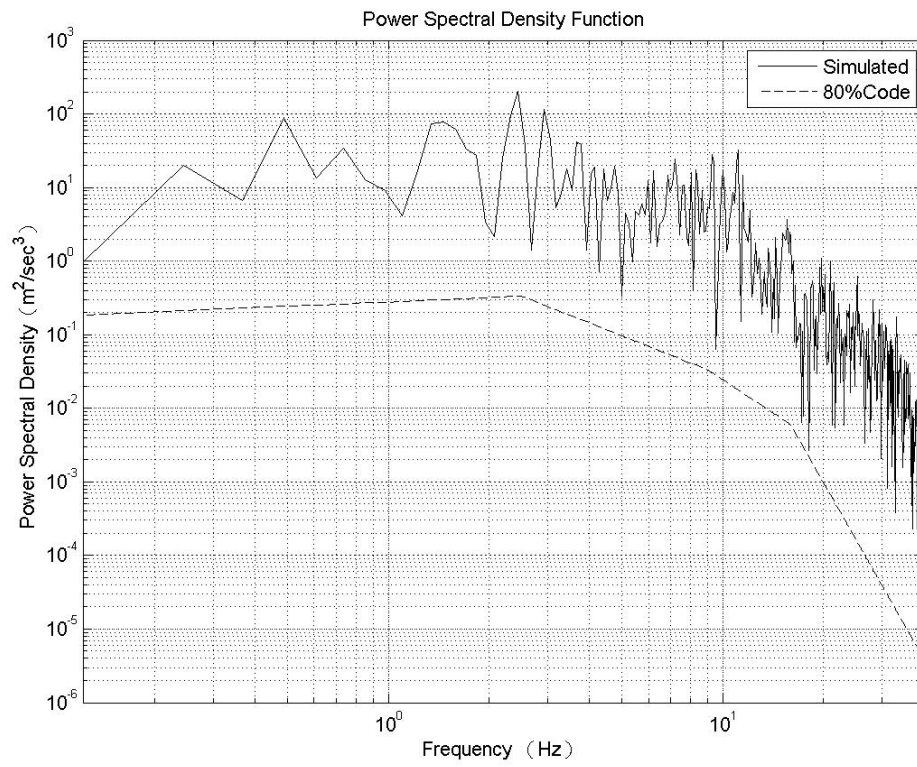
(c) 反應譜檢核



(d) 歷時基線檢核



(e) 功率譜密度檢核



C.4 DBE-3 人工地震歷時相關係數檢核

(1) DBEX3 與 DBEY3 歷時之相關係數：(須 <0.16)

R_1 =

| | |
|---------|---------|
| 1.0000 | -0.0758 |
| -0.0758 | 1.0000 |

(2) DBEX3 與 DBEZ3 歷時之相關係數：(須 <0.16)

R_2 =

| | |
|---------|---------|
| 1.0000 | -0.0166 |
| -0.0166 | 1.0000 |

(3) DBEY3 與 DBEZ3 歷時之相關係數：(須 <0.16)

R_3 =

| | |
|---------|---------|
| 1.0000 | -0.0235 |
| -0.0235 | 1.0000 |

行政院原子能委員會
放射性物料管理局
委託研究計畫研究報告

108 年核電廠除役之室內乾貯安全分析

平行驗證研究

子項三：熱流安全審查驗證研究

期末報告

委託單位：行政院原子能委員會放射性物料管理局

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：108FCMA003

報告日期：中華民國 108 年 12 月 15 日

108 年核電廠除役之室內乾貯安全分析
平行驗證研究

子項三：熱流安全審查驗證研究

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 108 年 02 月至 108 年 12 月

研究經費：新臺幣 5,600,000 元

放射性物料管理局 委託研究

中華民國 108 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

為能協助管制單位提升安全審查與平行驗證能量，本研究透過計算流體力學分析技術，針對內部裝載有 120 個 HI-STAR 100 金屬護箱之假想室內乾貯設施進行熱流特性探討。經與 HI-STAR 100 原始申照安全分析報告之比對，本研究不僅完成相關分析模式之校驗，更藉由關鍵假設條件之測試(如熱負載與內部自然對流)完成該分析保守度之驗證。此外，研究中更針對該類護箱於裝載期間需考慮之溼式作業、充氦與真空作業，以及正常、異常與事故貯存期間廠房與護箱之耦合分析進行探討。分析所獲得結果不僅可作業護箱內壓力於不同燃料破損之評估基礎，在進一步地歸納後，更成為比對審查導則應查核事項與技術細節之基礎，可作為發展管制所需之查核文件之基礎。

關鍵字：金屬護箱、室內乾貯、平行驗證、安全分析審查。

ABSTRACT

In order to assist the regulatory body improving the parallel verification capability, the Computational Fluid Dynamics (CFD) method has been employed to investigate the thermal behaviors of a hypothetical facility stored with 120 HI-STAR 100 metal casks in this study. The NRC approved SAR has been utilized to verified the accuracy of the methodology of CFD, the key assumptions such as the internal convection and thermal load are examined in this work. All procedures including vacuum drying, wet transfer, refilling transfer and normal, off-normal, accident storage cases are also simulated by the established CFD method. The results obtained from the analysis are to be used not only as the basis for the evaluation of the internal pressure of MPC under different fuel damaged condition, but also as the review guidelines.

Keywords: Metal cask, Indoor dry storage, Parallel verification, Safety analysis review.

目錄

| | |
|----------------------------|-----|
| 摘要..... | i |
| ABSTRACT..... | ii |
| 目錄..... | iii |
| 圖目錄..... | vi |
| 表目錄..... | ix |
| 第一章、前言與目的..... | 1 |
| 1.1 研究背景說明..... | 1 |
| 1.2 計畫標的設施..... | 3 |
| 1.2.1 標的用過核子燃料..... | 3 |
| 1.2.2 標的貯存護箱..... | 3 |
| 1.2.3 標的建物設施..... | 5 |
| 第二章、研究方法..... | 7 |
| 2.1 統御方程式..... | 9 |
| 2.2 數值模式..... | 12 |
| 2.2.1 DO 熱輻射模式..... | 12 |
| 2.2.2 紊流模式..... | 13 |
| 2.2.3 自然對流模式..... | 14 |
| 第三章、蒐集國際間貯存設施熱傳安全分析案例..... | 15 |
| 第四章、假想設施熱傳安全分析驗證方法建立..... | 26 |
| 4.1 分析模式建立..... | 26 |
| 4.1.1 HI-STAR 護箱模式發展..... | 26 |
| 4.1.2 廠房模式..... | 33 |
| 4.2 網格測試..... | 36 |

| | |
|----------------------------------|----|
| 4.3 材料性質..... | 39 |
| 4.3.1 固體材料..... | 39 |
| 4.3.2 流體材料..... | 41 |
| 4.3.3 均質化材質..... | 42 |
| 4.4 燃料熱源配置..... | 43 |
| 4.4.1 熱源規劃..... | 44 |
| 4.4.2 軸向功率配置..... | 45 |
| 4.4.3 徑向功率配置..... | 47 |
| 4.4.4 護箱於廠房內貯存時之視因子..... | 48 |
| 4.5 分析技術驗證..... | 50 |
| 4.6 分析方法論之技術要點彙整..... | 55 |
| 第五章、假想設施熱傳安全分析審查導則要項分析..... | 56 |
| 5.1 裝載與傳送案例分析..... | 56 |
| 5.1.1 真空階段案例分析..... | 56 |
| 5.1.2 溼式作業階段案例分析..... | 59 |
| 5.1.3 充氦作業階段案例分析..... | 60 |
| 5.1.4 廠房外傳送作業分析結論..... | 61 |
| 5.2 貯存階段案例分析..... | 62 |
| 5.2.1 正常貯存階段案例分析..... | 62 |
| 5.2.2 異常貯存階段案例分析..... | 65 |
| 5.2.3 意外事故案例分析..... | 71 |
| 5.3 內部壓力計算..... | 83 |
| 5.4 分析案例之技術與專家交流要點彙整..... | 85 |
| 第六章、假想設施安全評估報告精要及審查導則對應查核文件..... | 87 |
| 6.1 假想設施熱傳安全分析審查導則對應查核文件建立..... | 87 |

| | |
|-----------------------------|-----|
| 6.2 假想設施熱傳安全分析安全評估報告精要..... | 93 |
| 6.2.1 概要..... | 93 |
| 6.2.2 審查發現..... | 94 |
| 6.2.3 審查結論..... | 98 |
| 第七章、結論..... | 99 |
| 參考文獻..... | 100 |
| 附錄-程式碼..... | 103 |

圖目錄

| | |
|------------------------------------------------------------------|----|
| 圖 1、HI-STAR 100 系統示意圖，(左)主體外觀、(右上)MPC 及(右下)外包裝設計[18]..... | 4 |
| 圖 2、標的貯存護箱之簡化幾何模型..... | 4 |
| 圖 3、標的建物設施貯存區與廠房結構剖面(紅色斜線)示意圖..... | 6 |
| 圖 4、假想設施貯存區分廳及護箱列置間距資訊..... | 8 |
| 圖 5、假想設施護箱列置與廠房示意圖..... | 8 |
| 圖 6、HI-STORM 100S 系統之熱傳機制示意圖[5]..... | 16 |
| 圖 7、HI-STORM 100S 系統之熱源配置[5]..... | 16 |
| 圖 8、Herranz 等人[5]於 HI-STORM 100S 系統之網格測試方法..... | 17 |
| 圖 9、YOO 等人[5]利用縮尺模型進行燃料束自然循環實驗..... | 19 |
| 圖 10、YOO 等人[5]利用縮尺 CFD 模型與實驗數據模擬所獲的比對結果..... | 19 |
| 圖 11、NUREG-2152[29]求取燃料集裝箱等效熱傳導係數之模式..... | 20 |
| 圖 12、NUREG-2152[29]以等效燃料束性質與 k- ω SST 模擬所得之燃料溫度。 | 20 |
| 圖 13、以均質化模進行燃料束熱傳導係數之估算..... | 21 |
| 圖 14、Wataru[9]探討護箱全阻塞下之燃料溫度變化。..... | 22 |
| 圖 15、WOLFGANG [10]針對 WTI 廠房中之 CASTOR 護箱流場分析..... | 23 |
| 圖 16、WOLFGANG [10]研究中護箱溫度受列置影響之結果..... | 24 |
| 圖 17、HI-STAR 系統主要組件示意圖(ML10281079)..... | 27 |
| 圖 18、HI-STAR 系統 BWR 提籃設配置(ML10281079)..... | 28 |
| 圖 19、HI-STAR 系統 OVERPACK 設計 (ML10281079)..... | 28 |
| 圖 20、不同網格生成設定之示意圖 A · MAP、B · SUB-MAP 以及 C · cooper | 30 |

| | |
|---------------------------------------------------------|----|
| 圖 21、HI-STAR 1/4 模型燃料配置圖 | 30 |
| 圖 22、HI-STAR 1/4 對稱護箱模式 | 31 |
| 圖 23、HI-STAR 1/4 護箱模式網格配置 | 32 |
| 圖 24、HI-STAR 1/4 護箱模式 MPC 內部與中子吸收材之網格配置 | 33 |
| 圖 25、1/4 假想設施分析模式示意圖 | 34 |
| 圖 26、1/4 假想設施分析模式網格示意圖 | 35 |
| 圖 27 本研究所採用之燃料軸向功率配置圖 | 47 |
| 圖 28、本研究擬分析之三種護箱內燃料配置 a，集中 b，平均 c，棋盤式配置 | 48 |
| 圖 29、HI-STAR 提籃於平均熱負載設定下之二維矩陣配置 | 48 |
| 圖 30、本研究計算輻射熱傳視因子之分析模式 | 49 |
| 圖 31、HI-STAR 安全分析報告所載案例平行驗證結果 | 52 |
| 圖 32、增加自然對流效果後再計算結果 | 53 |
| 圖 33、真空階段分析結果 | 54 |
| 圖 34、17KW 熱負載下之真空階段分析結果 a.集中擺置 b.平均擺置 c.棋盤式擺 置 | 57 |
| 圖 35、17KW 熱負載下之真空階段暫態分析結果 | 58 |
| 圖 36、溼式作業階段分析結果 | 60 |
| 圖 37、廠房模式於正常貯存狀況下之室內流體溫度 | 63 |
| 圖 38、正常貯存狀況下不同裝載配置之護箱溫度分佈 a, 正常 b,平均 c,棋盤式 擺置。 | 64 |
| 圖 39、局部阻塞事故下之廠房內溫度分佈 | 67 |
| 圖 40、局部阻塞事件下之護箱各元件溫度分佈 | 68 |
| 圖 41、異常溫度事件下之護箱各元件溫度分佈 | 69 |
| 圖 42、水災事故下之護箱各元件溫度分佈 | 74 |

| | |
|-------------------------------------|----|
| 圖 43、傳送作業火災事故下之護箱各元件溫度變化趨勢圖..... | 76 |
| 圖 44 傳送期間火災事結束後護箱各元件溫度趨勢圖..... | 77 |
| 圖 45、修正傳送作業規劃後之護箱在經歷火災事故之元件溫度圖..... | 77 |
| 圖 46、極高溫度事故下之護箱各元件溫度分佈..... | 80 |
| 圖 47、假想性絕熱事故下之護箱中子吸收材溫升趨勢。..... | 82 |

表目錄

| | |
|------------------------------------------------|----|
| 表 1、標的貯存護箱之結構材料..... | 5 |
| 表 2、不同案例之原始網格數量..... | 36 |
| 表 3、不同網格之計算結果..... | 38 |
| 表 4、中子屏蔽熱傳性質..... | 39 |
| 表 5、不銹鋼(304 及 304L)熱傳特性 | 39 |
| 表 6、碳鋼(A-36、A-533 及 SA-588)熱傳特性 | 39 |
| 表 7、鋁合金熱傳特性..... | 40 |
| 表 8、燃料丸(UO ₂)熱傳特性 | 40 |
| 表 9、混凝土熱傳特性..... | 40 |
| 表 10、液態水熱傳性質..... | 41 |
| 表 11、氬氣熱傳性質 | 41 |
| 表 12、空氣熱傳性質..... | 42 |
| 表 13、溼式作業時護箱內燃料束均質化等效熱傳性質..... | 42 |
| 表 14、真空作業時燃料束均質化等效熱傳性質..... | 43 |
| 表 15、充氬與貯存作業時燃料束均質化等效熱傳性質..... | 43 |
| 表 16、以 ASB 9-2 計算核一廠最後 5 個周期於停機 5 年後之熱負載 | 45 |
| 表 17、本研究熱負載配置..... | 48 |
| 表 18、本設施保守護箱視因子..... | 49 |
| 表 19、HI-STAR 於長期貯存下之分析結果校驗與比對 | 52 |
| 表 20、HI-STAR 考慮自然對流與否之分析結果比對 | 53 |
| 表 21、HI-STAR 於真空階段之分析結果比對 | 54 |
| 表 22、HI-STAR 於真空階段採用不同熱負載配置之結果..... | 57 |
| 表 23、HI-STAR 歷經 60 小時真空階段後之元件溫度 | 58 |

| | |
|-----------------------------------------|----|
| 表 24、HI-STAR 於廠房外進行傳送之結果..... | 61 |
| 表 25、HI-STAR 於正常貯存階段採用不同熱負載配置之結果比對..... | 64 |
| 表 26、採用最保守熱源配置條件之護箱於局部阻塞事件下之元件溫度..... | 67 |
| 表 27、採用最保守熱源配置條件之護箱於異常溫度事件下之元件溫度..... | 70 |
| 表 28、採用最保守熱源配置條件之護箱於水災事故下之元件溫度..... | 74 |
| 表 29、採用最保守熱源配置條件之護箱於火災事故下之元件溫度..... | 78 |
| 表 30、採用最保守熱源配置條件之護箱於極高溫度事故下之元件溫度..... | 80 |
| 表 31、不同配置下之護箱內部元件平均溫度(K)與體積資訊..... | 84 |
| 表 32、不同配置下扣除燃料與否所獲氣體平均溫度..... | 84 |
| 表 33、不同配置下扣除燃料與否所之內壓力..... | 84 |
| 表 34、各項審查導則要項查核..... | 90 |

第一章、前言與目的

1.1 研究背景說明

我國核一廠兩座機組雖已先後進入除役過渡階段，但因為爐心與用過核燃料池之用過核子燃料仍未移除而無法進行爐心等關鍵組件之輻射特性調查，預期將使後續的評估、放射性廢棄物分類與總量估算作業延後。而在該廠兩部機組將用過核子燃料移除後，方能進行實際除役作業，是故用過核燃料乾式貯存設施是除役的必要設施。

原能會已在 106 年 6 月 28 日完成審查台電公司「核一廠除役計畫」，並要求台電公司核一廠第二期乾式貯存設施，應採具社會共識之室內乾式貯存型式設計以移出全部用過核燃料，以順利進行除役拆廠作業。由於核一廠預定於 25 年內分四個階段完成除役工作，其中包括停機過渡階段 8 年、除役拆廠階段 12 年、廠址最終狀態偵測階段 3 年，以及廠址復原階段 2 年等作業。前述之室內乾貯設計、申照勢必要於停機過渡階段結束前完成，並達到可被社會大眾認可的中期貯存階段，以接續進行該廠第二期室內乾式貯存設施之興建、試運轉及營運等作業，甚至預留足夠的時間進行所需的燃料裝載與乾貯作業。這意味著若能加強審查所需的平行驗證能力，則對於已極為緊迫的除役作業可提供些許助力。

參考台電公司所提出之核能一廠除役計畫環境影響評估報告書[1]及各項公開資訊，台電公司擬於廠址內原氣渦輪機廠房及日用油槽區附近占地約 3 公頃之區域規劃核一廠二期乾式貯存設施，並採取與核一、二廠的一期乾貯設施[2, 3]不同的設計理念，一期乾貯設施採混凝土護箱的戶外貯存設計，二期乾式貯存採室內貯存的概念設計。依據相關計畫書內容，其主要概念設計參數有：

1. 可貯存全廠約 7,400 束沸水式反應器(BWR)用過核子燃料；
2. 考量金屬護箱採用室內貯存概念設計，所需鋼筋混凝土建物牆壁厚度最

大要求為 90 公分、建物屋頂厚度最大要求為 45 公分。

上述資訊顯示，當台電將核一廠所有用過核子燃料裝載至選定護箱之中，並置於此一室內設施時，以往乾貯申照作業中所採用的分析技術預期將無法全然適用。此一設計方向的變更可能某種程度導致過往安全分析使用之技術與需審查管制重點的改變，例如：申照者可能必須重新考慮計算資源的限制，可能必須發展新式的分析方法，抑或導入不同的模型簡化觀點(例如：幾何模型的對稱性或材料均質化的影響)或是採用分段計算等技巧來限縮每次求解所需的資源，甚至透過上述各項技巧之組合，以期在有限時間內完成所有的分析工作並提交高品質的安全分析報告以進行設施申照。另一方面，管制單位也必須預先規劃室內乾貯設施可能帶給未來審查工作的衝擊，深入了解各種分析技術對分析結果所帶來的影響，強化審查經驗與相關人才訓練，以精進我國用過核子燃料室內貯存設施安全管理技術。

管制單位放射性物料管理局於民國 106 與 107 年已分別透過「除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存安全管理技術」[14]與「精進用過核燃料室內乾式貯存設施安全審查技術之研究」[15]此二委託計畫之協助，達成「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」[16]與「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」[17](以下簡稱**審查導則**)之發展。延續前述的成果與經驗累積，若能於此計畫中特別考量核一廠第二期乾式貯存設施概念設計參數，參考國際類似貯存護箱之安全分析案例，建立一適當的假想設施之熱流模型以提升國內室內乾貯熱傳分析平行驗證技術與審查經驗，為管制單位與未來協助審查之學術機構建立一個預先演練新版**審查導則**之契機。

1.2 計畫標的設施

為了達成「108年核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究」計畫的目標，建立並精進室內乾貯安全分析平行驗證的技術能力，本團隊參考台電公司所提出之核能一廠除役計畫環境影響評估報告書[1]及相關資訊，選擇設定如下所述的標的設施，統一提供臨界、結構、熱流與輻射屏蔽等技術分項進行關鍵項目的安全分析。本節所述標的設施的幾何尺寸與材料性質與未來實際規劃可能不同，讀者不應直接引述相關數據與其它設施結果或法規限值進行比較，本研究僅著重於方法與技術能力的建立以及觀察分析結果的特性與趨勢。本計畫設定之標的設施包含用過核子燃料、貯存護箱以及室內乾式貯存設施建物三個部分，分別描述如下。

1.2.1 標的用過核子燃料

本研究選定之標的用過核子燃料係參考台電公司核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告內容[2]，其燃料束型式為 GE 8x8-1，²³⁵U 初始濃縮度為 3.25 wt%，最大燃耗度為 36,000 MWD/MTU，在用過燃料池中最少冷卻 10 年。

1.2.2 標的貯存護箱

本研究選定之標的貯存護箱係參考美國 Holtec 公司 HI-STAR 100 系統，如圖 1 所示[18]，該系統內裝載多功能密封鋼筒 (Multi-Purpose Canister, MPC)，採 MPC-68 型式，可裝填 68 束 BWR 用過核子燃料束，包覆於外包裝 (Overpack) 金屬容器內，單一護箱設計熱負載為 17 kW。該系統之簡化幾何模型如圖 2 示，其材料組成如表 1，由內而外分別為密封鋼筒 MPC (主要材質為不鏽鋼)、內殼、外殼、加馬吸收材 (主要材質為碳鋼) 與中子吸收材 (Neutron Shield Holtite-A)。護箱細部幾何與材質將依各子項需求作適當簡化。

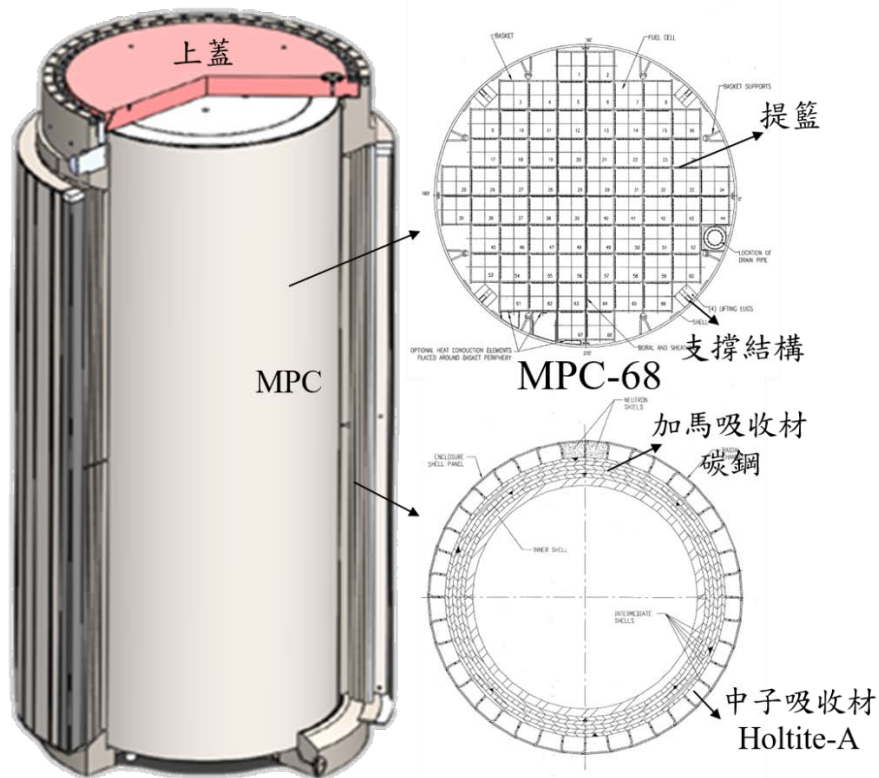


圖 1、HI-STAR 100 系統示意圖，(左)主體外觀、(右上)MPC 及(右下)外包裝設計[18]

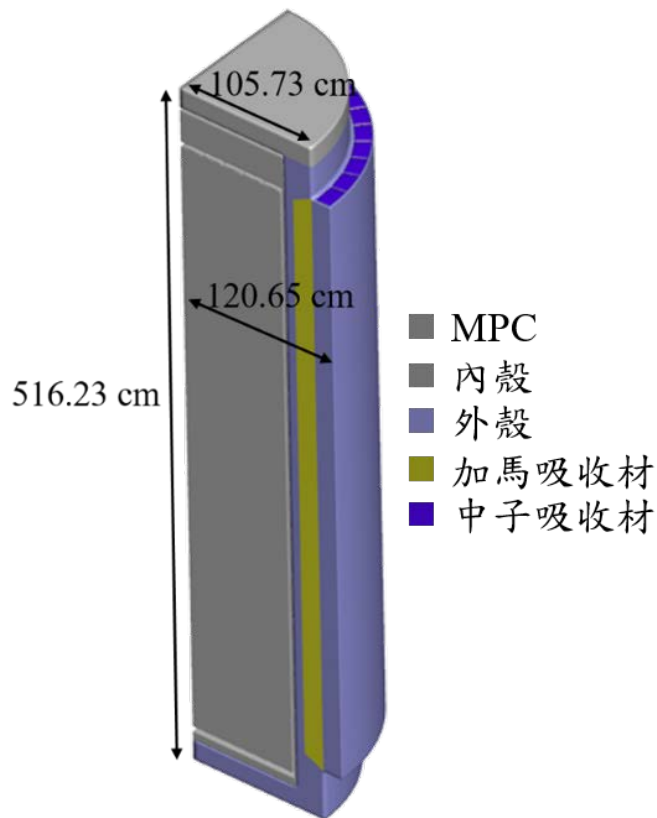


圖 2、標的貯存護箱之簡化幾何模型

表 1、標的貯存護箱之結構材料

| 元件 | 材質 |
|-------------|-----------|
| MPC | 不銹鋼 |
| 內殼、外殼、加馬吸收材 | 碳鋼 |
| 中子吸收材 | Holtite-A |

1.2.3 標的建物設施

本研究選定之標的建物設施係參考台電公司核能一廠除役計畫環境影響評估報告書[1] 及相關資訊，主體為混凝土建物，如圖 3 所示，其長為 60 m、寬為 36 m、煙囪高度為 16 m，側壁厚度為 90 cm，頂部厚度為 45 cm。設施內部設計有 10 區貯放空間，每區可放置 12 組護箱，共 120 組護箱（設計目的為貯放全部核一廠用過核子燃料，約 7,400 束燃料，因此至少需要 109 組前述 HI-STAR 100 搭載 MPC-68 型式之護箱），設施中央留有 5 m 通道，作為運送護箱之走道及機具所需設計，分區間設有 90 cm 混凝土牆，協助增強整體設施結構與輻射屏蔽。各區外牆皆有自然對流之進氣通道，煙囪作為出氣通道，通道皆具有迷道設計，避免輻射直接滲流導致過高的輻射。

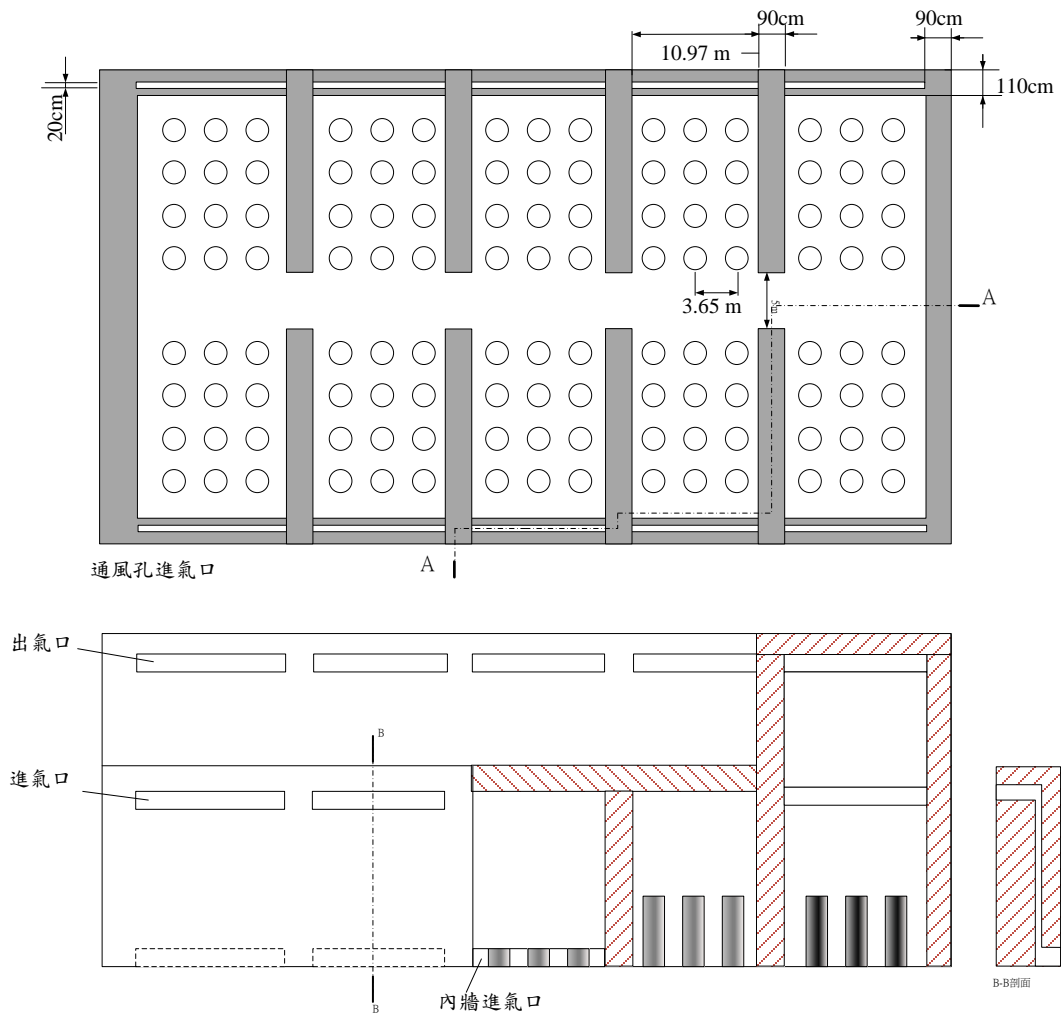


圖 3、標的建物設施貯存區與廠房結構剖面(紅色斜線)示意圖

第二章、研究方法

依據我國最新審查導則“用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則”八、熱傳估評章節所載之要求，進行乾貯設施熱流評估時，不僅需描述熱移除系統/機制外，各項與熱傳相關之材料性質、溫度限值等資訊，更需就分析時所採用之方式及工具之可靠性，邊界條件之合適性與可能所帶來之誤差加以探討。

而為能達到導則所述之各項要求，本研究擬選用目前最常見的計算流體力學(Computational Fluid Dynamics, CFD)分析技術來進行各項分析模式之發展，並依據所蒐集之各項資訊，證實所選用之分析軟體 FLUENT，確能符合導則該章中(四)分析方式、模式及計算中對於分析軟體之要求。本章將就各項導則所載之要求進行探討，並證實所選用之方法與模式確實符合導則所載之要求。

為求此一設施之設計合理性與可分析性，本子項計畫除了參考前述各項資訊更參考 HI-STAR 100 原護箱安全分析報告之護箱列置規劃；將 120 組護箱分別貯存於如圖 4 所示的 10 個貯存廳中，並假設該混凝土廠房因需吊運護箱而有如圖 5 所示之合理廠房高度與進氣口迷道設計；以下將據此作為熱流分析模式發展之依據。

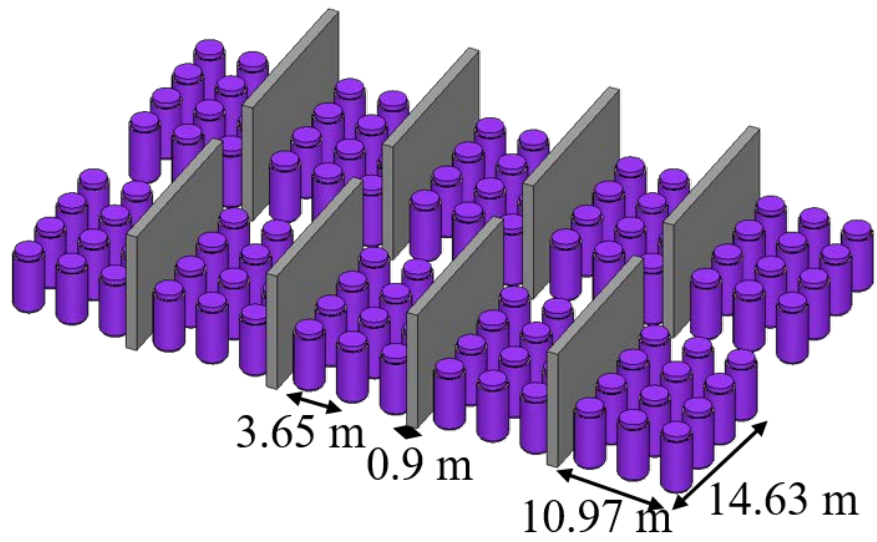


圖 4、假想設施貯存區分廳及護箱列置間距資訊

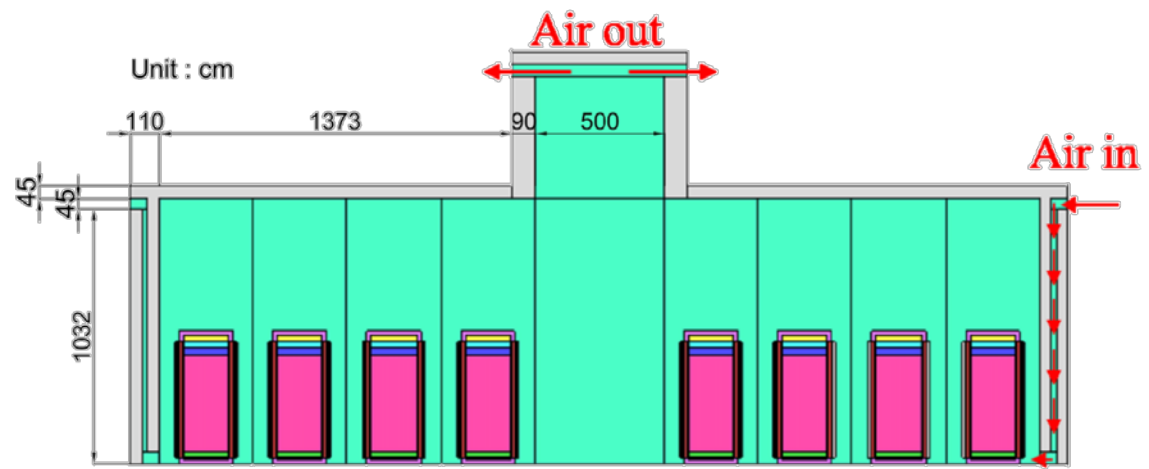


圖 5、假想設施護箱列置與廠房示意圖

2.1 統御方程式

依據上述設計概念之介紹，本分析擬探討之標的設施，其熱流設計係採用被動式散熱(Passive Cooling)之概念，以衰變熱所誘發之自然對流機制來進行熱移除。HI-STAR 100 護箱內部燃料束至廠房空間之整體熱傳途徑描述如下：

1. 燃料丸所產生之熱源，將透氦氣夾層與燃料護套傳導/輻射至燃料護套外部；
2. 燃料護套表面之熱通量將藉由輻射與氦氣之傳導往外圍提籃結構/中子毒素材料甚至外圍燃料傳遞，部分亦藉由內部氦氣之受熱對流向燃料束上方移動；
3. 不論是藉由對流/傳導或是輻射機制，由提籃側邊與頂部向 MPC 內側傳遞之熱量將透過傳導機制，由 MPC 之殼體與 OVERPACK 之包封材料，以熱傳導機制向外傳遞；
4. 上述熱源藉由密封鋼筒 MPC 向外，並經由高傳導效果的鋼製隔板與低傳導效果的中子吸收材共同以熱傳導機制向外傳遞至 OVERPACK 外表面；
5. 其後，藉由自然對流與輻射熱傳，將熱由護箱傳遞至廠房空間內之空氣與廠房表面；
6. 最終透過廠房所設計之通風口，使熱空氣藉由密度差所產生的浮力來產生自然對流，並促使新鮮的空氣由廠房進氣口流入(如圖 5 所示)。

依據以上對熱傳熱移除系統與移除衰變熱的機制的討論可以發現，在進行該標的設施的熱流分析時，需考慮穩態貯存分析、暫態裝載及事故分析並且將乾貯設施內各結構表面的輻射熱傳、固體元件的熱傳導以及護箱內的氦氣與廠房內的空氣之對流納入考慮。

據此，本研究將此標的設施之熱傳機制歸納為一暫態自然對流之共軛熱傳，

並包含熱輻射之熱流問題；其統御方程式可以歸納為：

質量守恆方程式

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \nabla \cdot (\rho \vec{v}) = 0 \quad (1)$$

其中，

ρ 為流體密度；

而 \vec{v} 為速度向量。

動量守恆方程式

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

其中， p 為靜壓力， $\rho \vec{g}$ 為體積力項；

\vec{F} 為額外力源， $\bar{\tau}$ 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

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

其中，

E 為單位質量之總能量；

h 為焓值；

p 為靜壓力；

\vec{v} 為速度向量；

κ_{eff} 則為等效熱導率：

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

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分析程式進行分析時，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，亦需就分析之熱流特性，導入合適之數值模式(Numerical Model)來加以模擬。本研究中主要需納入同共求解的數值模式尚有輻射熱傳與紊流模式等兩項，以下將逐一說明。

2.2.1 DO 熱輻射模式

由於納維-斯托克斯(Navier-Stokes)方程式，未能用以描述熱輻射機制對此系統之影響。在此平行驗證工作中採用於前期研究中已校驗完畢之熱輻射模擬模式-DO 模式，此模式主要乃是求解輻射傳輸方程式(Radiation Transport Equation, RTE)來計算有限體積法中各網格間因為物質受性質影響所生之熱輻射吸收、散射效應，並求取出各相鄰邊上之輻射熱通量以模擬輻射熱傳在各種透明、非透明物體間的傳播方式，在所選定的分析工具中可與有限體積法進行離散之各項統御方程式共同求解。其式可以寫為：

$$\nabla \cdot (I_{\lambda}(\vec{r}, \vec{s})\vec{s}) + (a_{\lambda} + \sigma_s)I_{\lambda}(\vec{r}, \vec{s}) = a_{\lambda}n^2I_{b\lambda} + \frac{\sigma_s}{4\pi} \int_0^{4\pi} I_{\lambda}(\vec{r}, \vec{s}') \Phi(\vec{s}, \vec{s}') d\Omega' ; \quad (6)$$

其中， $I(\vec{r}, \vec{s})$ 為 \vec{r} 點沿著 \vec{s} 方向之總輻射強度，其式可以寫為：

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

λ 為波長；

a_{λ} 為吸收係數；

$I_{b\lambda}$ 為黑體輻射強度；

σ_s 為散射係數；

n 為折射率(refractive index)。

又，在不考慮乾貯設施存在半透明物體，而僅需考慮各結構表面間之輻射熱傳效應時，其式可以簡化為：

$$\nabla \cdot (I_{\lambda}(\vec{r}, \vec{s})\vec{s}) = 0 . \quad (8)$$

2.2.2 紊流模式

經檢視本研究所選定之 HI-STAR(如圖 1 所示)及假想標的設施(如圖 5 所示)可以發現，無論是護箱內因為存放用過核子燃料所需的近 5m 貯存空間，或是設施內因考慮護箱吊運與通風所需之廠房高度(逾 15m)，皆將使其雷利數(Rayleigh Number, $Ra = \frac{g\beta(T_s - T_\infty)}{\nu\alpha}$)超過 10^9 ，並令流場趨於紊流流場。為求能精確的掌握紊流所造成的熱流效應，本研究參考有分析經驗[15]以及國際間多項驗證報告[18]之比對後，選擇以具有一定適用性與精確度的 k- ω 模式作為紊流模擬之數值模式，k- ω 模式之方程式可以表示為：

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

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

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}_ω 為消散率梯度；

Y_k 與 Y_ω 分別為 k 與 ω 因為紊流所造成的消散量；

S_k 與 S_ω 分別為 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)而， 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

在 FLUENT 中的自然對流主要乃是藉由流體密度差以及重力場的設定而達成動量方程式中體積力項($\rho \vec{g}$)的計算。由於重力場是一常數，因此如何模擬流體密度之變化即是建立自然對流模擬之重要參數。

在 FLUENT 中，用以設定流體密度變化的機制可以分為三種，其一為直接設定法將氣體密度以理想氣體方式進行設定；其二則是直接於材料性質表中，將材料性質設定為溫度之函數；或利用布希尼克(Boussinesq)近似法與理想氣體方程式來進行密度之計算。有鑑於國際間的研究成果[11]或是國內相關乾貯安全分析方法論的發展驗證[4]抑或近期的管制分析工作[14, 15]，皆證實採用布希尼克近似法有助於改善整體的收斂性並同時維持良好的模擬精度；故本研究選用此法進行流體性質與體積力之設定，其式中體積膨脹係數 β 可定義為：

$$\beta \approx -\frac{1}{\rho} \left(\frac{\rho_\infty - \rho}{T_\infty - T} \right); \quad (19)$$

其中， ρ 代表密度， T 代表溫度，而下標 ∞ 則代表參考條件下之量值。

第三章、蒐集國際間貯存設施熱傳安全分析案例

相較於我國核一廠 1 期乾貯申照[2]時採用的有限元素法結合系統程式進行分析之方式，核二廠 1 期乾貯[3]於其安全分析報告撰寫時，即已大量引入計算流體力學方法進行熱流相關的安全分析工作；管制單位亦已藉由相同技術進行更為精細的分析模式與技術驗證 [4]。兩者之間主要差異在於原廠家採用了較多均質化的二維模式進行分析，而管制單位所施行的平行驗證工作，則採用三維軸對稱分析模式進行案例分析，以期透過完成的模式建構工作來獲得更詳盡的元件溫度。

近期 Herranz[5]等人亦利用計算流力學(FLUENT 14)進行了 HI-STORM 100S 護箱之分析，考量 HI-STORM 100S 與本研究所採用的 HI-STAR 100 護箱皆採用相同的 MPC 貯存罐作為容器，故此分析結果將具有極高之參考價值，以下將進行重點之比較與探討。

研究中考慮小於 60 GWd/tU 之高燃耗燃料作為裝載之標的，並藉以完成模式靈敏度的分析。如圖 6 所示，其熱流模式傳導示意圖明確標示出燃料衰變熱所產生的熱源(Q_d)分別透過傳導與對流傳送至 MPC 護箱之機制，並透過對流(Q_1)由熱空氣流道的對流以及護箱的輻射熱傳(Q_2)對外導輸至最終熱沉(環境)之中，且分析因為屬於室外乾貯設施，因此需考慮日照輻射(Q_s)之影響。上述熱傳機制的考量思維在與本計畫已發展多年之方法論相比，並無明顯差異。

該研究係屬於參數靈敏度分析，因此其熱源設計之規劃係分為內外二區進行不同負載設計，以增加其分析之保守度；此一方法直接增加乾貯系統之熱負載及發熱密度，確有助於增加分析之差異性與保守度，惟該分析未曾將燃料的軸向功率納入考慮亦會影響分析之結果。而綜合以上比對以及本研究團隊之多年經驗，本研究於後續模擬時將同時考慮非均勻配置以及軸向功率之影響，以求保守。

最值得注意的是，該研究所採用的網格測試方法係為較普及且易於達成之方式，亦在透過不同網格之分佈條件下進行分析結果之比較，當各元件之徑向與軸

向溫度皆無顯著差異時，可將網格分佈所致之影響視為可接受之狀況。相較之下，部分採用 ASME V&V 20-2009[27]之要求進行網格評估者，則可獲得量化的不準度差異。綜合考慮兩者網格檢測方法之施行程序以及其精確度後可以發現，兩種網格不準度的分析方法皆可提供遠小於分析餘裕之網格靈敏度比較結果，故皆有所被分析者與管制單位所接受之案例。

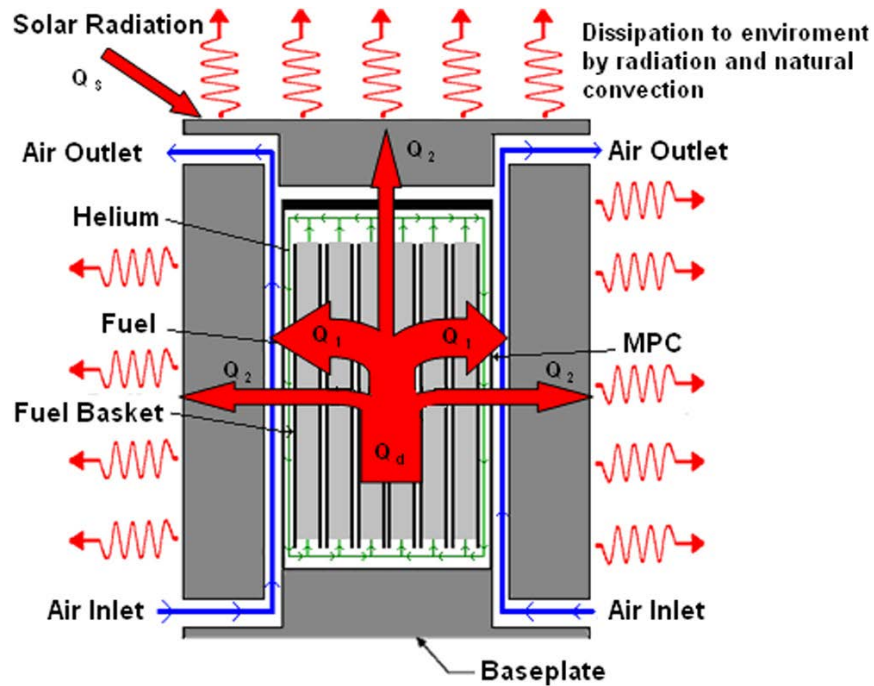


圖 6、HI-STORM 100S 系統之熱傳機制示意圖[5]

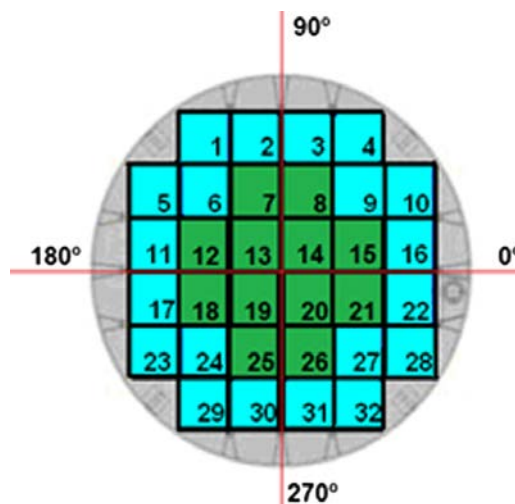


圖 7、HI-STORM 100S 系統之熱源配置[5]

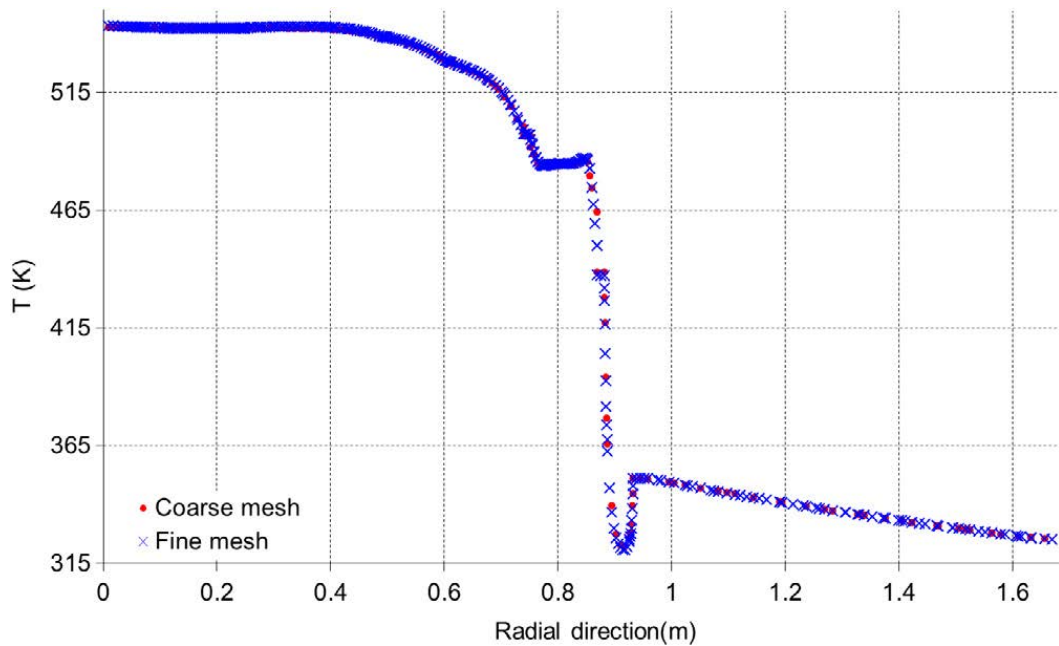


圖 8、Herranz 等人[5]於 HI-STORM 100S 系統之網格測試方法

而 Li[6]等人亦針對填充有不同氣體並裝載有高燃耗燃料之乾貯護箱進行了完整的 CFD 分析與平行驗證，其結果證實在護箱內具有不同熱傳性質之氣體時，整體熱傳特性與溫度表現將有極大之差異。然而，本研究進一步對氣體的熱流性質進行研析時則可以發現：氣體在不同壓力下，除密度受該壓力有較顯著改變之外，其餘性質之變化並不明顯。這意味著，具有不同回充壓力的護箱若在考慮內自然對流時，其對流冷卻能力將因為氣體密度之不同而有加強，但若在忽略自對流的假設下，兩者之差異將極為有限。經檢視本研究所建立的分析技術可以發現，在考慮內部自然對流時，護箱內回充氣體的各項性質仍然取決於常壓之狀態，這意味著本研究所採用的分析方法論，將可以提供一定程度之保守度。

除了上述針對 CFD 應用於整體護箱模擬能力之研究外，考量整體乾貯設施中係以燃料束具有最大之複雜度，而模擬所獲得的結果亦常被外界人事所質疑。為此，Yoo[7]等人亦曾利用 CFD 分析技術針對燃料束之熱傳特性進行模擬，進一步證實 CFD 確實可以掌握燃料束內的流場特性。其中，Yoo 是利用一個縮尺模型進行自然對流實驗，並以掌握溫度的一致性為標的進行了一連串的實驗(如

圖 9)與模擬。其結果證實透過搭配實驗數據的佐證，CFD 模擬技術的準確性得的確可以精確的掌握乾貯護箱以及燃料束內的熱流特性，進而證實該分析技術的精確與可靠。然而，燃料束的幾何模型過於複雜，並非實際分析者可以直接應用並投入安全分析或審查驗證之中。為此，美國 NRC 曾於 2013 年發表研究報告 NUREG-2152[29]，其中透過完整的平行驗證提出合適的 CFD 分析技巧與模式選用建議，其中對於燃料束的部分則建議可以採取等效熱傳導係數(圖 11)的方式進行處理並獲得如圖 12 所示的良好模擬結果。

而上述燃料護套彼此相鄰結構所適用的等效熱傳導係數評估方法並不適合直接應用於未置入集裝箱的標準用過核子燃料之水平方向熱傳導特性。這是因為無論燃料是否集裝，其軸向燃料束之熱阻皆可利用併聯熱組之方式進行估算，但在完整燃料組件中，因為各燃料棒之間存在有大量的間隙，是故若要針對核一二期假想乾貯設施進行研析，則需導入如合適之燃料組件簡化模式。目前國際間主要是以一個如圖 13 所示之二維燃料束簡化模型，在設定邊界溫度與熱負載之前提下，進行燃料束最高溫度與平均溫度之計算，並利用擴散熱組之均質化概念 [6,11,18,20,26]將此燃料束於上述平均溫度下之性質進行計算；如此反覆改變其邊界溫度，進而求得不同溫度條件下之燃料束均質化性質。



圖 9、YOO 等人[5]利用縮尺模型進行燃料束自然循環實驗

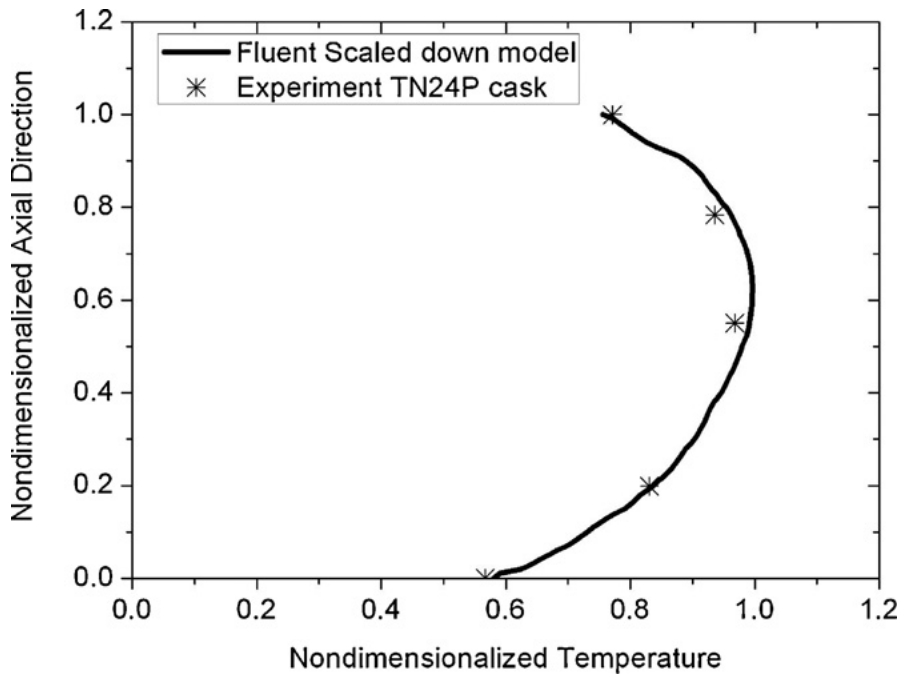


圖 10、YOO 等人[5]利用縮尺 CFD 模型與實驗數據模擬所獲的比對結果

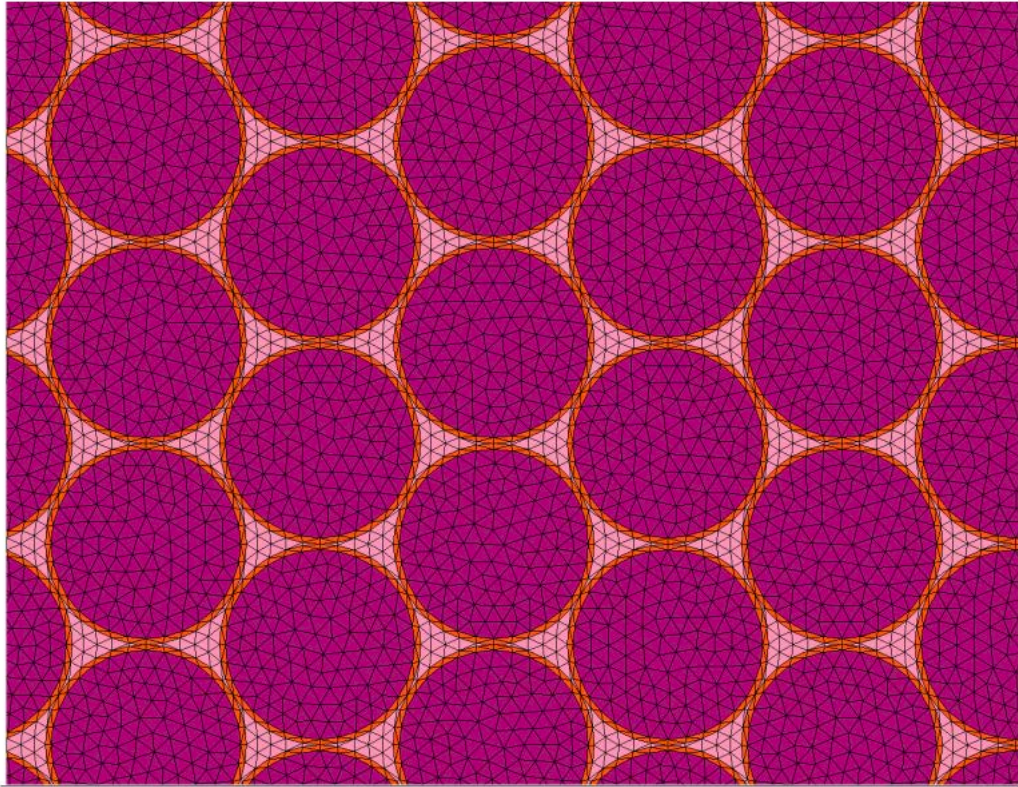


圖 11、NUREG-2152[29]求取燃料集裝箱等效熱傳導係數之模式

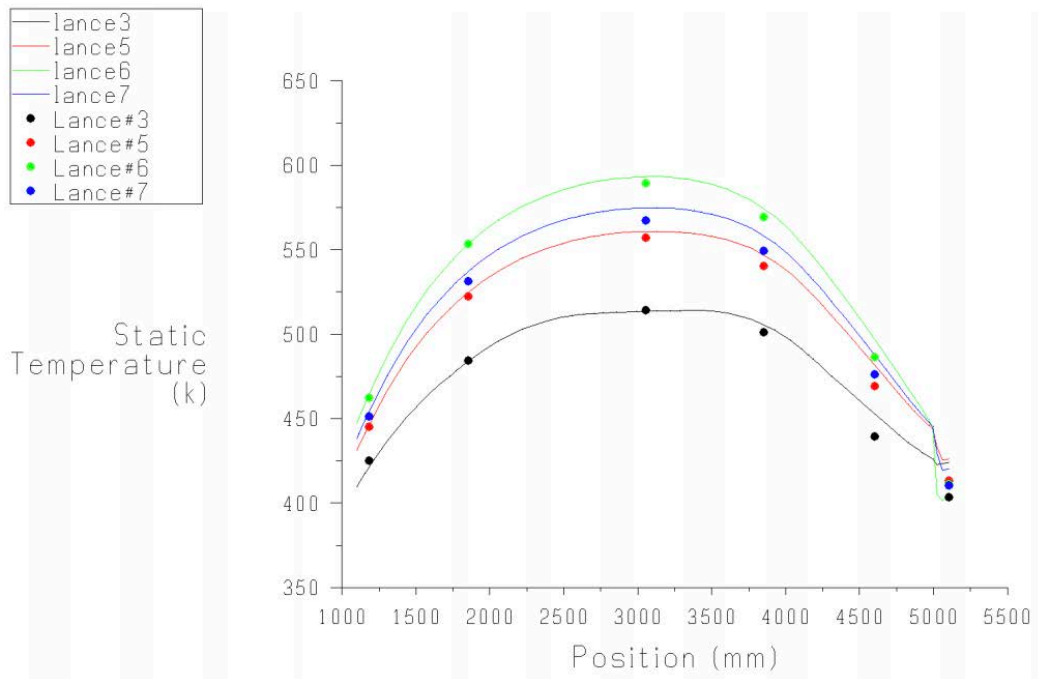


圖 12、NUREG-2152[29]以等效燃料束性質與 k- ω SST 模擬所得之燃料溫度。

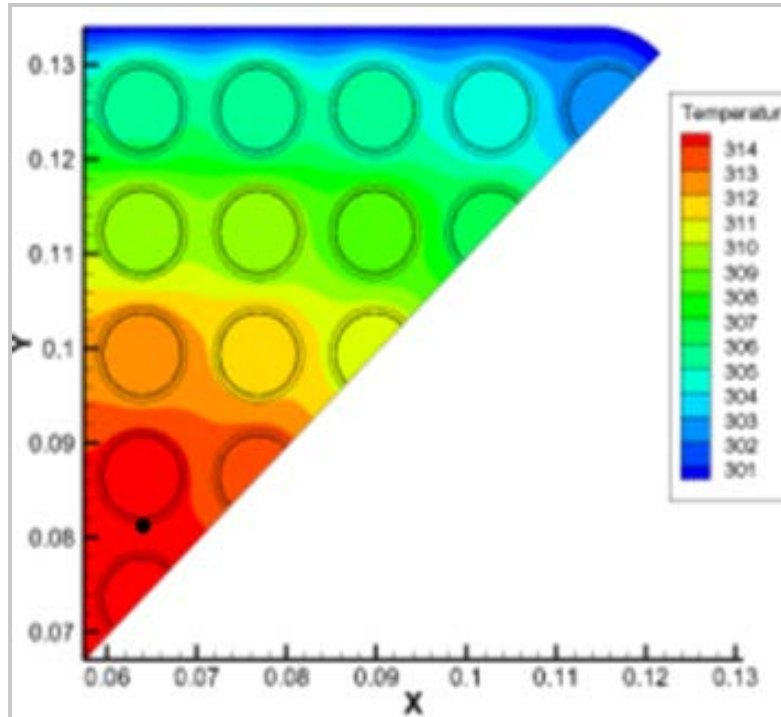


圖 13、以均質化模進行燃料束熱傳導係數之估算

CFD 不僅用上述的室外乾貯的熱流分析，Wataru 等人亦曾利用 ANSYS 與 ABQUS 針對混凝土護箱發生事故下之實驗案例進行校驗；分析中利用安置於具有良好絕熱條件房屋內之護箱進行測試，並對其絕熱邊界上施以不同條件的孔洞以限制其冷卻機制以探討正常貯存[8]、全阻塞事故期間[9]護箱內外層流道之對流與熱傳機制與溫度變化(如圖 14 所示)。甚至 WOLFGANG [10] 等人亦曾針對貯存於 WTI 之 CASTOR 護箱進行研究(如圖 15 所示)，並進一步探討內部流場受護箱影響之狀況。其結果發現護箱本身受列置所產生之尾流影響，將會對表面的溫度如圖 16 所示般造成近 10°C 之影響，從而證實在金屬護箱的室內乾貯分析中，不可以廠房空氣入口溫度作為邊界而進行護箱熱流分析。

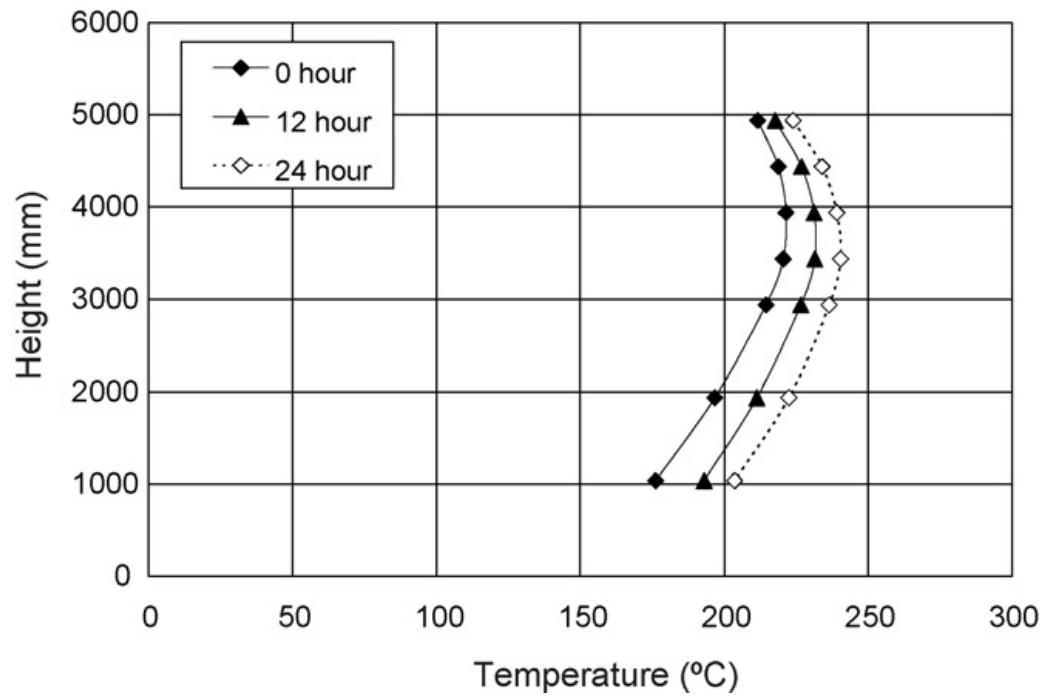


圖 14、Wataru[9]探討護箱全阻塞下之燃料溫度變化。

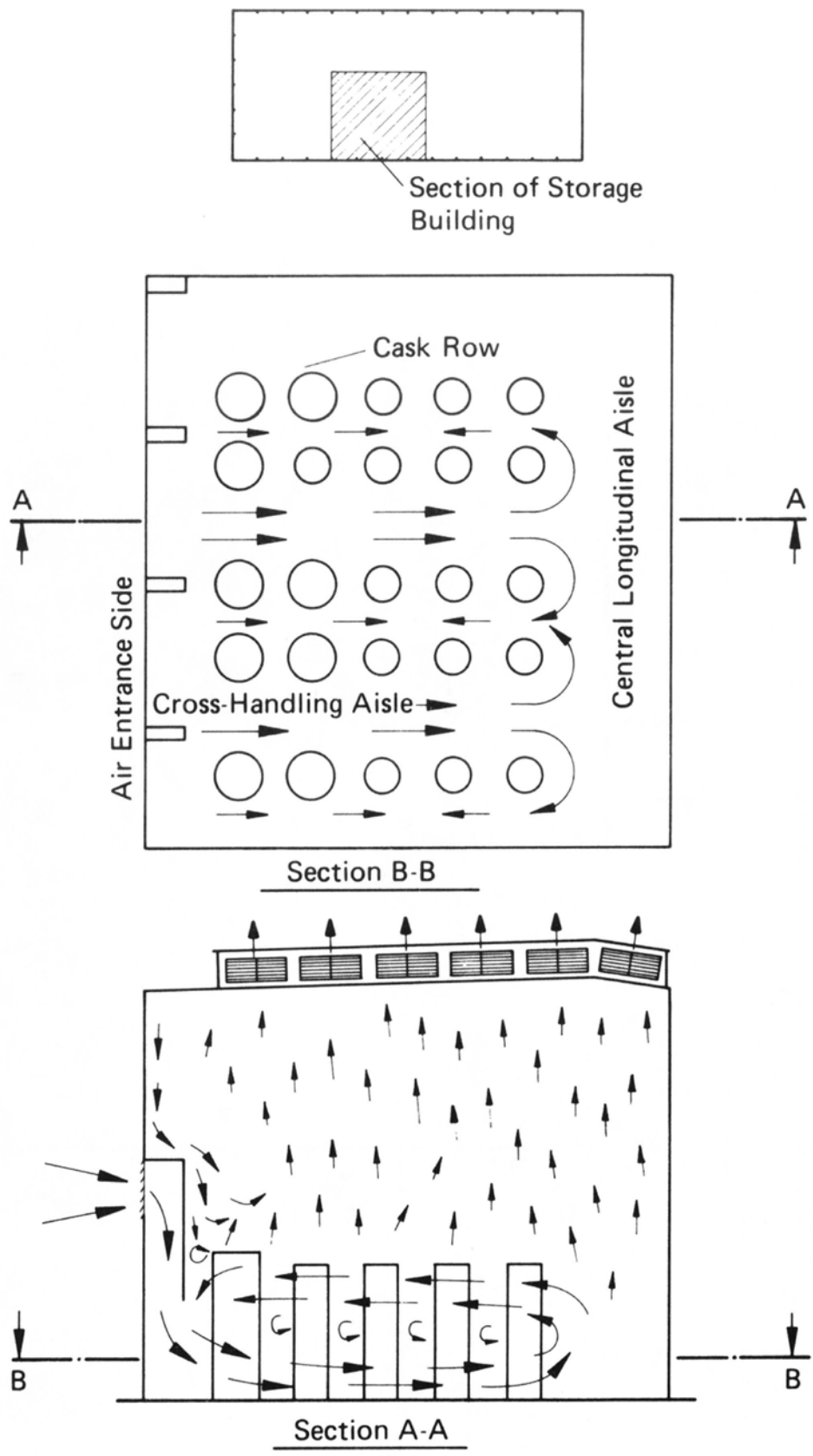


圖 15、WOLFGANG [10]針對 WTI 廠房中之 CASTOR 護箱流場分析

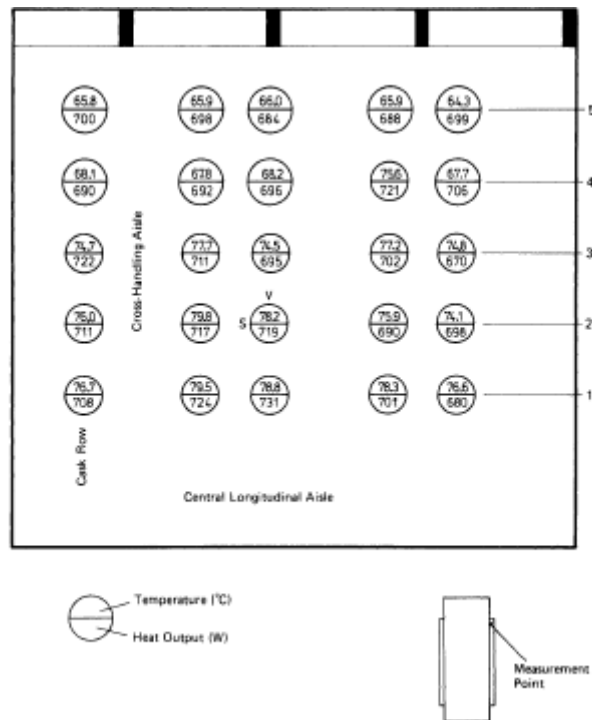


圖 16、WOLFGANG [10] 研究中護箱溫度受列置影響之結果

而依據以上各項的技術應用討論可以發現，CFD 已廣泛應用乾式貯存設施之熱流評估中，因此在以美國 NRC 所製定之 NUREG-2152[29]為基礎，並搭配上各學術期刊之研究結論，則 CFD 應用於乾式貯存設施之分析技巧與模式選用建議可大致可歸納如下：

1. 針對全護箱進行模擬之案例，皆針對貯存於內部之燃料係採用均質化模式以考慮其合理熱流特性，其內部對流之流阻可以進一步採用多孔性材質模式進行簡化；
2. 分析模式中往往依循安全分析報告之保守考量，忽略混凝土護箱之鋼筋，亦忽略造成組件組合所需之機械結構；
3. 考慮輻射熱傳機制，並考慮以 Discrete Ordinates (DO)、S2S 或其他功能相近之模式進行輻射熱傳計算；
4. 多數以發熱棒進行實驗之平行驗證，其 CFD 分析模式多未明確標示所採用之軸向功率，惟與實際燃料特性進行比較之案例，往往皆明確標示其

燃料束軸向功率配置方式；

5. 各項分析中需利用合適的紊流模式來進行高雷利數流場之紊流特性評估，其中 SST $k-\omega$ 、 $k-\varepsilon$ 與 RNS 等方法皆有人使用；
6. 燃料束與提籃獨立模擬，將有助於掌握燃料束之熱點，以區分不同事故下各元件之溫度餘裕。

透過以上的國際間相關研究文獻之蒐集與比較，可以確認本研究所採用之紊流、輻射熱傳等數值技巧，亦已被國際間學者接受並驗證，足以符合本研究熱流分析所需。

此外，在各研究工作所選用的分析工具中可以明顯發現，上述期刊[5, 7, 11, 12]、HI-STAR 100 安全分析報告[3, 18]以及既有設施的平行驗證工作[6, 10]中，皆採用與本研究相同之分析軟體 ANSYS-FLUENT 進行熱流模式發展與分析。僅有少數使用如 COBRA [13]等較特殊之軟體或是利用有限元素軟體如 ANSYS 與 ABQUS 進行分析；於此亦可證實本研究分析工具之合適性。而基於以上之文獻回顧與工具檢視，本研究將以最新版 FLUENT 15 來進行後續的分析模式發展與案例計算。

第四章、假想設施熱傳安全分析驗證方法建立

為能確保分析過程與結果符合審查導則所載之各項要求，本章將逐一就此假想之標的設施與內貯之金屬護箱進行熱流分析所使用的模式加以說明。

4.1 分析模式建立

4.1.1 HI-STAR 護箱模式發展

經檢核 HI-STAR 100 原有申照安全分析報告，可以確認該護箱可大致區分為提籃、MPC 護箱以及 OVERPACK 三個部件(如圖 17 所示)。其中，提籃可分為裝載 BWR 與 PWR 兩種型式，考量本研究乃是以核一廠 2 期室內乾貯之需求進行假設；因此本研究中將選擇以 BWR 提籃作為建模之基礎。此外，依據所蒐集之提籃與 OVERPACK 幾何資訊(如圖 19 所示)，明確顯示該護箱確實存在幾何設計上的對稱性，故存在進一步簡化的可能性。

為能確保各項分析模式的細節能被明確記錄以供後續檢核，以下將就各項模式發展所導入之假設與簡化逐一陳述：

1. 本護箱採用純自然對流為衰變熱移除機制，故模式中不存在必要之動力移熱設備；
2. 採用對稱邊界將分析模式簡化為 1/4 對稱模式；
3. 考慮提籃內中子毒物與其蒙皮皆為薄殼狀結構，僅法線向量熱傳梯度對分析影響較大，將兩者簡化為單一材質，並將其均質化以求得等效熱傳導係數；
4. 各項元件之接觸熱阻，例如：提籃內各燃料匣之縫隙、OVERPACK 各包封層之組裝間隙，採用一維薄殼熱傳模式進行設定，再給予對應之材料性質(如氣體)來進行保守設定；

5. 底部熱傳於分析護箱內各元件最高溫度時予以乎略不計，以求得較保守之分析結果；
6. 各項元件之軸向高度差異若小於 1cm，且不明顯影響熱傳機制時，將於分析模式中進行高度的一致化，並以趨於保守方式處理，例如，增加熱阻、減少等效熱傳導係數等；
7. 忽略非主要結構，如 MPC 內壁用以定位之 BASKET SUPPORTS、OPTIONAL HEAT CONDUCTION ELEMENT 等(如圖 18 所示)元件；
8. 考量 OVERPACK 內部之多層結構設計主要係以加工需求而存在(如圖 19 所示)，且其熱阻亦可用均質化模式納入屏蔽層中；故於分析模型中不再對相同材料之部分予以分層。

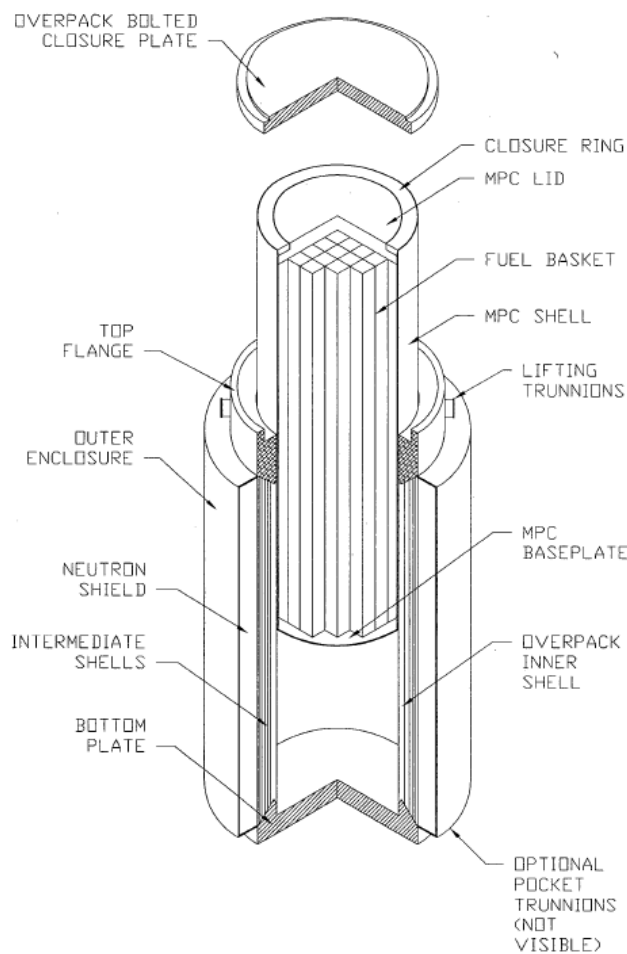


圖 17、HI-STAR 系統主要組件示意圖(ML10281079)

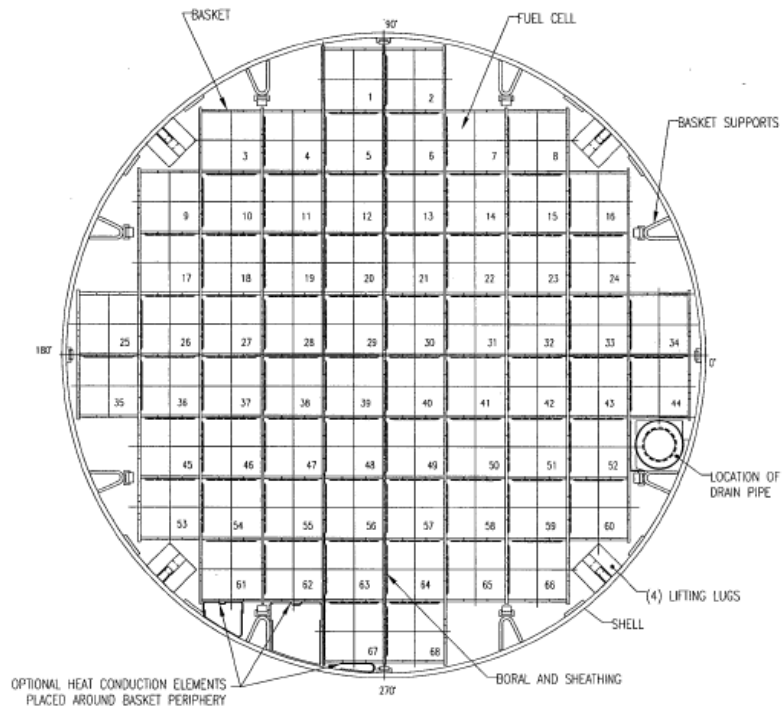


圖 18、HI-STAR 系統 BWR 提籃設配置(ML10281079)

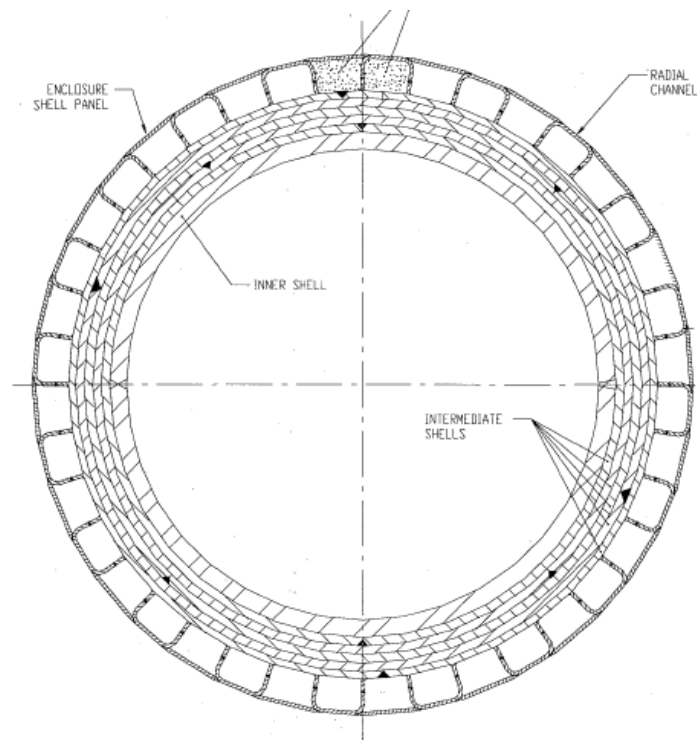


圖 19、HI-STAR 系統 OVERPACK 設計 (ML10281079)

依據上述之各項簡化與假設，本研究採用對稱邊界之方式，將提籃由中心對稱面加以分割成為 1/4 對稱模型。所得之燃料配置與中子毒素配置則如圖 21 所示；整體分析模式則如圖 22 示，其中加馬吸收材以黃色呈現，中子吸收材以深紫色代表、OVERPACK 以淡紫色標示、護箱上蓋與燃料提籃則以灰色呈現。

在完成分析模式的建立時，本研究亦針對網格的初始配置狀況進行設定，主要是希望網格能於提籃內部採用正交之網格系統進行生成，以利提籃與燃料束的接觸部分能有比較細的網格，但又不致使網格數量過於龐大。整體網格設定之細節考量可概述如下：

1. 於單一燃料束以及附近之提籃結構上，採用 MAP 及 SUB-MAP(見圖 20a 與 b)之方式進行網格生成，並於流固交界面採用 2mm 之網格高度以及 1.2 倍之網格放大係數自流-固界面上進行網格生成；
2. 於 OVERPACK 之加馬屏蔽層部分採用 MAP 網格方式進行生成，且考量其熱傳機制僅有傳導之故，以較粗之網格進行配置；
3. 由於 OVERPACK 外圍採用鑄式設計來組合金屬結構與中子吸收材，使其兼顧熱傳效果與中子屏蔽效果；因此該區採用 SUB-MAP 方式進行網格生成。
4. 整體模式沿燃料軸線方向採用 COOPER 方式，以層層堆疊之網格配置確保網格於軸線上的一致性(如圖 20c)。

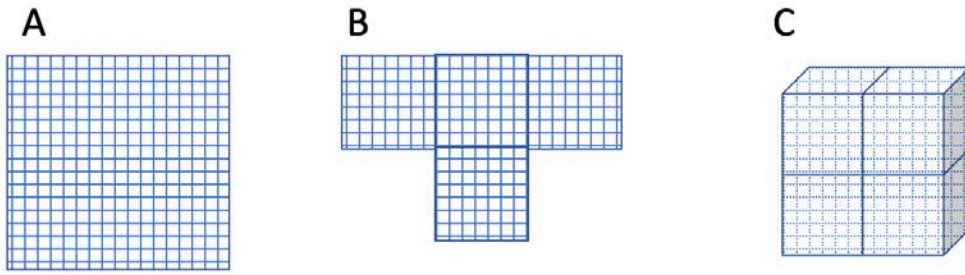


圖 20、不同網格生成設定之示意圖 A · MAP、B · SUB-MAP 以及 C · cooper

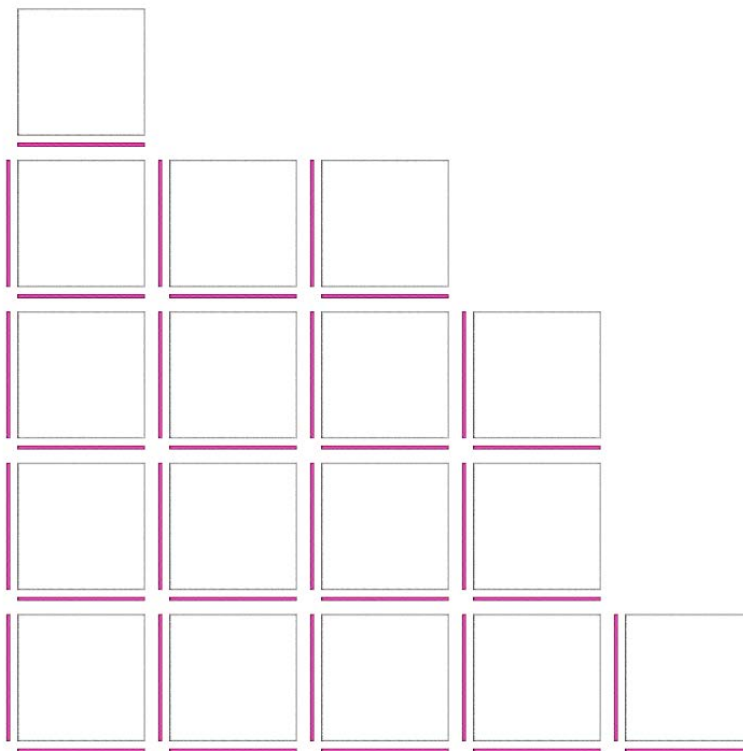


圖 21、HI-STAR 1/4 模型燃料配置圖

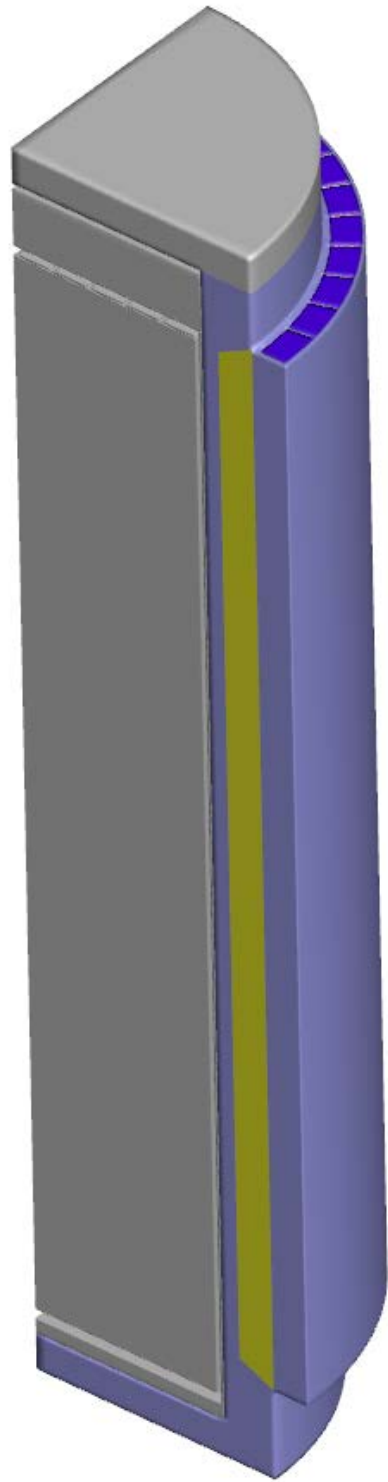


圖 22、HI-STAR 1/4 對稱護箱模式

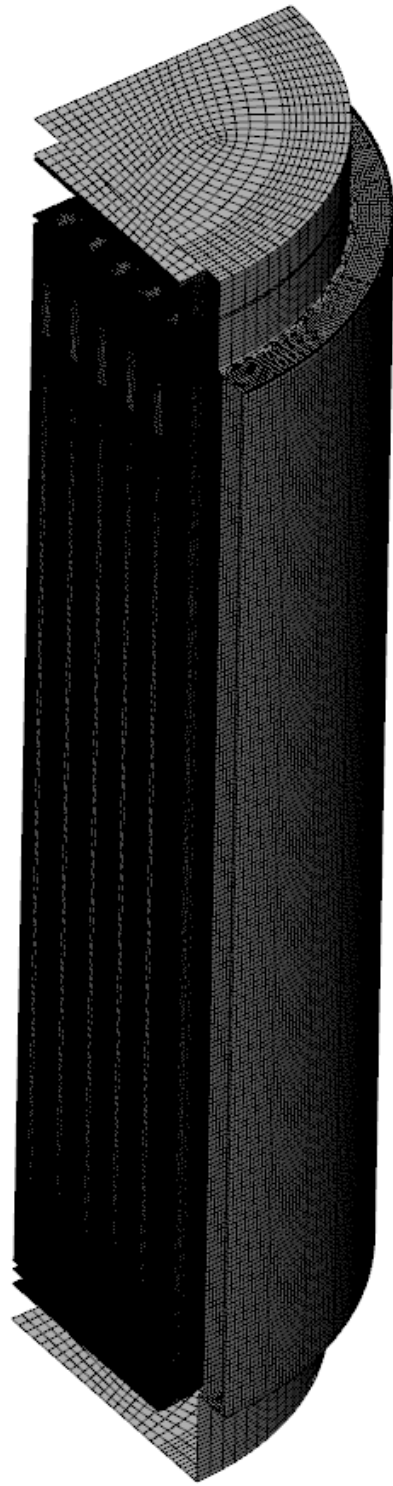


圖 23、HI-STAR 1/4 護箱模式網格配置

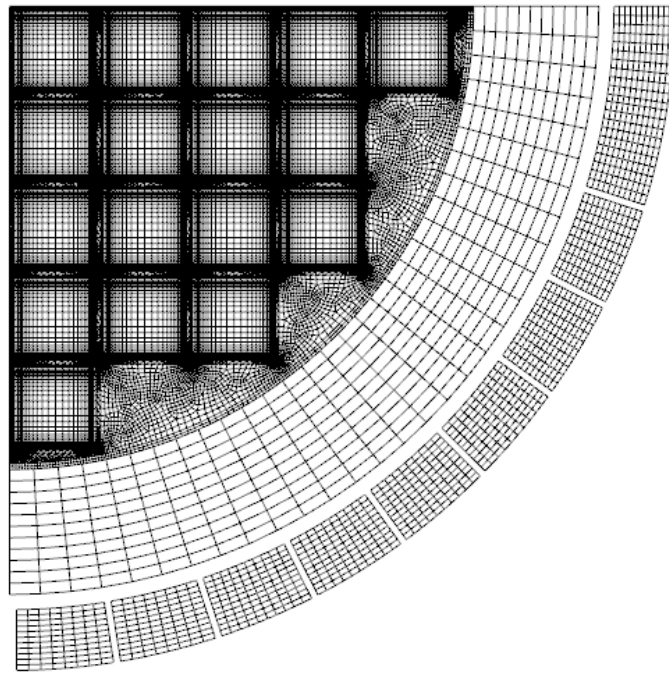


圖 24、HI-STAR 1/4 護箱模式 MPC 內部與中子吸收材之網格配置

4.1.2 廠房模式

依本計畫所擬定之標的設施(圖 3-圖 5)等設施配置資訊，本室內乾貯設施各項模式發展所導入之假設與簡化可臚列如下：

1. 本設施採用純自然對流為衰變熱移除機制，故設施中不存在必要之動力移熱設備，若有作為備援之額外動力移熱設備亦無需列入分析；
2. 採用對稱邊界將分析模式簡化為 1/4 對稱模式；
3. 混凝土廠房不考慮其內部鋼筋配置以及對其材料熱傳性質之增強效益；
4. 各護箱與廠房基座之接觸面，忽略其接觸熱阻以求得較高基座溫度；惟為確保分析結果保守之故，不考慮基座之厚度以忽略其熱傳導散熱能力；
5. 由於無需直接求解金屬護箱內各元件之細節溫度，故整體護箱區分為含中子吸收材的 OVERPACK 外層、包含加馬屏蔽層的 OVERPACK 內層以及內部 MPC 三部分；
6. 計算所得之護箱表面最保守熱傳對流係數、廠房平均溫度直接轉化為邊

界條件，並作為前述護箱模式分析之依據。

而依據以上之假設與簡化，所獲得之廠房分析模式則如圖 25 所示，其中黃色部分為廠房基座、藍色為廠房地上物結構、灰色為包含中子吸收材之 OVERPACK 部分，粉紅色為包含上蓋、加馬屏蔽層之 OVERPACK 部分、MPC 護箱因包封於加馬屏蔽層內故未展示。

該分析模式在完成後，本研究亦依據以下網格配置之基準進行網格生成工作，並獲得如圖 26 所示之廠房網格示意圖：

1. 於廠房空氣進出口處，採用較密之網格配置，其網格數最小將不得低於 7 個格點；
2. 於護箱表面採用較密之網格，第一層網格高度控制於 3cm 以下；
3. 其餘部分採用六面體網格進行生成，並控制網格高度之成長率低於 1.2。

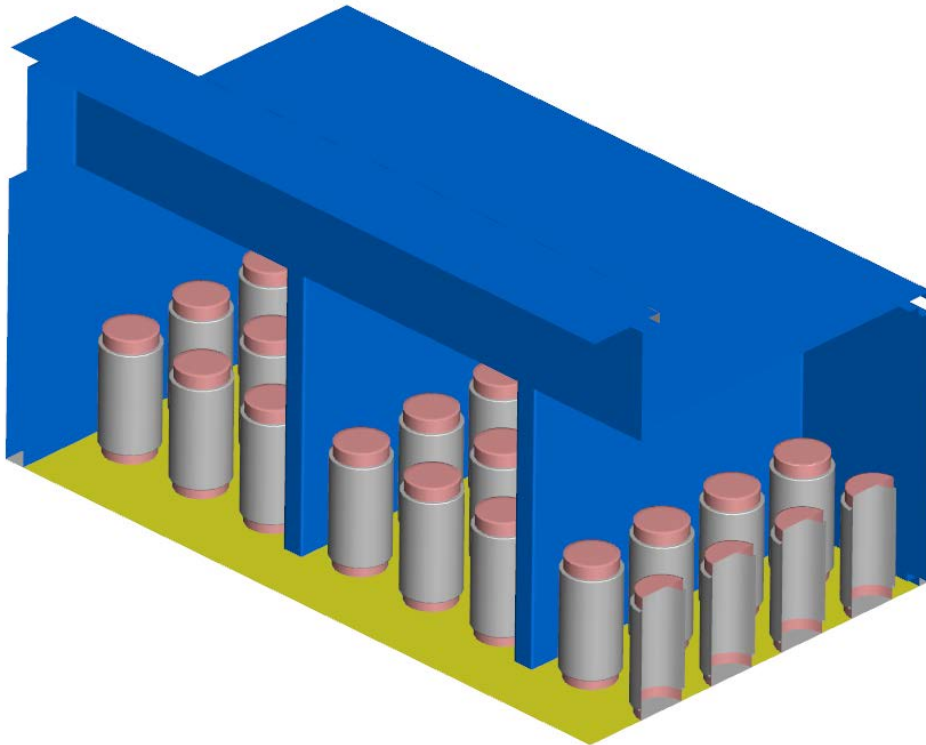


圖 25、1/4 假想設施分析模式示意圖

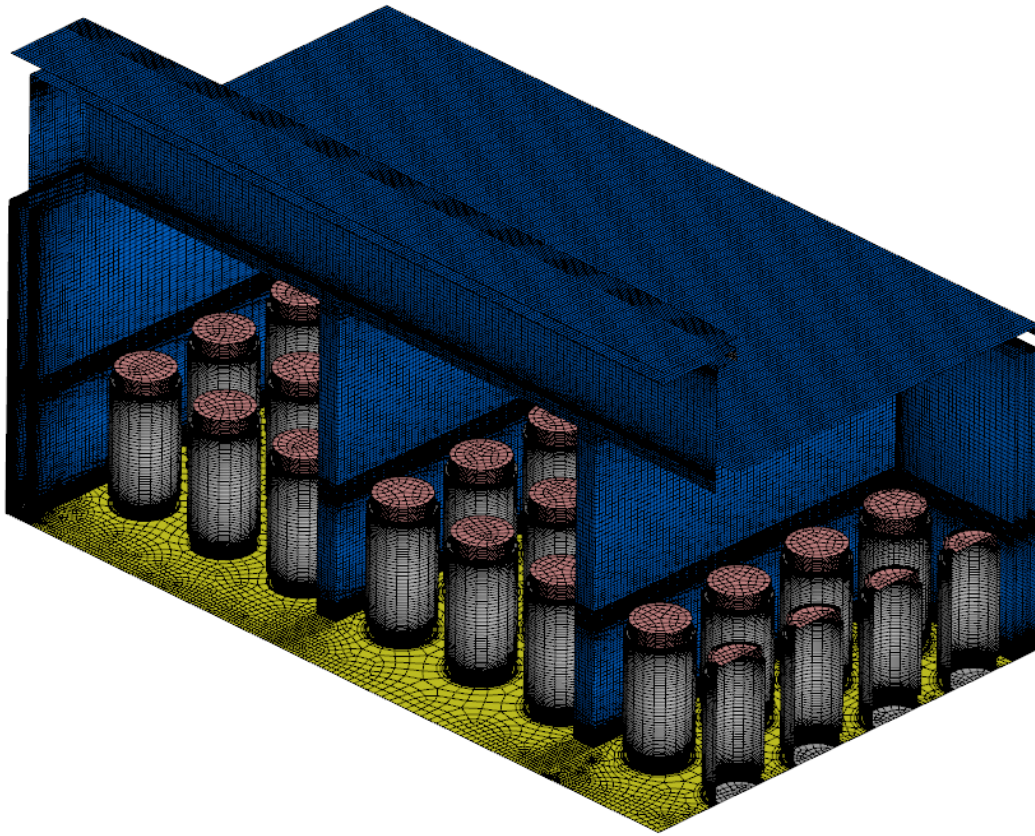


圖 26、1/4 假想設施分析模式網格示意圖

4.2 網格測試

為能符合我國新版導則對於網格靈敏度檢測之要求，本研究將依據 107 年物管局研究計畫 107FCMA005 中建議的 NUREG-2215[24]所載要求，進行網格收斂指標(grid convergence index, GCI)之評估。以下，將依據該研究報告所載之方式進行 GCI 之探討。

A.網格生成與數量說明

本研究所建立之廠房模型以及護箱模型分別如網格數量則統計如表 2 所示，且由其數量可以明顯發現，單一護箱之網格數遠較全廠房之網格為多，以確保護箱之各項組件能被精確的分析。

表 2、不同案例之原始網格數量

| 模式名稱 | 網格數量 |
|--------------|-----------|
| HI-STAR | 7,957,033 |
| DSS FACILITY | 3,937,092 |

B.網格收斂指標計算

上述網格之數量若要依據 Standard for Verification and Validation in Computational Fluid Dynamics and Heat Transfer 導則[27]所載程序來進行網格所造成的計算不準度，則需著手進行以下估算流程：

(I)計算代表網格大小(Representative Grid size, h)；

利用下式，對非結構性網格系統進行代表網格之大小計算：

$$h = [(\sum_{i=1}^N \Delta V_i)/N]^{1/3} ;$$

其中， ΔV_i 為網格i之體積， N 為網格數目；經此式計算後上述兩個模式之 h 分別為 7.15975E-7 以及 1.77939E-3。

(II)計算格點加密因子 (Grid Refinement Factor, r)

$$r_{i+1,i} = \frac{h_{i+1}}{h_i} > 1.3$$

其中， $r_{i+1,i}$ 為標準網格(較粗)對較細網格的加密因子，由於本研究所採用之護箱模式網格數龐大，故僅針對流體部分進行加密，而廠房模式則採用直接加密方式進行處理，所得之 $r_{i+1,i}$ 分別為約 1.4 及 2.0。

(III)計算準確度等級 (Order of Accuracy, p)

由前面得到之格點加密因子與各格點之變數可算出準確度等級

$$p = \left[\frac{1}{\ln(r_{21})} \right] \left[\ln \left| \frac{\varphi_3 - \varphi_2}{\varphi_2 - \varphi_1} \right| + q(p) \right],$$

其中， $q(p)$ 為超越函數，可定義為： $q(p) = \ln \left(\frac{r_{21}^p - s}{r_{32}^p - s} \right)$ ，

而 s 定義為： $1 \cdot \text{sign} \left(\frac{\varphi_3 - \varphi_2}{\varphi_2 - \varphi_1} \right)$ ；

其中， sign 則為邏輯函數，係用以判斷實數的正負值，其定義為：

$$\text{sign} = \begin{cases} -1: x < 0, \\ 0: x = 0, \\ 1: x > 0, \end{cases}$$

而 φ_i 則是第 i 組格點分布下之計算結果。

(IV)計算格點收斂指標 (Grid Convergence Index, GCI)

$$GCI_{fine}^{21} = \frac{Fs}{r_{21}^p - 1} \left| \frac{\varphi_2 - \varphi_1}{\varphi_1} \right|$$

其中， F_s 係用以修正不同格點之修正係數；在以三種格點條件進行本項網格不準度誤差評估時，其以 1.25 為之；反之，若以二格點分布進行評估時則應以 2 為修正值進行調整。

(V)不準度 (Uncertainty, Unum)

$$u_{mesh} = \frac{GCI}{k} = \frac{U_{mesh}}{k},$$

其中 k 為分布係數因子，與誤差分布有關；在 95%信心水準且為常態分布之條件下，其 k 值為 1.15。

基於以上所述，本研究針對假想設施之兩個模式之網格不準度進行評估時，可依據表 3 所示之結果進行計算。

表 3、不同網格之計算結果

| 網格類型 | | Mesh size | T(k) |
|----------|----------|------------|-------|
| 標準 網格 | CASK | 7,957,033 | 666.2 |
| | FACILITY | 3,937,092 | 419.1 |
| 加密 網格 | CASK | 11,139,846 | 663.2 |
| | FACILITY | 7,874,184 | 418.5 |

經此計算後可以發現，加密網格會促使對流邊界的模擬更佳，而獲得略低的分析結果，且其網格所造成的影響亦小於 1%；後續分析中將採用較粗之網格為之，並忽略其網格加密後對分析結果的改善結果。

4.3 材料性質

為能詳細掌握各式材料應用之熱流特性，本假想設施及其內貯的 HI-STAR 100 護箱及整體乾貯作業期間需應用之設備與材料皆需將其熱流特性加以記錄，作供管制單位進行檢核。然為能確保各項材料性質來源正確，且符合管制單位之要求，故本節所載之材料性質皆引用我國已核准之乾貯設施安全分析報告[2, 3]；以下將就各類材料依其形態之不同加以分類記錄。

4.3.1 固體材料

表 4、中子屏蔽熱傳性質

| 熱 傳 特 性 | HOLTITE-A |
|------------------------------|-----------|
| Conductivity (W/m-K) | 0.65 |
| Density (Kg/m ³) | 1630.40 |
| Specific Heat (J/Kg-K) | 1335.55 |

表 5、不銹鋼(304 及 304L)熱傳特性

| 熱 傳 特 性 | 溫 度 (K) | | | | |
|------------------------------|---------|---------|---------|---------|---------|
| | 296.72 | 352.27 | 463.38 | 546.72 | 657.83 |
| Conductivity (W/m-K) | 15.05 | 16.09 | 18.00 | 19.21 | 20.76 |
| Density (Kg/m ³) | 8016.37 | 7994.22 | 7949.93 | 7908.41 | 7858.59 |
| Specific Heat (J/Kg-K) | 483.98 | 503.24 | 533.38 | 550.13 | 567.30 |
| Emissivity | 0.36 | | | | |

表 6、碳鋼(A-36、A-533 及 SA-588)熱傳特性

| 熱 傳 特 性 | 溫 度 (K) | | | | | |
|------------------------------|---------|--------|--------|--------|--------|--------|
| | 296.72 | 352.27 | 463.38 | 518.94 | 630.05 | 685.60 |
| Conductivity (W/m-K) | 41.36 | 41.59 | 41.88 | 41.01 | 38.77 | 37.54 |
| Density (Kg/m ³) | 7861.36 | | | | | |
| Specific Heat (J/Kg-K) | 473.10 | | | | | |
| Emissivity | 0.8 | | | | | |

表 7、鋁合金熱傳特性

| 熱傳特性 | 溫度 (K) | | | |
|------------------------------|---------|--------|--------|--------|
| | 392 | 572 | 752 | 932 |
| Conductivity (W/m-K) | 14.33 | 15.16 | 16.61 | 18.06 |
| Density (Kg/m ³) | 6560.36 | | | |
| Specific Heat (J/Kg-K) | 301.44 | 309.82 | 318.19 | 330.75 |
| Emissivity | 0.75 | | | |

表 8、燃料丸(UO₂)熱傳特性

| 熱傳特性 | 溫度 (K) | | | | |
|-----------------------------|--------|--------|--------|--------|--------|
| | 296.72 | 383.94 | 508.94 | 633.94 | 758.94 |
| Conductivity (W/m-K) | 7.89 | 7.20 | 5.75 | 4.90 | 4.40 |
| Density(Kg/m ³) | 1578 | 1716 | 1855 | 1965 | 2021 |
| Specific Heat (J/Kg-K) | 1658 | | | | |
| Emissivity | 0.85 | | | | |

表 9、混凝土熱傳特性

| 熱傳特性 | 溫度(K) | | |
|------------------------------|--------|--------|--------|
| | 296.72 | 352.27 | 407.83 |
| Conductivity (W/m-K) | 1.89 | 1.85 | 1.79 |
| Density (Kg/m ³) | 2243 | | |
| Specific Heat (J/Kg-K) | 837.4 | | |
| Emissivity | 0.9 | | |
| Absorptivity | 0.6 | | |

4.3.2 流體材料

本評估主要係考量燃料自池內裝載至護箱中，而後進行各式作業以達到貯存標準並長期貯存之條件，因此整體分析工作中需將可能裝載於護箱內的流體，如液態水(如表 10)及氦氣(如表 11)納入考慮：

表 10、液態水熱傳性質

| | 溫度(K) | | | | | |
|----------------------------------|----------|---------|----------|---------|---------|---------|
| | 300 | 320 | 340 | 350 | 360 | 373.15 |
| DENSITY (Kg/m ³) | 997.009 | 989.120 | 979.4319 | 973.710 | 967.118 | 957.854 |
| Cp (J/Kg-K) | 4179 | 4180 | 4188 | 4195 | 4203 | 4217 |
| Viscosity (N-s/ m ²) | 8.55e-4 | 5.77e-4 | 4.20e-4 | 3.65e-4 | 3.24e-4 | 2.79e-4 |
| Thermal Conductivity (W/m-K) | 0.613 | 0.640 | 0.660 | 0.668 | 0.674 | 0.680 |
| Thermal Expansion Coefficient | 3.365e-4 | | | | | |

表 11、氦氣熱傳性質

| | 溫度(K) | | | | | |
|----------------------------------|---------|---------|---------|---------|---------|---------|
| | 300 | 400 | 500 | 600 | 700 | 800 |
| DENSITY (Kg/m ³) | 0.1625 | 0.1219 | 0.09754 | 0.0834 | 0.06969 | 0.0611 |
| Cp (J/Kg-K) | 5193 | | | | | |
| Viscosity (N-s/ m ²) | 1.99e-5 | 2.43e-5 | 2.83e-5 | 3.20e-5 | 3.50e-5 | 3.82e-5 |
| Thermal Conductivity (W/m-K) | 0.152 | 0.187 | 0.220 | 0.252 | 0.278 | 0.304 |
| Thermal Expansion Coefficient | 3.33e-3 | | | | | |

此外，除了裝載於護箱內的上述流體之外，因本假想設施係為室內乾貯之設計，因此貯存期間藉由流入廠房內進行移熱的空氣亦需將其性質納入記錄，而其相關資料在含括整體安全分析範圍之資訊，則詳如表 12 所示。

表 12、空氣熱傳性質

| | 溫度(K) | | | | | |
|--------------------------------------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|
| | 300 | 400 | 500 | 600 | 700 | 800 |
| DENSITY (Kg/m ³) | 1.1614 | 0.8711 | 0.6964 | 0.5804 | 0.4975 | 0.4354 |
| Cp (J/Kg-K) | 1007 | 1014 | 1030 | 1051 | 1075 | 1099 |
| Viscosity ((N-s/ m ²) | 1.846e-5 | 2.301e-5 | 2.701e-5 | 3.058e-5 | 3.388e-5 | 3.698e-5 |
| Thermal Conductivity (W/m-K) | 0.0263 | 0.0338 | 0.0407 | 0.0469 | 0.0524 | 0.0573 |
| Thermal Expansion Coefficient | 3.33e-3 | | | | | |

4.3.3 均質化材質

除了上述的純物質之外，本研究為能令計算過程更加順遂，因此需採用均質化模式將燃料束於不同流體之下的熱傳特性加以描述，並作為後續計算之基礎。

表 13、溼式作業時護箱內燃料束均質化等效熱傳性質

| 溫度 (°C) | 熱傳導係數(W/m-°C) | | 比熱 (kJ/kg-°C) | 密度 (kg/m ³) |
|------------|---------------|---------|------------------|----------------------------|
| | 徑向 | 軸向 | | |
| -35.4 | 0.94519 | 4.18284 | 0.73947 | 4601.23 |
| 79.8 | 1.03553 | 4.06487 | 0.73763 | 4569.12 |
| 195.3 | 1.03221 | 3.82063 | 0.74069 | 4504.90 |
| 311.9 | 0.83927 | 3.51180 | 0.83288 | 4408.85 |
| 427.6 | 0.82681 | 3.36974 | 0.92210 | 4312.53 |
| 543.1 | 0.82660 | 3.27857 | 0.88203 | 4216.48 |

表 14、真空作業時燃料束均質化等效熱傳性質

| 溫度 (°C) | 熱傳導係數(W/m-°C) | | 比熱 (kJ/kg-°C) | 密度 (kg/m ³) |
|------------|---------------|---------|------------------|----------------------------|
| | 徑向 | 軸向 | | |
| 59.6 | 0.05794 | 3.75189 | 0.25071 | 4008.05 |
| 121.9 | 0.11381 | 3.62270 | 0.26528 | 4008.05 |
| 213.8 | 0.22243 | 3.38822 | 0.28060 | 4008.05 |
| 319.0 | 0.40271 | 3.20442 | 0.29245 | 4008.05 |
| 429.6 | 0.66481 | 3.20151 | 0.30501 | 4008.05 |
| 542.6 | 1.01414 | 3.23640 | 0.31409 | 4008.05 |

表 15、充氬與貯存作業時燃料束均質化等效熱傳性質

| 溫度 (°C) | 熱傳導係數(W/m-°C) | | 比熱 (kJ/kg-°C) | 密度 (kg/m ³) |
|------------|---------------|---------|------------------|----------------------------|
| | 徑向 | 軸向 | | |
| -24.2 | 0.30904 | 3.91887 | 0.2328 | 4008.05 |
| 87.0 | 0.40084 | 3.76331 | 0.2583 | 4008.05 |
| 199.3 | 0.56595 | 3.54025 | 0.2772 | 4008.05 |
| 312.6 | 0.78485 | 3.36019 | 0.2927 | 4008.05 |
| 426.6 | 1.07126 | 3.36434 | 0.3052 | 4008.05 |
| 541.2 | 1.38840 | 3.41917 | 0.3140 | 4008.05 |

4.4 燃料熱源配置

在參考 HI-STAR 安全分析報告[18]第 4.4-3 頁所載之描述以及國內外各項乾貯設施之安全分析報告及平行驗證報告可以發現，若要精確的掌握乾貯設施各元件之最高溫度值及其分佈，則用過核子燃料之發熱量勢必需將非均勻分佈之燃料列置影響以實際列置方式或保守方式進行模擬。考量整體燃料於 MPC 提籃內之配置與燃料束於運轉期間的燃耗歷史，兩者之配置將無法以現有計算流體力學分析軟體之功能來達成。是故，分析者除依據審查導則第八章之要求，確認相關安全分析報告應詳述其各項設定，除確保其邊界條件合理且保守外，亦需將相關評估作業之細節與結果留存並備查。為能滿足導則所載之相關規定，本節將詳述其熱功率配置條件與模式技術以供檢核。

4.4.1 熱源規劃

經檢索台電先前對核一廠兩座機組停機後之衰變熱[26]所進行的評估發現，假設該廠 2 號機於執照到期(2019/07/15)後才開始計算最終周期之燃料冷卻時間。由於台電需待經濟部核准其可行性評估報告後，方能進行的設施招標、設計與安全分析、審查與取得建照並辦理施工等作業來加以推測，至少仍需 5 年左右之時間方能完成 2 期乾貯的申照與建造。因此可合理以停機 5 年的燃料作為最短冷卻周期進行評估。依據 HI-STAR 100 安全分析報告所載資訊，其燃料於停機 5 年後之最大熱負載為 272W/束；而我國核一廠之最終周期燃料若以最為保守的 ASB 9-2 衰變熱計算公式進行評估時(如表 16 所示)，其最大熱負載亦低於 400W/束；但為能確保分析之保守性，並具體呈現功率密集化對熱流分析結果之影響，本研究仍以 500W/束作為最高熱負載進行探討。

此外，經本研究進行資訊蒐集後得知，用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則第八章第(3)節第 1 項並未要求使用何種方法計算用過燃料衰變熱功率，但要求須考慮實際燃耗條件，本節之計算是使用 ASB 9-2 方法，ASB 9-2 在給定運轉時間及冷卻時間下，使用單一方程式計算衰變熱功率，雖然可藉給定較長的運轉時間保守涵蓋燃耗換算得到的運轉時間，但燃耗尚有其他效應，例如不同之可分裂核種，在不同之燃耗下對分裂功率的貢獻不同，燃耗亦會影響鈾系核種的衰變熱功率貢獻。因此建議未來進行審查時或可考慮使用其他目前較先進的方法，例如使用有考慮燃料燃耗效應之 RG 3.54 rev. 2 方法，當可符合審查導則之要求，抑或源自於標準燃料之分析結果求取之數值為之；但考量本研究工作範圍未涉及此上述工作項目，因此本研究中仍以 ASB 9-2 的結果為之。

為確保本分析能涵蓋核一廠除役所需燃料裝載之需求，本研究考慮針對如圖 28 所示之三種裝載條件，以滿足核一廠用過子燃料可能因為最近周期而有較高燃耗，以及較早周期冷卻時間較長而導致的衰變熱差異。

1. 燃料束平均具有 250W/束之衰變熱，每一護箱計 17KW；
2. 基於前例燃料具有 250W 衰變熱之前提，置入 16 束 500W 燃料，並採用集中式配置，外圍配置部分單束 125W 以維持單一護箱具有 17KW 總熱負載；
3. 基於前例最低燃料具有 125W 衰變熱之前提，搭配 361.12W 之燃料熱負載採棋盤式配置，總熱負載仍維持 17KW；
4. 為能與 HI-STAR 進行平行驗證，額外設定乙組 18.5KW(單束為 272W 熱負載)總熱負載並搭配平均配置規劃。

表 16、以 ASB 9-2 計算核一廠最後 5 個周期於停機 5 年後之熱負載

| 周期 | 熱負載(W/束) |
|----|----------|
| 23 | 311.8 |
| 24 | 334.1 |
| 25 | 348.8 |
| 26 | 359.8 |
| 27 | 374.7 |

4.4.2 軸向功率配置

考量燃料運轉歷史與核一廠運轉之特性，本研究不選用 HI-STAR 100 安全分析報告所載之軸向功率分佈來進行燃料束熱源之設定，而採用如圖 27 所示之 ATRIUM-10 燃料之軸向功率配置，該配置係引用自物管局 107 年之計畫成果，

以確保分析結果符合導則要求，確實依擬裝載燃料特性與邊界條件進行分析。此外，為能令燃料束之軸向功率配置能在曲線適配(Curve-fitting)化後，不會為軸向位置之變化而造成設定的不便，研究中將分析模式之燃料位置由幾何模型的絕對座標，轉化為頭部段+有效發熱段之相對座標。如此在不同的分析工作中若需要調整有效發熱段的位置、長度時，皆不會影響相關程式碼之設定。此外，各項曲線適配之作業亦採用正常化(Normalized)後參數來進行，除了便於與可能改變的模式尺寸、座標搭配使用外，更可避免隱含任何可能的程式撰寫邏輯之盲點，而導致分析結果失真。

而曲線適配所獲得之各項與發熱段原點相關之參數值，亦將以使用者自定函式(User Defined Function, UDF)程式碼進行撰寫，進而求得各座標位置下應有的“功率係數”，並在搭配下節所述之單束燃料總功率後，計算出實際熱產生率：

$$Q'''(W/m^3) = P_{fuel} \times f_{axis Y} \quad (20)$$

其中， Q''' 為單位體積熱產生率； P_{fuel} 為該燃料總衰變熱功率； $f_{axis Y}$ 為軸向位置的功率係數：

$$f_{axis Y} = -61.266Y_{active}^6 + 168.83Y_{active}^5 - 187.29Y_{active}^4 + 109.4Y_{active}^3 - 38.146Y_{active}^2 + 8.1456Y_{active} + 0.3738 \quad (21)$$

其中， Y_{active} 代表自有效發熱段起點至該點之軸向距離。

值得注意的是，此軸向功率分佈曲線經適配化後積分值為1，代表在進行燃料計算時，燃料應有之總熱功率不致因為適配化後而造成誤差；此點亦是主管機關進行審查時應特別注意的關鍵點。

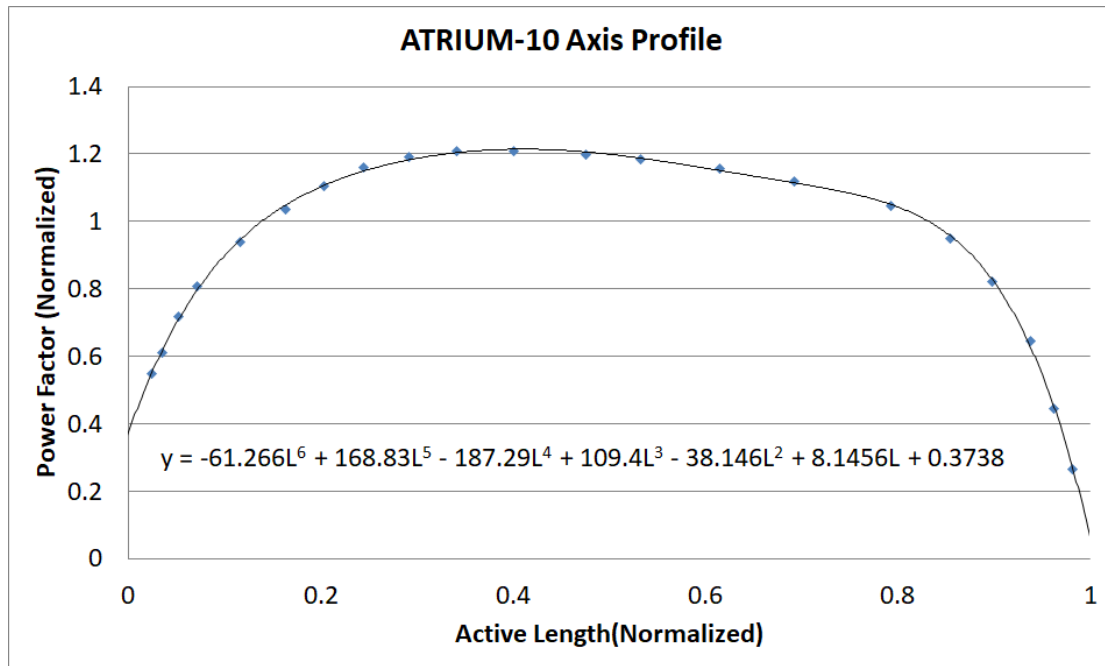


圖 27、本研究所採用之燃料軸向功率配置圖

4.4.3 徑向功率配置

基於 2.5 節所採之各項描述，本研究亦利用 UDF 之程式碼功能進行設定熱負載之功能開發，利用圖 21 所示的燃料束排列具行列化的特色，將提籃中各燃料束應具有之單一燃料總熱源(W/束)轉化為如圖 29 所示之二維矩陣，並利用 C 語言中浮點數進位為整數時的無條件捨棄之運算邏輯，將各網格之 X、Z 座標位置轉化為圖中各二維矩陣之對應欄位，進而達到熱負載配置之能力。藉由此一技術簡化分析作業程序可供未來分析結果檢核時，無需複核有限差分後的大量網格熱源項，可逕由二維矩陣內的數值確認即可。基於上述流程所建構之 UDF 程式碼詳如附件所錄，其熱源項程式碼名稱與配置分別如表 17 各欄所示。而採用 ATRIUM-10 燃料所應考慮之各項軸向功率配置設定、有效發熱段長度、有效段起始座標等亦已詳錄於分析程式碼中，於此不再贅述。

表 17、本研究熱負載配置

| 案例類別 | 總熱負載 (KW) | 最大熱負載 (W) | 最小熱負載 (W) | 源項代碼名稱 |
|------|--------------|--------------|--------------|----------------------|
| 平均配置 | 17.0 | 250 | 250 | average_ATRIUM_10 |
| 棋盤配置 | 17.0 | 361.12 | 125 | checkboard_ATRIUM_10 |
| 集中配置 | 17.0 | 500 | 125 | core_peak_ATRIUM_10 |
| 校驗熱源 | 18.5 | 272.05 | 272.05 | average_HI_STAR |

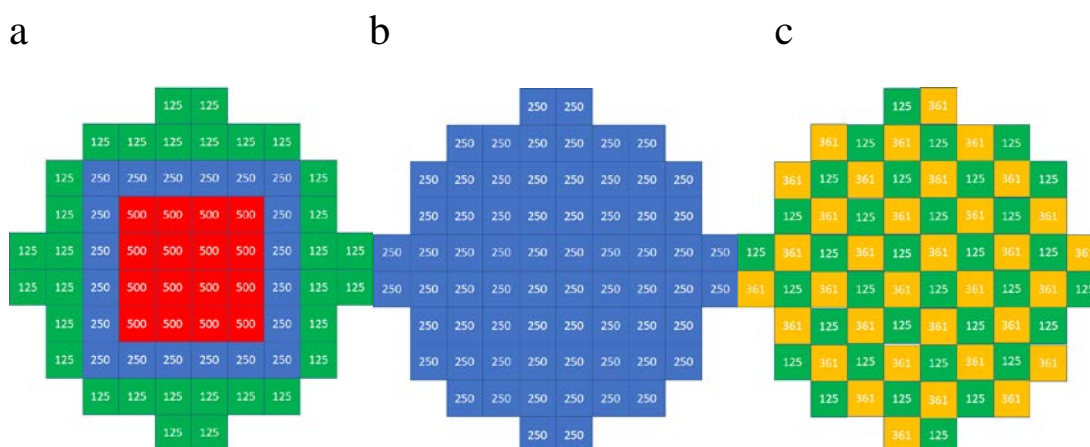


圖 28、本研究擬分析之三種護箱內燃料配置 a，集中 b，平均 c，棋盤式配置

```

/*X軸方向→*/
/* */250.,250.,250.,250.,250., /*108FCMA003 check*/
/*Z */250.,250.,250.,250.,0.0, /*108FCMA003 check*/
/*軸*/250.,250.,250.,250.,0.0, /*108FCMA003 check*/
/*方*/250.,250.,250.,0.0,0.0, /*108FCMA003 check*/
/*向*/250.,0.0,0.0,0.0,0.0 /*108FCMA003 check*/
/*↓*/};
    
```

圖 29、HI-STAR 提籃於平均熱負載設定下之二維矩陣配置

4.4.4 護箱於廠房內貯存時之視因子

考量本分析技巧係將廠房與護箱分別採用較為精細之模型進行評估，因此在進行護箱分析時需將該廠房內護箱列置所構成的熱輻射視因子(View Factor)加以評估，並反應在護箱熱流分析作業上。為此，本研究考量依據第一章所述之假想設施規劃與護箱列置節距，建構一個如圖 30 所示之單廳分析模式。

計算求解之方式係利用 DO 模式利用求解輻射傳輸方程式來獲得發熱物對其他表面之輻射熱的功能，將所有護箱設定為 500K 並將廠房各表面皆設為 300K 之方式，求取得位於該廳中央之護箱表面輻射熱，進而反推其視因子：

$$Q''_{CFD} = AF\varepsilon\sigma(T_{cask}^4 - T_{wall}^4);$$

計算中假設所有表面為黑體，故其 $\varepsilon = 1$ ， σ 為波茲曼常數 $= 5.67E-8 \text{ W}/(\text{m}^2 \text{ K}^4)$ 。經由 CFD 模式計算求得其 Q''_{CFD} 與表面積 A ，即可推算本設施護箱之視因子如表 18 所示；其結果代表單位溫差下輻射熱能傳之能力，因此應取較靠近廠房中央之 CASK2 所具有之較低視因子之護箱作為保守分析之依據。本研究後續之計算中將採用此視因子進行護箱熱傳特性計算之邊界條件。

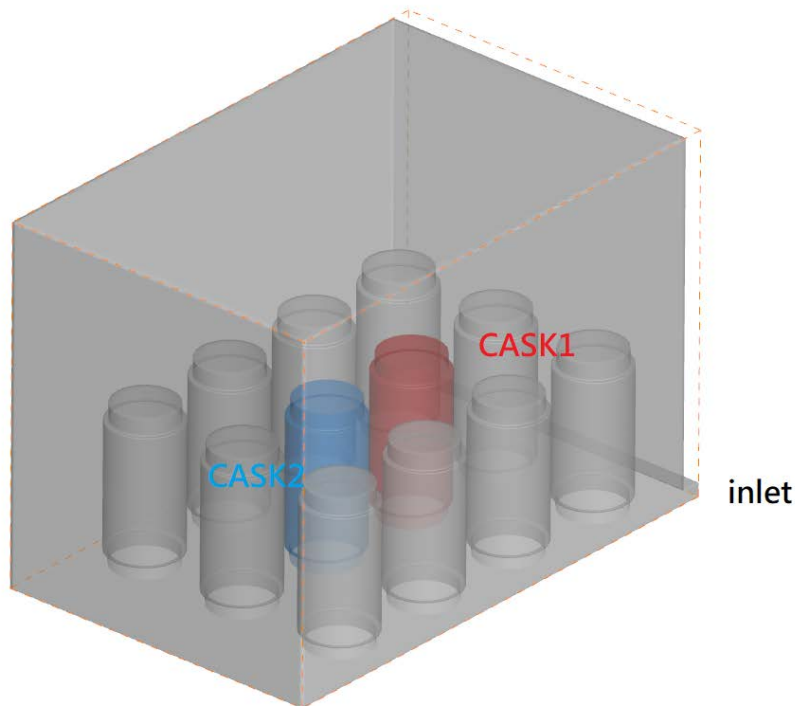


圖 30、本研究計算輻射熱傳視因子之分析模式

表 18、本設施保守護箱視因子

| | 護箱頂部 | 護箱側邊 |
|-------|----------|--------------|
| CASK1 | 0.999927 | 0.515539 |
| CASK2 | 0.999929 | 0.507692(保守) |

4.5 分析技術驗證

在完成上述模式之建立後本研究依據 HI-STAR 安全分析報告上所載之資訊，在加入以下各項保守假設後進行模式驗證：

1. 為能與 HI-STAR 100 安全分析報告分析中所載的 18.5KW 熱負載數據進行驗證，本案選用相同熱負載並以平均分佈方式進行配置；待完成驗證後，再由前述之不同熱源規劃進行案例分析。
2. 忽略護箱內部對流，將內部空間假設為固體；
3. 考慮護箱列置之間距，以並原安全分析報告中圖 4.4.5 所載之方式，求得如表 18 之中央護箱對外之視因子，作為輻射熱傳量之修正係數；
4. 採用 HI-STAR 安全分析報告所載之各項材料性質。

選擇以安全分析報告中所載之 MPC-68 於 80°F 之長期貯存之案例進行驗證之原因在於，採用 HI-STAR 100 系統時因為無需考慮系統發生半阻塞或全阻塞之案例。且在正常與溫度異常案例的設計基準下邊界條件的增加幅度將遠小於正常與事故狀況下材料元件所增加的溫度餘裕，因此透過大負載之正常案例，即可確保該設施之分析結果符合各類狀況；例如，在假想環境溫度為 56.1°C 的例子，其環境溫度上升約 14°C 但燃料護套等溫度容許限制卻高出 170°C。

在本研究以前述技術所建立之分析方法進行案例計算後，所得之分析結果如圖 31 所示，其溫度分佈明顯可見用過核子燃料藉由熱傳導與輻射機制對外傳遞之特性，而底部因為採用絕熱邊界之故而使溫度梯度明顯垂直於邊界上。另外，由提籃外側的溫度梯度分佈亦可明顯發現，於此設計下主要的熱源將直接由護箱表面中段移除，僅部分熱源得利於具有明顯厚度的 OVERPACK，而讓熱能稍微向護箱側邊頂部與底部傳遞；整體而言，熱傳趨勢與溫度場分佈皆與物理現象及上述邊界條件設定相符。

在確定分析結果符合物理現象即可進一步將所得結果進行量化比對，如表 19

所示，本案計算所得之元件溫度值皆與原安全分析報告相近，兩者之差異僅來自於分析模型與簡化模式之細部影響，而無需對兩者之間之合理量化差異強加探討或評定其優劣。這是因為此一案例中已充份將各項可能假設納入考量中，例如採用可涵蓋並趨於設計限值之熱負載即可提供可觀的保守度；其餘裕在不考慮熱輻射隨溫度上升之改變下，大略與系統熱功率成線性正比。

又，HI-STAR 100 於最初的分析模式發展過程中忽略自然對流之效益，若進一步將其進行檢核，則可發現如圖 32 所示之分析結果。其結果顯示，在進一步考慮內部對熱流後，將使得內部燃料所具有的最高溫度明顯下降，且因為對流之故而使得最高溫度上移至有效發熱段之末端。表 20 則更進一步的量化結果之比對，並顯示考慮自然對流確實有助於增加熱傳分析結果之保守度。

最後雖然整份 HI-STAR 100 中可用以比對驗的量化資訊極少，但本研究仍藉由該報告中所稱“真空階段下最高溫度遠低於 950°F”之結果進行真空階段的案例計算，而所得之溫度分佈與量化數值比對則分別呈現於圖 33 與表 21 所示；其結果顯示該設施於真空階段下之燃料護套最高溫度低於該安全分析報告中所載 570°C 之要求，且 MPC 提籃中最高溫度亦小於該設計之 HOLTITE-A 材料限值(510°C)。

上述比對的工作除了證實本研究的分析技術確能求得可靠的結果外，透過上述的比對與討論過程更可發現，以往安全分析報告中往往是以說明分析結果是否符合設計限值為前提進行撰寫，故平行驗證所需之若干量化資訊與細節恐未加以呈現，而使後續的查核與佐證資料提供需耗費更多人力資源。故若計畫中能協助管制單位發展分析計算書與安全分析報告項次之對應查核文件，將有助於改善此一問題，並讓廠家對智財權保護之期望與安全分析應揭露資訊取得平衡。

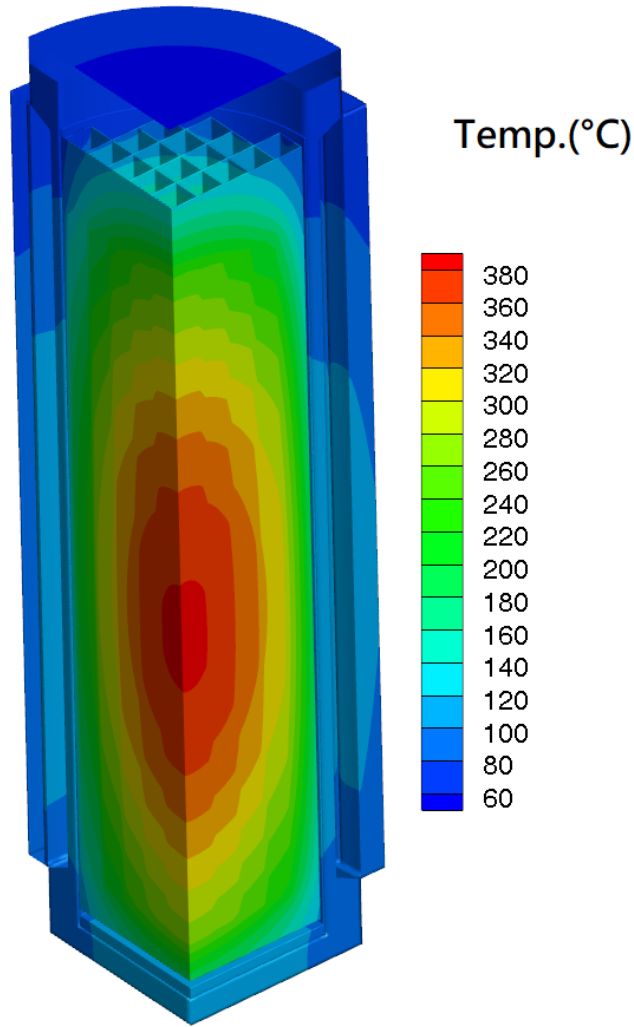


圖 31、HI-STAR 安全分析報告所載案例平行驗證結果

表 19、HI-STAR 於長期貯存下之分析結果校驗與比對

| 元件名稱 | SAR(°C) | 本研究分析結果(°C) | 設計限值(°C) |
|------------------------|---------|----------------|----------|
| Fuel Cladding | 393.89 | 393.0 | 398.33 |
| MPC Basket | 385.00 | 383.4 | 426.6 |
| MPC outer Shell | 166.11 | 158.13 | 232.22 |
| HOLTITE-A | 133.89 | 129.20 | 148.89 |
| Overpack Inner Surface | 108.89 | 112.35 | 176.67 |
| BOLTED PLATE | 68.33 | 69.25 (68.13)* | 204.4 |
| Overpack bottom | 100.56 | 108.85 | 176.67 |

*括號外為該平面最高溫度；內則為螺栓鎖固位置之溫度。

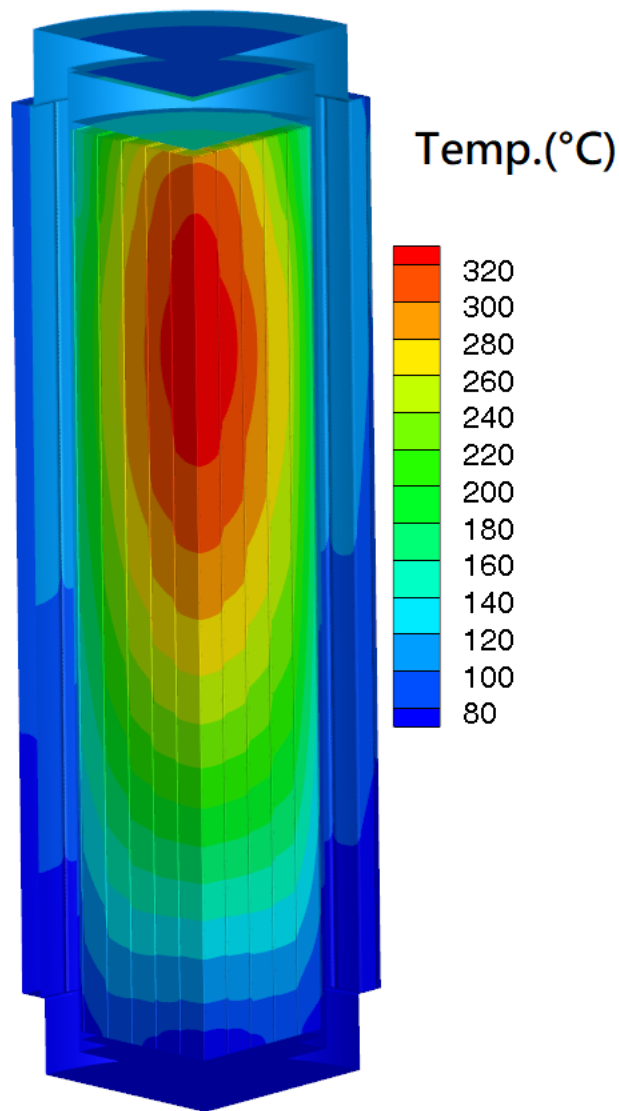


圖 32、增加自然對流效果後再計算結果

表 20、HI-STAR 考慮自然對流與否之分析結果比對

| 元件名稱 | 未考慮自然對流(°C) | 考慮自然對流(°C) |
|------------------------|-------------|------------|
| Fuel Cladding | 393.0 | 340.9 |
| MPC Basket | 383.4 | 332.4 |
| MPC outer Shell | 158.1 | 123.1 |
| HOLTITE-A | 129.2 | 118.7 |
| Overpack Inner Surface | 112.4 | 111.0 |
| BOLTED PLATE | 69.3 | 117.6 |
| Overpack bottom | 108.9 | 72.4 |

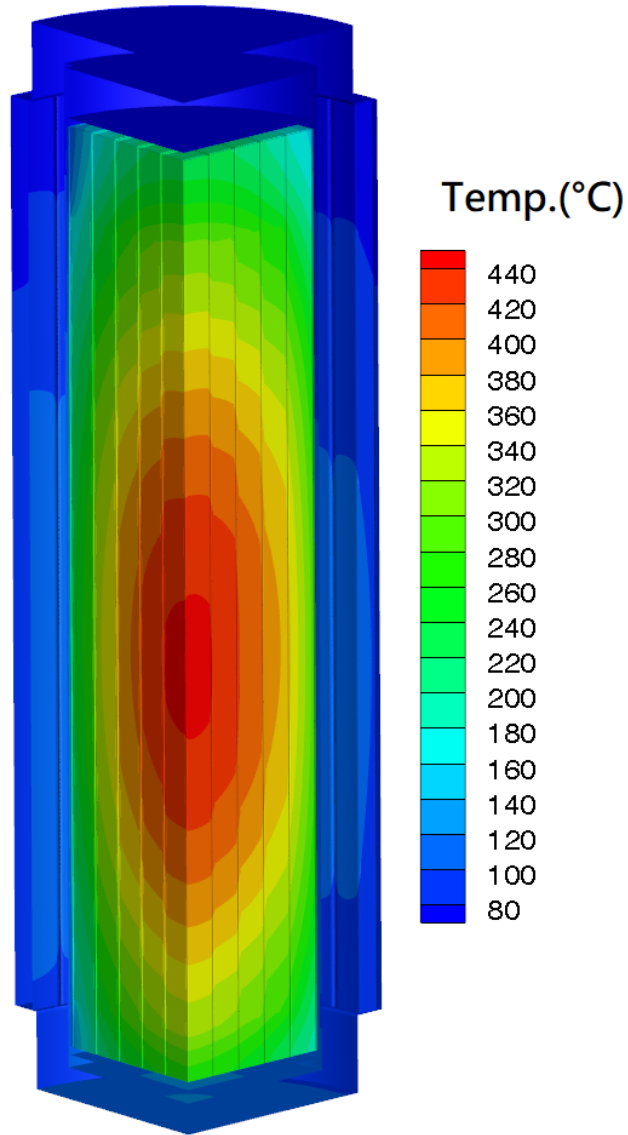


圖 33、真空階段分析結果

表 21、HI-STAR 於真空階段之分析結果比對

| 元件名稱 | 真空階段(°C) | 溫度限值(°C) |
|------------------------|----------|----------|
| Fuel Cladding | 457.2 | 570.0 |
| MPC Basket | 444.5 | 510.0 |
| MPC outer Shell | 120.6 | 371.1 |
| HOLTITE-A | 133.7 | 148.8 |
| Overpack Inner Surface | 110.7 | 371.1 |
| BOLTED PLATE | 68.6 | 371.1 |
| Overpack bottom | 120.8 | 371.1 |

4.6 分析方法論之技術要點彙整

經由本章針對此假想設施於後續裝載、貯存及意外事故分析之需求而進行分析模式與方法論發展之過程可發現，利用計算流體技術進行分析模式發展時，有數項值得注意的技術細節，為求能聚焦於下列事項之討論，本節特將分析方法論建立時應注意之技術要點臚列如下，並送交子項六「乾貯設施安全分析驗證研究同儕審查」來進行討論：

1. 依據審查導則第八章之要求，熱流分析案例需進行不準度評估要求。而不準度主要可來自於模型、模式不準度、邊界條件之不準度等項。如反應器在初始設計時往往以 102% 的設計值來進行安全設計，以 2% 的設計餘裕將分析不準度納入。此一安全思維在實際作業時即逼近設計限值之狀況時提供管制單位一定的信心度。惟，乾式貯存設施在進行設計時往往有大幅高估熱源裝載值之狀況，例如核一廠 1 期乾貯之申照值之允諾值即相差一半。因此其提供之分析保守度已可以涵蓋不準度。因此建議透過專業同行審查，就本節分析技術驗證的結果已確認，評估設計保守度已遠大於不準度；於此狀況下模式之不準度評估作業要求或可放寬。
2. 新版導則中對於平行驗證工作之要求文字為：“...並經第三方公正機關(構)平行驗證...”。考量以往協助管制單位進行核二廠 1 期乾貯之經驗後發現，若將所有分析案例進行平行驗證往往非協助驗證之第三方所能負荷，且部分計算書涉及廠家智財權等機敏資訊。在審視導則原意後，認為當相關評估分析結果可靠性高度相關，無法以簡易工程評估或書面審查方式檢核其保守性或正確性時，才需要進行平行驗證。
3. 有鑑於核一廠 2 期乾貯設施中勢必需對高燃耗燃料、破損燃料等燃料，以合理處理方法將用過核子燃料的材料性質進行均質化，對此應與國內同行進行交流，探討相關分析技術之於各式燃料之適用性。

第五章、假想設施熱傳安全分析審查導則要項分析

依據審查導則第八章第(五)節之第 1 項所載，整體安全分析工作需完全涵蓋裝填與傳送、正常運作、異常狀況、意外事故所致之情節，故本章將逐一就上述的裝載及運貯可能需探討之各項熱傳分析案例加以探討。

5.1 裝載與傳送案例分析

經檢核 HI-STAR 100 系統之設計，可以發現其初始設計時即具有良好的內部熱傳導效果，以下將逐一進行介紹。

5.1.1 真空階段案例分析

為能確保分析結果能符合計畫所提之裝載需求，本項分析之各項假設條件如下：

1. 依據核一廠 1 期乾貯安全分析報告所載真空階段之燃料等效熱傳導係數進行設定；
2. 考慮輻射熱傳效應；
3. 熱負載 17kW，惟燃料配置採用密集、棋盤式與平均配置等不同條件；
4. 其餘各項邊界條件與正常貯存階段相同；

如圖 34 所示，各案例的溫度分佈隨著分析燃料熱負載的密集度提高，而使熱源顯著的集中。這是因為在真空階段內部的燃料束只能透過輻射熱傳將熱往外圍燃料束傳遞所致。此外，經檢視表 22 所載之量化溫度值，可以發現在考慮最密集熱負載配置之條件下，將獲得最保守之分析結果，故於後續將採用密集擺置進行涵蓋分析，以減少不必要的計算負擔。

此外，若進一步檢核各元件與該護箱最初送交 NRC 時之設計限值後則可發現，該護箱雖未超過原始核准國之設計規範，卻與我國審查導則第八章第 (二)節

第 1 項“燃料棒護套最高溫度於正常貯存及短期裝填操作狀況下，均不得超過 400°C”之要求衝突。而為能充分展現此國外已核照設施進行國內申照時可能因為審查則要求不同之差異，本研究將完全保留此一分析結果，並於第六章「假想設施安全評估報告精要及審查導則對應查核文件」中進行討論。而為能提供討論所需之資訊，本研究特別利用暫態熱傳分析求取真空階段容許作業時限，所獲結果如圖 35 所示；其結果顯示該護箱在真空作業條件下可容許超過 60 小時之作業，並且確保各項元件溫度低於溫度限值(如表 23 所示)。

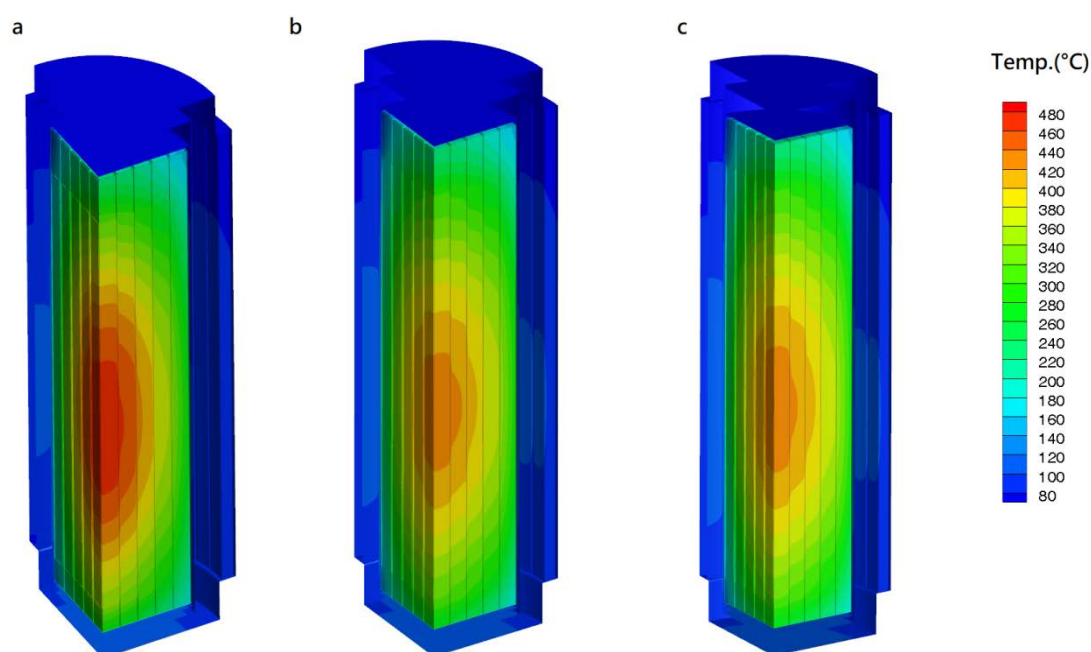


圖 34、17KW 熱負載下之真空階段分析結果 a.集中擺置 b.平均擺置 c.棋盤式擺置

表 22、HI-STAR 於真空階段採用不同熱負載配置之結果

| 元件名稱 | 集中(°C) | 平均(°C) | 棋盤(°C) | 原設計限值(°C) |
|------------------------|--------|--------|--------|-----------|
| Fuel Cladding | 496.8 | 443.4 | 447.8 | 570.0 |
| MPC Basket | 476.8 | 430.9 | 429.8 | 510.0 |
| MPC outer Shell | 123.3 | 128.6 | 128.8 | 371.1 |
| HOLTITE-A | 116.1 | 116.3 | 115.3 | 148.8 |
| Overpack Inner Surface | 106.2 | 106.6 | 106.2 | 371.1 |

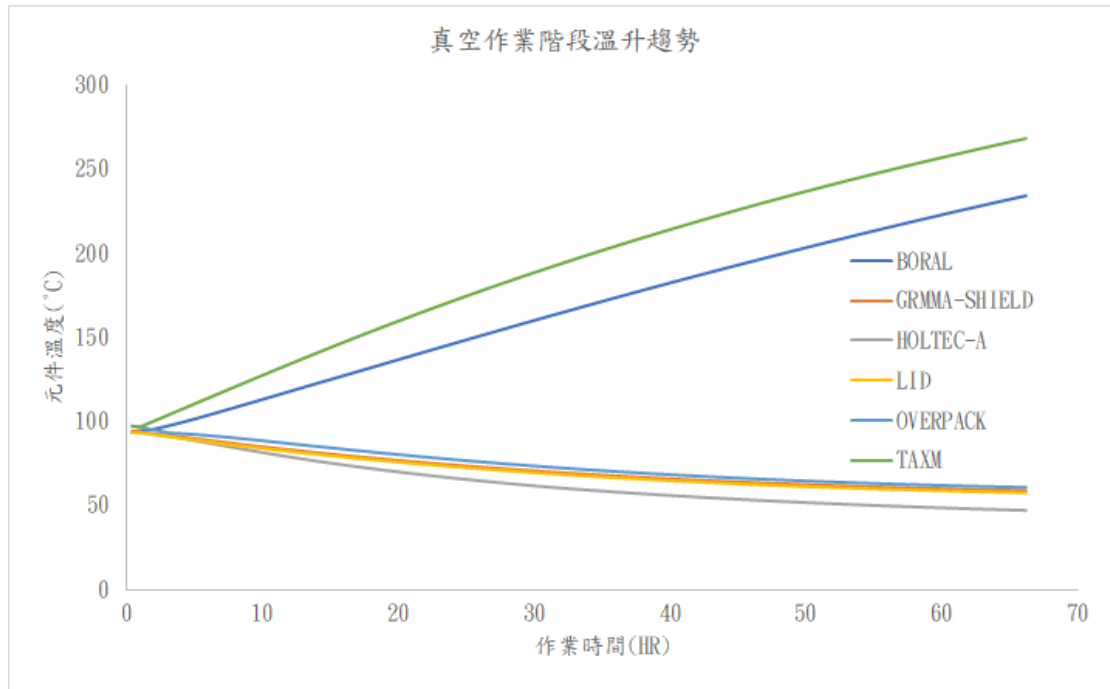


圖 35、17KW 熱負載下之真空階段暫態分析結果

表 23、HI-STAR 歷經 60 小時真空階段後之元件溫度

| 元件名稱 | 集中(°C) | 我國法規限值(°C) |
|------------------------|--------|------------|
| Fuel Cladding | 256.9 | 400.0 |
| MPC Basket | 240.8 | 510.0 |
| MPC outer Shell | 59.9 | 371.1 |
| HOLTITE-A | 58.6 | 148.8 |
| Overpack Inner Surface | 48.5 | 371.1 |

5.1.2 溼式作業階段案例分析

本案例為能確保分析結果能符合計畫所提之裝載需求，將依以下假設條件進行計算：

1. 依據核一廠 1 期乾貯安全分析報告所載充水階段之燃料等效熱傳導係數進行設定；
2. 不考慮輻射熱傳效應；
3. 熱負載 17kW 並採用密集配置進行涵蓋分析；
4. 考慮內部對流；
5. 由於核一已經不會有燃料周期結束後再退出爐心所造成的高溫，但為求保守起見並避免因為電廠採用 MODE5+ 之模式而造成較高之狀況，故保守假設 45°C 水溫作為保守涵蓋核一廠除役過渡期之水溫狀況；
6. 採用暫態計算並求取其溫升趨勢；
7. 不考慮其他作業時之冷卻設備；
8. 作業期間自護箱從燃料池吊離起算。

計算結果如圖 36 所示，其燃料與提籃等內部元件因為熱的直接作業用之故而於初始階段有較大的溫升趨勢，但隨著內部對流機制的建立，將使得溫升趨勢逐漸的趨緩。不同於內部元件，外部元件因為皆以熱傳導為主要作用機制，故其溫度變化趨勢自作業初期至後期並無顯著不同。

整體而言，溼式作業階段自上述保守池水溫度下開始計算，經 60 小時後僅有 91.2°C 仍未到達可能導致非凝結氣體釋出而致空浮的作業限值(93.3°C)，惟此一作業時限已超過此作業所需工時，故不再繼續分析。此外，依據熱傳理論推估，以及上述計算結果，可以證實密集擺置必定比較其它配置具有更高的元件溫度結果，故本分析將以此配置之計算結果進行涵蓋，不再計算其他配置之容許作業時限。

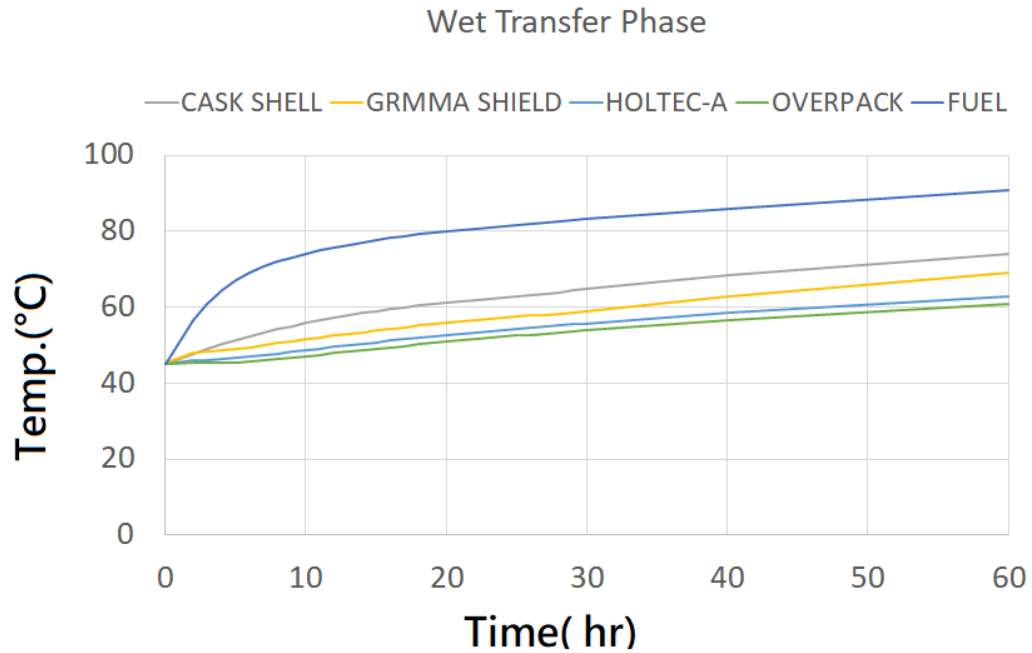


圖 36、溼式作業階段分析結果

5.1.3 充氦作業階段案例分析

由於 HI-STAR 室內正常貯存作業與充氦階段之間有以下相同點及可涵蓋性；且為刻意呈現未來安全分析報告中分析者可能採行之各式分析方法，故於本案例中刻意以工程評估之技巧來證實可以利用正常貯存階段分析結果涵蓋本階段之情境：

1. 熱負載相同 $Q_{loading} = Q_{storage}$ ；
2. 充氦作業因涉及釋壓乾燥之需求，內部填充氦氣壓力與熱傳能力高於正常貯存階段 $k_{eff,loading} > k_{eff,storage}$ ；
3. 各熱傳機制之表面皆相同 $A_{loading} = A_{storage}$ ；
4. 充氦乾燥階段屬於短期暫態，其元件容許溫度約略等於正常貯存階段。

$$T_{limit,loading} = T_{limit,storage} ;$$

若以總熱阻之概念進行評估，上述第 2 項及第 3 顯示充氦階段之熱阻小於正常貯存階段之熱阻，因此在相同熱源條件下，充氦階段之最大溫度小於正常貯存階段之最大溫度，即

$$T_{max,loading} < T_{max,storage}$$

故在短期作業下其溫度餘裕($T_{margin} = T_{limit} - T_{max}$)必定增加；但值得注意的是，此作業階段並非正常貯存狀態，故其容許作業時限應仍需以合理行政管制限值(如核一廠 1 期之規劃方式)在採參各項工程需求與分析結果(如人員劑量等)後進行容許作業時間之管制。

5.1.4 廠房外傳送作業分析結論

由於 HI-STAR 護箱在由燃料池裝載完後，要置入貯存區時，需經由露天傳送之作業，因此為能確保各項作業之熱傳特性皆有考量在內，本研究特地就露天運送條件之狀況進行評估，以期考慮 NUREG-1567 所載日照輻射影響之前題下，瞭解該護箱各元件之最高溫度外，亦可進一步驗證上述廠房內充氣作業階段之溫度是否符合管制要求。

分析所得之結果則如表 24 所示，各項元件在加計日照輻射之影響後溫度不僅不致造成元件溫度超出設計限値之狀況，各元件更保有充足的溫度餘裕，該結果可確保本作業之安全性，亦間接證實了前節所述充氬作業階段安全無虞。

表 24、HI-STAR 於廠房外進行傳送之結果

| 元件名稱 | 傳送作業(°C) | 溫度限値(°C) |
|------------------------|----------|----------|
| Fuel Cladding | 362.3 | 400.0 |
| MPC Basket | 346.6 | 426.6 |
| MPC outer Shell | 108.9 | 371.1 |
| HOLTITE-A | 98.9 | 148.8 |
| Overpack Inner Surface | 107.9 | 371.1 |

5.2 貯存階段案例分析

依據管制單位所公告之新版審查導則要求，室內乾貯設施在進行貯存階段之安全分析時，需一併將正常貯存條件、異常貯存狀態以及事故(含天然災害)所致之各項情節納入。共計分析不同熱負載條件之正常貯存 3 例、異常事件 2 例、意外事故 5 例。

5.2.1 正常貯存階段案例分析

依據本研究於前述各章所建構之分析模式與邊界條件，本研究於正常貯存案例中將採用二階段分析之方式，先行求取廠房之各項熱流特性，並取得護箱表面之熱對流係數，再行套用至單一護箱模式中，進而求得護箱內各元件之溫度分佈與最大值。此一分析所採用之邊界條件可臚列如下：

1. 廠房外環境溫度依據核一乾貯設施安全分析報告所載採用 32°C，廠房溫度以自然對流散熱進行求解，所得空氣溫度經平均後作為護箱模式分析之熱對流及輻射熱傳邊界條件；
2. 護箱之視因子保守假設為頂部為 1，側邊為 0.507；
3. 每一護箱具有 17kW 之熱負載；單一護箱之燃料配置更依第二章所載之集中配置、平均配置與棋盤式擺置進行評估；
4. 日照輻射量以場址所在地位置之經緯度，利用 FLUENT SOLAR MODEL 進行求取。

經此計算後所得之護箱表面熱傳係數為 7.39 W/m²-K，而其廠房內平均溫度在加計護箱高度上方已不影響護箱熱傳效果之空間後(如圖 37 所示)，所獲得的平均溫度值為 48.8°C；若不計上方空間則所獲得之平均溫度僅約 45°C 左右。這代表著採用全廠房之空間進行環境溫度計算之結果將更為保守。再進一步，將上述資訊帶入護箱模式後，即可著手進行護箱元件於貯存期間之最高溫度計算。

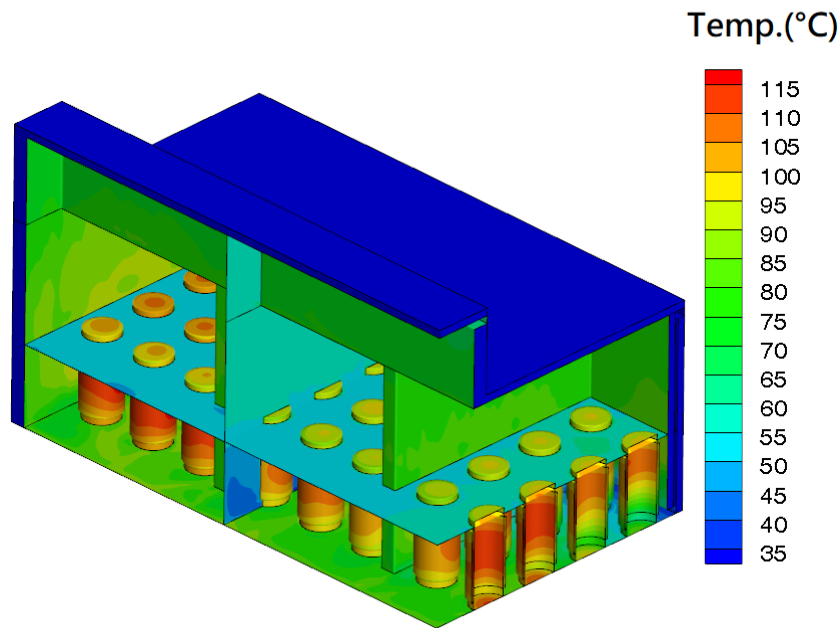


圖 37、廠房模式於正常貯存狀況下之室內流體溫度

如圖 38 所示，當進一步結合廠房模式與護箱模式進行正常貯存狀態下之元件熱流特性分佈計算時，所獲得的元件溫度分佈與先前平行驗證時之結果相近。惟室內貯存所致之廠房溫度上升以及視因子減少之影響，將進一步使各案例的溫度較先前案例略高，但各元件與設計限值間仍存在有一定餘裕。

而依據以上的分析經驗可以發現，在進行室內乾貯設施熱流分析時，若採用的是分離模式之方法論，則各模式間應透過合理且保守之處置來加以聯結；整體而言，管制單位於審查時必需確認之項細節包括：

1. 護箱模式的對流係數是否考慮其列置所造成的尾流效應；
2. 護箱模式之環境溫度是否依據合理之假設求得；
3. 護箱模式的表面放射率是否考慮列置之影響，並利用合適之分析方法求得，例如：
 - A. 數值方法；如 S2S、DO 或是 Monte Carlo；或是，
 - B. 近似幾何之解析解。

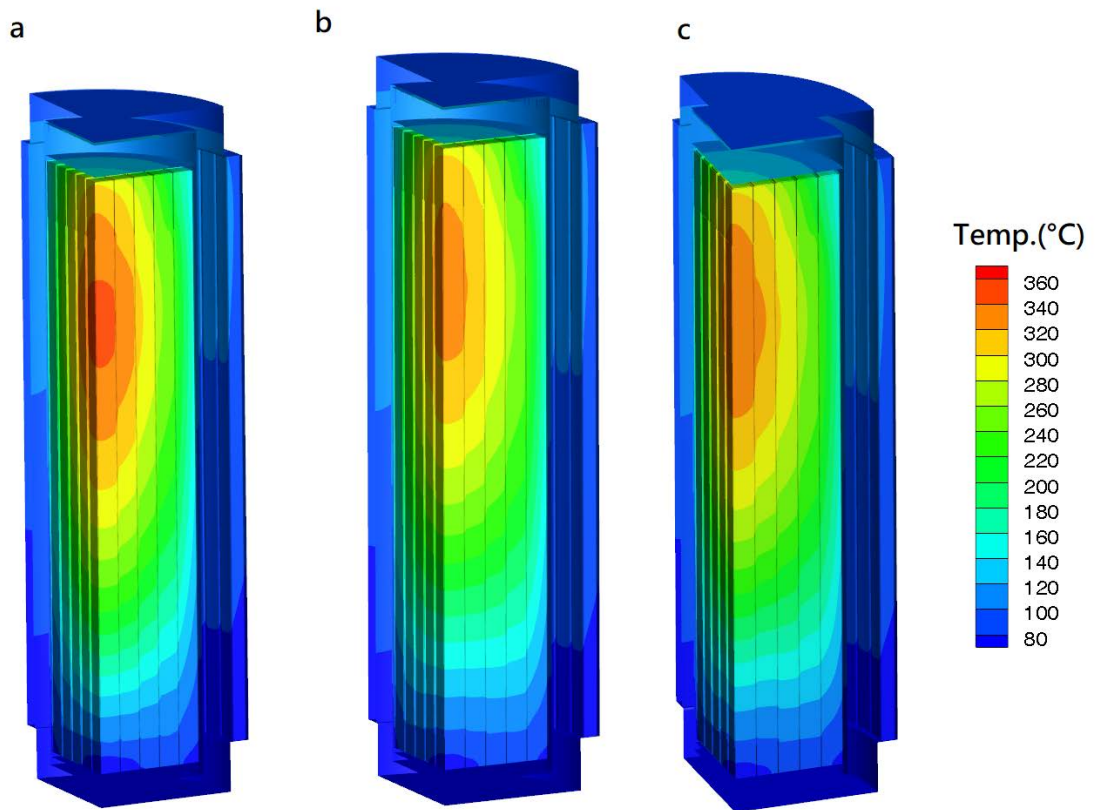


圖 38、正常貯存狀況下不同裝載配置之護箱溫度分佈 a, 正常 b, 平均 c, 棋盤式擺置。

表 25、HI-STAR 於正常貯存階段採用不同熱負載配置之結果比對

| 元件名稱 | 集中(°C) | 平均(°C) | 棋盤(°C) | 溫度限值(°C) |
|------------------------|--------|--------|--------|----------|
| Fuel Cladding | 360.9 | 337.6 | 348.1 | 400.0 |
| MPC Basket | 344.9 | 329.9 | 337.1 | 426.6 |
| MPC outer Shell | 115.8 | 117.0 | 117.7 | 371.1 |
| HOLTITE-A | 112.4 | 118.4 | 111.9 | 148.8 |
| Overpack Inner Surface | 104.9 | 105.3 | 105.7 | 371.1 |

5.2.2 異常貯存階段案例分析

依據審查導則第八章(條文)所載要求，乾貯設施於熱流分析時，需針對可能發生之異常貯存狀態進行分析。而透過前述之正常貯存之分析結果與情境推估，本假想設施可能產生之異常事故主要係來自於氣候(如颱風所致焚風)或全球暖化而造成溫度上升之狀況，亦或是在假設情況下出現進氣口被部分阻塞而導致空氣流量減半之異常情境。為此，本研究提出以下兩種異常案例，以涵蓋審查導則所要求之異常狀況評估：

1. 局部阻塞事故；經由以往核一與核二之 1 期乾貯分析經驗與熱流學理可以瞭解，當自然對流的主要進氣口受到阻塞時，自然對流將會因流量的減少而誘發更強的驅動力來克服進氣所增加之流阻，直到進氣口絕大比例受到阻塞時，才會導致流量明顯變少。因此研擬一進氣口阻塞直至流量減半之狀況，以探討廠房流量減少對熱傳特性所造成的影響。本事件(EVENT)之各項假設與邊界條件如下所列：

- 熱源配置採用 17KW 集中式配置；
- 除進口流量改為質量進口，並將其流量正常案例計算所得之空氣流量由正常貯存案例計算所得之 73.036kg/s 減為 36.518kg/s 外，廠房各項邊界條件沿用正常貯存案例；
- 廠房模式與護箱模式之耦合模式沿用正常貯存模式之計算方法，求取視因子係數與環境流體溫度；

2. 異常溫度；經由近年的氣象資訊顯示，在異常氣候發生時可能導致貯存場址之氣溫上升，而為能探討此一狀況對於假想標的設施所造成的熱流影響，本研究引用同屬核一廠廠址內，且臨近本標的設施所在地點的核一廠 1 期乾貯異常溫度案例之設定，以 42.2°C 之異常溫度進行本事件模擬。本案例之各項假設與邊界條件如下所列：

- 熱源配置採用 17KW 集中式配置；
- 廠房進口邊界除溫度設定為 42.2°C 之外，其餘廠房各項邊界條件沿用正常貯存案例；
- 廠房模式與護箱模式之耦合模式沿用正常貯存模式之計算方法，求取視因子係數與環境流體溫度；

局部阻塞事件計算結果

經上述邊界條件設定後，本分析先行採用所建立之廠房模式進行此事件下之廠房內熱流特性之計算，以求取護箱模式耦合計算時所需之要平均氣體溫度等參數，圖 39 即為計算所得之結果。整體而言，此事件下之廠房熱流機制並未明顯改變，由廠房進氣口所提供之新鮮空氣仍可由底部進入廠房內，並經護箱加熱後排出廠房外；但因為流量的減少，此事件仍造成護箱表面溫度的上升以及整體廠房內氣體溫度的增加。如圖上所示，護箱底部與頂部的溫差因為流量減少而明顯上升，所計算所得之平均氣體溫度為 66°C；考量本假想標的設施因研究範圍並未將作業規劃與廠房內的細部配置納入其中，故研究中僅就設備與結構是否超出設計限值進行探討，實際作業的合適性將不予討論。

在進一步將上述廠房計算結果帶入護箱模式進行運算後，本研究即可獲得如圖 40 之元件溫度分佈圖。與在正常貯存狀況下之結果(圖 38a)相比，兩者之溫度分佈與梯度並無明顯變化，僅因為廠房流量減少所致之溫度上升而造成溫度量值偏移；而進一步的量化彙整則如表 26 所示。其結果顯示，在流量減少所致之環境溫度上升，將導致各元件溫度隨之上升，但整體而言各項元件溫度皆未超過設計限值。材料容許溫度最低之 HOLTITE-A 雖然其限值僅有 148.8°C，但在此事件下，仍有接近 25°C 之溫度餘裕，而各項內部 SSCs 亦仍保有充足的溫度餘裕，符合審查導則對於異常事件條件下之要求。

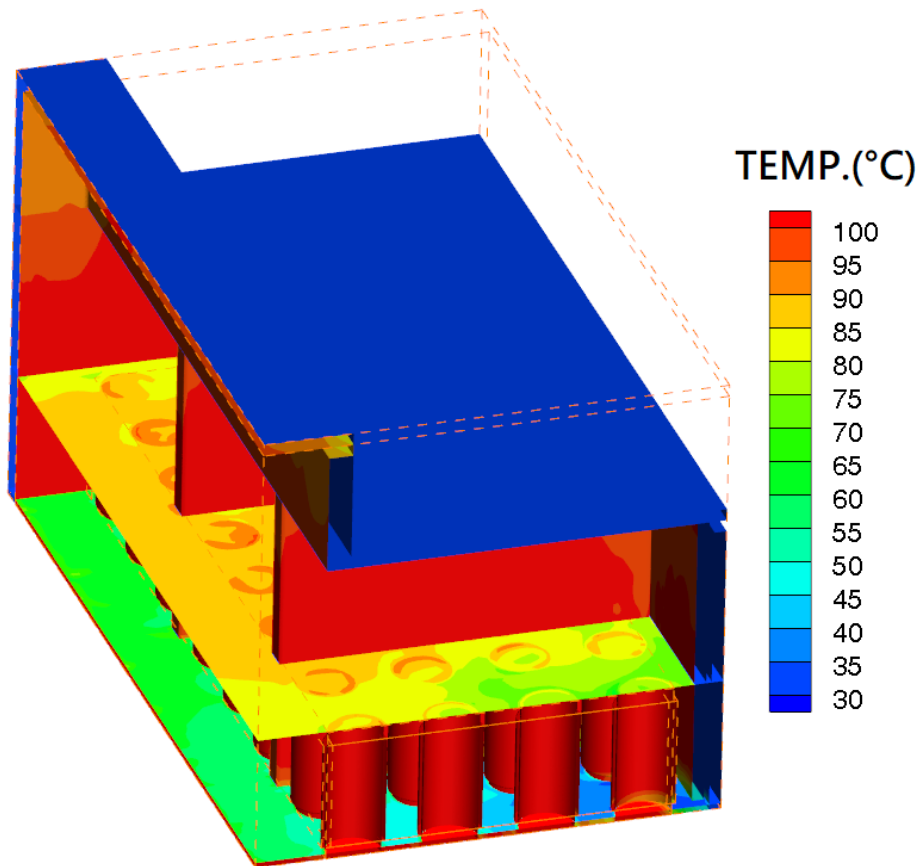


圖 39、局部阻塞事故下之廠房內溫度分佈

表 26、採用最保守熱源配置條件之護箱於局部阻塞事件下之元件溫度

| 元件名稱 | 局部阻塞事故(°C) | 溫度限值(°C) |
|------------------------|------------|----------|
| Fuel Cladding | 381.43 | 570.0 |
| MPC Basket | 366.22 | 510.0 |
| MPC outer Shell | 134.10 | 371.1 |
| HOLTITE-A | 124.08 | 148.8 |
| Overpack Inner Surface | 130.79 | 371.1 |

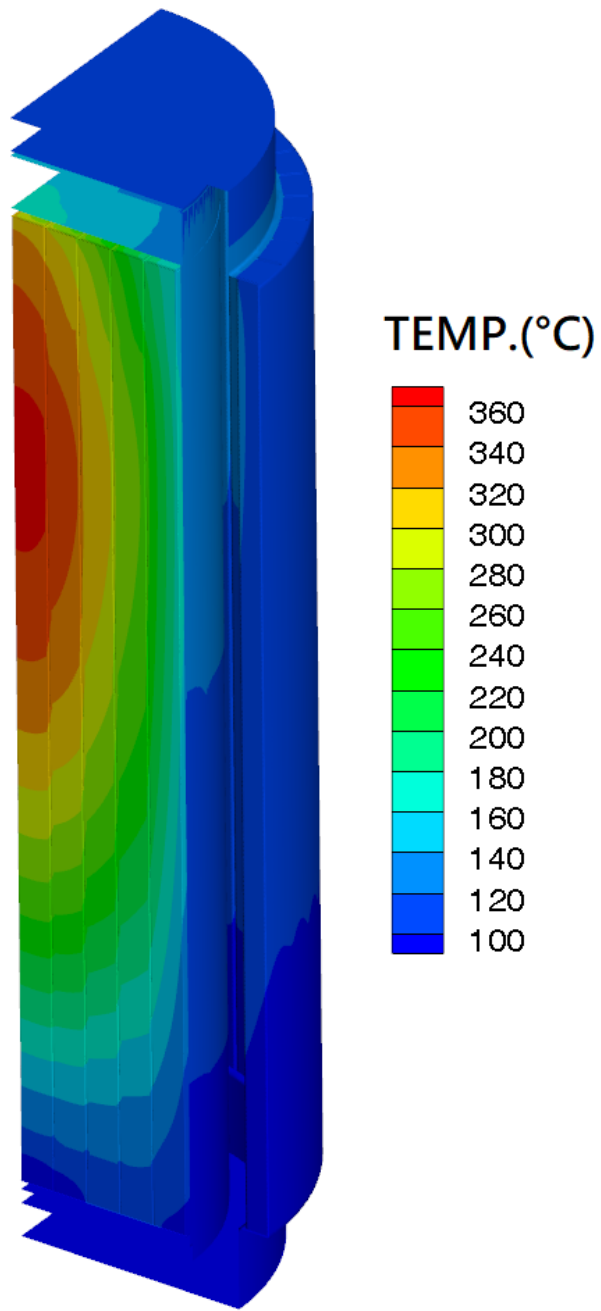


圖 40、局部阻塞事件下之護箱各元件溫度分佈

異常溫度事件計算結果

相較於前述廠房進氣口流量減半之事件，當環境溫度發生異常時，亦會使得廠房內溫度上升，並使藉以冷卻的護箱溫度出現上升之狀況。但整體而言，此事件並不會對整體熱傳造成顯著影響，因此圖 41 所示之系統溫度分佈並未與正常存案例有顯著差異。兩者僅因環境溫度上升而使各元件溫度略為上升，但整體而言，此事件下元件溫度(如表 27 所示)皆遠低於設計限值，並保有充足餘裕。

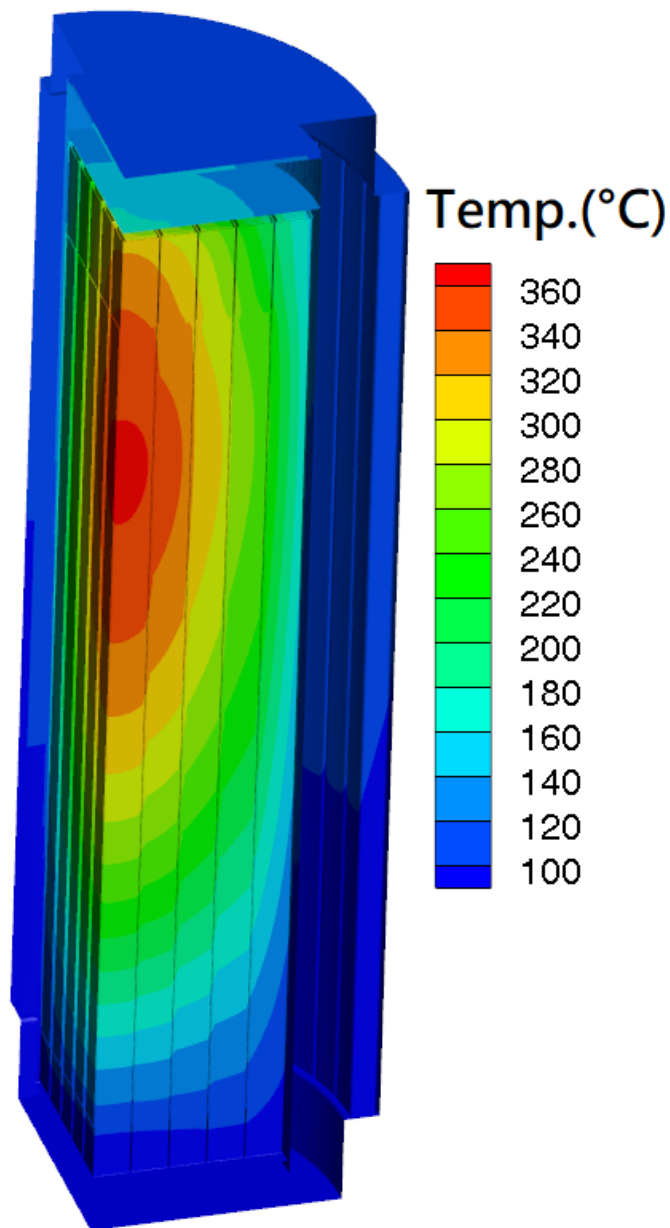


圖 41、異常溫度事件下之護箱各元件溫度分佈

表 27、採用最保守熱源配置條件之護箱於異常溫度事件下之元件溫度

| 元件名稱 | 異常溫度事件(°C) | 溫度限值(°C) |
|------------------------|------------|----------|
| Fuel Cladding | 377.96 | 570.0 |
| MPC Basket | 362.87 | 510.0 |
| MPC outer Shell | 128.86 | 371.1 |
| HOLTITE-A | 119.19 | 148.8 |
| Overpack Inner Surface | 127.47 | 371.1 |

5.2.3 意外事故案例分析

依據審查導則第八章(條文)所載要求，乾貯設施於熱流分析時，需針對可能發生之意外事故進行分析。在綜合評估本標的設施之設計特性、國內現有乾貯設施安全分析報告，歸納出本假想設施可能面臨的意外事故可概分析：水災、火災、極高環境溫度以及可涵蓋其他各種事故所致之假想性絕熱條件等；各項意外事故之情境與邊界條件設定如下所述：

1. 水災事故；研究中為能針對假想式水災導致廠房內貯存區積水不退之情況，本研究假設護箱於水患後被長期浸泡導致水溫躍升至飽和溫度所致之溫度值，因此研擬此一案例。本事故之各項假設與邊界條件如下所列：

- 熱源配置採用 17KW 集中式配置；
- 假設護箱浸泡於飽和水之內，其邊界條件設定為恆溫 100°C；
- 因上述邊界條件可由單一護箱模式來滿足計算所需條件，因此無需再透過廠房與護箱模式之耦合來進行評估。

2. 火災事故；經由本假想設施之研析可以得知，此一假想設施於廠房內係採用吊車進行作業，且貯存區內並無任何引火源可以造成。因此在進一步參考核一與核二之 1 期乾貯分析規劃後，假定該火災發生於運送過程，因為機具使用燃油洩漏所造成，在考慮火災發生點應屬運送路線之地表，不易直接作用於護箱表面上，因此本計畫研擬此事故之各項假設與邊界條件如下所列：

- 熱源配置採用 17KW 集中式配置；
- 火災火源為 801.7°C，並於行政管之要求下假設其火災可維持 8 分鐘；分析時將熱源以輻射熱傳方式均勻作用於護箱各處(含頂部)；
- 以 5.1.4 節所載廠外傳送之條件作業初始條件，進行暫態計算；

必要時增設假想性行政管制措施並依據所影響之邊界條件重新分析。

3· 極高溫度(56.1°C)事故;為能探討貯存環境因為事故而導致環境溫度大幅上升之狀況，以及其對於假想標的設施所造成的熱流影響，本研究引用同屬核一廠廠址內，且臨近本標的設施所在地點的核一廠 1 期乾貯極高環境溫度案例之設定，以 56.1°C 之異常溫度進行本事件模擬。本案例之各項假設與邊界條件如下所列：

- 熱源配置採用 17KW 集中式配置；
- 廠房進口邊界除溫度設定為 56.1°C 之外，其餘廠房各項邊界條件沿用正常貯存案例；
- 廠房模式與護箱模式之耦合模式沿用正常貯存模式之計算方法，求取視因子係數與環境流體溫度；

4· 護箱面臨假想性絕熱條件；考量本假想設施雖備有厚實的廠房以對抗各式天災意外，其結構與通風設計足以抵禦各類可能狀況，且廠房之貯存區平時亦有合理備用通風途徑，因此若再強行推演各式極端事故之情節不免無法得到合理之事故情境。在考量此類作業乃以求取極端事故下系統所能具備之最短許救援時間為宗旨，因此本研究引用非實質事件所致傾倒之同等精神，不再探究造成事故之主因而僅就發生極端事故時，護箱所具有的容許救援時間，並配合可行之作業與改善措施滿足極端熱流事故之狀況。對此，本研究假設此一極端熱流狀況乃為護箱發生假想性絕熱狀況，而其假設與邊界條件設定，則如下所述：

- 熱源配置採用 17KW 集中式配置；
- 假設事故發生後，護箱表面不具有任何熱傳機制；
- 採用暫態計算，初始條件係為正常貯存之護箱條件；

水災事故計算結果

由於水本身所具有的相變化特性，當其溫度達到其相變化的溫度值後，護箱對水所施加的熱源將會轉由相變化移除，並使水溫維持在 100°C。因此水災時的最嚴重狀況將可由水溫為 100°C 時之邊條件來進行探討。

如圖 42 所示，當護箱表面維持在 100°C 時，燃料的衰變熱亦可透過其與外部元件所具有的溫度梯度向外傳遞，因此不致構成移熱機制的改變。而進一步就表 28 所示之各元件溫度量化結果更可確認；於此事故下，即使受較高的外界溫度限制，各元件在傳送內部衰變熱時仍不致因為熱阻所致之溫度差造成溫度高於設計限値之狀況，各元件仍保有充足之溫度餘裕以確保護箱之完整性與遭遇事故後之可用性。

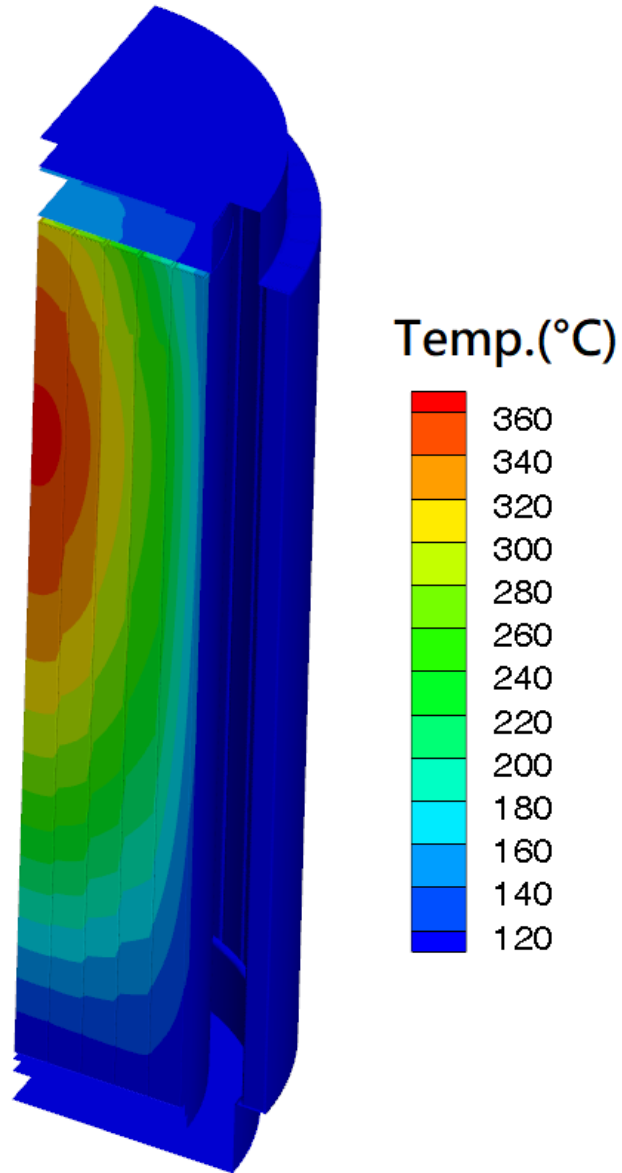


圖 42、水災事故下之護箱各元件溫度分佈

表 28、採用最保守熱源配置條件之護箱於水災事故下之元件溫度

| 元件名稱 | 異常溫度事件(°C) | 溫度限值(°C) |
|------------------------|------------|----------|
| Fuel Cladding | 378.37 | 570.0 |
| MPC Basket | 363.20 | 510.0 |
| MPC outer Shell | 121.74 | 371.1 |
| HOLTITE-A | 110.93 | 148.8 |
| Overpack Inner Surface | 115.78 | 371.1 |

火災事故計算結果

如圖 43 所示，當假設護箱直接裝載於傳送載具上，並因為燃油外漏而引發火災。此時，其熱量將透過輻射熱傳之方式向安置於拖板車之護箱傳遞並對其造成加熱效果。因此在火災期間，護箱表面的溫度會稍為上升，尤其是在本分析係假設護箱表面接受到均勻輻射熱之前題下，處於上蓋與側邊中子吸收材的肩角部分，因為同時受到頂部與側邊的加熱，而有更為明顯的溫度變化，有助於獲得更為保守的溫度計算結果。

而如圖 44 所示，當事故持續推演將使得外部元件的溫度持續呈現升溫現象，但內部元件因為護箱熱質量之故，並未在此短時間的事故期間受到影響。但也由於火災直接作用於外表面，且 HI-STAR 因為所採用的中子吸收材 HOLTITE-A 係安裝於離護箱表面僅有一層之隔的位置(見圖 19)，因此極易受到火災熱源的影響而升溫。使得他的溫度在事故開始一分鐘，熱量即可穿透 OVERPACK 的外層薄殼並對 HOLTITE-A 造成升溫現象；導致 HOLTITE-A 在此未進行任何傳送防護之護箱，在火災發生後的數分鐘即超過材料限值。此發現係屬護箱設計對於特定事件所造成的特性值得管制單位參考，並作為未來審查各類可能護箱時多加著墨之點。

此外，為能強化本研究對於假想標的設施於分析時的內容多樣性，並設定此一標的設施的申照團隊於分析時面臨設計變更之必要性以求設施可以符合相關傳送所需標準之前提下，若要克服上述護箱 HOLTITE-A 易於受熱之特性，則需加厚其外覆金屬殼層。但此一措施將會導致臨界、屏蔽與結構皆需隨設計變更而重新分析，不符合排除設計瓶頸之工程實務。因此本研究假想設計團隊為克服傳送作業發生火災可能導致之風險，且在不考慮變更護箱設計的前題下，遂進行護箱傳送期間需於載具左右兩側增設開孔率為 20%，且高度恰可阻隔火焰對護箱表面造成輻射的矮籬之假設性行政管制作業；令本分析案原本直射之輻射熱源可以透過此矮籬的阻隔而將輻射量降低至原本的 20%。

經此作業程序之重新規劃後，再計算所得之火災後元件溫度分佈與其量值則如圖 45 與表 29 所示。其結果顯示火災所造成的輻射熱仍會透過護箱中子吸收材的鰭片狀設計加熱 HOLTITE-A，使其呈現外熱內冷之趨勢；但其最高溫度因為輻射熱通率的下降已被有效的抑制在溫度限值以下，且與正常場外傳送之元件溫度相近。

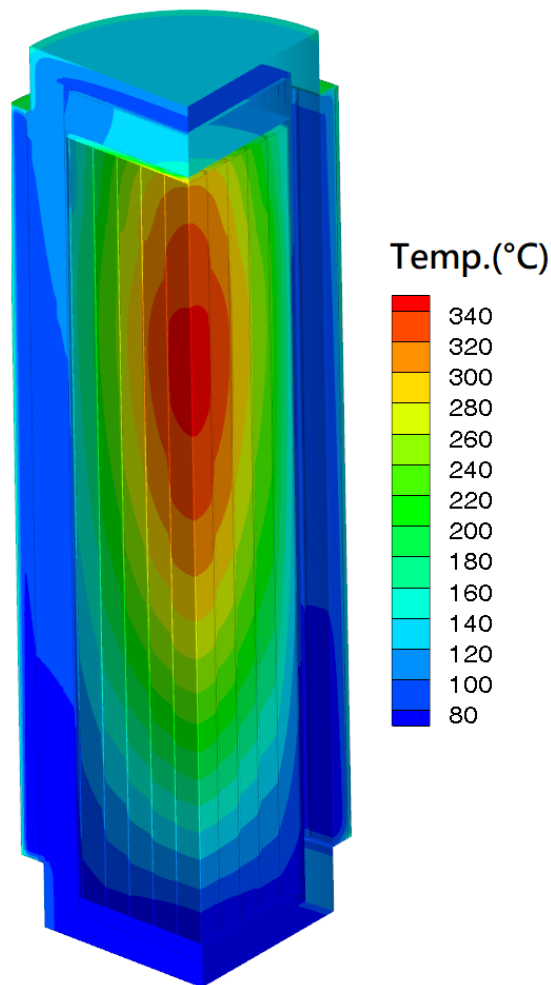


圖 43、傳送作業火災事故下之護箱各元件溫度變化趨勢圖

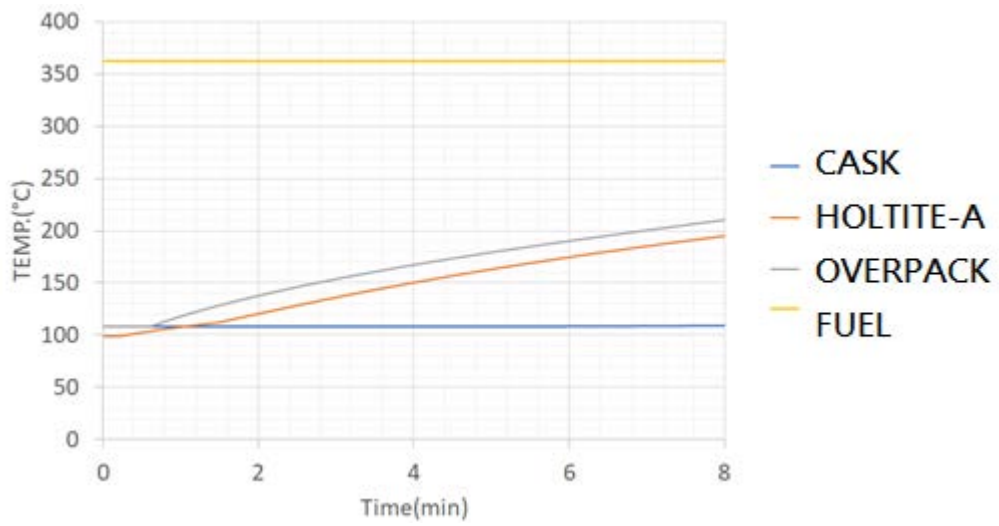


圖 44、傳送期間火災事結束後護箱各元件溫度趨勢圖

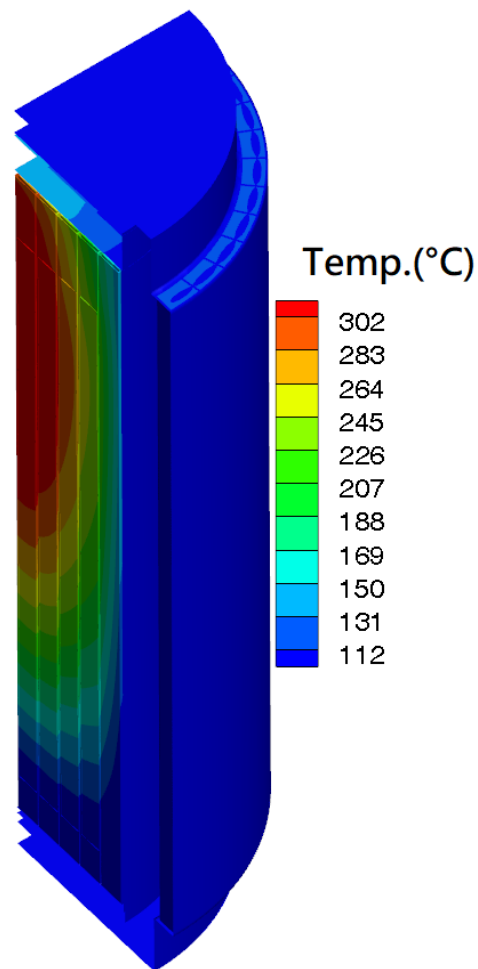


圖 45、修正傳送作業規劃後之護箱在經歷火災事故之元件溫度圖

表 29、修正傳送規劃後，護箱歷經火災事故之元件溫度

| 元件名稱 | 火災事件(°C) | 廠外傳送作業(°C) | 溫度限值(°C) |
|------------------------|----------|------------|----------|
| Fuel Cladding | 362.34 | 362.3 | 570.0 |
| MPC Basket | 346.60 | 346.6 | 510.0 |
| MPC outer Shell | 108.90 | 108.9 | 371.1 |
| HOLTITE-A | 107.25 | 98.9 | 148.8 |
| Overpack Inner Surface | 109.76 | 107.9 | 371.1 |

極高溫度事故計算結果

圖 46 為本事故下之元件溫度分佈圖，與其他案例(尤其是異常高溫)並無顯著差異，且表 30 所示之各元件量化溫度亦顯示即使面臨本事故，此一設施內貯之護箱仍不致出現溫度超出設計限值之情事，足以確保元件與內貯燃料之完整性。

雖然此一護箱之熱流特性與溫度表現並無其特殊之處，但若將其評估緣由、分析技巧乃至於溫度限值等與異常高溫事件進行探討，則可發現兩者除定義時之溫度值與其發生頻率略有差異之外，單就安全分析之必要性與熱流學理之差異性進行探討後，建議主管機關對於此二相似之案例，或可擇一進行保守分析，並以所獲得之結論經熱流學理解釋與討論後涵蓋另一事件案例即可，而無需重複進行非必要之計算。

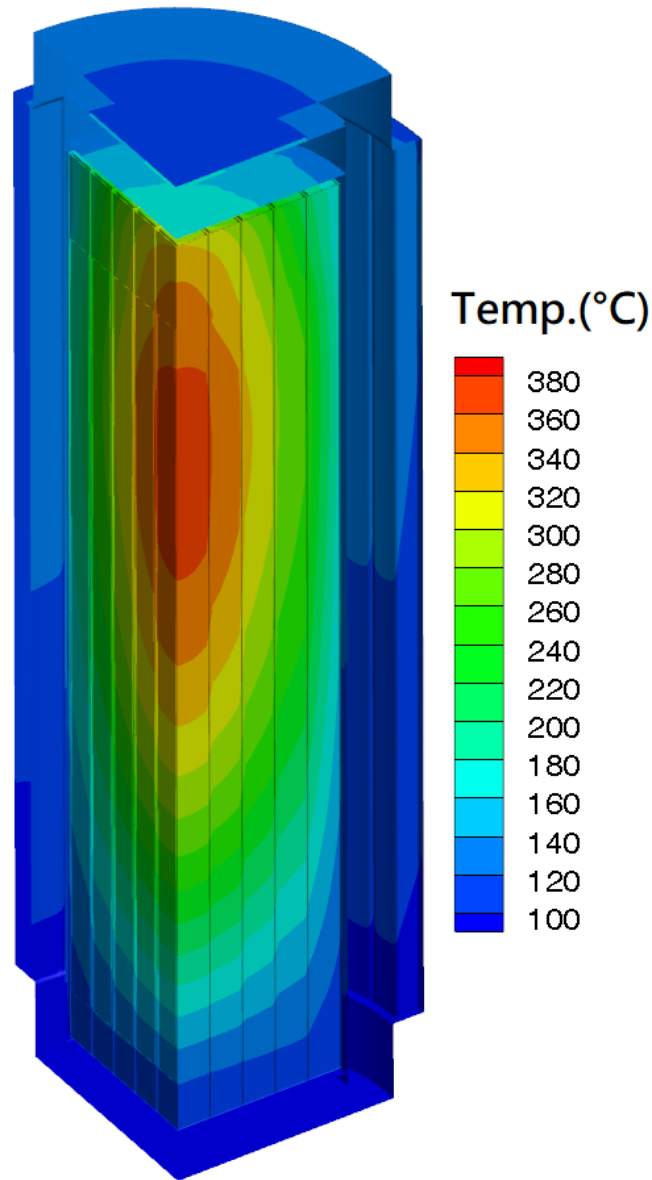


圖 46、極高溫度事故下之護箱各元件溫度分佈

表 30、採用最保守熱源配置條件之護箱於極高溫度事故下之元件溫度

| 元件名稱 | 極高溫度事件(°C) | 溫度限值(°C) |
|------------------------|------------|----------|
| Fuel Cladding | 387.00 | 570.0 |
| MPC Basket | 371.99 | 510.0 |
| MPC outer Shell | 139.99 | 371.1 |
| HOLTITE-A | 130.24 | 148.8 |
| Overpack Inner Surface | 138.39 | 371.1 |

假想性絕熱案例計算結果

承先前於本類假想事故之說明，本案例主要係求取護箱最短時間，並據以作為此類極端熱流事故下，運轉規劃所具有之排除事故時間。而依據先前各項事故之探討可以得知，暫態事故發生後所能具有的時間可由各元件於正常貯存時所具有的溫度及事故狀態下的元件容許溫度差來進行判斷；故具有最小溫度餘裕的元件，即有可能成為該事故下之失效元件。而透過先前的討論可以得知，各項材料於事故期間，因設計標的不同而將具有較高的短暫容許溫度，惟作為中子吸收材的 HOLTITE-A 因為係為高分子聚合物之故，因此其容許溫度限值恆為 148.8°C ，且於正常貯存下，其容許溫度餘裕僅有約 50°C ，可視為本案例之失效元件。

而透過本研究以暫態計算進行探討後，可以發現當護箱表面移熱機制轉為絕熱之初，該元件因為處於護箱最外側而具有較為和緩的溫升，並在事故發生接近兩小時後，因為內部元件熱透而呈現較為顯著之溫升，其後則以線性趨勢上升。整體而言，該元件由事故發生至接近材料限值(148.8°C)尚有約 40 小時可供運轉作業小組克服絕熱狀況，並於免除失效時限之壓力後，再可依行政程序與管制單位要求進行狀態復歸。

有鑑於本假想設施並未含括運轉規劃與行政管制作業等規劃，但預期若發生廠房全阻塞時，運轉小組或可依其研擬之程序開啟貯存區與作業區之連通匣門建立緊急通風路徑即可克服而將其視為通風流量減半之事故進行後續作業；又或發生假想性掩埋事故時，只需持續注水即可在掩埋事故未排除前，依水災事故之熱流資訊作為事故處置作業之參考基準。

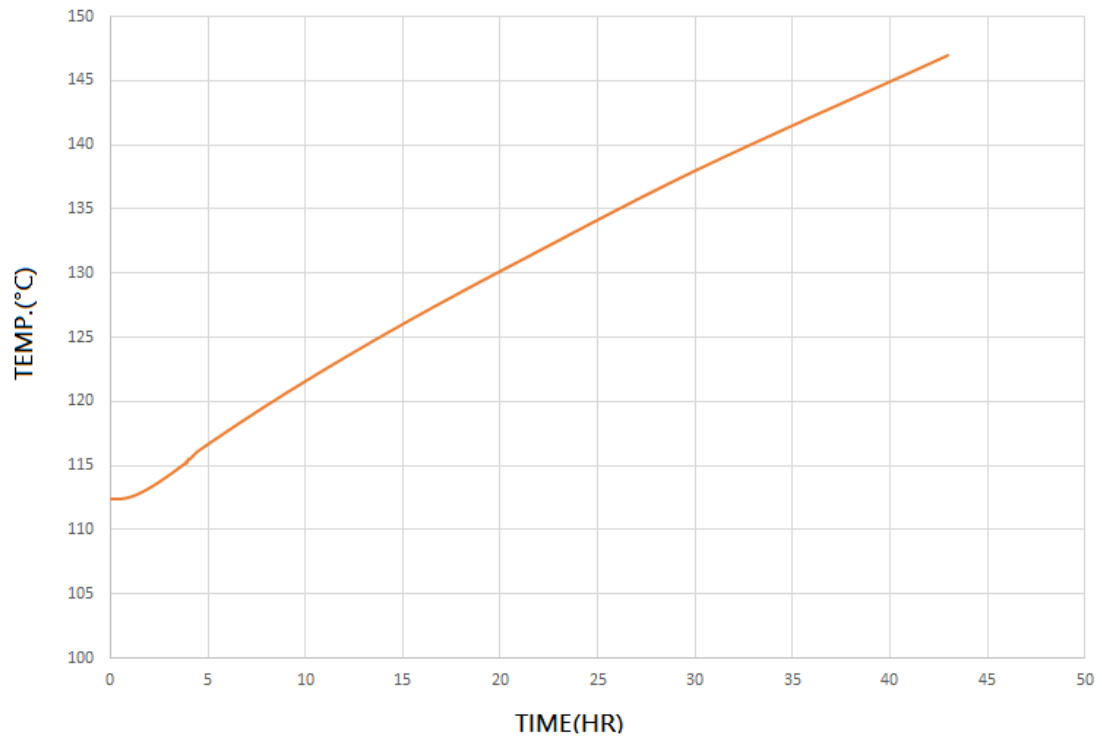


圖 47、假想性絕熱事故下之護箱中子吸收材溫升趨勢。

5.3 內部壓力計算

有鑑於審查導則中已依照 NUREG-1567 所載要求，詳述於正常、異常與事故下進行護箱內壓力計算時應分別假設有 1%、10% 與 100% 之燃料因受損而將護套內填充之氬氣(100%)與運轉後的氣態分裂產物(30%)完全釋放至護箱內的評估要求，故此部分實則無需多加探討。但於實務分析工作中，無論在數值模擬時直接採用理想氣體模式進行壓力估算，或是採用其他近似法先行求取內部空間之溫度，再經由理想氣體方程式進行壓力計算；這意味著溫度的定義將是影響壓力評估結果的主要參數。

這是因為在各式的常見分析模式中，往往將燃料束予以均質化，甚至是在部分計算分析方法論中，更進一步的將燃料束、提籃等加以均質化。在這些不同程度的均質化模式中，如何合理的定義氣體平均溫度，將是影響各條件下護箱內壓力計算結果的關鍵。

若將之前計算所得之正常貯存案例進一步加以整理，則可發現燃料束部分有約略一半的體積為燃料護套與燃料丸等固體組件，因此在進行流體溫度平均時若未將其扣除，則將會使計算所得之氣體平均溫度較實際為高，亦即在相同的分析模式保守度考量下，採用最為直接的體積平均法來進行內部壓力計算，將可提供些許保守度。但若更進一步的將最初護箱在忽略內部自然對流後所獲得的溫度保守度(7.5%)以及燃料熱負載之保守度(28.5%)加入考慮，則可發現上述假設所提供之分析保守度實則遠小於最初於模式中的重要熱流假設。

基於以上的討論可以得知，因分析時選用之護箱具有相同的空間體積(V)、初始填充氣體莫耳數(n)以及初始壓力(P)；在不考慮護套內氬氣釋出之護箱內所提供的熱傳效益下，各式比例的燃料破損案例，護箱內部壓力可逕行將燃料釋出的氣體(含回充氬氣及分裂產物)總莫耳數加上護箱內原有氬氣莫耳數後加以求得，只要分析時所確認貯存階段下的平均溫度為保守值，即可獲得保守的內部壓

力計算結果。

依據 HI-STAR 安全分析報告所載之資訊進行計算後可以得知，在初始裝載時若在 70°F 之溫度下填入 28.5PSIA 之氬氣時，其所填入的莫耳數將為：

$$n1 = \frac{PV}{RT} = 196.5\text{Kpa} \times \frac{6725\text{L}}{(8.31445 \times 294.26111\text{K})} = 540.11\text{M}$$

而利用其破損 100% 之燃料狀況則可發現其外釋莫耳數可估算為：

$$\frac{57.8\text{PSI}}{n1} = \frac{84.6\text{PSI}}{n2} \rightarrow n2 = \frac{540.11\text{M} \times 84.6\text{PSI}}{57.8\text{PSI}} = 790.54\text{M}$$

兩者相減之下，代表因破損而釋出之氣體為 250.43M；意即每 1% 之燃料破損，將會釋出 2.504M 之氣體，若利用上述條件進行計算，則利用最為保守之集中擺置分析結果進行計算，所得之護箱內壓力則如表 33 所示，而各項數據皆小於原護箱設計限值。

表 31、不同配置下之護箱內部元件平均溫度(K)與體積資訊

| | 集中擺置(K) | 平均擺置(K) | 棋盤擺置(K) | 體積(L) | 氣體體積(L) |
|-------------|---------|---------|---------|-------|---------|
| basket | 447.0 | 447.0 | 437.9 | 695 | 0 |
| fluid | 414.8 | 415.8 | 409.1 | 3173 | 3173 |
| fuel_dymmy | 432.0 | 431.1 | 418.9 | 760 | 456 |
| fuel_active | 471.4 | 465.4 | 455.9 | 4682 | 2809 |
| boral | 465.4 | 469.7 | 458.3 | 304 | 0 |

表 32、不同配置下扣除燃料與否所獲氣體平均溫度

| | 未扣除燃料(K) | 扣除燃料(K) | 差異率 |
|------|----------|---------|------|
| 集中擺置 | 447.6 | 439.4 | 1.9% |
| 平均擺置 | 445.2 | 438.1 | 1.6% |
| 棋盤擺置 | 436.3 | 429.8 | 1.5% |

表 33、不同配置下扣除燃料與否所得之內壓力

| 燃料破損狀況 | 未扣除燃料 (PSIA) | 扣除燃料 (PSIA) | 原安全分析報告 分析結果(PSIA) |
|--------|-----------------|----------------|-----------------------|
| 1% | 43.6 | 42.8 | 57.8 |
| 10% | 45.5 | 44.7 | 60.2 |
| 100% | 64.7 | 63.5 | 84.6 |

5.4 分析案例之技術與專家交流要點彙整

經過本章針對此假想設施之裝載作業、正常貯存及內部壓力計算之執行結果可以發現，利用計算流體執行安全分析時，除了依據案例選擇進行分析之外，如何依據其案例之情境規劃進行合適之邊界條件設定才是直接影響熱流分析結果之技術細節。在考量分析方法所施行之各項參數選定對於分析結果之直接影響，本節特將各分析案例所發現之技術要點加以臚列，並送交子項六「**乾貯設施安全分析驗證研究同儕審查**」來進行討論：

1. 依據 HI-STAR 分析報告之案例規劃，HI-STAR 係利用正常貯存之條件作為裝載作業之充氬後作業之涵蓋案例；這是因為在充氬與乾燥階段護箱之熱流特性，實際上可被真空作業與正常貯存作業所涵蓋，且該作業期間之設計基準又比正常貯存為寬，因此無需重複分析。相類似的狀況預期可由本報告之異常與意外事故等案例中獲得印證；此類在異常與意外事故中無實際分析效益之案例，建議可進一步透過同儕審查與技術交流進行研討後評估如何在提供充份資訊後免除其分析。
2. 有鑑於護箱之內部壓力主要係以理想氣體方程式進行評估，而該公式中體積、壓力之定義實可透過工程計量技術達到。惟氣體填充時之莫耳數與實際貯存並發生假設性燃料破損後所致之壓力，則主要與所採用之平均氣體溫度定義有關。應建議應透過同行專家交流，對裝載時之溫度與貯存期間之平均溫度定義以及其保守性評估方式取得共識。
3. 室內乾貯之分析工作中需關注各模式間耦合計算時，邊界條件之設定之合適性，建議透過本計畫針對廠房內環境溫度與視因子之評估技巧確認各項分析所得結果之合適性。
4. 有鑑於室內乾貯設施假想事故發生原因之多樣化，但對於熱流特性卻無明顯差異之狀況，研究分析者建議可採更為保守之條件將其涵蓋；因此

本研究中提出一假想性極限案例以涵蓋未能探討之多種意外情節，並透過事故排除作業程序來與其他意外事故情節及熱流結果加以銜接，而達到提供各項安全評估、處置因應所需資訊之構想，令分析結果更加的全面性，以減少未來審查作業中各界可能提出之多樣性而導致分析案更迭之紛擾。

5. 採用 CFD 進行室內乾貯分析時，往往受限於計算網格數量之影響，雖然可以將護箱高度均質化來簡化，但若採用廠房整體模式與精確護箱模式整合計算之方式進行分析，將可得到較佳之溫度解析度。惟在進行護箱模式分析時，應採用合理的環境溫度與表面視因子進行邊界條件設定。此部分應進行同行專家交流討論，以擬定合理且可達成之方式來進行。

第六章、假想設施安全評估報告精要及審查導則對應查核

文件

為能協助主管機關能將本報告透過文件檢索、假想設施分析技術發展及分析模式平行驗證、應查核事項分析等工作之研究經驗與發現，充分應用於未來安全報告審查工作之上，甚至能將本研究團隊之同儕委員所提出之申照作業經驗充分回饋於最初安全分析報告的規劃與撰寫準備工作，以期能順利完成本計畫最終目的。本章將針對前述各章所獲之執行經過與發現加以彙整，以供子項計畫六進行專業同行討論之用，並作為期末撰寫安全評估報告精要之佐證資料。

6.1 假想設施熱傳安全分析審查導則對應查核文件建立

依據總計畫所擬定的應查核事項比對表，除了供申請者列填之自主查核結果外；為能確認該查核結果確實具有合適之索引資料進行證明，則本子項所屬之熱傳項目應將相關分析結果、計算書名稱或參考資料標示註記於該欄中以供檢索，並於右側欄位標示其參考之描述抑或圖表內容等項具有代表性的佐證資料，而最後欄位則供審查並進行安全評估報告時，可以確認該項已查核，或經由管制單位另案審查後通過等資訊以供索引。基於以上之說明，本節將針對與熱流有關之應查核事項進檢核，並將利用各種熱流分析常見之表示方式來呈現未來查核時可能呈現之狀況與結果，以利後續有意投入乾式貯存分析與管制之人員參考：

1. 第一章、概論 1. 緣由及目的

於本子項報告下，對於導則中提及需說明“設施申請之必要性與目的”之要求，可見於本報告第一章(第 1 頁第 1 段)之中，主要係因核一廠進入除役過渡階段，而需移除爐心與燃料池所有燃料。

2. 第一章、概論 2. 用過核子燃料

針對擬貯存之用過核子燃料，本報告於第一章(第 1 頁，數第 2 行)時充分陳述其來源為兩部機組 40 年運轉所產生，共計約 7,400 束燃料，並擬以每個護箱存 68 束裝載之條件進行乾貯。而冷卻周期則詳列於本報告 4.4.1 節熱源規劃中(表 16)，即使不考慮機組執照到期前的停機時間，整體冷卻時間仍逾 5 年，最大熱負載小於 500W/束。

3. 第一章、概論 2. 貯存護箱

本報告針對貯存護箱之概述集中於第一章(第 3 頁；圖 2)，係採用原始核准國家為美國之 HI-STAR 100 金屬護箱，經查閱美國 NRC 之網站[28]，確為已核准之護箱，原始證書編號為 1008，初始發證時間為 1999 年 10 月，目前最新版本為修正 2 版，證書有效期至 2019 年 10 月 4 日為止。值得注意的是在此假想設施分析與審查研究工作中，該護箱之執照將在本計畫期程(視為申照時程)內過期，若未來面臨此狀況時，管制單位應有其處置之要求。此外，若僅陳述原申照護箱之資訊卻未提及跟國內申照案之差異，將可能無法讓分析與審查人員聚焦，故建議增列乙項要求。

4. 第八章、熱傳評估 第(一)節衰變熱移除系統

對於審查導則所要求說明之各項衰變熱移除系統與移除衰變熱的機制，本研究報告詳載於 2.1 節統御方程式(第 9 頁)及於 4.1.1 節(第 26 頁)並描述此假想設施之系統係採用純自然對流進行熱移之外，亦說明護箱內各項熱傳機制。此外，考量廠房移熱系統、護箱散熱機制與可能於作業期間所採用的移熱系統或考慮其移熱能力之子系統(如核二乾貯之環狀冷卻系統)；因為此三項熱傳機制之描述可能分置於不同章節之外，故應獨立查核並將其紀錄留存。

5. 第八章、熱傳評估 第(二)節材料溫度限值與熱傳性質

依據導則所載要求，燃料棒於正常貯存及短期傳送與異常或意外事故下燃料棒護套均有其限值，而本分析報告於第 5.1 節(第 56 頁)以及第 5.2.1

節(第 62 頁)均有對其護套溫度限值分別進行要求；惟在裝載作業期間，可以明顯發現我國審查導則於短期裝填操作係要求護套最高溫度低於 400°C，與 HI-STAR 100 原護箱分析報告[18]表 4.3.1 所載之資訊(1058°F)不同。此點充分證實前頁第 3 點之建議，需於查核文件中標示增列國外已核照護箱與國內申照時之差異，除可以確保各項分析條件一致外，亦讓安全分析團隊明確意識到兩者的不同。

6. 第八章、熱傳評估 第(三)節-熱傳負載及周遭環境狀況

報告 4.4 節與 5.2.1 節，熱傳負載係依據保守停機時間，並估算乾貯設施申照建造之時間，進而取得保守熱負載(<500W)之條件，再行以各項配置進行保守涵蓋；雖然所採用之 ASB 9-2 衰變熱計算方式或與未來家申照之實際估算方式有異，但考量本假想設施研究受限於工作項目範圍且其分析標的並非針實申照作業，故仍可接受。此外，環境狀況主要係引用核一廠 1 期乾貯設施並依據本審查導則要求進行確認亦屬合適。

7. 第八章、熱傳評估 第(四)節-分析方式、模式及計算

報告 4.1 節已詳述分析模式所採用之軟體使用經驗，各項模式建構細節與分析方法論，並確認其網格不準度之影響(第 36 頁)，報告中更針對兩種常見的網格不準度評估作法進行詳述，而所利用之分析方法與工具亦已於第三章國際分析方法之研析中確認其合適性。

8. 第八章、熱傳評估 第(五)節-熱傳評估結果(溫度)

導則對中對於護箱各項元件於傳送、正常、異常與意外事故及自然災害下之溫度要求，皆符合相關法規與材料限值，其所保有之溫度餘裕亦足以涵蓋分析模式不準度所致之差異，故證明本報告各項分析符合導則之要求。

9. 第八章、熱傳評估 第(五)節-熱傳評估結果(壓力)

導則對中對於護箱內壓力之評估要求，可透過 5.3 節表 33(第 84 頁)所載

之資訊獲得確認；因其分析結果低於原安全分析報告之數據，故確實符合其壓力設計限值。

10. 第八章、熱傳評估 第(六)節-熱傳分析程式應進行驗證

導則中要求應對熱傳分析程式進行驗證之要求可透過第 4.5 節所載圖 31 之溫度分佈趨勢及表 19 與所載之量化數據比對證實其精確度。

11. 第八章、熱傳評估 第-(七)節熱傳評估計算書

經查，該分析報告進一步利用功率的保守性與邊條件的假設進行檢核；而由圖 32 所示之溫度趨勢與表 20 所載數據，可以證實該分析模式於正常貯存下約略具有近 50°C 之護套溫度保守性，符合本項導則要求。

經由以上之檢核與討論，目前本計畫已對審查導則中與熱流分析相關之項次進行逾半項目之確認工作(如表 34 所示)，所得結果更交由子項六進行彙整。此外，本研究亦依總計畫擬定之查核表架構，逐一進行各項應查核事項之檢核與記錄，再依此查核工作之記錄與事證，撰寫為「假想設施熱傳安全分析安全評估報告精要」。

表 34、各項審查導則要項查核結果

| 第一章、概論 | 本研究章節 |
|-----------|--------------------------------------------------------------------------------------|
| 1. 緣由及目的 | 第一章；講述本設施設置之原因主要係為以核一廠除役之中期貯存需求為基礎而設立之假想性室內乾貯設施 |
| 2. 用過核子燃料 | 第一章、第 4.4.1 節；講述擬裝載之燃料範圍、數量與熱負載，主要係針對滿足核一兩座機組除役逾 7,400 束用過核子燃料之貯存需求，其最大熱負載規劃不超過 500W |
| 3. 貯存護箱 | 第 1.2 節，講述選用之護箱類型，原始核照廠家與設計差 |

| | |
|-----------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| | 異，整體而言設計上並無差異，惟依據我國導則，其裝載作業階段之護套溫度僅容許400°C以下。 |
| 八、熱傳評估 | |
| (一) 衰變熱移除系統 | 報告 2.1/4.1.1 節中，詳述本系統熱流分析採用純自然對流之設計，縱有維運所需之通風、負壓維持系統，其額外貢獻之移熱能力皆不在分析範圍內。 |
| (二) 材料溫度限值與熱傳性質 | 報告 4.3 節/第五章 各項材料溫度限值係基於法規要求(燃料護套)、工業標準(鐵系統材料)以及製造商規範(中子吸收材與中子毒物)進行設置，並詳述其對應之熱傳性質。 |
| (三) 熱傳負載及周遭環境狀況 | 報告 4.4 節與 5.2.1 節，熱傳負載係依據保守停機時間，並估算乾貯設施申照建造之時間，進而取得保守熱負載(<500W)之條件，再行以各項配置進行保守涵蓋；此外，環境狀況主要係引用核一廠 1 期乾貯設施並依據本審查導則要求進行確認。 |
| (四) 分析方式、模式及計算 | 報告 4.1 節已詳述分析模式所採用之軟體使用經驗，各項模式建構細節與分析方法論，並確認其網格不準度之影響，報告中更針對兩種常見的網格不準度評估作法進行詳述。 |
| (五) 熱傳評估結果 | 報告第五章，共計詳列不同熱源配置正常貯存案例 3 例，裝載作業規劃(含廠房間傳送)4 例，以及異常與意外事故近 10 例，最後引用非實質事件之精神規劃乙個極限假想性事 |

| | |
|-------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| <p>(六)熱傳分析程式應進行驗證，以確保熱傳分析模式的可靠度</p> | <p>故來使分析工作趨於完備。 本報告 4.5 節，在利用原廠家安全分析報告所載案例進行校驗後已證實該分析方法論之合適性，並額外增加考慮內部對流之機制來進行該改假設之保守性(不考慮對流減去考慮對流所得之溫度)</p> |
| <p>(七)熱傳評估計算書需留存備查…</p> | <p>本假想設施因不及品質保證計畫，故無計算書之準備與備查工作，得予免檢；但經查各項分析細節亦已置詳述於本研究報告中，亦符合導則本項計畫書留存備查之精(所有資訊皆有完整分析記錄且具可索引性)</p> |

6.2 假想設施熱傳安全分析安全評估報告精要

本章節主要係以假想設施進行核一廠除役所需用過核子燃料乾式貯存需求進行分析而得的安全分析報告為審查標的，以我國審查導則所載之各項要求針對其傳送與作業階段正常、異常及事故狀況下，廠房、護箱與各項 SSCs 之熱流分析結果進行預先審查演練，以確認本計畫所建立之各項技術細節是否符合審查導則之要求。

6.2.1 概要

此假想設施為滿足除役所需貯存空間，於鋼筋混凝土所構成之廠房內，規劃出 10 個貯存廳，每廳可容納 12 個護箱。護箱採用已由美國 NRC 核准之 HI-STAR 100 金屬護箱進行細部調整而得；其密封容器稱為 MPC，內部由管式提籃設計與貼附於其上的中子毒物所構成，每個護箱可容納 68 束燃料束。而該護箱的密封能力主要係透過內部的 MPC 護箱與及上蓋的封焊達到密封，再藉由外部多層金屬板焊接而成的外包封 OVERPACK 提供加馬屏蔽，最外部則覆以金屬薄板所製成之鰭片及殼體，並於上述元件所構成的空隙中填入 HOLTITE-A 中子吸收材以減少中子劑量。

本標的設施擬裝載之用過核子燃料係為核一廠之全體用過核子燃料，由燃料丸所釋出的衰變熱將由對流與輻射傳送至 MPC 內填之氬氣，再以傳導機制傳遞至護箱外表面後，由位於廠房貯存區底部的通風口流入之新鮮冷空氣，以自然對流方式耦合輻射熱傳，將熱由廠房頂部之通風口排除，而形成無需動力即可移熱之被動式移熱機制。於此移熱設計下，送審之熱流分析報告中係以單一護箱 17KW 之熱負載(平均單束 250W)進行分析，但為能分析所要求之餘裕與保守度，分析時係以集中式擺置(部分燃料達 500W/束)作為熱傳分析基礎。

依據審查導則所載要求，該室內乾貯設施與其內貯護箱之熱傳評估計包含有

(一)衰變熱移除系統、(二)材料溫度限值與熱傳性質、(三)熱傳負載及周遭環境狀況、(四)分析方式、模式及計算、(五)熱傳評估結果、(六)熱傳分析程式驗證與(七)熱傳評估計算書留存備查等要求事項。以下將逐一進行審查並記錄其審查經過，以確認該設施於裝載、傳送與貯存階段(含異常與意外)是否滿足審查導則前述各項要求。

6.2.2 審查發現

於實務審查作業中，本節應就各項安全分析報告審查意見、審查會議討論等各項作業所載進行說明，惟於本假想設施中將以各項研究報告研讀整理、技術交流與同儕審查會議之經過與發現進行陳述；其架構或許略有不同，但仍可達到實質審查及經驗建立之效。以下將就各項發現逐一描述：

(一) 本報告於分析之前詳述自燃料丸至廠房出口之間的各個元件的機制與整體散熱途徑，除詳述其作用外，亦將後續各項需考量之項次納入暫態統御方程式中進行表達。此外，針對純自然對流與具有輻射熱傳之乾貯需求，提出以下幾項常用數值模式，經檢核後確實適用於本分析案，並具有公信力或品質紀錄之文獻可供佐證：

1. DO 熱輻射模式；此模式係利用解析輻射傳輸之方式，計算輻射熱於各網格體積與表面間之熱傳機制，將其材質的吸收係數設定為 0 後，即可作為乾貯分析時常需考量的表面間輻射熱傳之用。最初該法已於考文獻[30]，並經原能會審查通過。
2. k- ω 紊流模式；此紊流模式曾於美國 NRC 所公佈之 NUREG-2152[29] 中進行探討，並有多次使用經驗。
3. 以布希尼克(Boussinesq)近似法來進行自然對流之模擬；由於自然對流之模擬主要需將流體密度與溫度變化之特性進行描述，因此可以透過上述之近似法將其設為體積膨脹係數或是以理想氣體方程式進

行估算，兩者間之差異有限，故其選擇確為合適。

(二) 核一廠乾式貯存護箱系統組件之熱傳設計基準，符合相關規範標準及限值：

1. 本系統用於裝載單一密封鋼筒內之最大總熱負載為 17.0kW (68 束用過核子燃料，每束 250W)；但為保守起見，採用不同配置以部分燃料最高每束 500W 之條件作為分析基準。
2. 本假想設施之材料容許溫度，詳列於安全分析報告表 19，並主要源自於核一與核二廠 1 期乾貯之安全分析報告。
3. 依據我國審查導則之要求，燃料護套之最高溫度需滿足：
 - (1) 用過核子燃料之燃料護套溫度於正常貯存及短期裝填操作狀況下不得超過 400 °C。
 - (2) 在系統發生異常或事故之狀況下，燃料護套溫度不得超過 570 °C。
4. 中子屏蔽材質 HOLTITE-A 最大操作溫度，乃依據製造商[18]所訂定之溫度限值為之，以確保其不會發生劣化。
5. 對於提籃與密封鋼筒之鋼製元件，其溫度限值則依循 ASME Code Section II, Part D、ARMCO、ASME Code Case N-707 以及 ASTM Standard。

(三) 本設施貯存護箱相關之周圍溫度、廠房內溫度、日照及空氣進出口狀態等假設及邊界條件中，考量本假想設施座落於原核一乾貯場鄰近處，因此周圍溫度與日照皆參照已經審查之安全分析報告內容，實屬合宜；而對於廠房內溫度與空氣流出口狀況及邊界條件等，皆是以耦合方式求取，並未進行假設，且其假設方法經我方技術審查及同儕審查後亦確認處理方法合宜。

(四) 綜合以上之參數以及其模型建立之參考文獻、假設與簡化，並檢視廠房

用模型與護箱模型之各項設置細節，確認本貯存設施採用之分析方法及模式校驗方法所揭露之資訊已滿足分析再現之必要資訊。

(五) 本研究所採用護箱於傳送、正常貯存、異常及意外事故下所進行之分析皆符合原始設計需求，其詳細檢核狀況可逐一概述如下：

1. 裝載作業之溼式階段；本階段主要係評估護箱在吊運出水池後的容許作業時間，並評估是否符合後續密封作業之需求；而該案分析結果指出即使在保守評估池水溫度之前提下，仍有 60 小時的時間可供作業，足以符合本作業階段之需求，而最高溫度亦低於(液態水)設計限值 93.3°C 以下。
2. 真空作業階段；此作業階段主要係以排除水汽為標的，因此需適度的加溫並沖放氬氣以移除水汽，其暫態分析結果證明此護箱之溫度符合設計限值，並在無冷卻水系統作業之前提下，可提供逾 60 小時之作業時間。
3. 充氬作業與傳送作業，當護箱完成密封與氬氣回充作業，可能置於廠房內或是透過傳送工具進行廠內運送；本安全分析報告經考慮不同作業條件與日照影響後，皆證實其充氬作業與傳送作業並無時間限值，且最高燃料溫度僅有 362.3°C，各 SSC 餘裕最小者尚有約 50°C 符合設計要求；
4. 正常貯存階段，本安全分析考慮護箱置於廠房內的的大量護箱相互影響所造成的熱傳能力減低狀況，並透過次模型之計算提供合理的輻射視因子與環境溫度作為邊界條件。此外，該分析更考慮不同的燃料配置來證實此護相即使採用比實際裝載(每束不超過 250W)之配置，仍不會超過設計限值；其最高燃料溫度係為 360.9°C，最小 SSC 溫度餘裕為 36.4°C，符合設計標準。
5. 異常貯存階段，本研究利用廠房通風能力減半以及環境溫度因異常而

高達 42.2°C 之方式進行評估，所獲之燃料與餘裕最小之元件溫度分別為 381.43°C/24.27°C 以及 377.96°C/29.61°C 符合設計標準。

6. 意外事故案例，本安全分析報告除提出火災、水災以及極高環溫度之案例以涵蓋部分可能因為天然災害或是作業程序所致之意外之外，更提出一個極端的假想性絕熱案例，以涵蓋未能納入之各種事故情節。而在上述各種故情節之評估中，水災及極高環境溫度並無任何時間限制，其穩態分析結果皆證實系統最小餘裕分別有約 38°C 與 18°C，符合設計標準。搭配行政管制作業下，在因燃油所致之火災，則於油料燃料的 8 分鐘內，僅對最為脆弱的 HOLTITE-A 造成約 10°C 的升溫，不致影響其材料性質。而用以涵蓋其他未能逐一考量的極端的假想性絕熱案例分析結果則顯示，即使該設施面臨掩埋或是全阻塞等事故，仍至少有 40 小時可供求援以避免最脆弱的中子吸收材損壞；此時，只需將全阻塞廠房狀況恢復為半阻塞或是將受掩埋之護箱施以撒水，即可將有時限的事故轉換為熱流狀況可控制的半阻塞或水災事故，再依其應變與排除方式將此事故其對應之行政管制與緊急應變(本假想設施免備)計畫進行排除與復歸即可。

7. 本安全分析依據所獲得之正常貯存案例計算結果，進行了 1%、10% 與 100%之燃料破損所致之內壓力計算，並在充分考慮平均溫度之保守度前提下，求出其內部壓力分別為 43.6PSIA、45.5PSIA 以及 64.7PSIA，較原安全分析報告數據為低，亦低於護箱結構設計標準。

(六) 本設施貯存護箱之熱傳設計係與原廠家申照之安全分析報告進行驗證，並透過探討是否考慮內部對流等方式確認了分析結果的可信度與保守度，較此驗證結果認為可以接受。分析結果亦充分證實在相同分析條件下，所採用之分析方法與模式能重現原廠家最初申照時之分析結果，各元件分析結果除部分更加保守外，其餘分析差異亦充分以學理解釋並探

討，符合審查導則對於本項之要求。

(七) 本安全評估報告係針對一假想設施進行熱流分析之審查演練，且計畫執行之初即已考量此一研究案並無能量建構等同申照作業規模下所能具有的文件與品質管制制度，因此即於報告內容撰寫時納入各項業界僅呈現於計算書中之各項細節，而各項細節已經過送審單位內部審查，因此本案無需對計算書備查狀況進行檢核。

6.2.3 審查結論

依據審查導則所載之各項要求，及前節就各項分析模式、條件與案例之審查發現，本假想設施熱傳評估之各項審查結論總結如下：

1. 本假想施與貯存護箱對於整體衰變熱移除系統及其路徑之描述已符合熱流評估與審查之要求，審查結果認為可以接受。
2. 本設施於廠房與貯存護箱之熱傳設計基準及使用之材料熱傳特性具有充份參考資料佐證，審查結果認為可以接受。
3. 本設施貯存護箱相關之周圍溫度、廠房內溫度、日照及空氣進出口狀態等假設及邊界條件，審查結果認為可以接受。
4. 本設施貯存護箱採用之分析方法及模式校驗方法所揭漏之資訊已滿足分析再現之必要資訊，審查結果認為可以接受。
5. 本設施貯存護箱於正常、異常及事故狀況下之熱傳評估與分析，此外對於護箱內壓力之計算結果亦滿足設計基準；審查結果認為可以接受。
6. 本設施貯存護箱之熱傳設計經平行獨立驗證，並以補充案例充份證實分析結果之保守性，此驗證結果認為可以接受。
7. 本分析案各項分析資訊已充份揭露於前述各章，且各項細節已經過送審單位內部審查，故無需再行留存計算書備查；考慮本研究為假想設施之分析，故予免檢。

第七章、結論

依據總計畫規劃以 HI-STAR 100 護箱與除役環評報告書所擬定的標的設施，熱流安全分析子項於計畫執行期間，已完成流熱流分析技術發展。所獲各項分析技術更已進一步與國內業界專家進行交流，進而確定了內部壓力評估、不準度規劃、廠房內部平均氣溫定義與材料性質評估等各項分析技術細節。

本研究除了透過 HI-STAR 100 安全分析報告所載案例進行平行驗證，確認所建立分析技術的精確性之外，為能進一步向管制機關展示分析模式的保守性，更進一步利用熱負載與內部自然對流效應兩項重大假設進行了結果保守度討論；相關結果在與國內業界專家進行技術交流後，雙方共同對分析作業的不準度標準與施行技術達成了具體之共識。

此外，乾貯設施熱流安全分析所需進行的裝載作業、貯存階段之正常、異常與意外事故皆已完備，並針對熱流與其他安全分析之介面資訊，如內部壓力評估與火災事故等工作業已完成；共計完成 14 個案例計算。其結果指出本假想設施之安全分析報告確能符合我國審查導則之各項要求，各項研究發現與討論更以安全評估報告精要之架構進行研擬以整合，以達到審查人員經驗培訓之研究目標。

參考文獻

- 1 台灣電力股份有限公司，“核能一廠除役計畫環境影響評估報告書，”初稿，106年12月。
- 2 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。
- 3 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。
- 4 施純寬、曾永信，“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。
- 5 Luis E. Herranz, Jaime Penalva, Francisco Feria, “CFD analysis of a cask for spent fuel dry storage: Model fundamentals and sensitivity studies,” *Annals of Nuclear Energy*, Vol, 76, pp.54–62,2015.
- 6 Jie Li, Yung Y. Liu, “Thermal modeling of a vertical dry storage cask for used nuclear fuel,” *Nuclear Engineering and Design*, Vol,301, pp.74–88, 2016.
- 7 Seung Hun Yoo, Hee Cheon NO*, Hyeun Min Kim, Eo Hwak Lee, “CFD-assisted scaling methodology and thermal-hydraulic experiment for a single spent fuel assembly,” *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 240 ,pp.4008–4020, 2010.
- 8 Hirofumi Takeda, Masumi Wataru, Koji Shirai, Toshiari Saegusa, “Heat removal verification tests using concrete casks under normal condition,” *Nuclear Engineering and Design*, Vol, 238, pp.1196–1205 ,2008.
- 9 Masumi Wataru, Hirofumi Takeda, Koji Shirai, Toshiari Saegusa, “Heat removal verification tests of full-scale concrete casks under accident conditions,” *Nuclear Engineering and Design*, Vol, 238, pp.1206–1212 ,2008.
- 10 WOLFGANG von HEESSEN et.al, “HEAT TRANSFER FROM TRANSPORT

- CASK STORAGE FACILITIES FOR SPENT FUEL ELEMENTS,” NUCLEAR FUELS, Vol, 304, pp.1-10 ,1982.
- 11 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.
- 12 Hyeun Min Kim, Hee Cheon No, Kyoung Sik Bang, Ki Seog Seo, Sang Hoon Lee, “Development of scaling laws of heat removal and CFD assessment in concrete cask air path,” Nuclear Engineering and Design, Vol. 278 ,pp.7–16, 2014.
- 13 Thomas E. Michener, David R. Rector, and Judith M. Cuta, “COBRA-SFS Thermal-Hydraulic Analysis Code for Spent-Fuel Storage and Transportation Casks: Models and Methods,” Nuclear Technology, Vol, 199, pp.330–349 ,2017.
- 14 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。
- 15 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。
- 16 行政院原子能委員會放射性物料管理局, “申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則,” 108 年 1 月 18 日, 會物字第 10800005641 號令。
- 17 行政院原子能委員會放射性物料管理局, “用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則,” 108 年 1 月 18 日, 會物字第 10800005551 號令。
- 18 HOLTEC INC, “Final Safety Analysis Report OF HI-STAR 100 Cask System,” ML093070147, Rev. 3.I.
- 19 U.S.NRC, “ADAMS,” <https://www.nrc.gov/reading-rm/adams/web-based.html>.
- 20 NRC, “, HOLTEC INTERNATIONAL HI-STORM 100CASK SYSTEM SAFETY EVALUATION REPORT,” ML003711779.
- 21 C.J. Werner¹, et. al, “Monte Carlo N-Particle® Transport Code System Version 6.2,” LA-UR-17-29981, Los Alamos National Laboratory report , 2017.

- 22 B.T. Rearden, M.A. Jessee, et. al“SCALE Code System,” ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.2, Oak Ridge National Laboratory, 2017.
- 23 American Concrete Institute, “Code Requirement for Nuclear Safety Related Concrete Structures and Commentary,” ACI 349-13, 2013.
- 24 U.S.NRC, " Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems and Facilities-DRAFT," NUREG-2215, 2017.
- 25 U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities,” NUREG-1567, March, 2000.
- 26 台灣電力公司，“核電廠特殊燃料進行乾貯作業之熱流特性及燃料護套完整性研究”中華民國 106 年 11 月，pp74。
- 27 The American Society of Mechanical Engineers, “Standard for Verification and Validation in Computational Fluid Dynamics and Heat Transfer”, ASME V&V 20-2009, November 2009.
- 28 <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part072/part072-0214.html>
- 29 U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Computational Fluid Dynamics Best Practice Guidelines for Dry Cask Applications: Final Report;” NUREG-2152 , March, 2013.
- 30 曾永信，“計算流體力學分析方法論/乾式貯存與大修機組冷卻之熱流分析應用，” TITRAM/CS/KS-CFD-MHD-01，2010 年 10 月。

附錄-程式碼

```

/* Viscous Resistance Profile      cell_t c;      }
UDF in a Porous Zone that        Dh=12.3225E-3; /* Hydraulic      end_c_loop(c,t)
utilizes F_PROFILE*/             Diameter*/

#include "udf.h"

DEFINE_PROFILE(friction_fact      {
or_ATRIUM_10,t,i)                F_PROFILE(c,t,i) =
{
    real x[ND_ND];                32./Dh/Dh/1.7812096;
    real a,Dh;                    }
    cell_t c;                     end_c_loop(c,t)
    Dh=12.3225E-3; /* Hydraulic   }
    Diameter*/                    }

    DEFINE_PROFILE(K_LTP_C,t,i)
    begin_c_loop(c,t)              )
    {
        a=sqrt(C_U(c,t)*C_U(c,    real x[ND_ND];
t)+C_V(c,t)*C_V(c,t)+C_W(c,    real a,Dh;
t)*C_W(c,t));                   cell_t c;
        F_PROFILE(c,t,i) =        Dh=12.3225E-3; /* Hydraulic
0.1015*pow(a*C_R(c,t)*Dh/C_M    Diameter*/
U_L(c,t),0.8)/Dh/Dh*1.7812096;
    }
    end_c_loop(c,t)               begin_c_loop(c,t)
    {
        a=sqrt(C_U(c,t)*C_U(c,
t)+C_V(c,t)*C_V(c,t)+C_W(c,    DEFINE_PROFILE(K_FUEL,t,i)
t)*C_W(c,t));                   {
        DEFINE_PROFILE(K_LTP_P,t,i)
        {
            real x[ND_ND];
            real a,Dh;
            cell_t c;
            Dh=12.3225E-3; /* Hydraulic
            Diameter*/

            begin_c_loop(c,t)
            {
                a=sqrt(C_U(c,t)*C_U(c,
t)+C_V(c,t)*C_V(c,t)+C_W(c,
t)*C_W(c,t));
                F_PROFILE(c,t,i) =
(156.9+168.1*pow(a*C_R(c,t)*D
h/C_MU_L(c,t),-
0.546))/2.301875*1.7812096*1.7
812096;
            }
            end_c_loop(c,t)
        }
    }
}

DEFINE_PROFILE(friction_fact      F_PROFILE(c,t,i) =
or_LAM,t,i)                      (21.47+168.1*pow(a*C_R(c,t)*D
{
    real x[ND_ND];                h/C_MU_L(c,t),-
    real a,Dh;                    0.546))/2.301875*1.7812096*1.7
812096;
}
    Dh=12.3225E-3; /* Hydraulic   Diameter*/
    Diameter*/

```

```

begin_c_loop(c,t)          TRIUM_10, c, t, dS, eqn          pitch=0.160122;
{
Re=sqrt(C_U(c, t)*C_U(c,          {
/*108FCMA003 check*/
t)+C_V(c, t)*C_V(c, t)+C_W(c,          int row, columes;
t)*C_W(c,                  real x[ND_ND];
t))*C_R(c,t)*Dh/C_MU_L(c,t);          real Fxz[5][5]=
    F_PROFILE(c,t,i) =          {
((0.620*4+0.4646*2)+(108.6*po          /*X軸方向→*/
w(Re,-0.58)*4+2.196*pow(Re,-          /*
0.084)+235.7*pow(Re,-          */500.,500.,250.,125.,125.,
0.686)*2))/4.362577*1.7812*1.78          /*108FCMA003 check*/
12096;          /*Z
}          */500.,500.,250.,125.,0.0,
end_c_loop(c,t)          /*108FCMA003 check*/
}          /*軸
row=axis_x;
columes=axis_z;
fuel_map=Fxz[row][columes];

DEFINE_PROFILE(K_UTP,t,i)          /*方          if (p0< height &&
{          */125.,125.,125.,0.0 ,0.0,          height < (p0+act_length) )
    real x[ND_ND];          /*108FCMA003 check*/          {
    real a,Dh,Re;          /*向*/125.,0.0 ,0.0 ,0.0 ,0.0          f=-61.266*pow(A,
    cell_t c;          /*108FCMA003 check*/          6)+168.83*pow(A, 5)-
Dh=12.3225E-3; /* Hydraulic          /*↓*/);          187.298*pow(A,
Diameter*/          38.146*pow(A,
    begin_c_loop(c,t)          real A, B, f, p0, source,          2)+8.1456*A+0.3738;
    {          height, Maxpower, act_length,          }
Re=sqrt(C_U(c, t)*C_U(c,          pitch, fuel_map, axis_x, axis_z,          else
t)+C_V(c, t)*C_V(c, t)+C_W(c,          shift_z, shift_x;
t)*C_W(c,                  C_CENTROID(x, c, t);          f=0;
t))*C_R(c,t)*Dh/C_MU_L(c,t);          height= x[1];          source =
    F_PROFILE(c,t,i) = (-          p0=0.3291975;          Maxpower*f*fuel_map;
9.68+9.526*pow(Re,0.0046))/0.6          /*108FCMA003 check*/          return source;
4389*1.7812*1.7812096;          act_length=3.796;          #if !PR_HOST
}          /*108FCMA003 check*/          if (p0< height
end_c_loop(c,t)          A=(height-p0)/act_length;          && height < (p0+act_length) )
}          Maxpower=1.0/(0.0181364          {
39847*act_length);          f=-61.266*pow(A,
DEFINE_SOURCE(core_peak_A          /*108FCMA003 check*/

```

```

6)+168.83*pow(A, 5)-
187.298*pow(A,
4)+109.4*pow(A, 3)-
38.146*pow(A,
2)+8.1456*A+0.3738;
}
else
    f=0;

source =
Maxpower*f*fuel_map;
return source;
#endif /* !PR_HOST*/
#if !RP_NODE

    if (p0< height &&
height < (p0+act_length) )
    {
        f=-61.266*pow(A,
6)+168.83*pow(A, 5)-
187.298*pow(A,
4)+109.4*pow(A, 3)-
38.146*pow(A,
2)+8.1456*A+0.3738;
    }
else
    f=0;

source =
Maxpower*f*fuel_map;
return source;
#endif /* !PARLLEL*/
}
DEFINE_SOURCE(average_AT
RIUM_10, c, t, dS, eqn)
{
    int row, columes;
    real x[ND_ND];
    real Fxz[5][5]=
    {
        /*X軸方向→*/
        /*
        */250.,250.,250.,250.,250.,
/*108FCMA003 check*/
/*Z
*/250.,250.,250.,250.,0.0,
/*108FCMA003 check*/
/*軸
*/250.,250.,250.,250.,0.0,
/*108FCMA003 check*/
/*方
*/250.,250.,250.,0.0,0.0,
        if (p0< height &&
height < (p0+act_length) )
        /*108FCMA003 check*/
        /*向*/250.,0.0,0.0,0.0,0.0
/*108FCMA003 check*/
        /*↓*/);
        real A, B, f, p0, source,
height, Maxpower, act_length,
pitch, fuel_map, axis_x, axis_z,
shift_z, shift_x;
        C_CENTROID(x, c, t);
        height= x[1];
        p0=0.3291975;
/*108FCMA003 check*/
        act_length=3.796;
/*108FCMA003 check*/
        A=(height-p0)/act_length;
        Maxpower=1.0/(0.0181364
39847*act_length);
/*108FCMA003 check*/
        pitch=0.160122;
/*108FCMA003 check*/
        shift_x=0.014975;
/*108FCMA003 check*/
        shift_z=0.014975;
/*108FCMA003 check*/
        axis_x= (x[0]-
shift_x)/pitch;
/*108FCMA003 check*/
        axis_z= (x[2]-
shift_z)/pitch;
/*108FCMA003 check*/
        row=axis_x;
        columes=axis_z;
        fuel_map=Fxz[row][columes];
        if (p0< height &&
height < (p0+act_length) )

```

```

        {
            f=-61.266*pow(A,
6)+168.83*pow(A, 5)-
187.298*pow(A,
4)+109.4*pow(A, 3)-
38.146*pow(A,
2)+8.1456*A+0.3738;
        }
        else
            f=0;

        source =
Maxpower*f*fuel_map;
        return source;
#ifdef !PR_HOST
            if (p0< height
&& height < (p0+act_length) )
                {
                    f=-61.266*pow(A,
6)+168.83*pow(A, 5)-
187.298*pow(A,
4)+109.4*pow(A, 3)-
38.146*pow(A,
2)+8.1456*A+0.3738;
                }
            else
                f=0;

        source =
Maxpower*f*fuel_map;
        return source;
#endif /* !PR_HOST*/
#ifdef !RP_NODE
            if (p0< height &&
height < (p0+act_length) )
                {
                    f=-61.266*pow(A,
6)+168.83*pow(A, 5)-
187.298*pow(A,
4)+109.4*pow(A, 3)-
38.146*pow(A,
2)+8.1456*A+0.3738;
                }
            else
                f=0;

        source =
Maxpower*f*fuel_map;
        return source;
#endif /* !PARRLLEL*/
    }
}
}
DEFINE_SOURCE(checkboard_
ATRIUM_10, c, t, dS, eqn)
{
    int row, columes;
    real x[ND_ND];
    real Fxz[5][5]=
    {
        /*X軸方向→*/
        /*
        */361.12,125.,361.12,125.,361.12,
/*108FCMA003 check*/
        /*Z
        */125.,361.12,125.,361.12,0.0,
/*108FCMA003 check*/
        /*軸
        */361.12,125.,361.12,125.,0.0,
/*108FCMA003 check*/
        /*方
        */125.,361.12,125.,0.0 ,0.0,
/*108FCMA003 check*/
        /*向
        */361.12,0.0 ,0.0 ,0.0 ,0.0
/*108FCMA003 check*/
        /*↓*/};

    real A, B, f, p0, source,
height, Maxpower, act_length,
pitch, fuel_map, axis_x, axis_z,
shift_z, shift_x;
    C_CENTROID(x, c, t);
    height= x[1];
    p0=0.3291975;
/*108FCMA003 check*/
    act_length=3.796;
/*108FCMA003 check*/
    A=(height-p0)/act_length;
}
}
}

```

```

Maxpower=1.0/(0.0181364
39847*act_length);
/*108FCMA003 check*/
pitch=0.160122;
/*108FCMA003 check*/
shift_x=0.014975;
/*108FCMA003 check*/
shift_z=0.014975;
/*108FCMA003 check*/
axis_x=(x[0]-
shift_x)/pitch;
/*108FCMA003 check*/
axis_z=(x[2]-
shift_z)/pitch;
/*108FCMA003 check*/
row=axis_x;
columes=axis_z;
fuel_map=Fxz[row][columes];

if (p0< height &&
height < (p0+act_length) )
{
f=-61.266*pow(A,
6)+168.83*pow(A, 5)-
187.298*pow(A,
4)+109.4*pow(A, 3)-
38.146*pow(A,
2)+8.1456*A+0.3738;
}
else
f=0;

source =
Maxpower*f*fuel_map;
return source;
#endif /* !PR_HOST */
#if !RP_NODE
if (p0< height &&
height < (p0+act_length) )
{
f=-61.266*pow(A,
6)+168.83*pow(A, 5)-
187.298*pow(A,
4)+109.4*pow(A, 3)-
38.146*pow(A,
2)+8.1456*A+0.3738;
}
else
f=0;

source =
Maxpower*f*fuel_map;
return source;
#endif /* !PARALLEL */
#endif /* !PARRLLEL */
DEFINE_SOURCE(average_272
w, c, t, dS, eqn)
{
int row, columes;
real x[ND_ND];
real Fxz[5][5]=
{
/*X軸方向→*/
/*
*/272.05,272.05,272.05,272.05,27
2.05, /*108FCMA003
check*/
/*Z
*/272.05,272.05,272.05,272.05,0.
0, /*108FCMA003
check*/

```

```

/*軸
*/272.05,272.05,272.05,272.05,0.
0, /*108FCMA003
check*/
/*方
*/272.05,272.05,272.05,0.0,0.0,
/*108FCMA003 check*/
/*向
*/272.05,0.0,0.0,0.0,0.0
/*108FCMA003 check*/
/*↓*/};

real A, B, f, p0, source,
height, Maxpower, act_length,
pitch, fuel_map, axis_x, axis_z,
shift_z, shift_x;

C_CENTROID(x, c, t);
height= x[1];
p0=0.3291975;
/*108FCMA003 check*/
act_length=3.796;
/*108FCMA003 check*/
A=(height-p0)/act_length;
Maxpower=1.0/(0.0181364
39847*act_length);
/*108FCMA003 check*/
pitch=0.160122;
/*108FCMA003 check*/
shift_x=0.014975;
/*108FCMA003 check*/
shift_z=0.014975;
/*108FCMA003 check*/
axis_x= (x[0]-
shift_x)/pitch;
/*108FCMA003 check*/
axis_z= (x[2]-
shift_z)/pitch;

/*108FCMA003 check*/
row=axis_x;
columes=axis_z;
fuel_map=Fxz[row][columes];

if (p0< height &&
height < (p0+act_length) )
{
f=-61.266*pow(A,
6)+168.83*pow(A, 5)-
187.298*pow(A,
4)+109.4*pow(A, 3)-
38.146*pow(A,
2)+8.1456*A+0.3738;
}
else
f=0;

source =
Maxpower*f*fuel_map;
return source;
#endif /* !PR_HOST
*/if !RP_NODE

if (p0< height &&
height < (p0+act_length) )
{
f=-61.266*pow(A,
6)+168.83*pow(A, 5)-
187.298*pow(A,
4)+109.4*pow(A, 3)-
38.146*pow(A,
2)+8.1456*A+0.3738;
}
else
f=0;

source =
Maxpower*f*fuel_map;
return source;
#endif /* !RP_NODE*/

if (p0< height &&
height < (p0+act_length) )
{
f=-61.266*pow(A,
6)+168.83*pow(A, 5)-
187.298*pow(A,
4)+109.4*pow(A, 3)-
38.146*pow(A,
2)+8.1456*A+0.3738;
}
else
f=0;

source =
Maxpower*f*fuel_map;
return source;
#endif /* !PARALLEL
*/if !PARALLEL

if (p0< height &&
height < (p0+act_length) )
{
f=-61.266*pow(A,
6)+168.83*pow(A, 5)-
187.298*pow(A,
4)+109.4*pow(A, 3)-
38.146*pow(A,
2)+8.1456*A+0.3738;
}
else
f=0;

source =
Maxpower*f*fuel_map;
return source;
#endif /* !RP_NODE*/

if (p0< height &&
height < (p0+act_length) )
{
f=-61.266*pow(A,
6)+168.83*pow(A, 5)-
187.298*pow(A,
4)+109.4*pow(A, 3)-
38.146*pow(A,
2)+8.1456*A+0.3738;
}
else
f=0;

source =
Maxpower*f*fuel_map;
return source;
#endif /* !RP_NODE*/

```

```
        f=0;

        source =
Maxpower*f*fuel_map;
        return source;
#endif /* !PARRLLEL*/
    }
```


行政院原子能委員會
放射性物料管理局
委託研究計畫研究報告

108 年核電廠除役之室內乾貯安全分析

平行驗證研究

子項四：輻射屏蔽安全審查驗證研究

期末報告

委託單位：行政院原子能委員會放射性物料管理局

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

計畫編號：108FCMA003

報告日期：中華民國 108 年 12 月 15 日

108 年核電廠除役之室內乾貯安全分析
平行驗證研究

子項四：輻射屏蔽安全審查驗證研究

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

研究期程：中華民國 108 年 02 月至 108 年 12 月

研究經費：新臺幣 5,600,000 元

放射性物料管理局 委託研究

中華民國 108 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

參考台電公司核一廠除役計畫環境影響評估報告書的內容，假設核一廠二期室內乾式貯存設施採用鋼筋混凝土建物搭配金屬護箱的設計，預計貯存 7,400 束用過核子燃料，所需混凝土建物側牆厚度最大要求為 90 公分、建物屋頂厚度最大要求為 45 公分。本整合型研究計畫的目的在於因應此一未來國內乾貯設施所需之安全審查及管制技術需求，針對臨界、結構、熱傳與輻射屏蔽等重要主題，逐步建立平行驗證的技術，強化審查經驗與相關人才訓練，以精進我國用過核子燃料室內貯存設施安全管制技術。

本子項負責輻射屏蔽安全審查驗證研究，針對標的設施建構屏蔽模型，進行護箱表面劑量率分析及設施周遭劑量率分布評估。依招標規範本計畫共完成：(1)蒐集國際間貯存設施輻射屏蔽安全分析案例、(2)建立假想設施輻射屏蔽安全分析驗證方法、(3)執行假想設施輻射屏蔽安全分析審查導則要項分析及(4)提出假想設施安全評估報告精要及審查導則查核項目，並將研究成果整理為教育訓練材料，以作為人才培育之用。

關鍵字：用過核子燃料、室內乾室貯存、輻射安全分析、混合式遷移計算

ABSTRACT

According to the environmental impact assessment report of Chinshan Nuclear Power Plant (NPP1) decommissioning, the phase-two dry storage program of its spent nuclear fuels will be an indoor type that shows a concrete building equipped with metal casks. The facility aims to accommodate 7,400 spent fuels from the nuclear power plant and the concrete thicknesses of the building side walls and roof could be up to 90 and 45 cm, respectively. The goal of this integrated research project is offering technical support to regulatory bodies for future review of similar dry storage facilities and establishing capabilities of performing necessary verifications in criticality, structure, heat transfer, and radiation shielding to ensure the quality of safety analysis review. This project contains and integrates the following key items: (1) studies on criticality safety, (2) studies on structure integrity, (3) studies on heat transfer, (4) studies on radiation shielding, (5) organizing a training program of related knowledge and technologies developed in this project, (6) performing peer review of research reports. This subproject focuses on radiation shielding analysis. A hypothetical shielding model of the dry storage facility will be established and the model will be evaluated in details including the surface dose rate evaluation of a cask and dose rate evaluation of indoor facility. This subproject will perform important analyses specified in review guidelines, summarize the research results and propose recommendations for related activities in the future. The results and experience obtained from this subproject will facilitate the progress of indoor dry storage program of spent nuclear fuels in Taiwan and also provide some important training issues in educational training courses.

Keywords: Spent fuel 、 Indoor dry storage 、 Radiation safety analysis 、 Hybrid transport calculation

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 背景說明..... | 1 |
| 1.2 計畫標的設施..... | 4 |
| 1.2.1 標的用過核子燃料..... | 4 |
| 1.2.2 標的貯存護箱..... | 4 |
| 1.2.3 標的建物設施..... | 6 |
| 第二章、輻射屏蔽安全分析方法..... | 8 |
| 第三章、蒐集國際間貯存設施輻射屏蔽安全分析案例..... | 12 |
| 第四章、建立假想設施輻射屏蔽安全分析驗證方法..... | 19 |
| 4.1 標的燃料射源項..... | 19 |
| 4.2 護箱屏蔽模型建立..... | 22 |
| 4.3 乾貯設施屏蔽模型建立..... | 24 |
| 第五章、執行假想設施輻射屏蔽安全分析審查導則要項分析..... | 27 |
| 5.1 貯存護箱表面劑量率分析..... | 28 |
| 5.2 貯存護箱意外事故屏蔽分析..... | 36 |
| 5.2.1 護箱意外傾倒..... | 36 |
| 5.2.2 中子吸收材散失..... | 38 |
| 5.3 設施周遭劑量率分布..... | 41 |

| | |
|----------------------------------|----|
| 5.3.1 設施周遭劑量率分布..... | 41 |
| 5.3.2 設施周遭輻射特性探討..... | 48 |
| 第六章、提出假想設施安全評估報告精要及審查導則查核項目..... | 55 |
| 6.1 假想設施安全評估報告精要..... | 55 |
| 6.2 審查導則查核項目..... | 59 |
| 第七章、結論與未來工作..... | 62 |
| 參考文獻..... | 64 |

圖目錄

| | |
|------------------------------------------------------------|----|
| 圖 1.1、HI-STAR 100 系統示意圖，(左)主體外觀、(右上)MPC 及(右下)外包裝設計[3]..... | 5 |
| 圖 1.2、標的貯存護箱之簡化幾何模型..... | 5 |
| 圖 1.3、標的建物設施貯存區與廠房結構剖面(紅色斜線)示意圖..... | 7 |
| 圖 2.1、SCALE/MAVRIC 控制模組的執行流程..... | 10 |
| 圖 3.1、混凝土護箱屏蔽模型及混凝土模組屏蔽計算模型[10]..... | 13 |
| 圖 3.2、集中式貯存設施屏蔽計算模型[10]..... | 13 |
| 圖 3.3、集中式貯存設施屏蔽計算模型劑量率分布[10]..... | 14 |
| 圖 3.4、ATI 設施配置及量測點示意圖[11]..... | 16 |
| 圖 3.5、中子能譜在 ATI 內外量測結果[11]..... | 17 |
| 圖 3.6、波納式球能譜儀在 ATI 內外量測中子通量率及周圍等效劑量[11]..... | 17 |
| 圖 3.7、波納式球能譜儀與 LB6411 中子周圍等效劑量結果比較[11]..... | 18 |
| 圖 4.1、(左)燃料中子、(中)燃料光子與(右)結構光子能譜..... | 21 |
| 圖 4.2、(左)燃料中子、(中)燃料光子與(右)結構光子軸向分布..... | 21 |
| 圖 4.3、HI-STAR 100 系統軸向剖面圖[9]..... | 23 |
| 圖 4.4、HI-STAR 100 系統徑向剖面圖[9]..... | 23 |
| 圖 4.5、標的護箱 HI-STAR 100 護箱屏蔽模型..... | 24 |
| 圖 4.6、HI-STAR 100 系統於 ISFSI 內排列模式[9]..... | 25 |
| 圖 4.7、HI-STAR 100 安全分析報告內提供最小護箱排列間距[9]..... | 25 |
| 圖 4.8、假想設施護箱排列示意..... | 25 |
| 圖 4.9、標的設施屏蔽計算模型 (120 組系統)..... | 26 |
| 圖 4.10、標的設施屏蔽計算模型剖面圖..... | 26 |
| 圖 5.1、標的護箱伴隨射源定義位置..... | 28 |
| 圖 5.2、標的護箱表面劑量率分布..... | 32 |
| 圖 5.3、標的護箱表面劑量率加馬射源貢獻..... | 32 |
| 圖 5.4、HI-STAR 100 安全分析報告劑量點標示位置[9]..... | 33 |
| 圖 5.5、Holtite-A 與 NS-4-FR 中子吸收材護箱劑量率分布比較..... | 35 |
| 圖 5.6、護箱傾倒案例示意圖..... | 37 |
| 圖 5.7、護箱傾倒案例護箱頂部與底部劑量率分布..... | 37 |
| 圖 5.8、護箱傾倒案例護箱頂部與底部中子與加馬劑量率分布..... | 37 |
| 圖 5.9、護箱傾倒案例護箱底部劑量率隨距離分布..... | 38 |
| 圖 5.10、護箱傾倒案例護箱底部加馬射源貢獻計量率隨距離分布..... | 38 |
| 圖 5.11、護箱中子吸收材散失案例..... | 39 |
| 圖 5.12、護箱正常運轉與中子吸收材散失案例護箱表面劑量分布..... | 40 |
| 圖 5.13、標的設施 L 型伴隨射源設定..... | 44 |

| | |
|----------------------------------------------------------------------|----|
| 圖 5.14、標的設施格點計分區域示意..... | 44 |
| 圖 5.15、格點計分劑量率隨距離變化..... | 45 |
| 圖 5.16、格點計分加馬射源貢獻劑量率隨距離變化..... | 45 |
| 圖 5.17、標的設施周遭總劑量率分布 ($\mu\text{Sv/h}$) | 46 |
| 圖 5.18、標的設施周遭總劑量率分布 (mSv/y) | 46 |
| 圖 5.19、標的設施周遭劑量率分布，(左)中子，(右)加馬，($\mu\text{Sv/h}$)..... | 47 |
| 圖 5.20、標的設施周遭加馬射源貢獻劑量率分布，(左)FN，(中)FG，(右)HG，($\mu\text{Sv/h}$)..... | 47 |
| 圖 5.21、不具有進出氣通道設施情節案例，Case A 無出氣通道，Case B 無進氣通道，Case C 無進出氣通道 | 48 |
| 圖 5.22、不具有進出氣通道案例西側劑量率隨距離變化..... | 50 |
| 圖 5.23、不具有進出氣通道案例西側劑量率隨距離變化，(左)中子，(右)加馬 | 50 |
| 圖 5.24、不具有進出氣通道案例南側劑量率隨距離變化..... | 51 |
| 圖 5.25、不具有進出氣通道案例南側劑量率隨距離變化，(左)中子，(右)加馬 | 51 |
| 圖 5.26、不具有屏蔽結構牆假設案例示意圖..... | 52 |
| 圖 5.27、不具有屏蔽結構牆案例西側劑量率隨距離變化..... | 53 |
| 圖 5.28、不具有屏蔽結構牆案例西側劑量率隨距離變化，(左)中子，(右)加馬 | 53 |
| 圖 5.29、不具有屏蔽結構牆案例南側劑量率隨距離變化..... | 54 |
| 圖 5.30、不具有屏蔽結構牆案例南側劑量率隨距離變化，(左)中子，(右)加馬 | 54 |

表目錄

| | |
|--------------------------------------------|----|
| 表 1.1、標的貯存護箱之結構材料..... | 6 |
| 表 4.1、護箱射源強度 (68 束)與設施總射源強度 (120 組護箱)..... | 20 |
| 表 5.1、MAVRIC 程式採用之粒子作用截面資訊..... | 27 |
| 表 5.2、標的護箱區域計分結果..... | 31 |
| 表 5.3、HI-STAR 100 安全分析報告與標的護箱表面劑量分析比較..... | 33 |
| 表 5.4、HI-STAR 100 安全分析報告與標的燃料射源項比較..... | 34 |
| 表 5.5、Holtite-A 與 NS-4-FR 中子吸收材材料組成..... | 35 |
| 表 5.6、正常運轉與中子吸收材散失案例護箱區域計分結果..... | 40 |
| 表 6.1、審查導則查核項目對應..... | 59 |

第一章、前言與目的

1.1 背景說明

核電廠除役的第一步驟為將用過核子燃料移出反應器爐心，方能進行後續除役作業，因用過燃料池設計容量不足，中期乾式貯存設施是不可或缺的。原能會已於 106 年 6 月 28 日完成審查台電公司「核一廠除役計畫」，並要求台電公司核一廠二期乾式貯存設施，應採具社會共識之室內乾式貯存型式。為因應核一廠第二期室內乾式貯存設施之興建、試運轉及營運等階段所需之安全審查及管制技術需求，行政院原子能委員會放射性物料管理局規劃辦理「108 年核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究」委託研究計畫，以利強化我國核電廠除役用過核子燃料乾貯作業之安全管制。

參考台電公司所提出之核能一廠除役計畫環境影響評估報告書[1]及相關資訊，台電公司擬於廠址內原氣渦輪機廠房及日用油槽區附近占地約 3 公頃之區域規劃核一廠二期乾式貯存設施，並採取與核一、二廠的一期乾貯設施不同的設計理念，將採室內貯存之設計。依據相關計畫書內容，其主要概念設計參數有：

1. 可貯存全廠約 7,400 束沸水式反應器(BWR)用過核子燃料；
2. 考量金屬護箱採用室內貯存概念設計，所需鋼筋混凝土建物牆壁厚度最大要求為 90 cm、建物屋頂厚度最大要求為 45 cm。

上述資訊顯示，當將核一廠所有用過核子燃料裝載於護箱內，並置於此室內設施時，以往乾貯申照作業中所採用的分析技術能否直接沿用需要進一步研究。此一設計變更可能會導致過往安全分析使用之技術與審查管制重點的改變，例如：申照者可能要考慮計算資源的限制，需要發展新的分析方法，導入不同的模型簡化觀點或是採用分段計算等技巧來減少所需的資源，甚至透過各項技巧之組合，在有限時間內完成所有的分析工作以進行設施申照。另一方面，管制單位也必須

預先規劃室內乾貯設施可能對於未來審查工作的衝擊，了解各種分析技術對分析結果所帶來的影響，強化審查經驗與相關人才訓練，以精進我國用過核燃料室內貯存設施安全管制技術。

為此，本研究團隊擬研提一假想標的室內乾貯設施，除針對設施運轉之各項(臨界、結構、熱傳及輻射屏蔽)分析平行驗證技術與審查工作進行模式建立與驗證技術的發展外，研究中亦將依循管制單位公布之審查導則進行關鍵章節安全評估報告精要研提，以獲取寶貴之管制經驗，據以協助管制單位建立查核參考文件，達到強化提升管制能量之目的。

在上述計畫框架下，本研究將透過一個總計畫與四個子項計畫之組織架構來確保整體計畫執行；其中總計畫將彙整研究工作所需之國際間相關案例，分析方法、模式與驗證技術等共同資訊，並協助各子項計畫之間的工作整合與成果交流、查核文件與流程規劃，並辦理教育訓練與同儕審查會等共同事務。除此之外，各個子項計畫將分別針對安全分析報告第 6.1 章臨界、6.2 章結構、6.3 章熱流以及 6.4 章輻射屏蔽評估進行上述分析模式的開發、校驗與案例計算，除據以提出假想設施之安全評估報告精要之外，亦將在總計畫的整合與溝通協調下，依現有審查導則所載要點，完成查核指引文件之規劃。

為能令所獲得之各項分析技術、模式發展與案例計算之經驗與符合新版審查導則之管制精神得以厚植於國內相關產、學、研領域，本研究更於計畫執行期間，透過辦理乙次教育訓練之方式分享本團隊歷年來所獲之研究成果。預期透過此一教育訓練的執行，除了能為國內對乾貯設施安全評估與審查有興趣的年輕學子與研究人員建立或提升相關能力之外，更可達到學術與實務經驗的交流，以及宣導新版審查導則管制精神之目標。

本子項負責輻射屏蔽安全分析驗證技術研析，將透過以下工作的執行，來滿足計畫各項要求：

1. 建構一可容納 7,400 束 BWR 用過核子燃料之混凝土廠房搭配金屬護箱之室內乾式貯存設施作為標的設施，並完成進行輻射屏蔽安全分析所需之必要設

計細節；

2. 依據標的設施之各項假想設計資訊，完成該設施輻射屏蔽安全分析技術建置與案例分析，據以完成安全評估報告與符合新版審查導則之查核文件，並將分析所得之各項成果與文件轉化為合適之教材，以作為辦理輻射屏蔽審查驗證之依據；

3. 整合各項成果與收穫，編撰相關教材，協助總計畫辦理乙次國內年輕學子與研究人員之教育訓練，使其通曉室內乾貯安全分析、驗證與審查相關之各項技術，傳承國內既有專業分析能量與管制經驗，並達到深化新版審查導則之目的；

4. 延續以往計畫所建立之同儕審查機制，將上述各項工作成果、訓練與管制用文件彙整，邀集各相關領域專家，透過經驗交流與討論，確保各項文件與產出皆能符合實際作業之需求，達到精進研究品質之目的。

1.2 計畫標的設施

為了達成「108年核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究」計畫的目標，建立並精進室內乾貯安全分析平行驗證的技術能力，本團隊參考台電公司所提出之核能一廠除役計畫環境影響評估報告書[1]及相關資訊，選擇設定如下所述的標的設施，統一提供臨界、結構、熱流與輻射屏蔽等技術分項進行關鍵項目的安全分析。本節所述標的設施的幾何尺寸與材料性質與未來實際規劃可能不同，讀者不應直接引述相關數據與其它設施結果或法規限值進行比較，本研究僅著重於技術能力的建立以及觀察分析結果的特性與趨勢。本計畫設定之標的設施包含用過核子燃料、貯存護箱以及室內乾式貯存設施建物三個部分，分別描述如下。

1.2.1 標的用過核子燃料

本研究選定之標的用過核子燃料係參考台電公司核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告內容[2]，其燃料束型式為 GE 8x8-1，²³⁵U 初始濃縮度為 3.25 wt%，最大燃耗度為 36,000 MWD/MTU，在用過燃料池中最少冷卻 10 年。

1.2.2 標的貯存護箱

本研究選定之標的貯存護箱係參考美國 Holtec 公司 HI-STAR 100 系統，如圖 1.1 所示[3]，該系統內裝載多功能密封鋼筒 (Multi-Purpose Canister, MPC)，採 MPC-68 型式，可裝填 68 束 BWR 用過核子燃料束，包覆於外包裝 (Overpack) 金屬容器內，單一護箱設計熱負載為 17 kW。該系統之簡化幾何模型如圖 1.2 所示，其材料組成如表 1.1，由內而外分別為密封鋼筒 MPC (主要材質為不鏽鋼)、內殼、外殼、加馬吸收材 (主要材質為碳鋼) 與中子吸收材 (Neutron Shield Holtite-A)。護箱細部幾何與材質將依各子項需求作適當簡化。

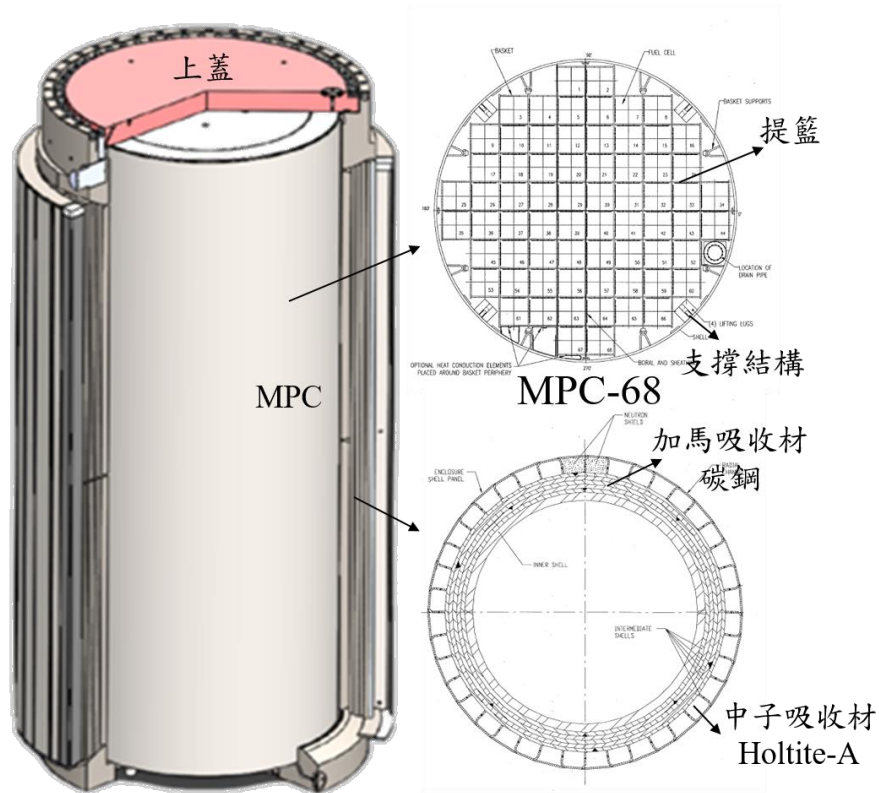


圖 1.1、HI-STAR 100 系統示意圖，(左)主體外觀、(右上)MPC 及(右下)外包裝設計[3]

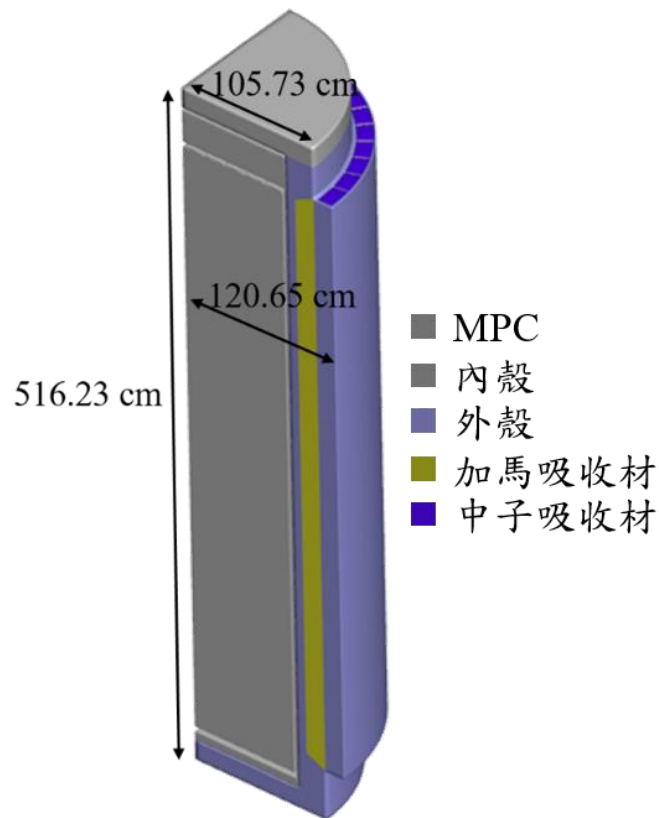


圖 1.2、標的貯存護箱之簡化幾何模型

表 1.1、標的貯存護箱之結構材料

| 元件 | 材質 |
|-------------|-----------|
| MPC | 不銹鋼 |
| 內殼、外殼、加馬吸收材 | 碳鋼 |
| 中子吸收材 | Holtite-A |

1.2.3 標的建物設施

本研究選定之標的建物設施係參考台電公司核能一廠除役計畫環境影響評估報告書[1]及相關資訊，主體為混凝土建物，如圖 1.3 所示，其長為 60 m、寬為 36 m、煙囪高度為 16 m，側壁厚度為 90 cm，頂部厚度為 45 cm。設施內部設計有 10 區貯放空間，每區可放置 12 組護箱，共 120 組護箱（設計目的為貯放全部核一廠用過核子燃料，約 7,400 束燃料，因此至少需要 109 組前述 HI-STAR 100 搭載 MPC-68 型式之護箱），設施中央留有 5 m 通道，作為運送護箱之走道及機具所需設計，分區間設有 90 cm 混凝土牆，協助增強整體設施結構與輻射屏蔽。各區外牆皆有自然對流之進氣通道，煙囪作為出氣通道，通道皆具有迷道設計，避免輻射直接滲流導致過高的輻射。

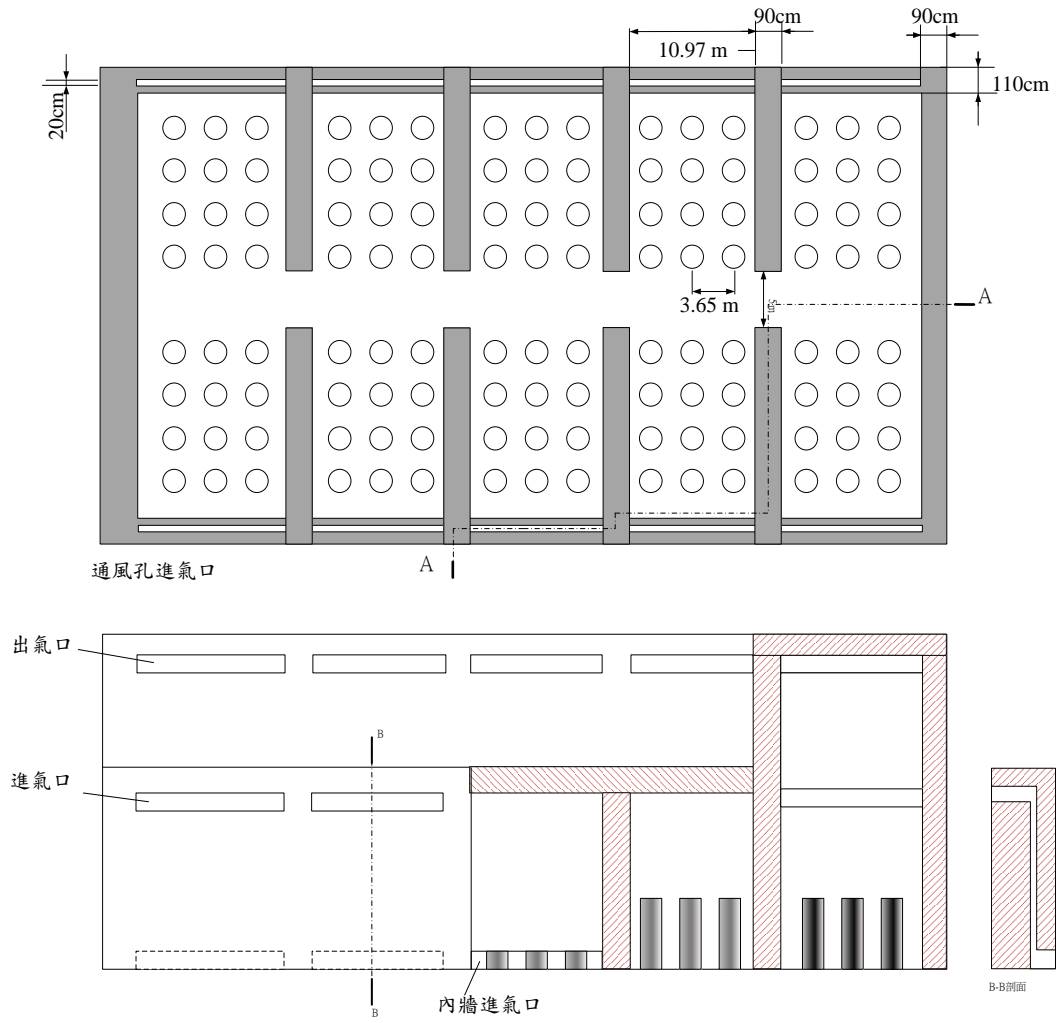


圖 1.3、標的建物設施貯存區與廠房結構剖面(紅色斜線)示意圖

第二章、輻射屏蔽安全分析方法

用過核子燃料乾式貯存相關之輻射屏蔽安全分析主要包含兩部分，一是用過核子燃料輻射源項的評估以及護箱與設施的屏蔽計算。針對本計畫的主要標的物：核一廠二期室內乾式貯存設施，混凝土建物搭配金屬護箱，因皆為核一廠的用過核子燃料，本計畫主要為建立驗證技術，輻射源項的分析技術與結果應可參考一期乾貯安全分析報告的內容[2]；因此本子項的工作內容將著重在第二部分，主要是乾式貯存護箱與設施的輻射屏蔽計算。參考核一廠二期室內乾式貯存設施的設計概念，本子項將蒐集國際間貯存設施輻射屏蔽安全分析案例，考量輻射屏蔽的重點設計，建立一個合理的假想設施模型並執行相關屏蔽分析，以利計算方法的建立與分析經驗的累積。

可容納 7,400 束用過核子燃料的室內乾貯將是一個非常龐大的輻射屏蔽設施，除了複雜的幾何模型之外，輻射分析同時包含了深穿透、輻射滲流與天空散射等困難且大規模的遷移計算。依據國外與本團隊過往累積的經驗，最佳的解決方法需仰賴先進的數值方法與高速電腦。使用連續能量截面資料的蒙地卡羅計算通常被視為對於複雜屏蔽問題最準確的遷移計算方法，但除了相對耗時之外，蒙地卡羅計算結果還有不可避免的統計誤差。針對本案例這類龐大的輻射屏蔽設施，若採用蒙地卡羅程式進行模擬，沒有引入有效的變異數降低技巧，可能無法在正常的電腦資源與時間限制下得到合理可信任的估計值。

本團隊過往的研究已建立起 ADVANTG/MCNP[4]與 SCALE/MAVRIC[5]等大型輻射屏蔽問題的分析技術，此二方法均採用 Consistent Adjoint Driven Importance Sampling (CADIS)理論，結合決定論法 (Deterministic Methods)與蒙地卡羅法的優點，以決定論法程式作簡易近似的伴隨遷移計算，自動化地產生適用於三維蒙地卡羅程式的權重射源分布 (Biased Source)及粒子權重地圖 (Wight Window Map)，有效地優化蒙地卡羅程式的計算效率。上述二方法均具備有在短

時間內能快速驗證困難輻射屏蔽相關計算的能力，深入探討有利未來協助國內用過核子燃料乾貯系統的輻射安全分析與審查作業。考量幾何繪圖與使用方便性，本子項研究將優先選擇使用三維蒙地卡羅遷移程式 MAVRIC，它是 SCALE (Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation) 程式集中執行粒子遷移計算的控制模組，SCALE 是由美國橡樹嶺國家實驗室 (Oak Ridge National Laboratory, ORNL) 建立與維護的核子安全分析與設計模擬系統，可應用於反應器物理、臨界安全、輻射屏蔽、與用過核子燃料特性等分析，目前已更新至 6.2 版本。SCALE 中有許多具有不同功能的子程式，稱之功能模組，不僅可獨立執行，亦可以串接方式進行系統整合性的分析。以本研究將使用的粒子遷移控制模組 MAVRIC 為例，如圖 2.1 所示，此控制模組自動地串接特定功能的子程式進行計算，MAVRIC 控制模組依序以 CENTRM 與 ICE 等程式產生計算問題所需的核數據，可以是連續能量或能群能量的格式，以 DENOVO 執行決定論法的常規與伴隨遷移計算，再利用 CADIS 理論建構產生適當的權重射源以及各區域粒子遷移的重要性地圖，最後以 MONACO 執行蒙地卡羅法的粒子遷移計算。MAVRIC 可依實際問題幾何與射源特性建立三維模型，依假想設施使用的材料，模擬各區域的元素組成與相對應的密度，並搭配最新的 ENDF/B-VII 核數據資料庫進行多能群或連續能量的中子遷移計算。另外，MAVRIC 可設定輻射遷移計算的得分目標區(Scoring Region)，以 CADIS 方法進一步調整射源能量與空間的取樣機率，以及調整輻射粒子於模擬之過程的遷移趨勢，此一結合決定論法與蒙地卡羅法的特色可大幅改善得分目標區的計算效率，合理解決大範圍且深穿透的輻射遷移計算。

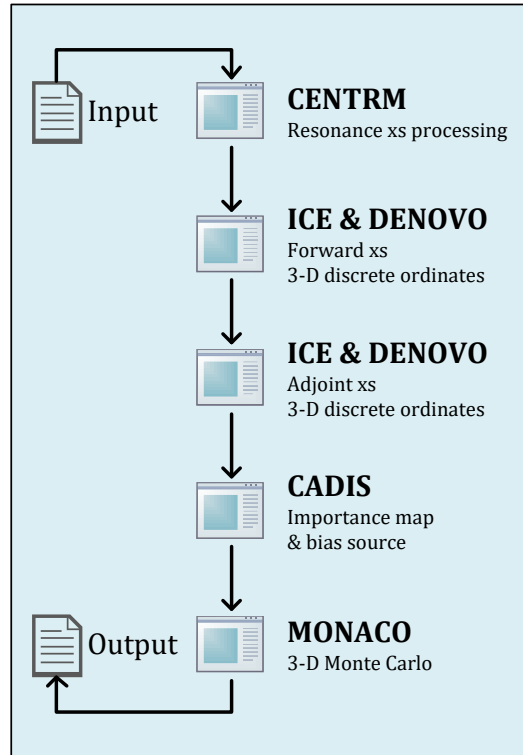


圖 2.1、SCALE/MAVRIC 控制模組的執行流程

本子項計畫執行將對室內乾貯護箱與建物屏蔽相關文獻作搜尋，持續進行分析技術之精進，並參照假想設施的規劃，考量輻防設計之重點，建構合理簡化之金屬護箱與地上建築物設施屏蔽計算模型，作為護箱和設施整體輻射劑量分析的基礎。本研究亦將考量審查導則羅列之要點，分析與準備假想設施輻射屏蔽安全評估報告精要，以及對應審查方應注意項目之建議，彙整前述之評估方法、結果與經驗至子項五教育訓練課程內容，並藉由子項六同儕審查機制來完善整體分析方法的研究。本子項的主要工作與執行的步驟擬定如下：

1. 國際間室內乾貯屏蔽案例或評估方法相關文獻之蒐集與研析。
2. 假設核一廠二期室內乾式貯存設施的設計概念：鋼筋混凝土建物搭配金屬護箱，預計貯存 7,400 束用過核子燃料，考量輻射屏蔽與防護的要點，建立假想護箱與設施的輻射屏蔽模型。
3. 建立可應用於上述大型輻射屏蔽設施的分析技術，本研究預計採用三維蒙地卡羅程式 SCALE/MAVRIC，優先考慮執行整體設施全尺度的輻射遷移模擬計算，若有嚴重技術或資源限制再考慮適當的簡化。因本案例必

須同步考量大範圍 120 組護箱的複雜幾何與深穿透問題，如何使蒙地卡羅程式在合理的時間內得到可接受之統計誤差的結果是本研究的重點。

4. 雖然金屬護箱本身沒有空氣冷卻的進出氣口，但是室內乾貯的鋼筋混凝土建物必須有空氣冷卻自然對流的設計，設施外圍輻射劑量的來源可能包括直接穿透輻射、散射與輻射經空氣通道的滲流、以及天空散射等貢獻。本研究將考量混凝土建物牆壁厚度的影響，以及設施空氣通道的設計優化，增加未來審查經驗的累積。
5. 針對假想護箱與設施的輻射屏蔽模型，探討周遭輻射場的特性，涵蓋審查導則羅列之要點，主要是護箱表面與設施外圍的輻射劑量分布。
6. 撰寫假想設施輻射屏蔽安全評估報告精要，以及審查導則須注意之查核項目。
7. 彙集並回饋屏蔽案例分析的研究結果，進行教案規劃與教材準備。

第三章、蒐集國際間貯存設施輻射屏蔽安全分析案例

針對用過核子燃料乾式貯存設施之輻射屏蔽分析，除了參考 NUREG-1536[6]、NUREG-1567[7]以及仍在更新中之 NUREG-2215[8]中與輻射屏蔽相關章節之外，本研究亦參考本次標的物 HI-STAR 100 安全分析報告內容[9]，另外並蒐集到兩篇近期文獻，其內容與集中式乾式貯存設施輻射安全分析相關，非常值得參考，以下針對此兩篇文獻進行重點回顧。

第一篇為 Radulescu 等人在 2018 發表於 Transactions of the American Nuclear Society [10]，提及當距離設施護箱越遠時，散射輻射 (Scattered radiation)對劑量造成的貢獻就越重要，故在考慮乾貯設施此類問題時，必須要藉由輻射遷移計算法，並將周遭環境大範圍的空氣與土壤納入考慮，才能正確的評估。以往在執照申請時常見 Two-step method，第一步為從內部燃料射源計算至護箱表面，再由前一次表面計分結果，作為新射源向外作遷移計算至目標區域。此方法缺點為表面計分射源會將第一次計算通過護箱表面的粒子空間、能量、角度分布資訊分群處理，在第二次計算時再重新取樣一次。在此篇論文，作者以 One-step method 作法作分析，由燃料射源直接遷移至最後的劑量計分區域，此方法應會產生更正確之結果，在此乃採用 SCLAE/MAVRIC 程式，與本研究相同。

圖 3.1 為文獻內混凝土護箱及混凝土模組屏蔽計算模型，密封鋼筒內燃料束依特性均勻化為四區：上端板區 (Upper end fitting, UEF)、充氣區 (Plenum)、有效燃料區 (Effective fuel region)、下端板區 (Lower end fitting, LEF)，仍保有燃料束結構，與在 4.2 節建構之標的護箱模型方式有些差異，本研究模型將整體密封鋼筒均勻化為四區，與詳細密封鋼筒結構比較將在 4.2 節將作描述。圖 3.2 為集中式貯存設施屏蔽模型，包含 319 組 NAC 的直立式護箱及 148 組 NUHOM，座落於一厚度 30 cm 之混凝土基座上，並向下考慮 1 m 之土壤結構，目的為考慮前述之輻射散射與吸收等作用，此部分在本研究之乾貯設施屏蔽模型皆有考慮。

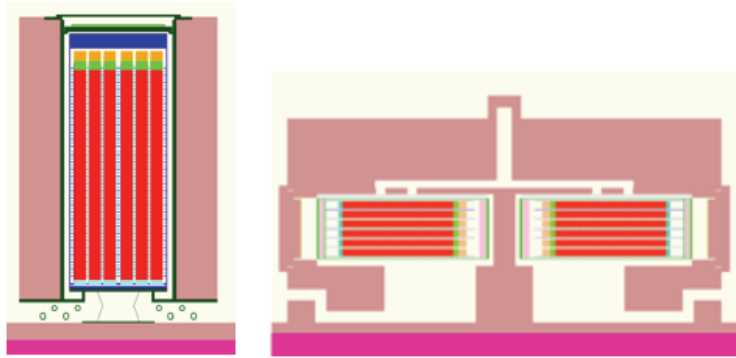


圖 3.1、混凝土護箱屏蔽模型及混凝土模組屏蔽計算模型[10]

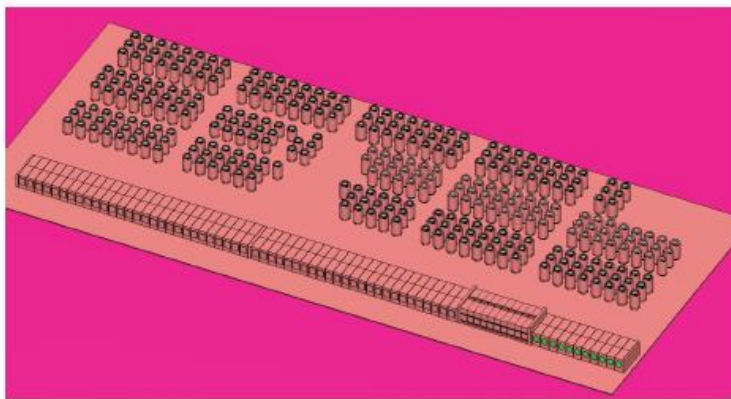


圖 3.2、集中式貯存設施屏蔽計算模型[10]

此文獻同樣以 MAVRIC 程式採 FW-CADIS 理論計算，但針對如集中式貯存設施此類大型屏蔽問題而言，若要提供完善的離散座標切割資訊，會需要遠遠大於電腦可裝置的記憶體容量。基於每個護箱對周遭劑量率貢獻是獨立的，故作者以對射源作平行運算的方式來解決此問題。文獻內執行一系列的計算，每次計算皆考慮完整的貯存設施幾何（所有的貯存容器），但僅考慮其中某一個護箱內具有射源項，每次計算會有獨自的離散座標切割方式，著重於具有射源的護箱周遭，粗略化處理其他區域，利用各護箱獨自的決定論法計算結果，作為蒙地卡羅法整體設施的計算依據，共需執行 467 次各別屏蔽計算（每次計算時間約 24 h）後再加總，如此多次且繁複的過程，由此可見其分析難度，此案例的規模、建模與分析方法非常值得本子項參考。

文獻中不探討護箱表面劑量率結果，提供各護箱射源案例對設施外劑量率貢獻比例，此也作為本研究後續離散座標切割方式之依據，圖 3.3 劑量率分布為其 467 次護箱射源計算之劑量率加總，整體劑量率分布為 2.7 km x 2.6 km，圖中間

紅色虛框部分 (1.25 km x 1.25 km) 為年劑量 0.25 mSv 之界線，以北方為例最遠邊界劑量率約為 1 μ Sv/h。文獻中雖然已經利用橡樹嶺國家實驗室內的高速電腦工作站進行了 467 組計算，其最後呈現之加總劑量率分布圖仍有部分區域計算誤差較大(>10%)，由此可見大型集中式乾貯設施屏蔽計算問題的難度。本子項研究目的為建構室內乾貯屏蔽分析審查所需之平行驗證技術，實務上可能受限於整體審查時間的限制，必須在有限時間內完成平行驗證的分析。因此，如何挑選關鍵項目進行驗證？如何在有限計算資源下獲得可接受誤差的蒙地卡羅計算結果？這些問題都是未來研究的重點。

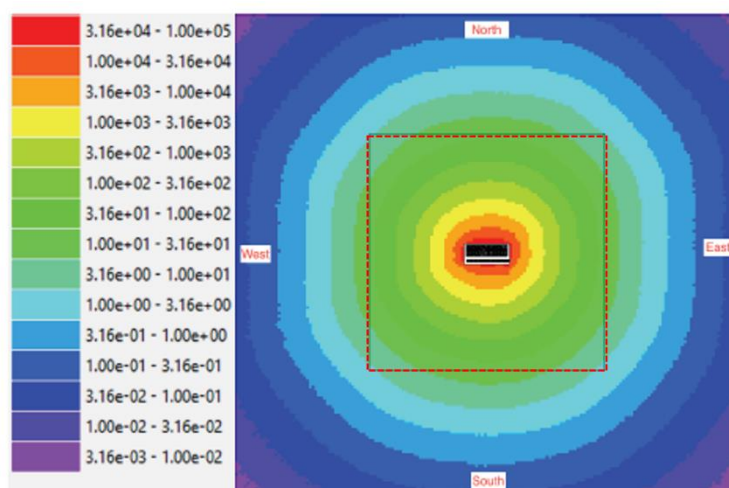


圖 3.3、集中式貯存設施屏蔽計算模型劑量率分布[10]

第二篇為 Campo 等人在 2018 發表於 Applied Radiation and Isotopes[11]，此篇論文主要研究標的為西班牙 Trillo 核電廠內的室內乾式貯存設施 (ATI)，藉由對 ATI 內外實際量測的方式，作詳細的中子輻射場特性分析，包含中子能譜和中子周圍等效劑量 $H^*(10)$ 。圖 3.4 為 ATI 整體配置圖，及量測儀器監測位置。ATI 混凝土建物長寬高各為: 83、44、22 m，藉由混凝土牆分兩區塊，一邊為貯存區 (60 m x 37 m)，另一邊為護箱整備區，北端牆、南端牆及天花板設有空氣通道進行被動式自然對流移熱。設計能放置 80 個護箱，從 2001 開始運轉，至 2016 止放置了 30 組 ENSA-DPT 護箱。

量測系統包含一組波納式球能譜儀，12 顆聚乙烯球體連接 ^3He 比例計數器，

及 Berthold LB6411 中子偵檢器，由圓柱狀的 ^3He 比例計數器搭配球狀聚乙烯作緩速體。計算部分乃藉由 MAVRIC 控制序列建構 ENSA-DPT 護箱及 ATI 設施屏蔽模型，由 Trillo 核電廠提供之 ORIGEN 模組計算完的用過核子燃料射源項，提供初始能譜，再使用 GRAVEL 和 MAXED 作中子能譜反解。

分別對 ATI 設施內外作量測，標記於圖 3.4，內部作兩次波納球能譜儀量測，分別放置於近期貯存的四組護箱中心點（熱護箱組），另一組置於運轉初期就貯存的四組護箱中心點（冷護箱組）。LB6411 在每四組護箱中心點作格點狀量測；外部，同樣作兩次波納式球能譜儀，在離西側牆中心 1 m 處及南側牆靠貯存護箱中心點 5 m 處，此兩位置已提前測量應為劑量高點。LB6411 則分別沿著北側、西側、南側牆作量測，及置於西側牆不同距離作天空散射影響量測。

圖 3.5 顯示波納式球能譜儀反解後的量測結果，在 0.01-10 MeV 間有一快中子能譜的尖峰、0.01-1 eV 間有一熱中子能譜的尖峰、及中間有超熱中子的貢獻。快中子和高能超熱中子能譜主要來自於用過燃料與燃料束、護箱結構作用後的散射。低能超熱中子與熱中子能譜主要來自於用過燃料與中子吸收材 (NS4FR) 或混凝土建物作用。不論是熱護箱組或冷護箱組能譜結果分布皆一致，主要為強度上的差異。

圖 3.6 顯示波納式球能譜儀量測中子通量率及中子周圍等效劑量結果，左側為中子通量率，左上為兩種對照組通量率結果，左下為各能譜通量率所佔的比例，可以發現兩種對照組其間，熱護箱組與冷護箱組類似 (fast: 18 %、epithermal: 56 %、thermal: 26 %)、西牆組與南牆組也類似。右側為中子周圍等效劑量，發現兩對照組其劑量貢獻佔比增長皆主要來自快中子，由圖 3.5 下方 ICRP74 劑量轉換因子可知，快中子為最主要的劑量貢獻，在 ATI 內部，快中子劑量率佔比 80 %，但在通量率佔比僅 18 %。

圖 3.7 顯示，波納式球能譜儀與 LB6411 中子周圍等效劑量結果比較。可以發現在 ATI 內部，LB6411 結果略為高估，已有研究指出因為其使用的劑量轉換因子在超熱中子及快中子能量區間會有高估，但這兩能量區間皆為最重要的劑量

貢獻區域，雖然兩者在熱護箱組與冷護箱組各別有 4% 及 14% 的差異，但仍在 2 個標準差的信心區間內，因此在此不需要對 LB6411 作校正。

此文獻所述的 ATI 設施採用金屬護箱搭配混凝土建物，與本研究標的物類似，其輻射場特性量測與分析結果可提供本研究參考，該論文所使用的儀器設備與量測方法也可供國內未來設施實測參考。

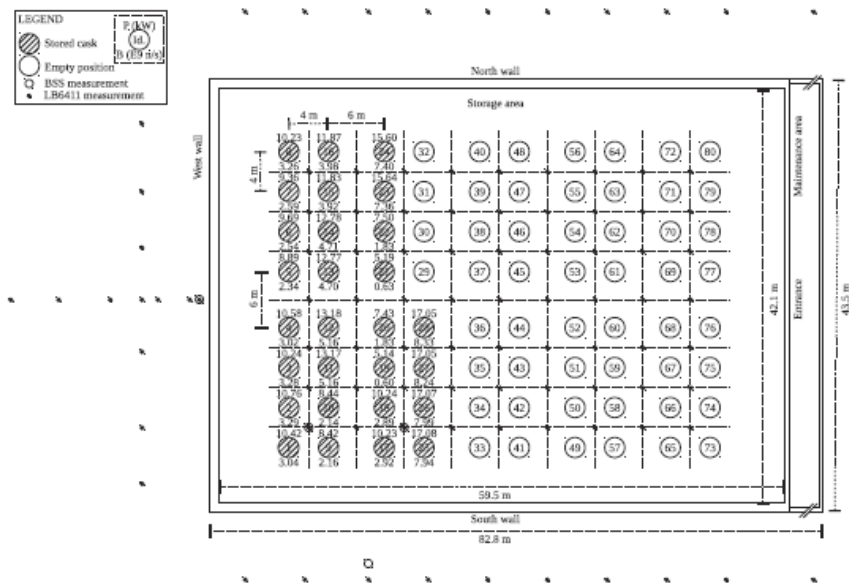


圖 3.4、ATI 設施配置及量測點示意圖[11]

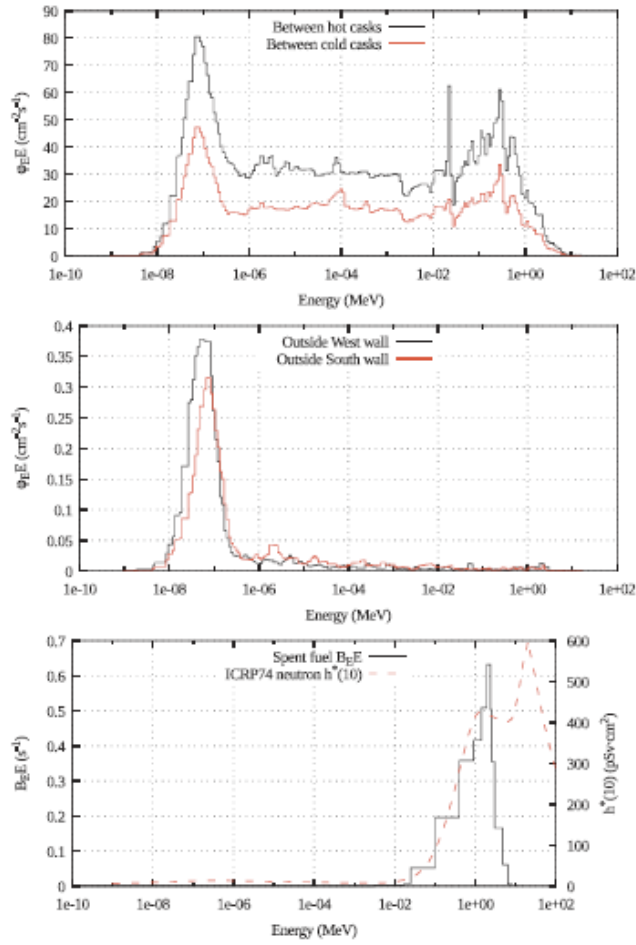


圖 3.5、中子能譜在 ATI 內外量測結果[11]

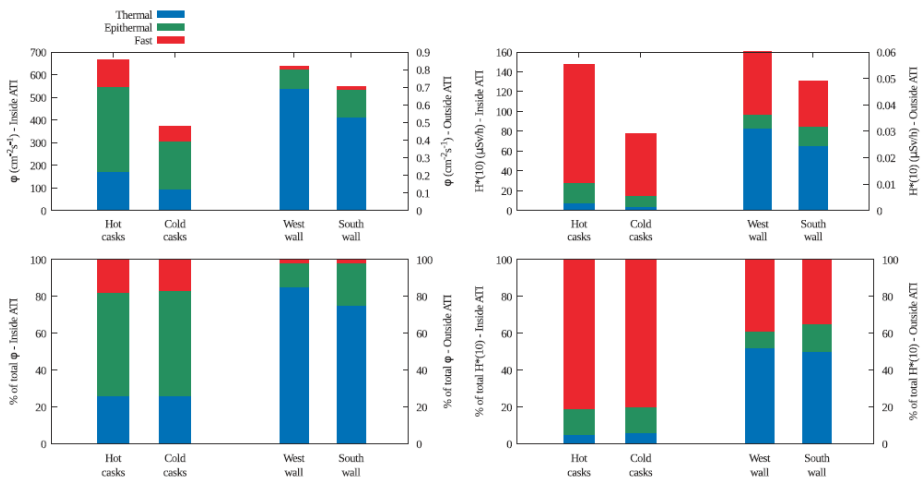


圖 3.6、波納式球能譜儀在 ATI 內外量測中子通量率及周圍等效劑量[11]

Table 1

Integral quantities measured with BSS (neutron fluence ϕ and ambient dose equivalent rate, $H^*(10)$), and comparison with neutron $H^*(10)$ measured by LB6411.

| Magnitude Location/ Instrument | ϕ ($\text{cm}^{-2} \text{s}^{-1}$) BSS | $H^*(10)$ ($\mu\text{Sv/h}$) BSS | $H^*(10)$ ($\mu\text{Sv/h}$) LB6411 | Field factor |
|--------------------------------------|--------------------------------------------------|---------------------------------------|------------------------------------------|-----------------|
| Between hot casks | 667 ± 17 | 147 ± 9 | 153 ± 5 | 1.04 ± 0.07 |
| Between cold casks | 371 ± 12 | 78 ± 6 | 89 ± 3 | 1.14 ± 0.10 |
| Outside West wall | 0.82 ± 0.03 | 0.058 ± 0.005 | 0.053 ± 0.005 | 0.92 ± 0.11 |
| Outside South wall | 0.70 ± 0.02 | 0.047 ± 0.003 | | |

圖 3.7、波納式球能譜儀與 LB6411 中子周圍等效劑量結果比較[11]

第四章、建立假想設施輻射屏蔽安全分析驗證方法

本章節將就訂定之標的設施，開始建立其輻射屏蔽安全分析驗證方法，包含用過燃料射源項、護箱屏蔽模型及整體設施屏蔽模型。

4.1 標的燃料射源項

本研究選定之標的用過核子燃料束型式為 GE 8x8-1, ^{235}U 初始濃縮度為 3.25 wt%，燃耗度為 36,000 MWD/MTU，在用過燃料池中冷卻 10 年。參考核一廠乾貯安全分析報告內容[2]之計算方法，分析護箱密封鋼筒所裝載 68 束用過核子燃料，其燃料射源強度與分布敘述如下。

用過核子燃料射源項可分三種射源：燃料中子 (Fuel neutron, FN)、燃料光子 (Fuel Gamma, FG) 及結構光子 (Hardware Gamma, HG)，燃料中子射源絕大部分來自鈾系元素的自發性分裂，另一部分來自鈾系元素經阿伐衰變後的 (α, n) 反應釋出的中子。燃料光子射源則主要來自分裂產物和鈾系元素衰變放出的加馬射線和 X 射線。結構光子射源主要來自不鏽鋼內含 ^{59}Co 經中子活化後產生之 ^{60}Co ，因燃料束在爐心燃耗的過程中，結構材料將會受到中子照射而被活化，在此假設 SS304 不鏽鋼材質所含的 ^{59}Co 雜質為 1.2 g/kg，考量燃料束各區不鏽鋼質量後，再乘上各區的區域通量比例，此比例取自 NAC-UMS FASR 採用的保守經驗數據 [12]，得到各區段結構光子射源。

表 4.1 列出單一護箱裝填 68 束標的燃料後之三種射源強度及整體設施 120 組護箱之總射源強度。燃料中子射源，以安全分析報告內提供之單束燃料能譜總合，乘以標的護箱 68 束燃料，再乘以報告內提供之 r 值 ($r=1.582$)，因軸向射源分布與軸向燃耗剖面相關，但因中子射源與燃耗間的關係並非為線性，在分析報告中以平均燃耗計算之射源，需以 r 值作修正，r 值為總射源率和平均燃耗射源率之比值。燃料光子射源，同上述燃料中子射源作法，光子之 r 值為 1。結構光

子射源，參考分析報告內 GE 8x8-1 各部位之不鏽鋼含量，乘以每公斤不鏽鋼之能譜總和即為各部位結構光子射源強度。軸向分布部分參考報告內燃料之軸向射源率表作燃料中子與燃料光子射源軸向分布[2]。圖 4.1 為三種射源能譜圖，圖 4.2 為三種射源軸向分布圖。

表 4.1、護箱射源強度 (68 束)與設施總射源強度 (120 組護箱)

| Source | Region | Strength (n or γ /s/cask) | Total Strength (n or γ /s) (120 casks) |
|------------------------|----------------------------|-------------------------------------|-----------------------------------------------------|
| Fuel neutron (FN) | Effective fuel | 1.364×10^{10} | 1.637×10^{12} |
| Fuel gamma (FG) | Effective fuel | 7.568×10^{16} | 9.082×10^{18} |
| | Lower end fitting (LEF) | 2.367×10^{14} | 2.840×10^{16} |
| Hardware gamma (HG) | Effective fuel | 1.078×10^{14} | 1.294×10^{16} |
| | Plenum | 1.307×10^{14} | 1.568×10^{16} |
| | Upper end fitting (UEF) | 6.533×10^{13} | 7.840×10^{15} |

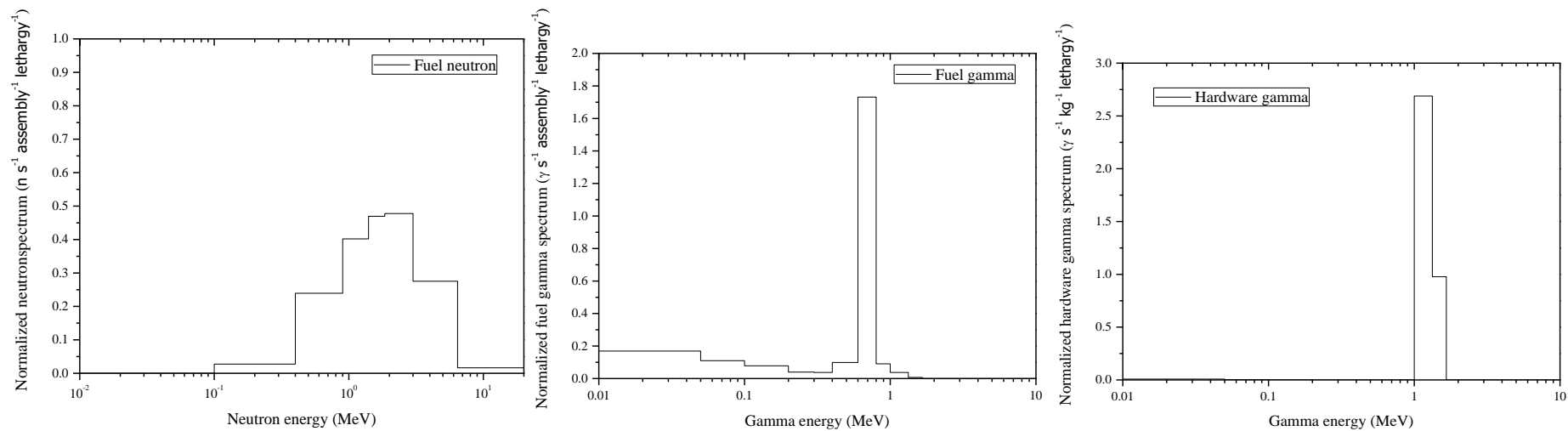


圖 4.1、(左)燃料中子、(中)燃料光子與(右)結構光子能譜

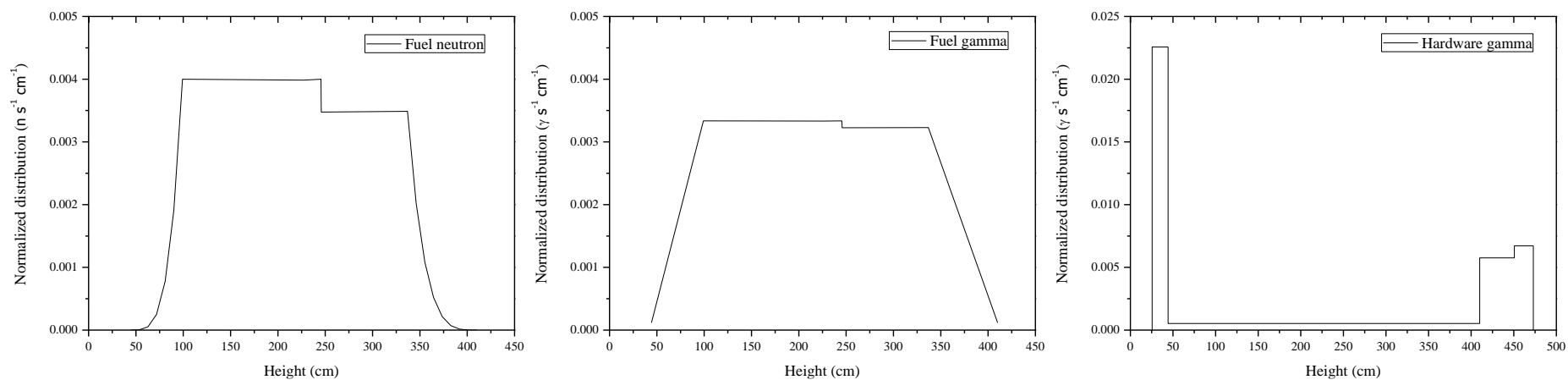


圖 4.2、(左)燃料中子、(中)燃料光子與(右)結構光子軸向分布

4.2 護箱屏蔽模型建立

計畫標的護箱為 HI-STAR 100 系統，內配置 MPC-68。將參考其安全分析報告[9]，建構本研究所需之護箱屏蔽模型，如圖 4.3 與 4.4 所示，前者為軸向截面圖，可發現護箱側邊主要光子屏蔽為多層次堆疊而成的外包裝殼層，主要中子屏蔽為最外層布置的中子吸收材，但僅位於護箱中段，因此推測護箱側邊上下兩段應為表面劑量率高點，而護箱頂部則依靠一次蓋與二次蓋作為主要屏蔽；後者為徑向剖面圖，可更清晰發現外包裝多層堆疊結構，及外層中子吸收材分區位置。

參考 HI-STAR 100 安全分析報告，建構本研究之護箱屏蔽模型，建模過程有幾個簡化的假設描述如下。首先，本研究忽略 MPC-68 內部提籃細部結構，僅依照用過燃料特性，均勻化為四區，上端板區、充氣區、有效燃料區、下端板區。此一簡化影響對於輻射劑量評估是保守的，參考本團隊先前針對護箱密封鋼筒詳細幾何模型與四區均勻化幾何模型護箱表面劑量率的比較[13, 14]，均勻化作法側邊加馬劑量率會略為高估約 33%，中子劑量率則差異不大。第二項假設為忽略外包裝多層堆疊碳鋼結構，簡化為環塊狀碳鋼包覆整體密封鋼筒，此簡化與原設計具有同樣的屏蔽效果（屏蔽物質總量不變），不影響劑量率分析結果。第三項假設與中子吸收材的裝載結構相關，原設計的中子吸收材結構需要有薄層碳鋼作支撐，因碳鋼材質佔比很小，直接將整體中子吸收材模擬為環狀包覆於外包裝外，此作法對劑量影響不大。圖 4.5 為本研究標的護箱屏蔽計算模型，高 5.16 m，直徑 2.4 m，其中加馬屏蔽同為碳鋼材料。後續將依此模型建構整體室內乾貯設施屏蔽模型，包含 120 組護箱。

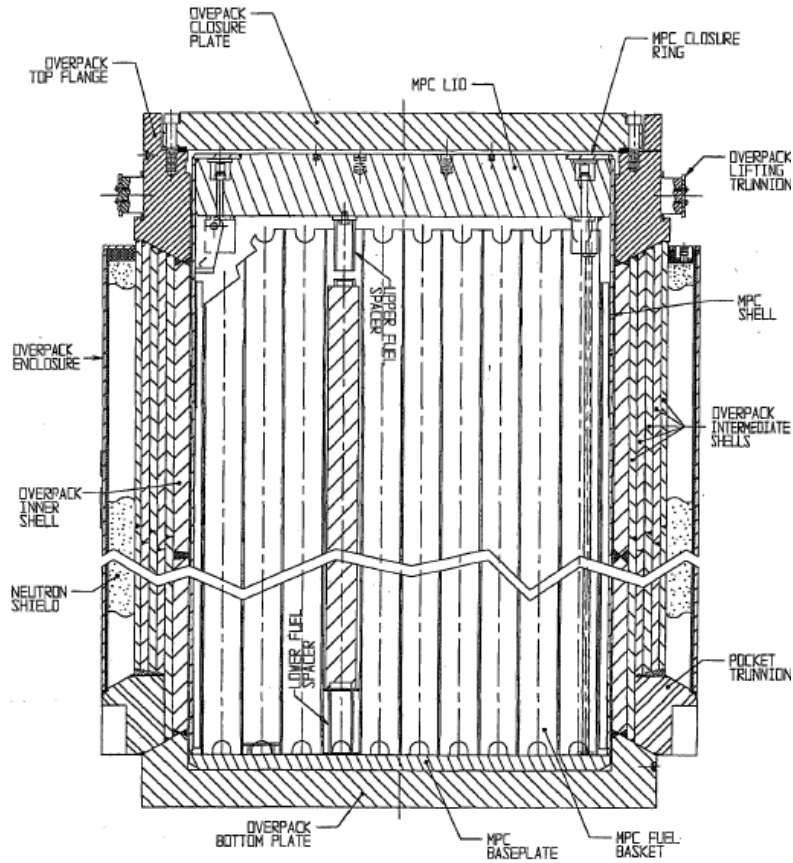


FIGURE 1.2.1; CROSS SECTION ELEVATION VIEW OF HI-STAR 100 SYSTEM

圖 4.3、HI-STAR 100 系統軸向剖面圖[9]

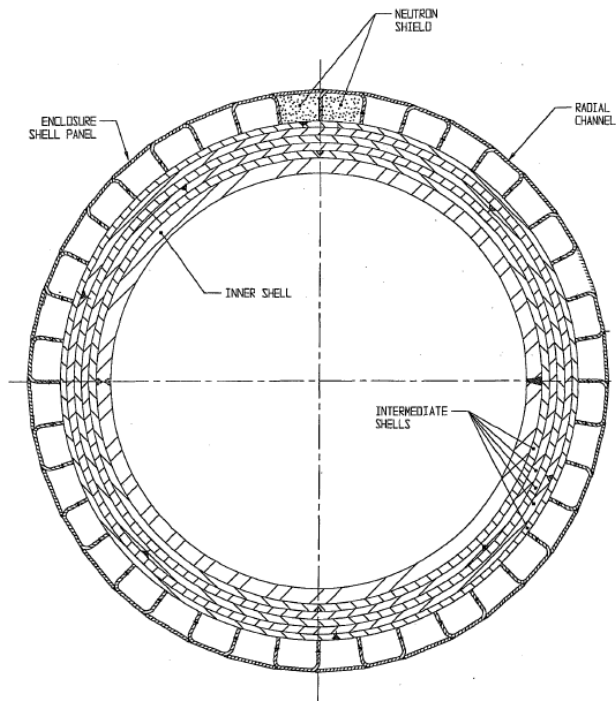


圖 4.4、HI-STAR 100 系統徑向剖面圖[9]

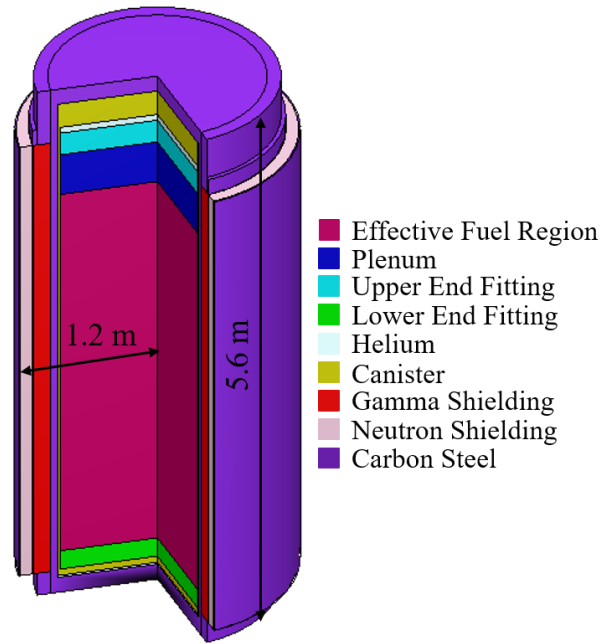


圖 4.5、標的護箱 HI-STAR 100 護箱屏蔽模型

4.3 乾貯設施屏蔽模型建立

依據上節建構之標的護箱屏蔽模型，參考 HI-STAR 100 安全分析報告內 ISFSI 配置模式[9]，結合圖 4.6 與圖 4.7 資訊，可知道乾貯設施內護箱與護箱間最小配置距離保留 12 英尺即為 3.65 m。依此資訊，將標的護箱模型以 3 x 4 方式排列，建置單廳結構。複製單廳結構，分兩排排列，建置共有 10 廳之乾貯設施，中間留有 5 m 之通道，且廳與廳間保有 90 cm 之混凝土牆壁，整體配置如圖 4.8。設施外部建築為混凝土建物，側壁厚度為 90 cm，頂部厚度為 45 cm，設施外觀及剖面圖如圖 4.9 及圖 4.10，長邊留有進氣通道且具有迷道設置，經各廳散熱後，由具有簡易遮蔽的煙囪流出，皆避免直接的輻射潺流。各廳內高度為 2 倍護箱高，中間走道為 3 倍護箱高，以利護箱運送相關作業進行。

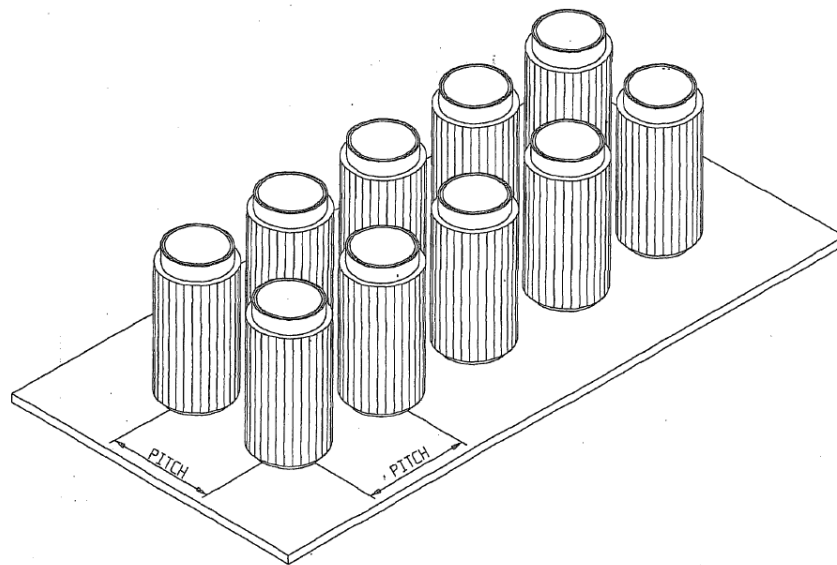


Figure 1.4.1; HI-STAR 100 TYPICAL ISFSI STORAGE PATTERN

圖 4.6、HI-STAR 100 系統於 ISFSI 內排列模式[9]

Table 1.4.1

CASK LAYOUT MINIMUM PITCH DATA BASED ON THERMAL EVALUATION

| MPC Type | Nominal Cask Pitch (ft.) |
|----------|--------------------------|
| MPC-24 | 12 |
| MPC-68 | 12 |

圖 4.7、HI-STAR 100 安全分析報告內提供最小護箱排列間距[9]

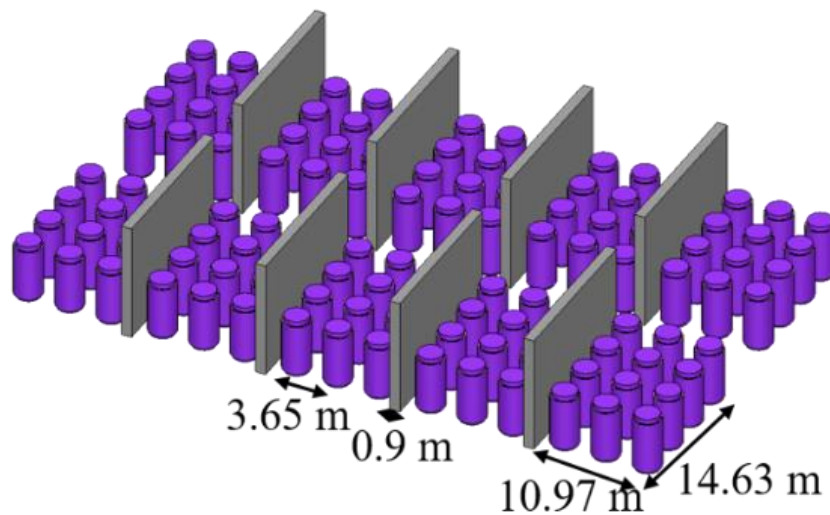


圖 4.8、假想設施護箱排列示意

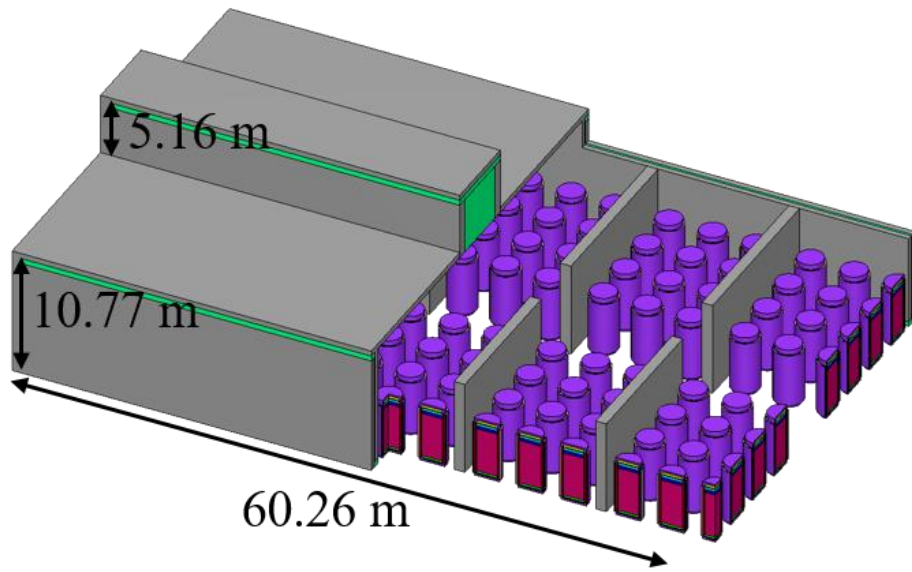


圖 4.9、標的設施屏蔽計算模型 (120 組系統)

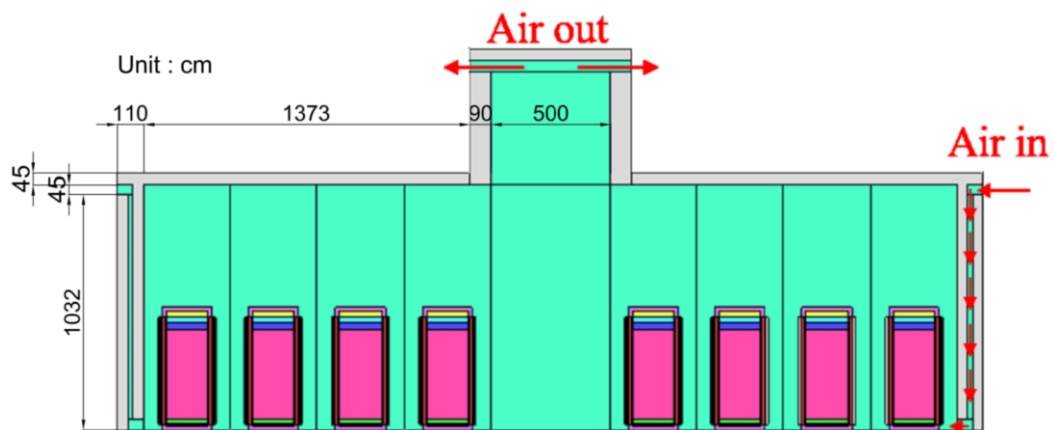


圖 4.10、標的設施屏蔽計算模型剖面圖

第五章、執行假想設施輻射屏蔽安全分析審查導則要項分

析

本章節將就計畫訂定之標的設施作輻射屏蔽安全分析審查導則要項分析。擬定兩個分析要項內容：貯存護箱表面劑量率分析及乾貯設施周遭劑量率分布，將在後續各章節作分析探討。

兩個分析要項，皆採用 MAVRIC 序列，目前最新版本為 v6.2。MAVRIC 序列，為一應用 CADIS 理論且能自動化地利用具有一致性的權重射源分布及粒子權重地圖作為變異數降低技巧的運算序列，主要應用於使用類比蒙地卡羅計算較困難的輻射遷移問題，使其能有效率地進行蒙地卡羅模擬。藉由套用 CADIS 計算理論，先進行一次粗略的決定論格點座標 (Discrete Ordinates, SN) 計算，由伴隨通量的分布關係建構粒子權重地圖及權重射源分布，應用於後續的蒙地卡羅模擬，使最終能在合理的時間內得到一低誤差範圍的結果。MAVRIC 控制序列利用 Denovo 程式作粗略決定論法計算，產生對應之變異數降低參數用於三維 Monaco 程式作粒子遷移模擬。在此次分析計算，MAVRIC 控制序列採用的粒子作用截面庫資訊如表 5.1 所列。

表 5.1、MAVRIC 程式採用之粒子作用截面資訊

| Code package | Hybrid method | Cross-section data |
|--------------|------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------|
| MAVRIC-v6.2 | S_N (Denovo) + MC (Monaco) | ENDF/B-VII.0 multigroup 27n19g (Denovo) + ENDF/BVII.0 continuous-energy (Monaco) |

5.1 貯存護箱表面劑量率分析

貯存護箱以 HI-STAR 100 金屬護箱為分析主體，內裝填相同之 68 束 BWR 標的燃料，內部射源項如 4.1 節所述，護箱屏蔽模型如 4.2 節所示。為得到一具有均勻誤差分布之護箱表面劑量率結果，以 MAVRIC 序列應用 FW-CADIS (Forward-Weighted CADIS)理論作護箱表面劑量率分析，將伴隨射源定義為包覆護箱表面之小區域範圍，如圖 5.1 彩色區域所示，因應目標為護箱表面劑量率分布，此設定能迫使粒子從護箱內部盡量往表層遷移，使得護箱表面偵檢計分更有效率。本研究選擇以 ICRP-74 號報告的劑量轉換因子 (Dose Conversion Coefficient, $\text{pSv}\cdot\text{cm}^2$)，轉換成 ICRU 球深度 10 mm 處之周圍等效劑量 (Ambient Dose Equivalent) $H^*(10)$ 作為偵檢計分之響應函數值。

Denovo 將護箱屏蔽模型切割成 600,000 個格點(X: 100、Y: 100、Z: 60)作兩次 (Forward S_N 與 Adjoint S_N)簡化決定論法計算，格點分布密集於外包裝碳鋼屏蔽、中子吸收材區域、頂部一次蓋、二次蓋及護箱表面側邊和頂部等粒子遷移變化較劇烈之區域，再連接 Monaco 蒙地卡羅程式作模擬。

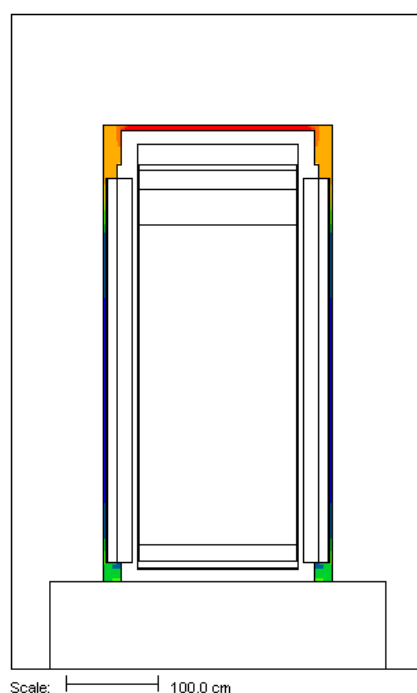


圖 5.1、標的護箱伴隨射源定義位置

採用區域計分及格點計分兩種方式對護箱表面劑量率作探討，皆採用總徑跡長計量方法 (Total Track Length Estimator) 定出總粒子通量率再乘以轉換因子轉成周圍等效劑量。區域計分區分為護箱側邊跟頂部兩部分：側邊區塊定義為護箱側邊外 1 cm 處，高度為有效燃料區區間；頂部區塊定義在護箱頂部 1 cm 處，密封鋼筒涵蓋半徑範圍內。格點計分同樣定義在護箱側邊和頂部表面 1 cm 處，將各方位作平均，計分出護箱側邊與頂部表面劑量率分布。

本研究目前選擇模擬中子射源 200,000*105 (particle # * batch #) 個粒子及加馬射源 10,000,000*110 個粒子，在加馬射源部分每次進行 S_N 計算需耗費約 6 分鐘，在需同時考慮中子和光子兩種粒子的中子射源部分則需耗時約 30 分鐘。此部分決定論法計算時間，受離散座標格點數所影響，格點切割越詳細耗費在 S_N 計算之時間越長，此過程需依靠使用者經驗作取捨進而較佳之計算效率。

其區域計分結果如表 5.2 所列，側邊劑量率以光子為主要貢獻 ($n: 1.20 \times 10^{01}$, $r: 2.83 \times 10^{-01}$)，FG 為最大值，FN 次之，因區域計分考慮範圍為有效燃料區位置，以 FG 與 FN 為主要貢獻來源合乎射源位置設定；頂部劑量率以中子為主要貢獻者 ($n: 4.57 \times 10^{-02}$, $r: 3.22 \times 10^{-03}$)，考量其護箱屏蔽設計，僅有外包裝外層含有中子吸收材，故頂部中子劑量率較高。蒙地卡羅模擬之計算效率通常以 FOM 作量化數值比較，FOM 定義如下，R 為計算結果的相對誤差， $T_{simulation}$ 為計算時間，FOM 值越高代表計算效率越好，反之越差。此案例分析，各射源項在側邊區域計分效率皆優於頂部區域，代表不論是中子或光子，粒子都比較容易由護箱側邊遷移至外部造成劑量貢獻。

$$FOM = \frac{1}{R^2 \times (T_{Simulation})}$$

除探討區域計分結果，圖 5.2 提供詳細的護箱表面劑量率分布結果，左圖為護箱側邊表面，以光子為較大劑量率貢獻來源，考量此護箱屏蔽設計，僅在中間區段設置中子吸收材，故在護箱上下兩端為屏蔽較薄弱處，同樣在分布圖中上下兩端為護箱側邊劑量率高點；右圖為護箱頂部表面，以中子為主要劑量貢獻，劑

量率在密封鋼筒範圍成一平坦分布，惟在半徑 100 cm 處有劑量下降點，此為受到頂蓋屏蔽影響。加馬劑量率受頂部一次蓋與二次蓋屏蔽影響在密封鋼筒內比中子劑量率約小了一個量級，同樣在半徑 100 cm 處有劑量下降點，然後在靠外側中子吸收材區域 (半徑大於 105 cm 處)劑量率貢獻超越中子。圖 5.3 為護箱加馬表面劑量率各射源貢獻分布，側邊劑量分布，除有效燃料區以 FG 為主要貢獻外，其餘區段皆以 HG 為主要貢獻；頂部劑量分布，HG 皆為主要貢獻，因在各區域皆有考量 HG，故 HG 射源位置 (充氣區、上端板區)較靠近頂部計分區域。

表 5.3 列出本次護箱表面劑量分析要項結果與 HI-STAR 100 安全分析報告作比較，參閱安全分析報告內表 5.4.9 列出之護箱裝載 MPC-68 表面劑量率計算結果，取其中燃料條件為 34,500 MWD/MTU，冷卻 11 年的結果進行討論，因此燃料條件較接近於本研究選定的標的用過燃料，但仍有差異。表 5.3 內所列之護箱表面劑量率皆符合 10 CFR 71.47 限值 2 mSv/h 以下之要求。

根據 HI-STAR 100 安全分析報告的圖 5.4 所示，表 5.3 所標示之位置 1 至 4 大致位於護箱側邊不同高度，位置 5 大致位於護箱頂部，但其詳細位置與計數範圍無法由報告中完全確定，因此下述總劑量率比較僅能提供數量級參考。首先針對位置定義最清楚之位置 2 (護箱側邊一半高度)的劑量率進行比較討論，本研究計算結果為 0.49 mSv/h，HI-STAR 報告所提供劑量值約為 0.31 mSv/h。本研究評估結果高約 1.6 倍，主要差異應是來自兩個模型射源項的不同。表 5.4 列出 HI-STAR 報告與本次計算分析採用的射源項比較，可發現本次計算選用之燃料的中子射源強度約為 HI-STAR 報告的 2.7 倍，燃料光子射源強度約為 1.5 倍，結構光子強度相近。本次計算採用的整體射源強度約為 HI-STAR 報告的 2 倍，由圖 5.2 與圖 5.3 可知側邊劑量率受 FG 射源影響最劇烈，故導致護箱側邊表面總劑量率結果比 HI-STAR 報告高 1.6 倍，此比較結果實屬合理。另外，位置 3、4 的劑量比較結果與位置 2 雷同，差異約為 2 倍。至於位置 1 與 5 的劑量率，本次計算的結果各約比 HI-STAR 報告所列結果高 4.7 和 3.7 倍，其差異原因除了射源項之外，劑量取點位置與選取之表面距離的差異可能是主要原因，使用不同的劑量轉

換因子亦有部分影響，參考圖 5.2 所提供之劑量率分布，位置 1 跟 5 附近劑量率變化相對劇烈。從比較過程中，亦能發現本分析方法的一些優勢：可一次性提供完整詳細表面劑量率分布，除了總劑量率外也能分別提供中子跟加馬劑量的貢獻，以及來自個別射源項比例。

表 5.2、標的護箱區域計分結果

| | Source | Dose rate (mSv/h) | Error (%) | FOM (/min) |
|-------|---------------|-----------------------|-----------|------------|
| FN | Side n | 1.20×10^{-1} | 0.20 | 177 |
| | Top n | 4.57×10^{-2} | 0.42 | 42 |
| | Side γ | 4.87×10^{-2} | 0.12 | 468 |
| | Top γ | 5.07×10^{-4} | 0.73 | 13 |
| FG | Side γ | 2.00×10^{-1} | 0.06 | 2210 |
| | Top γ | 5.83×10^{-6} | 6.76 | 0.15 |
| HG | Side γ | 3.46×10^{-2} | 0.12 | 521 |
| | Top γ | 2.71×10^{-3} | 0.22 | 143 |
| Total | Side | 4.03×10^{-1} | 0.07 | 489 |
| | Top | 4.89×10^{-2} | 0.39 | 15 |

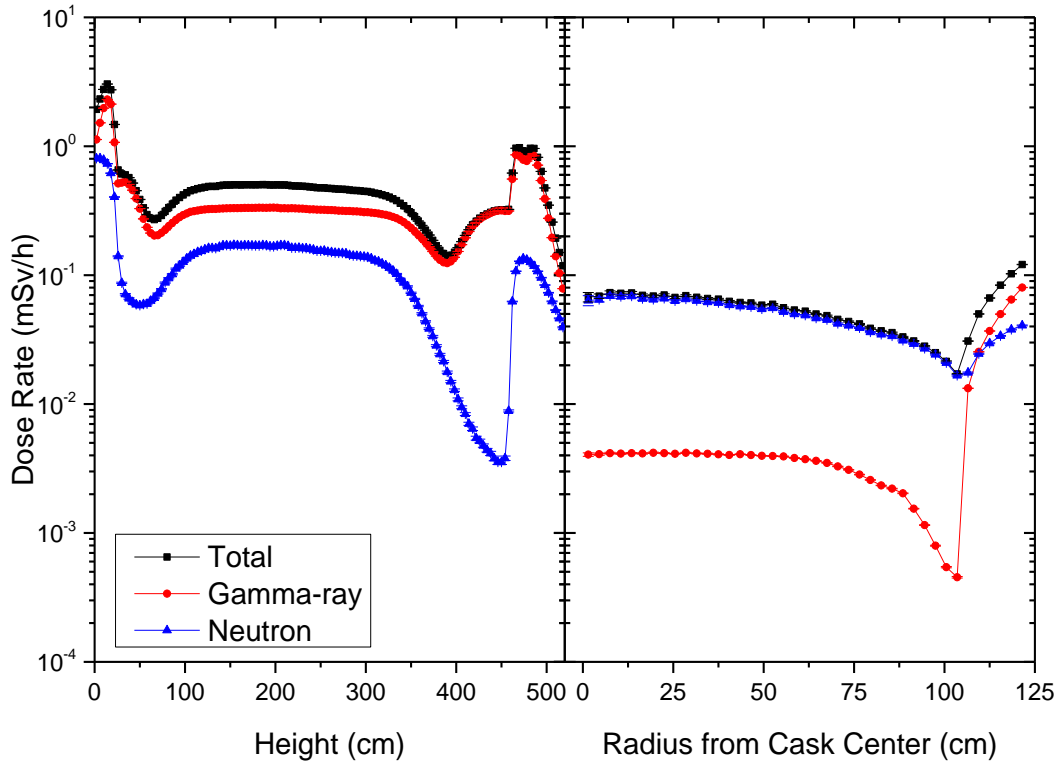


圖 5.2、標的護箱表面劑量率分布

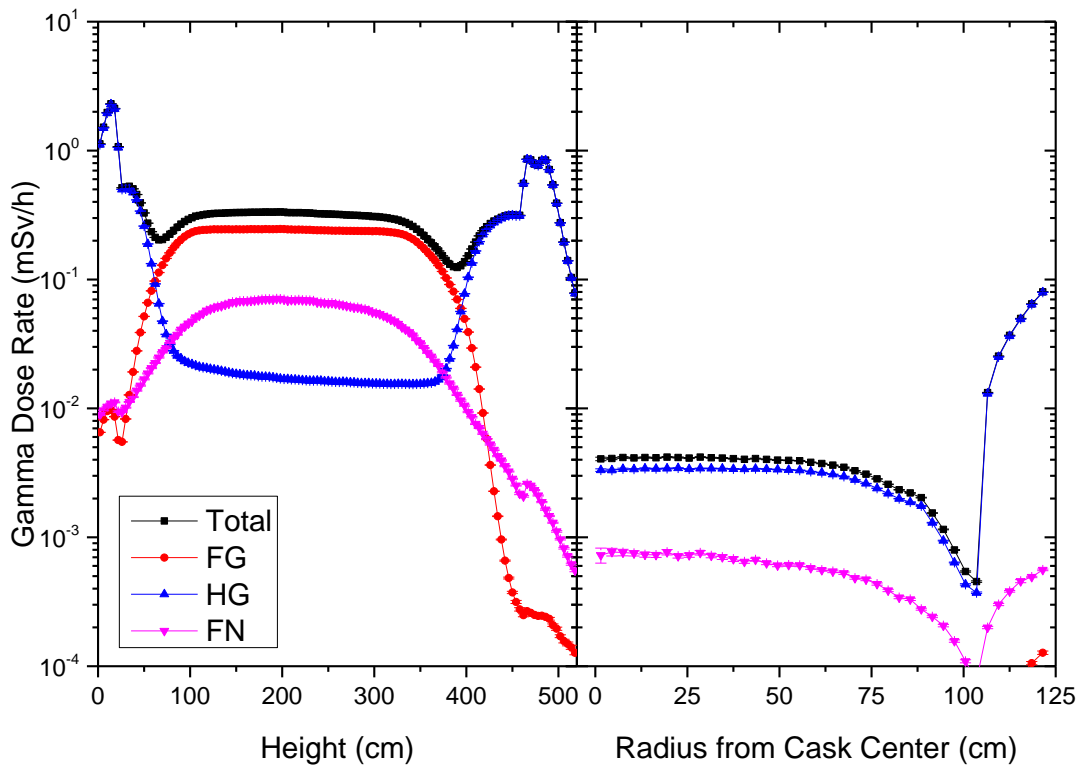


圖 5.3、標的護箱表面劑量率加馬射源貢獻

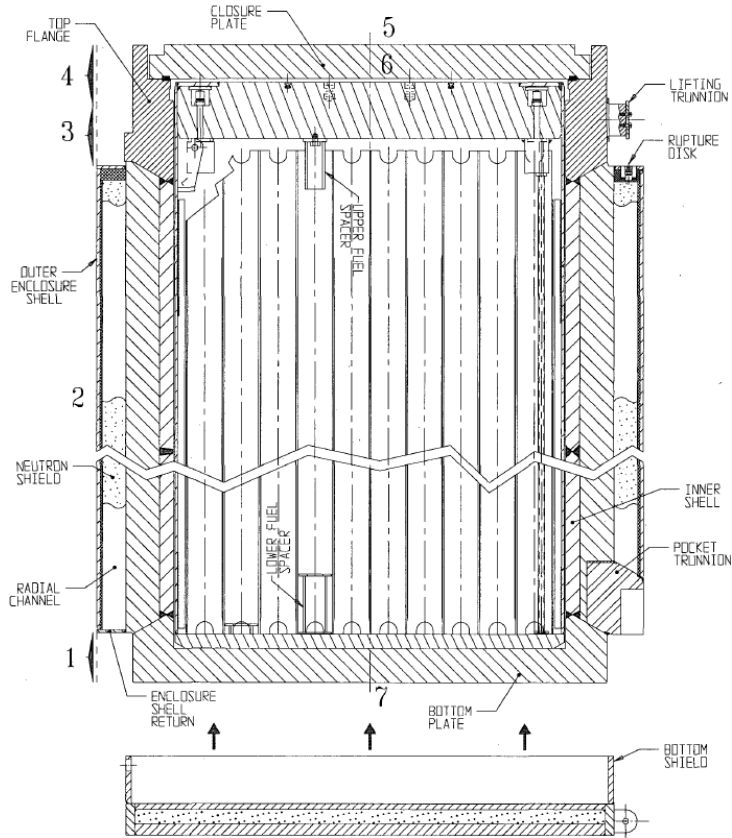


FIGURE 5.1.1; CROSS SECTION ELEVATION VIEW OF OVERPACK WITH DOSE POINT LOCATIONS

圖 5.4、HI-STAR 100 安全分析報告劑量點標示位置[9]

表 5.3、HI-STAR 100 安全分析報告與標的護箱表面劑量分析比較

| | FSAR HI-STAR 100 34,500 MWD/MTU 11 Year Cooling (mSv/h) Table 5.4.9[9] | This calculation 36,000 MWD/MTU 10 Year Cooling (mSv/h) | 10 CFR71.47 Limit (mSv/h) |
|---|------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------|---------------------------------|
| 1 | 0.3796 | 1.79287 | 2 |
| 2 | 0.3112 | 0.48507 | 2 |
| 3 | 0.3169 | 0.62047 | 2 |
| 4 | 0.2991 | 0.62047 | 2 |
| 5 | 0.0158 | 0.05923 | 2 |

表 5.4、HI-STAR 100 安全分析報告與標的燃料射源項比較

| Source Term (per assembly) | FSAR HI-STAR 100 34,500 MWD/MTU 11 Year Cooling Table 5.2.5、5.2.10、5.2.13[9] | This calculation 36,000 MWD/MTU 10 Year Cooling (mSv/h) Table 6.4.4-1~6.4.4-4[2] |
|-------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------|
| Fuel Neutron | 7.42×10^{07} | 2.006×10^{08} |
| Fuel Gamma | 7.25×10^{14} | 1.116×10^{15} |
| Hardware Gamma | 7.787×10^{12} | 7.948×10^{12} |

金屬護箱通常藉由中子吸收材的設置來達到屏蔽減低中子粒子輻射的目的，中子吸收材的設計也多为各家廠商機密，此次由公開資料 HI-STAR 100 的安全分析報告內取得其採用的中子吸收材 Holtite-A 資訊，將與台電核一第一期乾貯 INER-HPS 混凝土護箱採用的中子吸收材 NS-4-FR 作材料輻射特性比較。

同樣的用過核子燃料射源條件，以 4.2 節建立的護箱屏蔽模型，在其外包裝中子吸收材區域考慮兩種材質 (Holtite-A 和 NS-4-FR) 作護箱表面劑量率分析比較，計算參數細節皆相同於本章前段所述。劑量率分布結果如圖 5.5 所示，圖中 Holtite-A 為黑線，NS-4-FR 為紅線，依序圖左到右為護箱側邊和護箱頂部，圖上到下為中子和加馬劑量率。觀察兩種中子吸收材案例分析結果，不論是護箱側邊或頂部，各別中子和加馬劑量率分布皆近乎相同。

細看兩種中子吸收材材料組成，將主要材料列於表 5.5，兩者皆由氫、硼、碳、氮、氧、鋁元素組成且各別元素原子密度比例相近，故兩者中子吸收材 Holtite-A 和 NS-4-FR 在同樣的護箱屏蔽模型及射源項下，表面劑量率分布呈現近乎一致的結果。

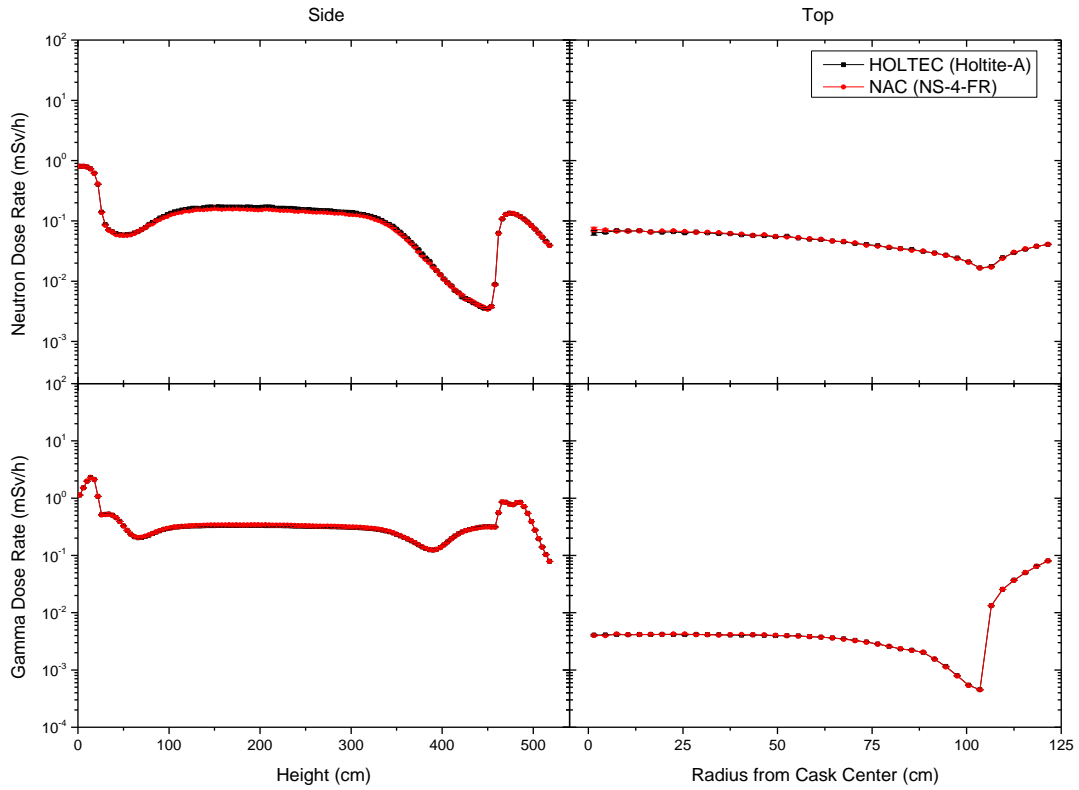


圖 5.5、Holtite-A 與 NS-4-FR 中子吸收材護箱劑量率分布比較

表 5.5、Holtite-A 與 NS-4-FR 中子吸收材材料組成

| Holtite-A | | vs. | NS-4-FR | |
|-----------|------------------------------|-------|-----------|------------------------------|
| Nuclide | Atom density (atoms/b-cm) | | Nuclide | Atom density (atoms/b-cm) |
| 1001 | 5.695E-02 | 1001 | 5.853E-02 | |
| 5010 | 1.364E-04 | 5010 | 8.553E-05 | |
| 5011 | 5.652E-04 | 5011 | 3.422E-04 | |
| 6012 | 2.209E-02 | 6012 | 2.240E-02 | |
| 6013 | 2.389E-04 | 6013 | 2.422E-04 | |
| 7014 | 1.371E-03 | 7014 | 1.389E-03 | |
| 8016 | 2.568E-02 | 8016 | 2.603E-02 | |
| 13027 | 7.649E-03 | 13027 | 7.763E-03 | |

5.2 貯存護箱意外事故屏蔽分析

5.1 節呈現護箱在正常運轉狀況下的劑量率分析結果，本節將以同樣的護箱屏蔽模型，考量同樣的射源項，以相近的計算參數進行護箱在意外事故下的劑量率分析探討，護箱異常事故大多不對輻射分析造成影響，在此選定兩種意外事故情節假設做分析：護箱意外傾倒和災害導致外包裝中子吸收材散失。

5.2.1 護箱意外傾倒

護箱因意外事故而發生傾倒，模擬案例示意圖如圖 5.6，在蒙地卡羅模擬內，對幾何方向作變化並移除地面之設定，考慮護箱底部表面劑量率分布，並將其與頂部劑量率一同做參考比較。

劑量率分布結果如圖 5.7，圖中護箱頂部劑量率以黑線呈現，而底部劑量率以紅線呈現。正常運轉下，頂部劑量率分布劑量高點出現於外包裝中子吸收材區域，約為 0.12 mSv/h；而護箱傾倒意外，底部劑量率分布的劑量高點出現於密封鋼筒底部區域，約為 11.71 mSv/h，兩者劑量率約略有兩個量級的差距，主要因為護箱底部設計不似頂部有兩層頂蓋的屏蔽設計，故有底部劑量率會較高。圖 5.8 為護箱頂部與底部各別中子 (左)與加馬 (右)劑量率分布，可發現因應護箱頂部和底部屏蔽設計的差異，劑量率貢獻來源有所不同，頂部劑量率貢獻主要來自中子，底部劑量率主要來自加馬。

因意外傾倒時底部表面劑量率較高，在此持續對護箱傾倒案例屏蔽模型考慮其劑量率隨距離變化情形，以利後續在相關處理作業時程出來時，能用於職業操作人員輻射暴露劑量值的評估。圖 5.9 為護箱底部劑量率隨距離變化情形，劑量率分布呈現隨距離衰減，由護箱底部表面到距離 10 m、50 m 處，劑量率變化由 10 mSv/h 降至 0.1 mSv/h 再降至 0.01 mSv/h。圖 5.9 可知顯示劑量率主要來加馬貢獻，圖 5.10 顯示各加馬射源貢獻，最主要來源為結構光子射源項。

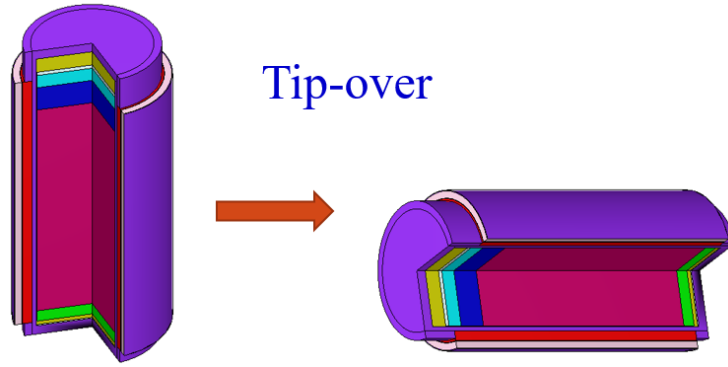


圖 5.6、護箱傾倒案例示意圖

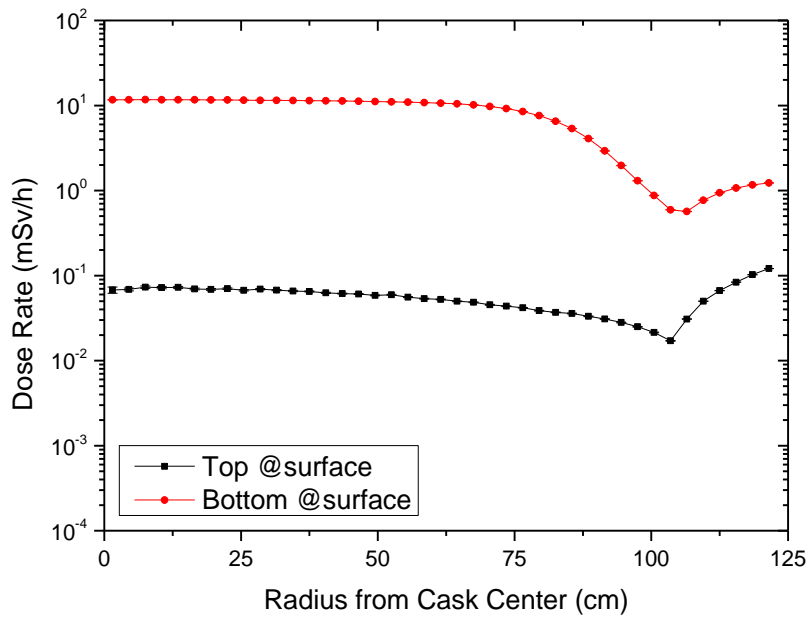


圖 5.7、護箱傾倒案例護箱頂部與底部劑量率分布

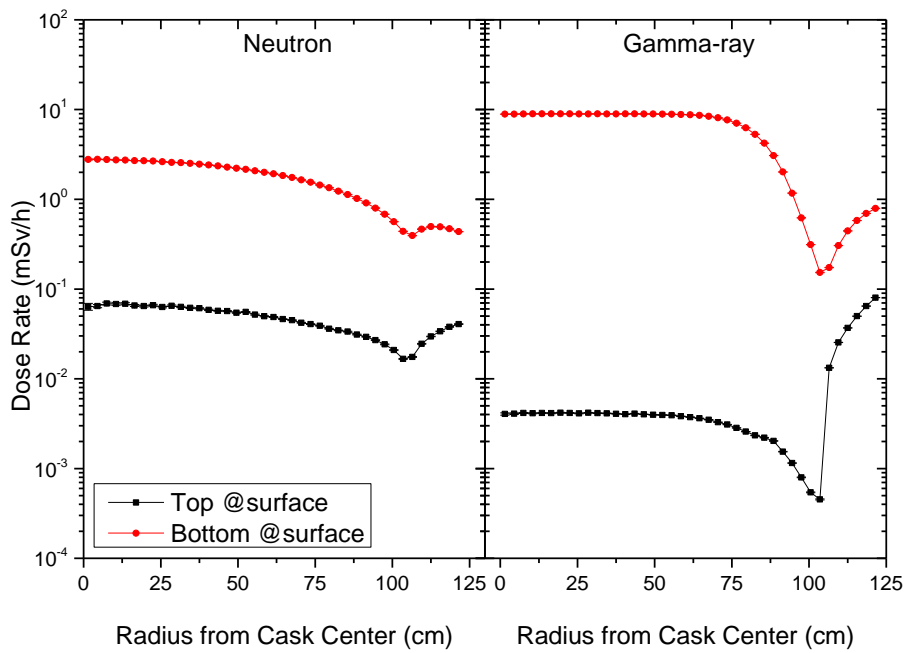


圖 5.8、護箱傾倒案例護箱頂部與底部中子與加馬劑量率分布

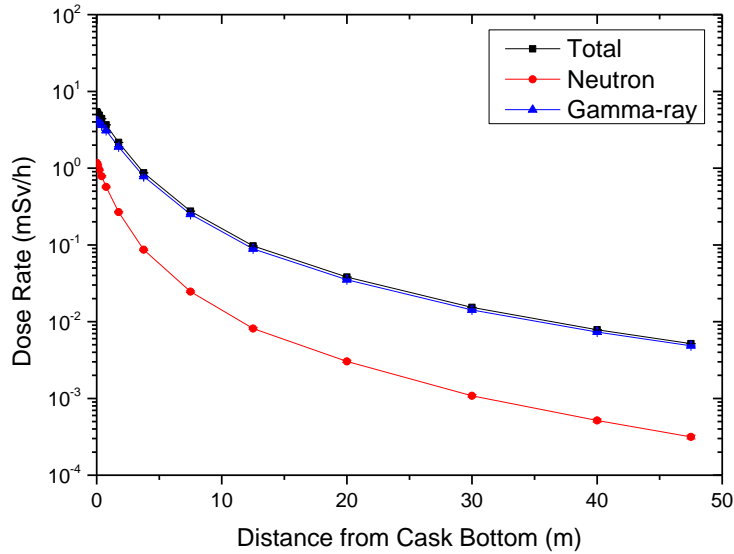


圖 5.9、護箱傾倒案例護箱底部劑量率隨距離分布

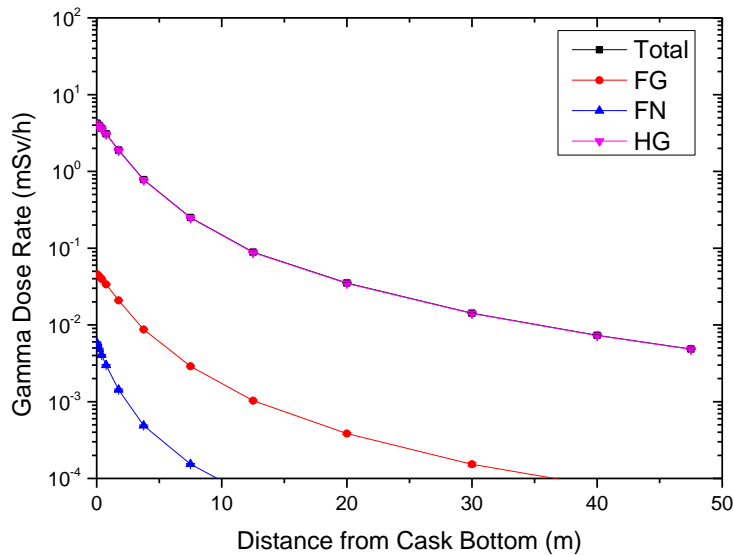


圖 5.10、護箱傾倒案例護箱底部加馬射源貢獻計量率隨距離分布

5.2.2 中子吸收材散失

金屬護箱因意外事故導致中子吸收材散失，將護箱屏蔽模型外包裝中子吸收材區域設定為真空，以此屏蔽模型作後續探討，如圖 5.11 所示。

表 5.6 列出正常運轉下與中子吸收材散失案例區域計分結果比較，此處區域計分範圍定義同 5.1 節，側邊區塊定義為護箱側邊外 1 cm 處，高度為有效燃料區區間；頂部區塊定義在護箱頂部 1 cm 處，密封鋼筒涵蓋半徑範圍內。比較結果發現兩者最大差異處在於護箱側邊中子劑量率，中子吸收材散失會造成側邊中

子劑量率增加約 2 個數量級，另外護箱側邊燃料光子和結構光子劑量率也約略上升 2.7 倍。頂部劑量率整體變化不大，只有部分燃料光子沿中子吸收材散失的空洞滲流至頂部區域，造成頂部燃料光子射源貢獻約增加 2 倍，但是此部分對頂部的整體加馬劑量率貢獻極低 (0.39 %)，影響不大。

圖 5.12 為正常運轉下與中子吸收材散失案例護箱表面劑量率分布比較，圖中正常運轉條件為黑線，吸收材散失為紅線，依序圖左到右為護箱側邊和護箱頂部，圖上到下為中子和加馬劑量率。由前述區域計分結果可知，側邊中子劑量率差異最大，劑量分布高點由原先護箱上下端改變為護箱中段的有效燃料區間，由此可知正常運轉下中子吸收材的設置對表面劑量率分布會造成約 2 個量級的劑量率差異，頂部中子劑量率僅在外包裝中子吸收材區域呈現劑量率升高的情形。側邊加馬劑量率，約略有 2.5 倍的差別，主因為少了中子吸收材的屏蔽效果，加馬劑量率也會有所增加，頂部加馬劑量率影響差異不大。

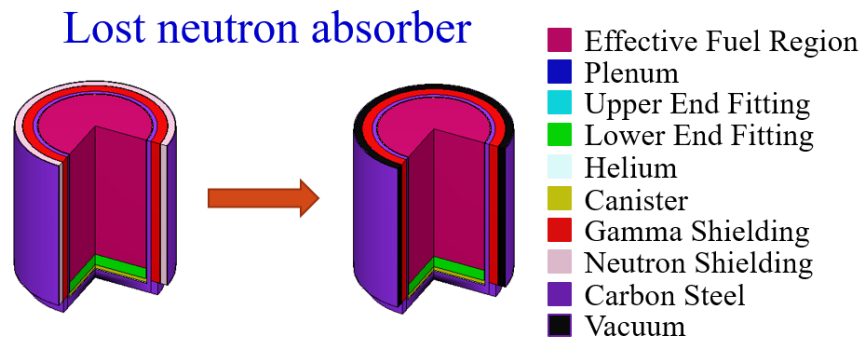


圖 5.11、護箱中子吸收材散失案例

表 5.6、正常運轉與中子吸收材散失案例護箱區域計分結果

| Source | | Normal | | Lost neutron absorber | | Dose Ratio (Lost absorber /Normal) |
|--------|---------------|-----------------------|--------------|-----------------------|--------------|------------------------------------------|
| | | Dose rate (mSv/h) | Error (%) | Dose rate (mSv/h) | Error (%) | |
| FN | Side n | 1.20×10^{-1} | 0.20 | 1.19×10^1 | 0.05 | 99.17 |
| | Top n | 4.57×10^{-2} | 0.42 | 4.77×10^{-2} | 0.65 | 1.04 |
| | Side γ | 4.87×10^{-2} | 0.12 | 4.87×10^{-2} | 0.16 | 0.40 |
| | Top γ | 5.07×10^{-4} | 0.73 | 5.07×10^{-4} | 0.83 | 1.02 |
| FG | Side γ | 2.00×10^{-1} | 0.06 | 5.86×10^{-1} | 0.05 | 2.93 |
| | Top γ | 5.83×10^{-6} | 6.76 | 1.25×10^{-5} | 9.53 | 2.14 |
| HG | Side γ | 3.46×10^{-2} | 0.12 | 8.50×10^{-2} | 0.07 | 2.46 |
| | Top γ | 2.71×10^{-3} | 0.22 | 2.71×10^{-3} | 0.20 | 1.00 |

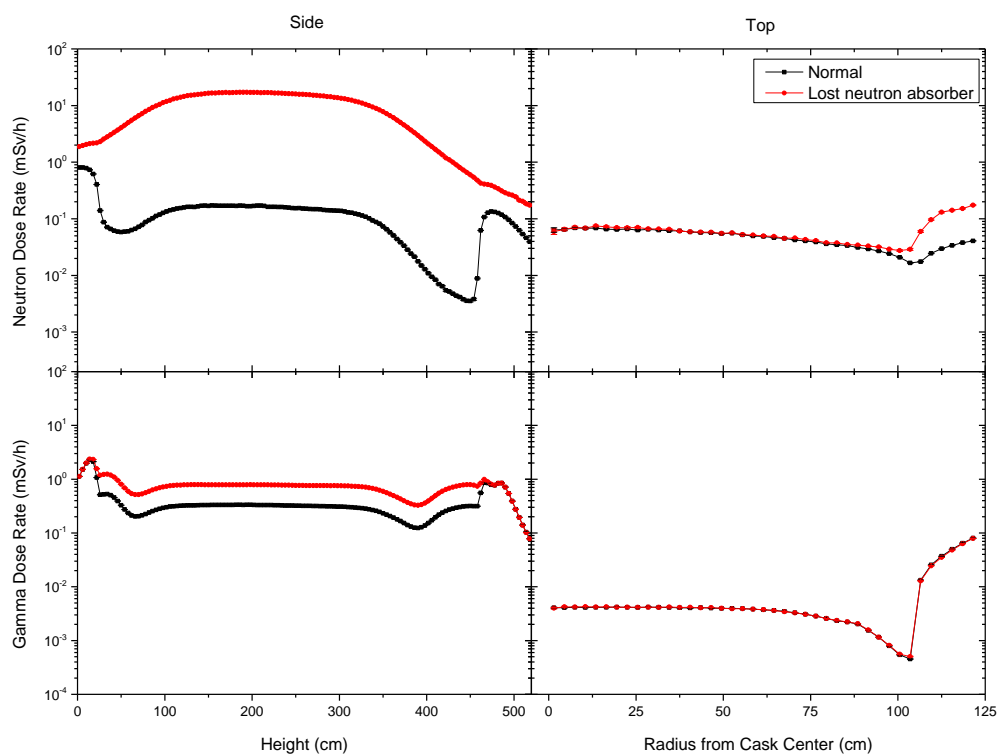


圖 5.12、護箱正常運轉與中子吸收材散失案例護箱表面劑量分布

5.3 設施周遭劑量率分布

繼 5.1 與 5.2 節個別討論了單一標的護箱在正常運轉與意外事故下，護箱表面劑量率分布情形。5.3 節在此將延用標的護箱模型，參照 4.3 節設計的室內乾貯設施，建構設施屏蔽計算模型進行設施周遭劑量率分布探討。本節將區分兩部分作討論：5.3.1 節為標的設施劑量率分布計算結果，5.3.2 節為為了更了解 5.3.1 節劑量率分布緣由而作的情節假設案例探討。

5.3.1 設施周遭劑量率分布

標的設施屏蔽計算模型，如圖 4.8 至 4.10 所示，用過核子燃料射源參採 4.1 節內容，同樣採用 MACRIC 程式應用 FW-CADIS 理論分析設施周遭輻射場劑量率分布，因標的設施為對稱式設計，為減少計算程式資源的需求，故僅考慮設施的西南兩側區域，其餘方向劑量率應可由西南區域得到劑量對應值，來獲得整體設施外的周遭劑量率分布。

考量設施外西南側一 L 型區域設置為伴隨射源，如圖 5.13 所示，因目的為求取標的設施周遭劑量分布，採用 ICRP-74 號報告的周圍等效劑量 $H^*(10)$ 作為偵檢計分之響應函數值。Denovo 將標的設施屏蔽模型切割成 7,107,840 個格點 (X: 380、Y: 243、Z: 76) 作兩次 (Forward S_N 與 Adjoint S_N) 簡化決定論法計算，格點切割密集於設施內最外層護箱區域，在建物內由外而內排列的護箱格點數遞減，此為參考第三章文獻結果，最外圈護箱對周遭設施劑量率貢獻比例最大，其餘內層排列護箱受護箱貯存排列位置影響而有類似護箱輻射自屏蔽的效果，再連接 Monaco 蒙地卡羅程式作模擬。

此案例格點切割數目相當龐大，利用個人電腦裝載 Win10 作業系統搭載 3.40GHz i7-6800K CPU 和 64 GB RAM 進行前置兩次決定論法計算，單光子粒子射源約需 2.3 個小時，需同時考慮光子與中子兩種粒子的射源約需 10.3 個小時。後續燃料中子、燃料光子和結構光子三種射源案例蒙地卡羅計算時間皆需耗費約

27.5 天，由此可見此室內乾貯屏蔽計算模型案例計算的困難度。

考量設施西、南兩側的劑量率隨距離變化情形，其格點計分位置示意如圖 5.14。計分區域為建物兩側中心區塊 10 m 範圍，高度 0-2 m 範圍，考慮設施表面至距離設施 100 m 處之位置。其劑量率分布結果如圖 5.15，圖左為設施西側結果，圖右為設施南側。初步比較此室內乾貯設施兩側劑量率分布結果，南側劑量率分布皆大於西側，在離設施 100 m 處位置大約有 3 倍多的差距。此劑量率差異最主要原因有兩部分，其一為設施空氣進出氣通道皆設置於南側，儘管通道出入口皆有迷道設計，避免輻射直接滲流而出，但空氣通道仍會是對設施周遭劑量率造成貢獻最需注意的地方。另一原因為設施內護箱擺置位置，南側直接面對的護箱射源數目較多，以護箱最外圈位置為例，西側直接面對 8 個護箱，南側直接面對 15 個護箱。另一可能影響因素為此室內乾貯設施內設置有具增強結構目的的混凝土牆，厚度為 90 cm，其亦具有對輻射額外屏蔽的功效，但因結構牆座落位置設計，最主要會對西側劑量率造成影響。但不論是設施西側，或是劑量率較高的設施南側，兩者對 100 m 遠處的年劑量皆小於 0.25 mSv 的法規限值，也皆小於 0.05 mSv 台電承諾值，代表本研究標的室內乾貯設施的輻射屏蔽設計能提供適當的輻射防護。

分別探討兩側劑量率分布，西側在設施邊界劑量率為 0.52 mSv/y，在此定義設施邊界為地底混凝土平台 (concrete pad) 範圍，加馬輻射為主要劑量率貢獻，整體劑量率隨距離衰減，50 m 處為 0.06 mSv/y，100 m 處為 0.01 mSv/y。南側在設施邊界劑量率為 1.84 mSv/y，同樣以加馬輻射為主要劑量率貢獻，劑量率也隨距離衰減，50 m 處為 0.21 mSv/y，100 m 處為 0.048 mSv/y，但在距設施 30 m 處劑量率分布呈現一平緩趨勢，在此推估為受出口煙囪設計所影響，後續再作探討。在 5.1 節護箱表面劑量率結果呈現側邊以加馬為主，頂部以中子為主，但因護箱側邊劑量率大於頂部，對設施周遭劑量率影響較大，故整體設施周遭劑量率分布以加馬輻射為最主要貢獻，此將影響後續設施營運及相關保健物理計畫量測偵檢器的選擇。圖 5.16 為顯示三種加馬射源貢獻比例，不論是西側或是南側，皆以燃

料中子產生的二次光子為主要來源，結構光子次之，燃料光子最少。

圖 5.17 至 5.20 為設施周遭劑量率分布圖，範圍至設施西南兩側 100 m 處，高度在 0-2 m 內。圖 5.17 為總劑量分布圖，設施內因護箱貯存區域劑量率極高，本圖為能凸顯設施周遭劑量率的分布，故將圖例顏色設定在適當範圍，劑量率大於 1 mSv/h 的區域因超過圖例顏色設定而呈現白色。圖 5.17 顯示室內通道劑量率約為 500 μ Sv/h 的數量級附近，西側牆外劑量率為 0.01-0.1 μ Sv/h 數量級範圍，南側牆外劑量率為 0.1-1 μ Sv/h 數量及範圍，整體劑量率隨距離越遠劑量率隨之下降，西側離設施 40 m 外劑量率皆低於 0.001 μ Sv/h，南側離設施 10 m 處劑量率低於 0.1 μ Sv/h，70 m 外劑量率皆低於 0.001 μ Sv/h。圖 5.18 為將設施周遭總劑量率分布圖 (圖 5.17) 改以劑量率單位 mSv/y 的方式做呈現，並在圖上以黑線標示設施西側和南側 0.25 mSv/y 的法規限值界線，詳細位置請參考圖 5.15。

建物周遭劑量率可發現建物南側進氣通道雖有迷道設計，但其劑量率仍明顯的高於西側。圖 5.19 顯示中子與加馬劑量率貢獻，以加馬劑量率為主要貢獻。圖 5.20 顯示各別加馬射源貢獻，其中以 FN 貢獻最多，HG 次之，FG 最少，FG 加馬劑量率分布不似其他圖有較明顯的劑量率分布線，此代表其模擬的統計誤差仍然較高，原因為相較 FN、HG 兩射源項較易穿出建築物屏蔽對外部劑量造成貢獻，而射源能量主要位於 0.7 MeV 的 FG 不容易穿出建物屏蔽。

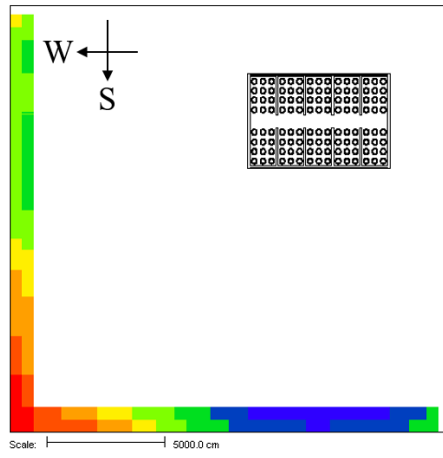


圖 5.13、標的設施 L 型伴隨射源設定

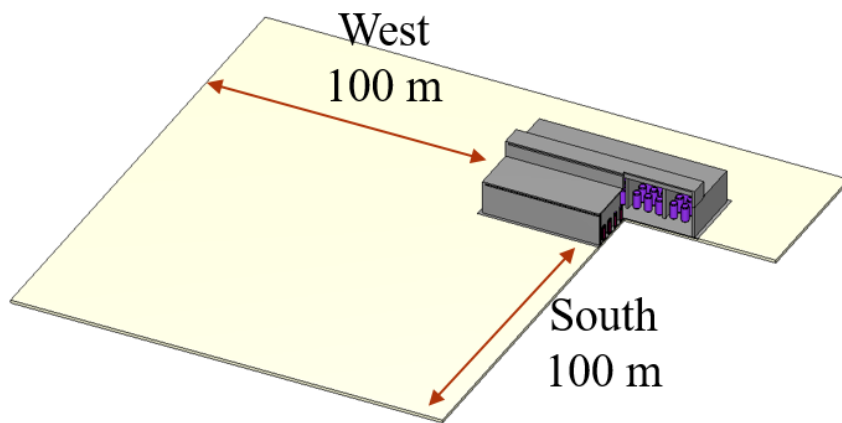


圖 5.14、標的設施格點計分區域示意

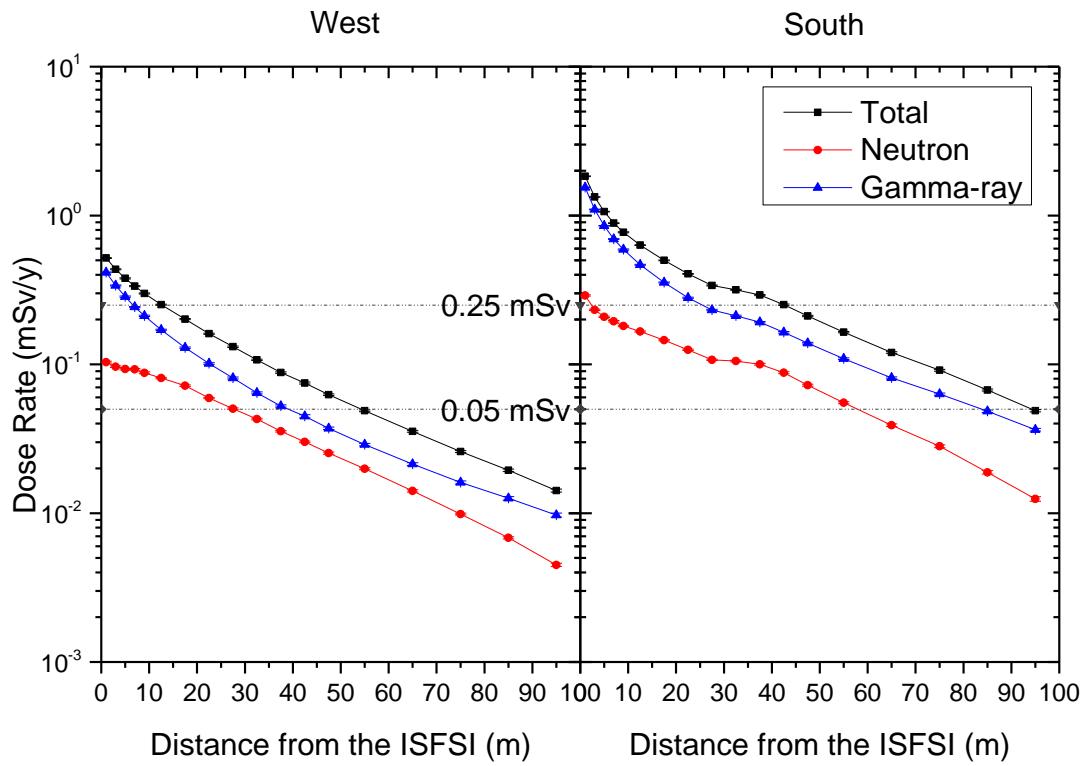


圖 5.15、格點計分劑量率隨距離變化

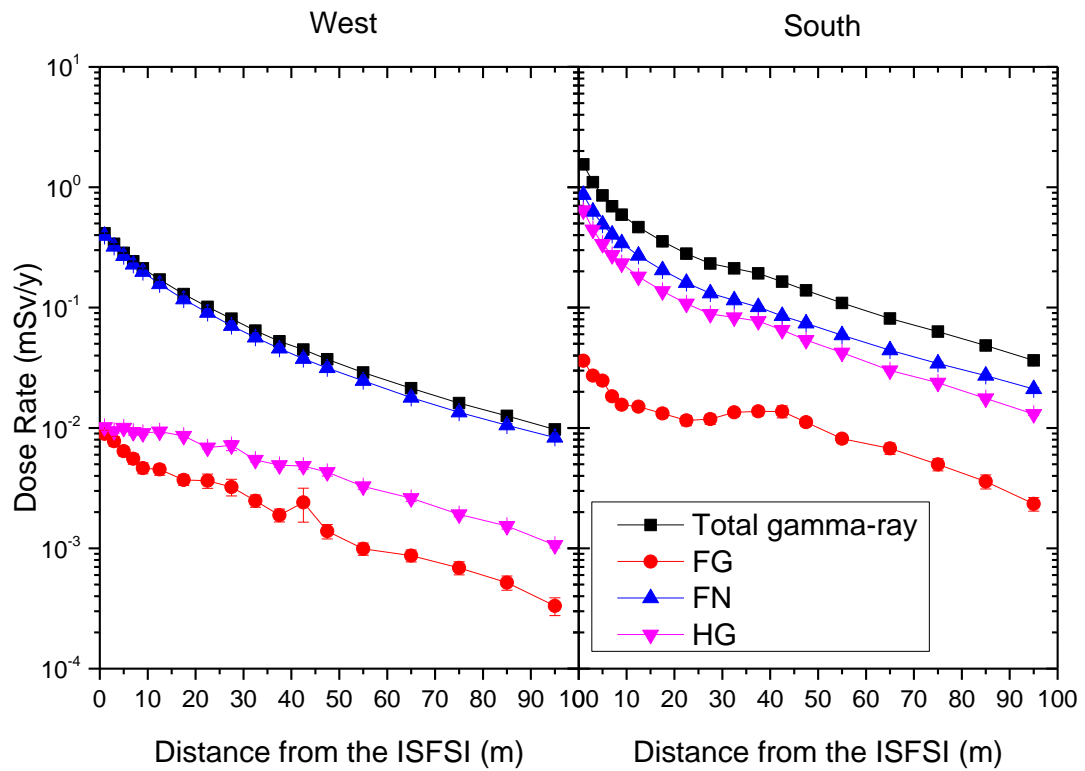


圖 5.16、格點計分加馬射源貢獻劑量率隨距離變化

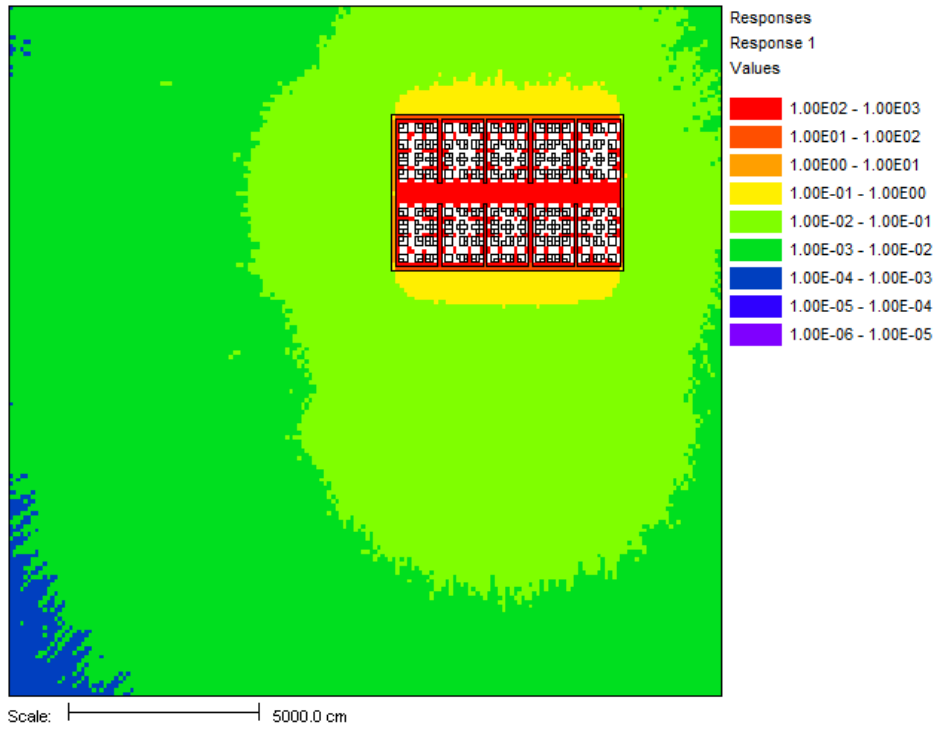


圖 5.17、標的設施周遭總劑量率分布 (μSv/h)

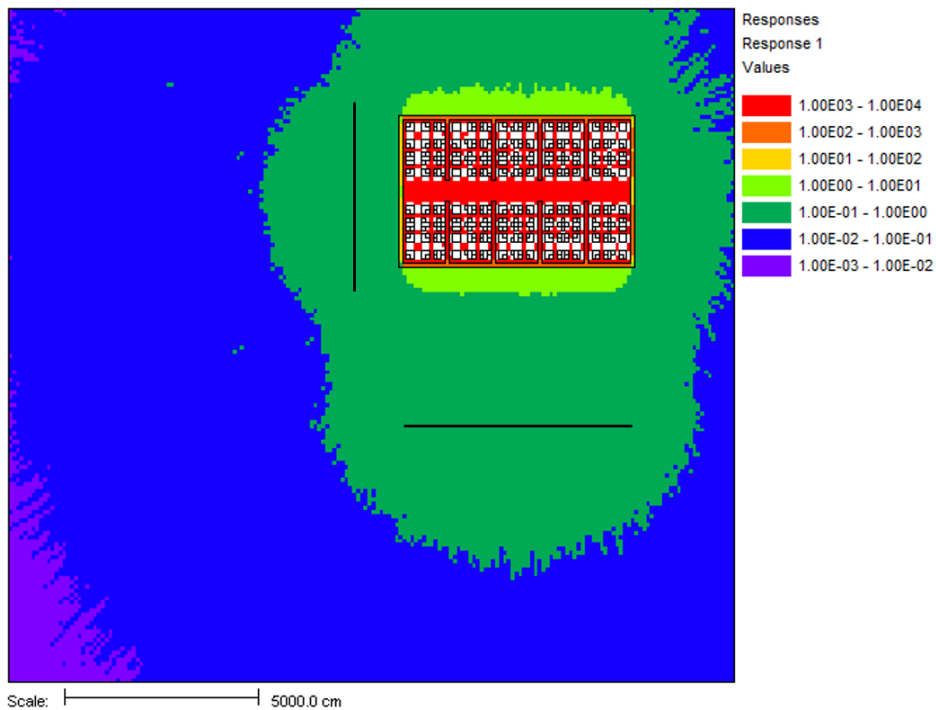


圖 5.18、標的設施周遭總劑量率分布 (mSv/y)

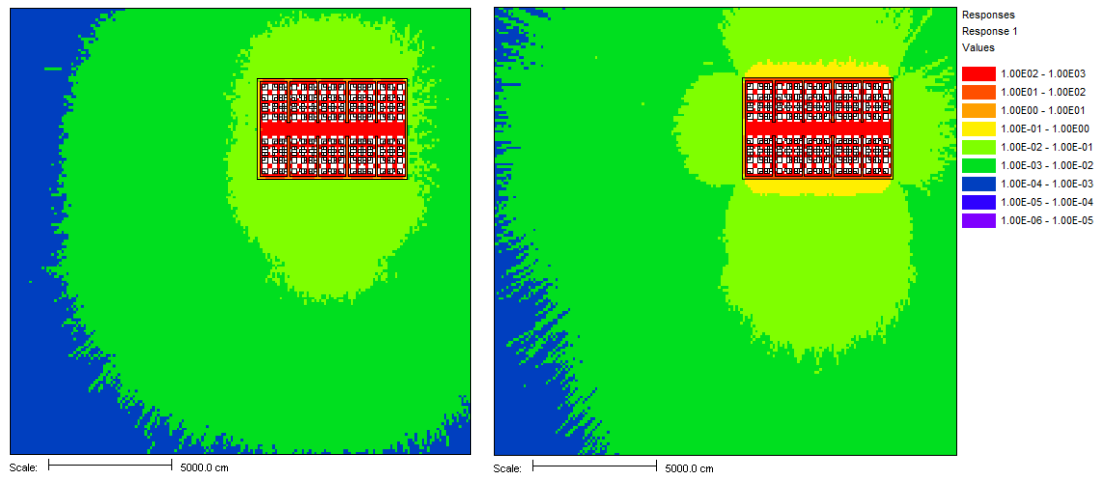


圖 5.19、標的設施周遭劑量率分布，(左)中子，(右)加馬，(μSv/h)

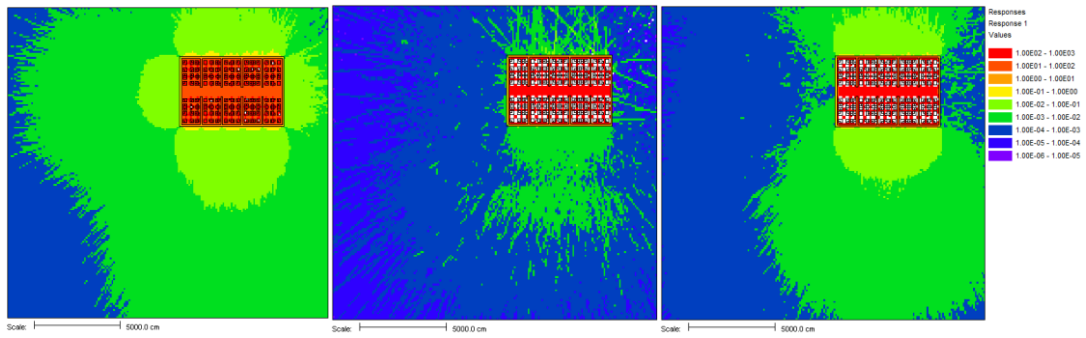


圖 5.20、標的設施周遭加馬射源貢獻劑量率分布，(左)FN，(中)FG，(右)HG，(μSv/h)

5.3.2 設施周遭輻射特性探討

5.3.1 節已針對標的室內乾貯設施提供了完善的設施周遭劑量率分布探討結果，為了能更加認識此設施周遭的輻射場特性，本節將對標的設施作假設性情節探討，其並不會在實務層面上發生。將考慮兩種情節，一為建物不具有進出氣通道，另一假設為建物不具有屏蔽結構牆。

不具有進出氣通道情節假設，案例示意如圖 5.21，左側為原設施設計圖，具有南側牆的進氣通道與頂部煙囪端的出氣通道，右側分三種情形: Case A 為假設建物煙囪不具有出氣通道、Case B 為建物側牆不具有進氣通道和 Case C 為建物不具有任何進出氣通道，建物屏蔽計算模型以用混凝土堵住通氣通道作代表進行模擬。

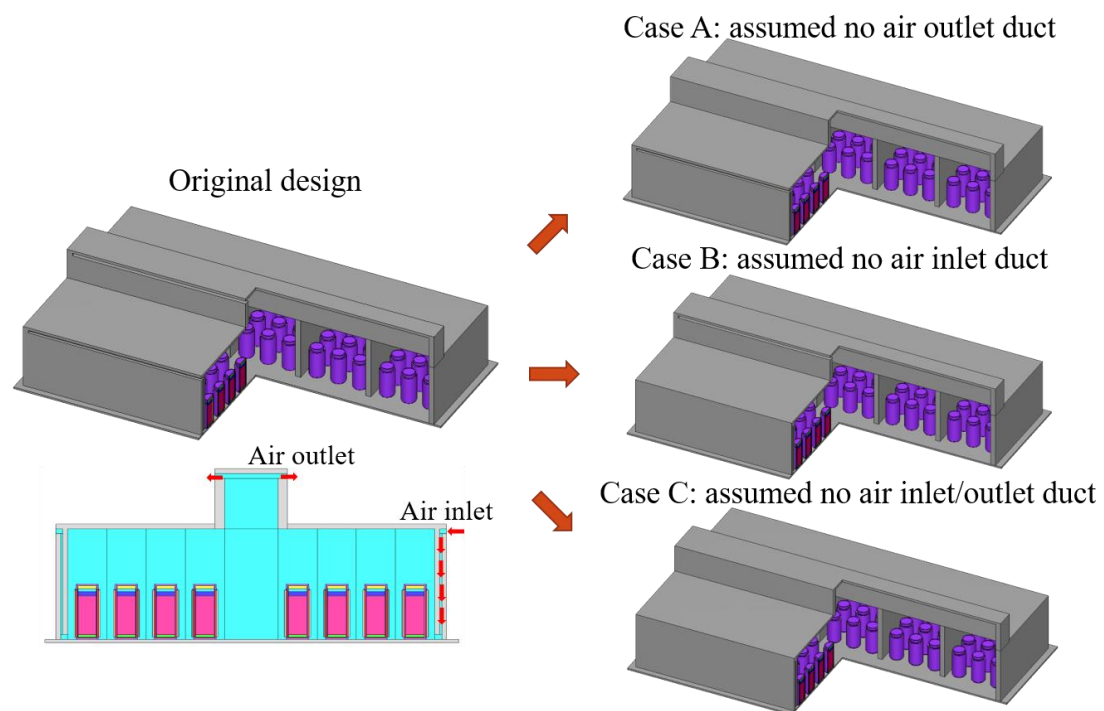


圖 5.21、不具有進出氣通道設施情節案例，Case A 無出氣通道，Case B 無進氣通道，Case C 無進出氣通道

圖 5.22 為不具有進出氣通道設施案例，西側劑量率隨距離變化。圖中黑色線為原設施設計同時具有進出去通道，紅色線為無出氣通道，藍色線為無進氣通道，綠色線為無進出氣通道。由圖 5.22 可知，雖然原設施進出氣通道設計皆不在西側，但是否具有進出氣通道，仍會對西側劑量率分布造成影響，代表出設施後輻射仍以散射的方式影響該方向劑量率分布。圖 5.22 中四種進出氣通道情形，可分為兩類：黑、藍色線一組，另一組為紅、綠色線。黑、藍色線近乎相同代表，Case B 不具有進氣通道對西側周遭劑量率影響微乎其微，而紅、綠色線近乎一致，代表影響西側劑量率最主要的是不具有出氣通道情形。紅、綠線劑量率約少於黑、藍線 30%，概可說明經由出氣通道對西側周遭劑量率會有 30% 的貢獻。圖 5.23 為不具有進出氣通道設施案例，西側中子和加馬劑量率隨距離變化。圖左中子劑量率兩類別約有 60% 差異，圖右加馬劑量率兩類別近乎相同，代表有無進出氣通道對中子劑量率影響較為主要。

圖 5.24 為不具有進出氣通道設施案例，南側劑量率隨距離變化，同於西側劑量率分布，區分兩類：黑、藍色線和紅、綠色線。圖 5.24 內兩類別劑量率分布約有 40% 差異，且黑、藍色線在距設施 30 m 處呈現劑量率平緩，而紅、綠色線沒有此情形發生，此現象可明確證實在前章節懷疑距設施 30 m 處劑量率呈現平緩趨勢原因的確為受出口煙囪設計所影響。圖 5.25 為不具有進出氣通道設施案例，南側中子和加馬劑量率隨距離變化。圖左中子劑量率兩類別約有 70% 差異，圖右加馬劑量率近乎同樣直到距設施 30 m 處同樣受出口煙囪影響。

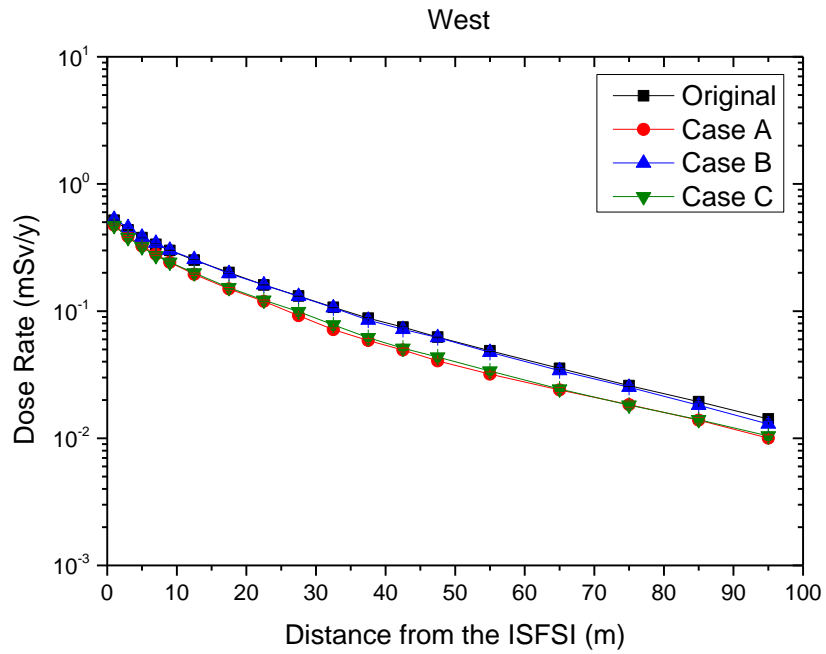


圖 5.22、不具有進出氣通道案例西側劑量率隨距離變化

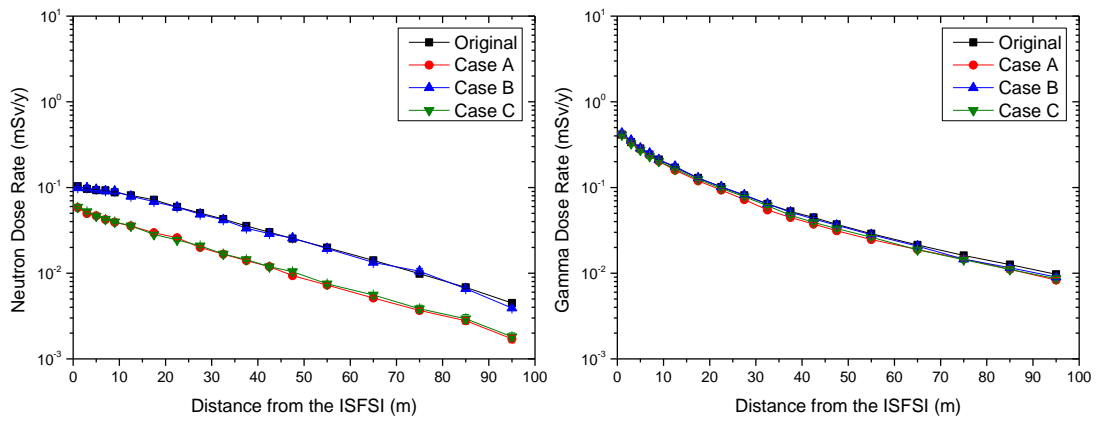


圖 5.23、不具有進出氣通道案例西側劑量率隨距離變化，(左)中子，(右)加馬

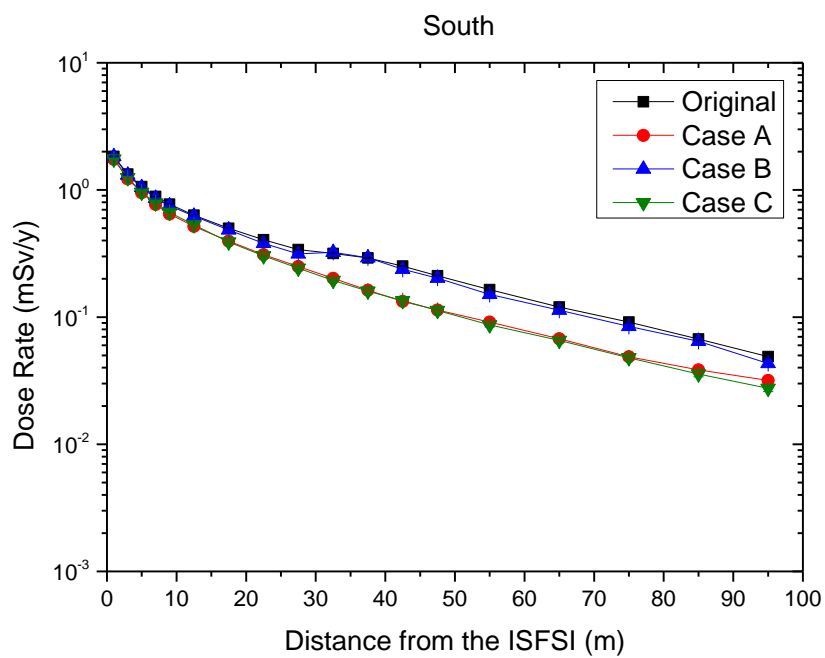


圖 5.24、不具有進出氣通道案例南側劑量率隨距離變化

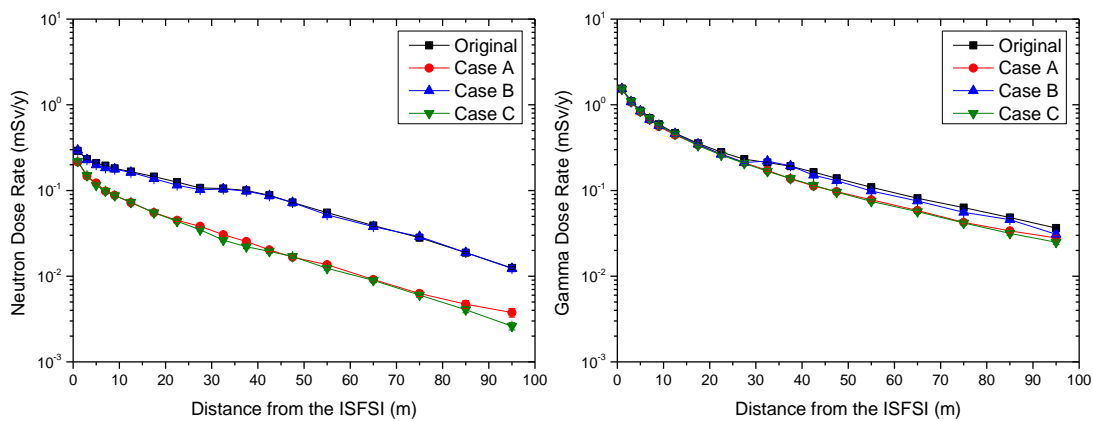


圖 5.25、不具有進出氣通道案例南側劑量率隨距離變化，(左)中子，(右)加馬

不具有屏蔽結構牆假設案例，其示意如圖 5.26，將原設施內設置的屏蔽結構牆移除，以此假設案例進行屏蔽結構牆對周遭設施劑量率分布重要性探討。圖 5.27 為設施不具有屏蔽結構牆案例西側劑量率隨距離變化，圖中黑色線為原設施設計內部設置有多道屏蔽結構牆，紅色線為移除屏蔽結構牆案例，移除屏蔽牆案例劑量率高於原設施案例約 20 %。圖 5.28 為不具有屏蔽結構牆案例西側中子和加馬劑量率隨距離變化，圖左中子劑量率約有 30 % 的差異，圖右加馬劑量率約有 10 % 的差別。圖 5.29 為設施不具有屏蔽結構牆案例南側劑量率隨距離變化，圖中移除屏蔽牆案例劑量率高於原設施案例約 25 %。圖 5.30 為不具有屏蔽結構牆案例西側中子和加馬劑量率隨距離變化，圖左中子劑量率約有 33 % 的差異，圖右加馬劑量率約有 20 % 的差別。

不具有屏蔽結構牆假設案例，著重於設施西側劑量率分布結果，並沒有如預期般出現因多個屏蔽結構牆移除，而導致劑量率大幅上升的情形，僅對總劑量率造成約為 20 % 左右的影響，但同樣也對南側劑量率有部分 25 % 的影響。此結果說明，此假想室內乾貯設施內屏蔽結構牆主要的功效仍為增強設施結構作用，目前的設置方式其屏蔽效益成果有限，造成設施南側劑量率分布大於西側劑量率的主因仍為南側面正對的護箱射源項 (15 個) 多於西側面 (8 個)。

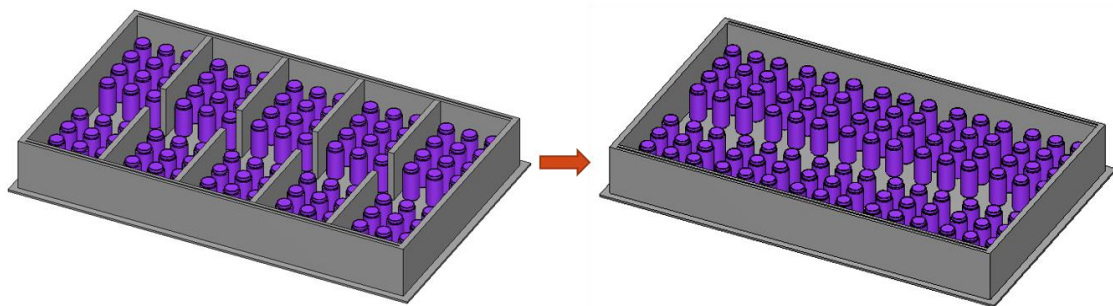


圖 5.26、不具有屏蔽結構牆假設案例示意圖

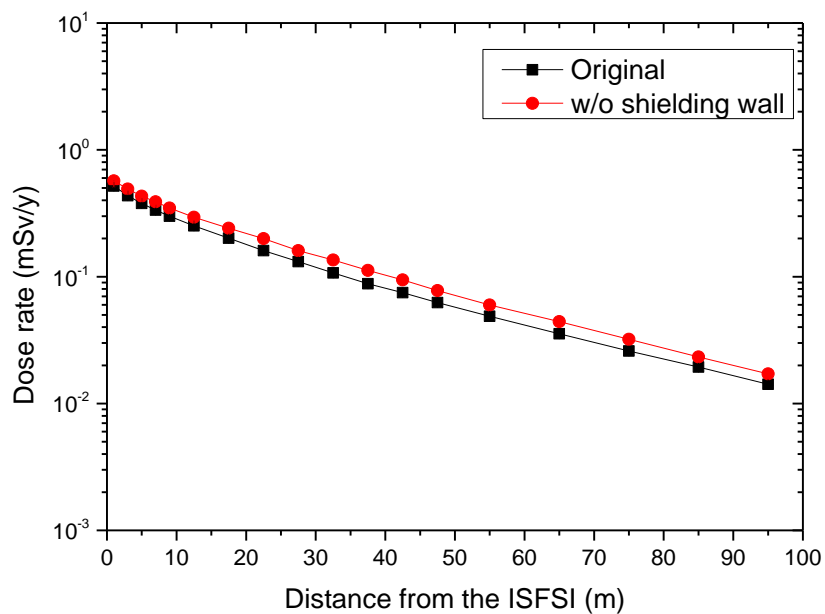


圖 5.27、不具有屏蔽結構牆案例西側劑量率隨距離變化

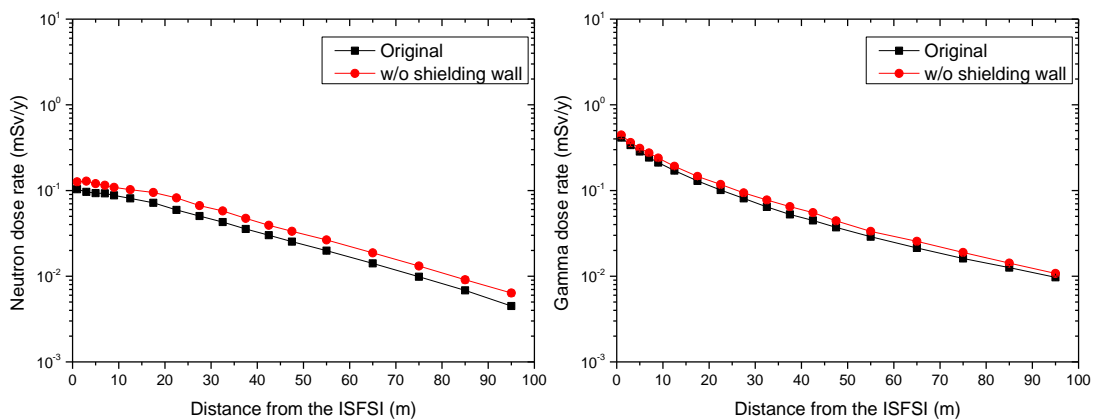


圖 5.28、不具有屏蔽結構牆案例西側劑量率隨距離變化，(左)中子，(右)加馬

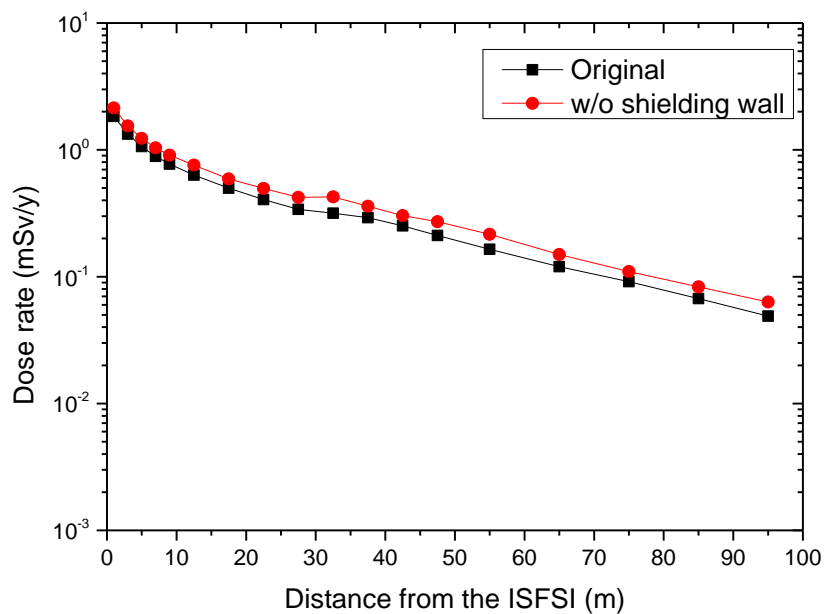


圖 5.29、不具有屏蔽結構牆案例南側劑量率隨距離變化

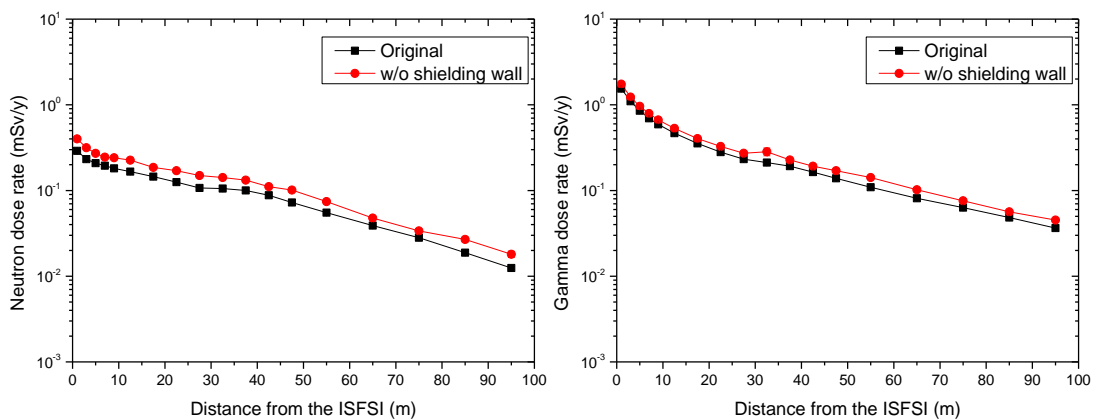


圖 5.30、不具有屏蔽結構牆案例南側劑量率隨距離變化，(左)中子，(右)加馬

第六章、提出假想設施安全評估報告精要及審查導則查核

項目

6.1 假想設施安全評估報告精要

本節將依前述章節平行驗證技術研究成果，逐一提出設施輻射屏蔽分析安全評估報告精要，並在 6.2 節對照審查導則進行查核。

標的用過核子燃料射源項，本研究係參考台電公司核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告內容[2]，其燃料束型式為 GE 8x8-1，²³⁵U 初始濃縮度為 3.25 wt%，最大燃耗度為 36,000 MWD/MTU，在用過燃料池中最少冷卻 10 年。

要可容納 7,400 束用過核子燃料的室內乾貯將是一個非常龐大的輻射屏蔽設施，除了複雜的幾何模型之外，輻射分析同時包含了深穿透、輻射滲流與天空散射等困難且大規模的遷移計算。依據國外文獻與過往累積的經驗，最佳的解決方法需仰賴先進的數值方法與高速電腦。使用連續能量截面資料的蒙地卡羅計算通常被視為對於複雜屏蔽問題最準確的遷移計算方法，但除了相對耗時之外，蒙地卡羅計算結果還有不可避免的統計誤差。針對本案例這類龐大的輻射屏蔽設施，若採用蒙地卡羅程式進行模擬，在沒有引入有效的變異數降低技巧之下，可能無法在有限電腦資源與時間限制下得到合理可信任的估計值。本研究選擇應用 SCALE/MAVRIC[5] 計算程式於此大型輻射屏蔽問題，該程式採用 CADIS 理論，結合決定論法與蒙地卡羅法的優點，以決定論法程式作簡易近似的伴隨遷移計算，自動化地產生適用於三維蒙地卡羅程式的權重射源分布及粒子權重地圖，有效地優化蒙地卡羅程式的計算效率。上述方法具備有在短時間內能快速驗證困難輻射屏蔽相關計算的能力，深入探討有利未來協助國內用過核子燃料乾貯系統的輻射安全分析與審查作業。

計畫標的護箱為 HI-STAR 100 系統，內配置 MPC-68。將參考其安全分析報告[9]，建構本研究所需之護箱屏蔽模型，參考 HI-STAR 100 安全分析報告，建構本研究之護箱屏蔽模型，建模過程有幾個簡化的假設描述如下。首先，本研究忽略 MPC-68 內部提籃細部結構，僅依照用過燃料特性，均勻化為四區，上端板區、充氣區、有效燃料區、下端板區，此一簡化影響對於輻射劑量評估是保守的。第二項假設為忽略外包裝多層堆疊碳鋼結構，簡化為環塊狀碳鋼包覆整體密封鋼筒，此簡化與原設計具有同樣的屏蔽效果 (屏蔽物質總量不變)，不影響劑量率分析結果。第三項假設與中子吸收材的裝載結構相關，原設計的中子吸收材結構需要有薄層碳鋼作支撐，因碳鋼材質佔比很小，直接將整體中子吸收材模擬為環狀包覆於外包裝外，此作法對劑量影響不大。

依據上節建構之標的護箱屏蔽模型，參考 HI-STAR 100 安全分析報告內護箱排列配置模式[9]，可知道護箱與護箱間最小距離為 3.65 m。依此資訊，將標的護箱模型以 3 x 4 方式排列於單廳貯存室，建置共有 10 廳之乾貯設施，中間留有 5 m 之通道，且廳與廳間保有 90 cm 之混凝土牆壁。設施外部建築為混凝土建物，側壁厚度為 90 cm，頂部厚度為 45 cm，長邊留有進氣通道且具有迷道設置，經各廳散熱後，由具有簡易遮蔽的煙囪流出，皆避免直接的輻射滲流。

本研究首先針對正常運轉下護箱表面劑量率作探討。HI-STAR 100 護箱側邊表面劑量率，以加馬射線為主要劑量貢獻來源，特別是在無中子吸收材的護箱上下區段，劑量率較高，此兩處為此標的護箱最需注意的位置；護箱頂部表面，以中子為主要劑量貢獻，劑量率分布相對較為平坦，惟在 100 cm 處有劑量下降點，此為受到頂蓋屏蔽影響。加馬射線劑量率受頂部一次蓋與二次蓋屏蔽影響在密封鋼筒內比中子約小了一個量級。對護箱側邊加馬劑量率的主要來源作探究，除有效燃料區為 FG 外，其餘皆為 HG；而護箱頂部加馬劑量率皆以 HG 為主要貢獻來源。

在此以護箱傾倒與護箱中子吸收材散失作為護箱意外事故討論案例。護箱傾倒時底部劑量率約為 10 mSv/h 量級高於正常運轉下護箱頂部劑量率兩個量級，

且劑量貢獻主要來自加馬射線，提供劑量率隨距離變化情形，以利後續在相關處理作業時程出來時，能用於職業操作人員輻射暴露劑量值的評估。中子吸收材散失案例，受影響最大的是護箱側邊中子劑量率，對比正常運轉狀況，約略會提升 2 個量級。護箱表面劑量率分布需特別注意的區段，將由原先護箱上下端處改變為護箱中段的有效燃料區間。

標的設施屏蔽計算模型，包含 120 組 HI-STAR 100 護箱及整體建物設施，模型龐大且複雜。應用混合法遷移計算時，決定論法應著重於最外圍護箱，因對設施整體劑量率貢獻最大，引入決定論法結果（權種射源取樣與粒子權重地圖）對後續蒙地卡羅法作加速，此個別射源案例計算仍耗時約 28 天，如何採取更有效的計算模擬過程仍為未來研究應著重的地方。

設施周遭劑量率的分布，距設施同樣的距離下南側劑量率皆大於西側劑量率，造成此差異主要原因有兩個：設施進出氣通道皆設置於南北側方向與南側正對護箱射源數目較多。雖進出氣通道已有迷道設計，避免輻射直接滲流，但空氣通道仍會是對設施周遭劑量率造成貢獻最需注意的地方。不論是設施西側，或是劑量率較高的設施南側，兩者對 100 m 遠處的年劑量皆小於 0.25 mSv 的法規限值，也皆小於 0.05 mSv 台電承諾值，代表本研究標的室內乾貯設施的輻射屏蔽設計能提供適當的輻射防護。

設施周遭劑量率皆以加馬輻射為主要貢獻，整體劑量率隨距離衰減，惟在設施南側 30 m 處劑量率分布呈現一平緩趨勢為受此標的設施出口煙囪設計所影響。護箱表面劑量率呈現側邊以加馬輻射為主，頂部以中子為主，但因護箱側邊劑量率明顯大於頂部，對設施周遭劑量率影響較大，故整體設施周遭劑量率分布以加馬輻射為最主要貢獻，其中又以燃料中子產生的二次光子影響最甚，此將輻射特性將影響後續設施營運及相關保健物理計畫量測偵檢器的選擇。

對標的設施作兩個假設性案例，以獲取更多標的設施輻射場特性。考慮下列情節：建物不具有進出氣通道和建物不具有屏蔽結構牆。不具有進出氣通道情節案例，進出氣通道又分四種情形：Original 為原設計建物同時具有進出氣通道、

Case A 為假設建物煙囪不具有出氣通道、Case B 為建物側牆不具有進氣通道和 Case C 為建物不具有任何進出氣通道。上述四種情形在劑量率隨距離變化呈現兩類結果，總結可得不具有進氣通道對周遭劑量率影響甚微；南側劑量率在距設施 30 m 處呈現劑量率平緩，此現象為受出口煙囪設計所影響，且有無進出氣通道對中子劑量率影響較為主要。不具有屏蔽結構牆假設案例，劑量率結果呈現移除屏蔽結構牆情節劑量率約增加 20 %。此結果說明，此假想室內乾貯設施內屏蔽結構牆主要的功效仍為增強設施結構作用，目前的設置方式其屏蔽效益成果有限，造成設施南側劑量率分布大於西側劑量率的主因仍為南側面正對的護箱射源項 (15 個) 多於西側面 (8 個)。

6.2 審查導則查核項目

將 6.1 節假想設施安全評估報告精要，利用審查導則查核項目一一作比對，列表如表 6.1。

表 6.1、審查導則查核項目對應

| 九、輻射屏蔽評估 | 本研究相關章節 | 查核確認 |
|----------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------|
| (一) 輻射屏蔽設計基準符合法規要求且合理保守，並能提供適當之輻射防護。 | 1.2 節描述本研究假想設施整體屏蔽設施規劃，包含採用具有 NRC 核准執照之 HI-STAR 100 護箱，及設施屏蔽厚度側牆 90 cm 和屋頂 45 cm，設施劑量較高處為空氣進出通道，皆已包含合適迷道設計，避免過多直接輻射對周遭劑量率造成影響。5.3 節設施周遭劑量率評估結果顯示此輻射屏蔽設計能提供適切的輻射防護。 | Y |
| (二) 輻射源種類與性質，包括燃料束型態、燃耗度、冷卻時間、加馬與中子射源、軸向燃耗與射源剖面等資料詳細正確，評估條件合理保守，且能涵蓋全部貯存的用過核子燃料。 | 1.2.1 節描述燃料束型態、燃耗度、冷卻時間等資訊。4.1 節提供三種射源項：燃料中子、燃料光子及結構光子之射源強度、軸向分布等資訊。本研究為建立平行驗證技術，選定射源項資訊僅符合本假想設施平行驗證技術演練所用，採用資料皆經同儕審查與專家技術交流確認。 | Y |

| | | |
|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----------|
| <p>(三) 貯存護箱及運送作業屏蔽之計算模型(幾何、材料、射源與偵檢器設定等)詳實並合理保守，分析程式經確認及必要之驗證。</p> | <p>護箱屏蔽模型確實參考護箱工程圖建構，其中幾何簡化部分也在報告中說明，並確認其為合理保守，材料、射源、偵檢器設定等皆經同儕審查與專家技術交流確認。分析程式為採用 NRC 核准之 SCALE/MAVRIC 程式。</p> | <p>Y</p> |
| <p>(四) 貯存護箱表面劑量率、空氣進出口表面劑量率、及廠界劑量率評估，符合設計基準或法規劑量限值要求。</p> | <p>5.1 節提供護箱表面劑量率分布結果，金屬護箱不具有空氣進出口處，5.3 節提供廠界劑量率分布評估，上述劑量率結果節符合法規劑量限值要求，劑量較高需注意處皆已在報告內作說明。</p> | <p>Y</p> |
| <p>(五) 吊卸裝填、密封及檢測作業、運搬、接收及貯存各階段作業的主要工作曝露情節及途徑，經評估分析並採行必要的合理抑低措施，工作人員的職業曝露劑量，除特別曝露外，須符合下列年劑量限值：</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 每連續五年週期之有效劑量不得超過 100mSv，且任何單一年內之有效劑量不得超過 50mSv。 2. 眼球水晶體之等價劑量於一年內不得超過 150mSv；皮膚或四肢之等價劑量於一年內不得超過 500mSv。 | <p>參考 5.1 節內護箱表面劑量率的分布，考慮工作人員各項目工作時程，可用於評估工作人員的職業曝露劑量。</p> | <p>Y</p> |
| <p>(六) 乾式貯存設施運轉期間，依據關鍵核種所造成的直接與間接輻射貢獻，以及關鍵群體所在地點、生活或活動特性，評估分析以確認公眾個人劑量符合法規限值：</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 乾式貯存設施對廠(場)界外一般人所造成之個人年 | <p>5.3 節乾貯設施周遭劑量率評估結果顯示在距設施 100 m 處之年劑量率皆會低於 0.05 mSv。</p> | <p>Y</p> |

| | | |
|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------|----------|
| <p>有效劑量，不得超過「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」規定之 0.25mSv。</p> <p>2. 乾式貯存設施位於核能電廠場址內者，廠內所有設施對廠(場)界外一般人所造成之個人年有效劑量，不得超過「核能電廠環境輻射劑量設計規範」規定之 0.5mSv。</p> | | |
| <p>(七) 意外事故之輻射曝露情節與途徑之劑量限值，應參照美國聯邦法規第 10 篇第 72 部第 106(b)條文規定 (10CFR72.106(b))，對廠(場)界外一般人所造成之有效劑量不得超過 50mSv。</p> | <p>5.2 節，本研究考量護箱傾倒與中子吸收材散失兩種意外情節，參照報告內護箱劑量率評估結果，可以因應事故總發生時間來估算事故對廠界外一般人造成的劑量值。</p> | <p>Y</p> |
| <p>(八) 異常狀況之輻射曝露情節與途徑之劑量限值，應參照 10CFR72.104(a)，對廠(場)界外一般人所造成之年有效劑量不得超過 0.25mSv。</p> | <p>5.2 節，本研究因應採用金屬護箱考量護箱傾倒與中子吸收材散失兩項較重要情節，參照報告內護箱劑量率評估結果，可以因應事故總發生時間來估算事故對廠界外一般人造成的劑量值。</p> | <p>Y</p> |
| <p>(九) 輻射屏蔽評估計算書需留存備查，並經第三方公正機關(構)平行驗證，評估結果與設計基準及法規限值，需經經營者自行檢核，並確認其保守性。計算書及平行驗證報告經要求者應提報備查。</p> | <p>本研究所建立平行驗證技術的計算輸出入檔案將留存提供參考，研究成果與經驗並透過同儕審查與專家技術交流確認。</p> | <p>Y</p> |

第七章、結論與未來工作

針對國內未來可能採用的用過核子燃料室內乾式貯存，本計畫負責輻射屏蔽安全審查驗證的研究，本團隊建立了標的設施的屏蔽模型，進行護箱表面劑量率分析及設施周遭劑量率分布的評估，逐步建立平行驗證的技術，有利於強化未來的審查經驗與相關人才訓練。本研究內相關標的設施假設，僅作為平行驗證研究所用，所述標的設施的幾何尺寸與材料性質與未來實際規劃可能不同，讀者不應直接引述相關數據與其它設施結果或法規限值進行比較，本研究僅著重於技術能力的建立以及觀察分析結果的特性與趨勢。

核一廠二期室內乾貯預計貯存 7,400 束用過核子燃料，此一室內乾貯將是一個非常龐大的輻射屏蔽設施，除了複雜的幾何模型之外，輻射分析同時包含了深穿透、輻射滲流與天空散射等困難且大規模的遷移計算。參考國外案例文獻並延續本團隊過往累積的經驗，本研究成功應用混合式輻射遷移方法 MAVRIC 於標的設施的輻射劑量分析，混合式輻射遷移方法結合決定論法與蒙地卡羅法的優點，具備在有限時間內評估複雜屏蔽設施的劑量分析能力。本研究已完成標的護箱表面完整劑量率分析，並將其劑量分析結果與廠家安全分析報告內容進行比較，結果顯示二者劑量率的差異主要來自所採用之用過核子燃料射源強度的不同。本研究亦進行設施周遭劑量率分布的評估，確認設施西南兩側周遭至 100 m 遠處的年劑量皆可小於 0.25 mSv 的法規限值，亦可達到小於 0.05 mSv 的承諾值，顯示此標的設施的輻射屏蔽設計能提供適當的輻射防護。

此次平行驗證研究建立室內乾貯設施初步平行驗證技術並有幾項重要發現：

一、個別護箱與整體設施的屏蔽計算可獲得完整中子與加馬劑量率分布，相關輻射場資訊與經驗有利於有效的屏蔽設計與未來保健物理作業規劃，包括量測所需偵檢器的選用與校正。

二、設施進出氣通道迷道設計必要且重要，出口煙囪型式設計將影響周遭劑

量率分布，劑量率分布會因應煙囪高度設計有所不同。

三、室內乾貯建物內增設的屏蔽結構牆，在此標的設施約造成 20 %劑量率差異，顯示其主要功用仍為增強設施結構。

劑量率結果顯示混合式輻射遷移方法的可行性與其優點，後續將持續對室內乾貯問題演練精進，並探討改善計算效率之方式，強化未來執行平行驗證的技術能力。

依據標的設施之各項設計資訊，本計畫執行設施輻射劑量分布的分析，測試平行驗證的能力，並參考新版審查導則之規範，提出假想設施安全評估報告精要及審查導則查核項目。本計畫未來將整合各項成果與經驗，編撰相關教材並協助辦理教育訓練，傳承國內既有專業分析能量與管制經驗，精進我國用過核子燃料室內貯存設施安全管制技術。

參考文獻

- 1 台灣電力股份有限公司, “核能一廠除役計畫環境影響評估報告書,” 初稿, 106 年 12 月。
- 2 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。
- 3 HOLTEC INC, “Final Safety Analysis Report OF HI-STAR 100 Cask System,” ML093070147, Rev. 3.I.
- 4 C.J. Werner¹, et. al, “Monte Carlo N-Particle® Transport Code System Version 6.2,” LA-UR-17-29981, Los Alamos National Laboratory report , 2017.
- 5 B.T. Rearden, M.A. Jessee, et. al“SCALE Code System,” ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.2, Oak Ridge National Laboratory, 2017.
- 6 U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems at a General License Facility,” NUREG-1536, Rev. 1, July, 2010.
- 7 U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities,” NUREG-1567, March, 2000.
- 8 U.S.NRC, " Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems and Facilities-DRAFT," NUREG-2215, November, 2017.
- 9 Holtec International, Inc.,” SAFETY ANALYSIS REPORT on THE HI-STAR 100 CASK SYSTEM,” Docket 71-9261, Rev. 17, HI-951251, 2018.
- 10 G. Radulescu, T. M. Miller, K. Banerjee, D. E. Peplow, “Detailed SCALE dose rate evaluations for a consolidated interim spent nuclear fuel storage facility” Transactions of the American Nuclear Society, vol. 118, 1, p.765-768, 2018
- 11 X. Campo, R. Méndez, M. Embid, A. Ortego, M. Novo, J. Sanz, “Neutron field characterization at the independent spent fuel storage installation of the Trillo nuclear

power plant” Applied Radiation and Isotopes VOL.135, p.33-39, 2018.

12 PNL-6906, Volume 1, “Spent Fuel Hardware Characterization and 10 CFR 61 Classification for Waste Disposal, ” June, 1989.

13 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。

14 Y. F. Chen, Y. F. Chiou, S. J. Chang, S. H. Jiang and R. J. Sheu, “Effects of Source and Geometry Modeling on the Shielding Calculations for a Spent Nuclear Fuel Dry Storage Cask” Nuclear Technology VOL.182, p.224-234, 2013.

行政院原子能委員會
放射性物料管理局
委託研究計畫研究報告

108 年核電廠除役之室內乾貯安全分析

平行驗證研究

子項五：乾貯設施安全分析驗證研究教育訓練

期末報告

委託單位：行政院原子能委員會放射性物料管理局

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、林宗逸、范政文、盧廷鉅、曾永信

計畫編號：108FCMA003

報告日期：中華民國 108 年 12 月 15 日

108 年核電廠除役之室內乾貯安全分析
平行驗證研究

子項五：乾貯設施安全分析驗證研究教育訓練

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、林宗逸、范政文、盧廷鉅、曾永信

研究期程：中華民國 108 年 02 月至 108 年 12 月

研究經費：新臺幣 5,600,000 元

放射性物料管理局 委託研究

中華民國 108 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

因應未來國內乾貯設施所需之安全審查與相關人才訓練需求，針對臨界、結構、熱傳與輻射屏蔽等重要主題，本計畫已依原訂規劃於 108 年 10 月 28 日與 29 日開設為期 2 天的教育訓練課程，共計有來自原能會物管局、核能研究所、台灣電力公司以及清華大學等單位共 47 人出席。各技術子項分別就本年度之研究成果以及同行專家的經驗分享，針對臨界相關分析技術與國際間驗證案例的取得、結構分析所需考量的法規及負載疊加之挑選與檢核、熱流分析的模式發展、安全分析及審查技巧、新式屏蔽分析之技術引進與經驗等核心資訊進行介紹，進而達到建立各界資訊與經驗交流，並啟蒙年輕學子之教育訓練目的，希冀有更多人投入後端營運與管制之研究。

關鍵字：乾式貯存、教育訓練、分析技術、臨界、結構、熱流、輻射屏蔽

ABSTRACT

Personnel training is the essential part of future domestic indoor dry storage facility and safety reviews. Therefore, the subproject designed a two-day training course with related knowledge and technologies. The course was well organized and held in National Tsing Hua University (NTHU) on Oct. 28-29, 2019. There were total of 47 attendees enrolled in the course, mainly from Taipower, INER, FCMA, and NTHU. In this two-day course, the lecturers presented the research findings of each subproject of this year as well as shared experiences. The training course focused on 4 topics, including (1) studies on criticality safety, (2) studies on structure integrity, (3) studies on heat transfer, (4) studies on radiation shielding. Except for knowledge transfer and sharing, enlightening young generations/ students to engage in nuclear back-end operation, management and regulation through this training course was also the goal to the organizer.

Keywords: dry storage, training course, criticality safety, structure integrity, heat transfer, radiation shielding

目錄

| | |
|-----------------------------|-----|
| 摘要..... | i |
| ABSTRACT..... | ii |
| 圖目錄..... | v |
| 表目錄..... | vii |
| 第一章、前言與目的..... | 1 |
| 1.1 研究背景與目的..... | 1 |
| 1.2 計畫標的設施..... | 3 |
| 1.2.1 標的用過核子燃料..... | 3 |
| 1.2.2 標的貯存護箱..... | 3 |
| 1.2.3 標的建物設施..... | 5 |
| 第二章、教育訓練..... | 7 |
| 2.1 課程規劃..... | 7 |
| 2.1.1 乾式貯存設施臨界訓練課程規劃說明..... | 9 |
| 2.1.2 乾式貯存設施結構訓練課程規劃說明..... | 9 |
| 2.1.3 乾式貯存設施熱流訓練課程規劃說明..... | 10 |
| 2.1.4 乾式貯存設施屏蔽訓練課程規劃說明..... | 11 |
| 2.2 講師介紹..... | 12 |
| 2.3 課程大綱..... | 21 |
| 2.3.1 臨界分析課程大綱..... | 21 |
| 2.3.2 結構分析課程大綱..... | 22 |
| 2.3.3 熱流分析課程大綱..... | 22 |
| 2.3.4 屏蔽分析課程大綱..... | 27 |
| 第三章、辦理教育訓練-執行記要與交流要點彙整..... | 31 |
| 3.1 臨界分析訓練..... | 31 |

| | |
|-----------------------|----|
| 3.2 結構分析訓練..... | 36 |
| 3.3 熱流分析訓練..... | 41 |
| 3.4 輻射屏蔽分析訓練..... | 48 |
| 3.5 教育訓練課程執行成果總匯..... | 54 |
| 第四章、結論與建議..... | 57 |
| 參考文獻..... | 58 |

圖目錄

| | |
|----------------------------------------------------------|----|
| 圖 1、HI-STAR 100 系統示意圖，(左)主體外觀、(右上)MPC 及(右下)外包裝設計[3]..... | 4 |
| 圖 2、標的貯存護箱之簡化幾何模型..... | 4 |
| 圖 3、標的建物設施貯存區與廠房結構剖面(紅色斜線)示意圖..... | 6 |
| 圖 4、郭文生講師授課照片..... | 32 |
| 圖 5、臨界安全評估相關法規介紹課程講義內容..... | 33 |
| 圖 6、臨界實驗資料 DICE 程式操作照片..... | 33 |
| 圖 7、臨界實驗-資料蒐集與整理經驗課程講義內容..... | 34 |
| 圖 8、林宗逸講師授課照片..... | 34 |
| 圖 9、假想設施的臨界安全分析講義內容..... | 35 |
| 圖 10、范政文講師授課照片..... | 37 |
| 圖 11、ASME 法規第三部內容架構介紹..... | 37 |
| 圖 12、護箱系統主要組件的結構設計法規..... | 38 |
| 圖 13、盧廷鉅講師授課照片..... | 38 |
| 圖 14、地震力的分析流程..... | 39 |
| 圖 15、廠房 RC 結構分析結果..... | 39 |
| 圖 16、乾貯護箱結構評估之案例研究過程與成果的介紹照片..... | 40 |
| 圖 17、護箱結構系統的有限元素分析模型..... | 40 |
| 圖 18、熱流課程之開場..... | 43 |
| 圖 19、熱流課程-曾永信博士擔任課程第 I 與 II 講師之照片..... | 43 |
| 圖 20、熱流分析技術發展之講義內容..... | 44 |
| 圖 21、熱流分析與審查經驗的回饋..... | 44 |
| 圖 22、熱流課程-陳彥旭博士擔任課程第 III 堂課講師與其攜來之 INER-HPS 模 | |

| | |
|----------------------------------------|----|
| 型照片..... | 45 |
| 圖 23、熱流課程-陳彥旭博士針對燃料周期與處理及應用之流程 | 45 |
| 圖 24、熱流課程-陳彥旭博士針對核一廠除役前之情境說明 | 46 |
| 圖 25、熱流課程-陳彥旭博士針對核二廠除役前之情境說明 | 46 |
| 圖 26、建議審查作業期間的應查核事項與順序..... | 47 |
| 圖 27、以火災案例作為不同分析小組間通力克服工程問題之案例..... | 47 |
| 圖 28、許榮鈞講師授課照片..... | 49 |
| 圖 29、輻射與物質作用講義..... | 49 |
| 圖 30、決定論法與蒙地卡羅法優缺點比較..... | 50 |
| 圖 31、邱一夫講師分享乾貯申照實例的經驗..... | 50 |
| 圖 32、乾貯設施申照審查整體流程..... | 51 |
| 圖 33、乾貯設施安全分析報告其他章節說明演示..... | 51 |
| 圖 34、賴柏辰博士生分享採用之模擬參數與模式設定對分析結果的影響..... | 52 |
| 圖 35、模擬參數與模式設定對護箱表面劑量率分布影響..... | 52 |
| 圖 36、標的設施周遭劑量率分布..... | 53 |
| 圖 37、許榮鈞主持人教育訓練課程開場介紹..... | 54 |
| 圖 38、參訓人員上課剪影..... | 55 |
| 圖 39、參訓人員上課剪影..... | 55 |
| 圖 40、課程後段討論環節剪影..... | 56 |
| 圖 41、教育訓練參訓人員留影..... | 56 |

表目錄

| | |
|----------------------|---|
| 表 1、標的貯存護箱之結構材料..... | 5 |
| 表 2、教育訓練課程規劃表..... | 8 |

第一章、前言與目的

1.1 研究背景與目的

我國核一廠的一號反應器機組運轉執照已於 107 年 12 月到期，而二號機組運轉執照則於 108 年 7 月到期，此二部機組在其 40 年運轉期間共產生約 7000 束燃料束的沸水式用過核子燃料，而為求除役作業順利，並負起用過核子燃料的中期貯存管理責任，台電規劃採用室內乾式貯存設施，符合國人之要求與期許。

考量我國乾貯設施之申照、審查與平行驗證等工作的執行，需要許多具有相關技術能力的專家協助，但是國內這方面的人才有限，加上近年面對的資深人員退休潮，如何協助國內有意進行乾貯設施安全分析、審查之學術或產業單位培育新血、建立並精進所需技術是一關鍵工作，這也是本計畫的目的，以利因應未來國內乾貯設施所需之安全審查與相關人才訓練，特別是針對臨界、結構、熱傳與輻射屏蔽等安全分析內容中的重要主題。

民國 107 年物管局為因應國內可能出現之室內乾貯設施申照作業之故，已著手進行管制文件之精進，於 108 年 1 月完成新版「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」(以下簡稱**審查導則**)的修訂並公告周知。其內容針對各項安全分析技術之細節進行了更細緻的審查與管制工作，讓國內未來的乾貯設施審查標準得以涵蓋各式室內設施之應查核範圍。此一審查導則的建立雖然讓審查規範更趨嚴謹，但另一方面亦使得有意進入相關領域的研究新血，或是產業單位可能因為技術壁壘難以克服。如何引導讓更多產、學、研單位新血順利投入乾貯安全分析與管制相關領域，傳承並精進此一領域之技術，明顯需要更多的技術交流機會與優質的訓練課程。

為能更進一步協助有意投入此領域分析之研究新血，建立其初步分析理論、技術與審查知識，本子項計畫 (五)遂規劃透過總計畫中所建構的四個分屬臨界、

結構、熱流與輻射屏蔽之技術團隊，以及一個以國內技術專家及資深同儕委員所具有之能量，進行教育訓練課程的規劃。並透過總計畫所設定裝有金屬護箱之混凝土廠房(以下簡稱**標的設施**)，作為本次教育訓練之分析對象，以協助參訓學員建立用過核子燃料乾式貯存設施安全分析基礎理論知識、並獲取安全分析、申照與審查之技術經驗。在有限的人力與時間框架下，本計畫所規劃的教育訓練內容其深度與廣度無法涵蓋全部，但預期透過此一特定目的的專業教育訓練，應該足以讓年輕研究新血有機會與管道和具有深厚技術與充足知識之國內資深專家交流，並為未來的發展與合作留下更多契機。

1.2 計畫標的設施

為了達成「108年核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究」計畫的目標，建立並精進室內乾貯安全分析平行驗證的技術能力，本團隊參考台電公司所提出之核能一廠除役計畫環境影響評估報告書[1]及相關資訊，選擇設定如下所述的標的設施，統一提供臨界、結構、熱流與輻射屏蔽等技術分項進行關鍵項目的安全分析。本節所述標的設施的幾何尺寸與材料性質與未來實際規劃可能不同，讀者不應直接引述相關數據與其它設施結果或法規限值進行比較，本研究僅著重於技術能力的建立以及觀察分析結果的特性與趨勢。本計畫設定之標的設施包含用過核子燃料、貯存護箱以及室內乾式貯存設施建物三個部分，分別描述如下。

1.2.1 標的用過核子燃料

本研究選定之標的用過核子燃料係參考台電公司核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告內容[2]，其燃料束型式為 GE 8x8-1，²³⁵U 初始濃縮度為 3.25 wt%，最大燃耗度為 36,000 MWD/MTU，在用過燃料池中最少冷卻 10 年。

1.2.2 標的貯存護箱

本研究選定之標的貯存護箱係參考美國 Holtec 公司 HI-STAR 100 系統，如圖 1 所示[3]，該系統內裝載多功能密封鋼筒 (Multi-Purpose Canister, MPC)，採 MPC-68 型式，可裝填 68 束 BWR 用過核子燃料束，包覆於外包裝 (Overpack) 金屬容器內，單一護箱設計熱負載為 17 kW。該系統之簡化幾何模型如圖 2 所示，其材料組成如表 1，由內而外分別為密封鋼筒 MPC (主要材質為不鏽鋼)、內殼、外殼、加馬吸收材 (主要材質為碳鋼) 與中子吸收材 (Neutron Shield Holtite-A)。護箱細部幾何與材質將依各子項需求作適當簡化。

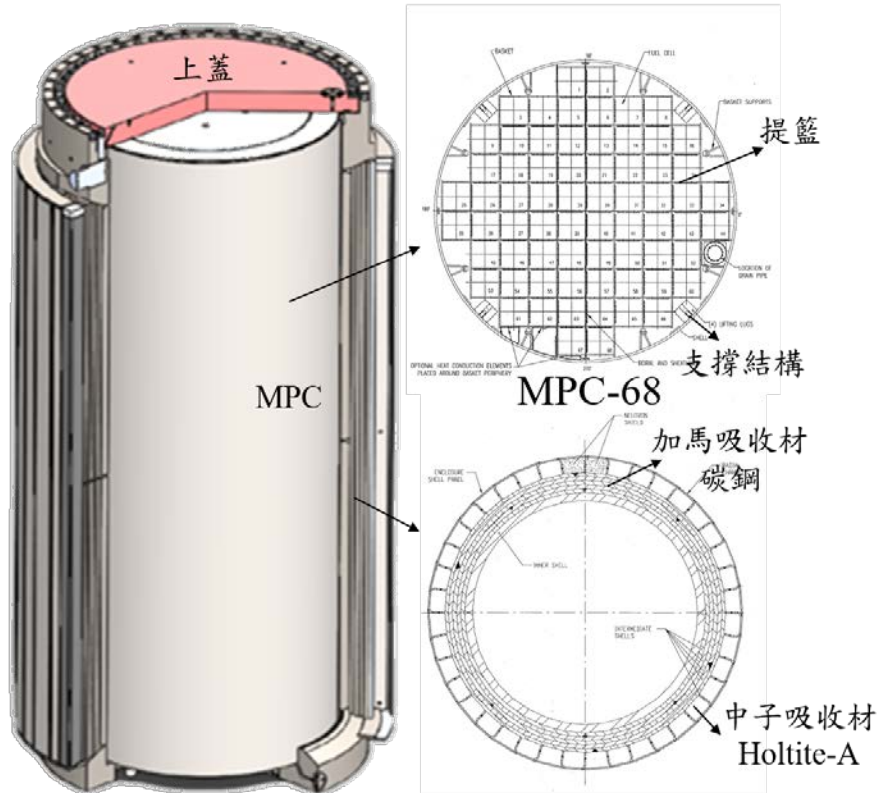


圖 1、HI-STAR 100 系統示意圖，(左)主體外觀、(右上)MPC 及(右下)外包裝設計[3]

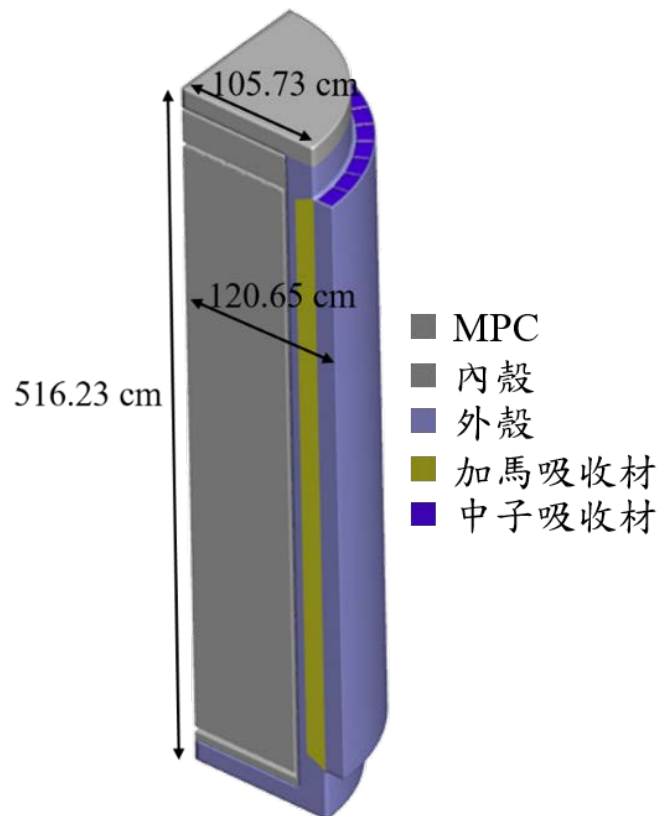


圖 2、標的貯存護箱之簡化幾何模型

表 1、標的貯存護箱之結構材料

| 元件 | 材質 |
|-------------|-----------|
| MPC | 不銹鋼 |
| 內殼、外殼、加馬吸收材 | 碳鋼 |
| 中子吸收材 | Holtite-A |

1.2.3 標的建物設施

本研究選定之標的建物設施係參考台電公司核能一廠除役計畫環境影響評估報告書[1]及相關資訊，主體為混凝土建物，如圖 3 所示，其長為 60 m、寬為 36 m、煙囪高度為 16 m，側壁厚度為 90 cm，頂部厚度為 45 cm。設施內部設計有 10 區貯放空間，每區可放置 12 組護箱，共 120 組護箱（設計目的為貯放全部核一廠用過核子燃料，約 7,400 束燃料，因此至少需要 109 組前述 HI-STAR 100 搭載 MPC-68 型式之護箱），設施中央留有 5 m 通道，作為運送護箱之走道及機具所需設計，分區間設有 90 cm 混凝土牆，協助增強整體設施結構與輻射屏蔽。各區外牆皆有自然對流之進氣通道，煙囪作為出氣通道，通道皆具有迷道設計，避免輻射直接滲流導致過高的輻射。

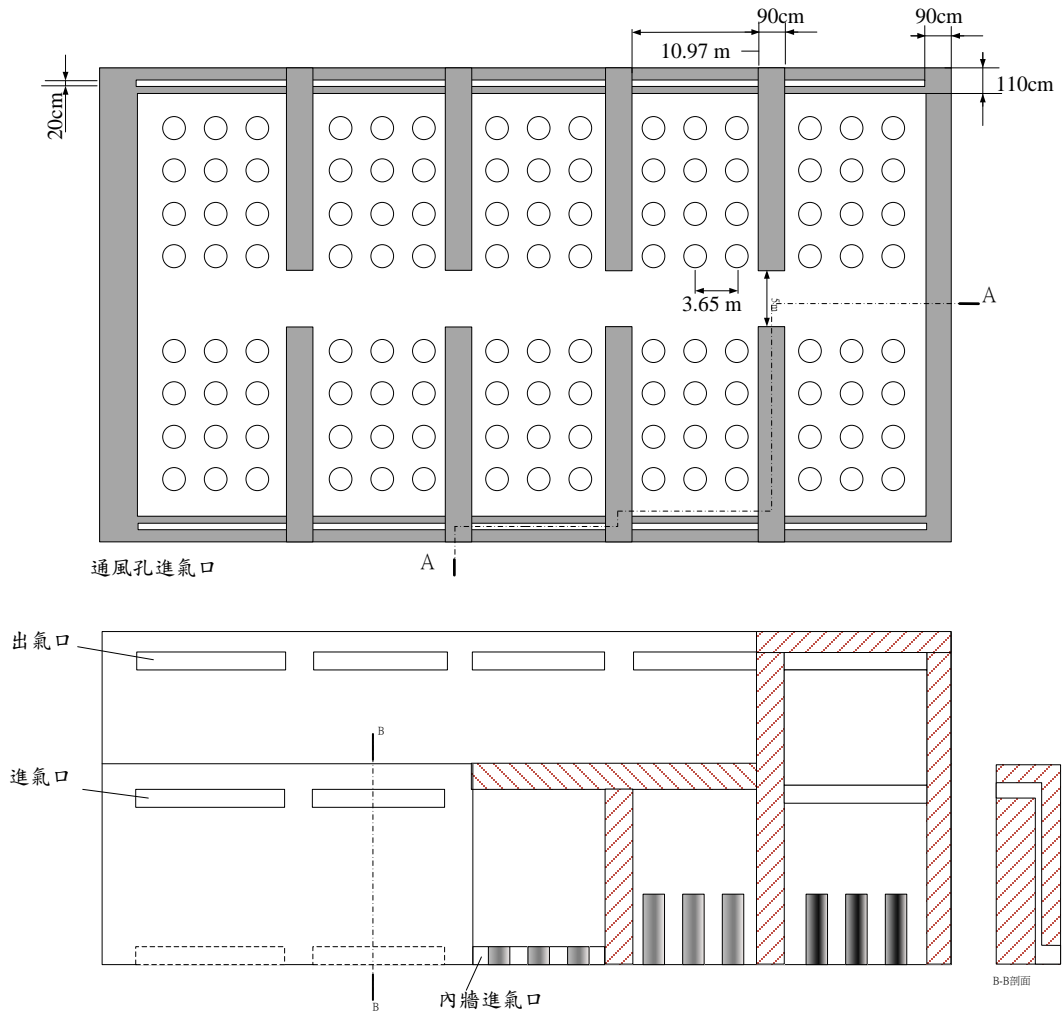


圖 3、標的建物設施貯存區與廠房結構剖面(紅色斜線)示意圖

第二章、教育訓練

2.1 課程規劃

參考台電公司核一廠除役計畫環境影響評估報告書的內容，台電公司依據第一期用過核子燃料乾式貯存護箱設計概念，包括混凝土護箱、混凝土模組及金屬護箱等，通則上預估金屬護箱具備高傳導熱的能力但其護箱表面劑量率較高，室內乾式貯存設施採用金屬護箱的設計概念進行輻射劑量影響評估可為具保守性之衡量指標。假設核一廠第二期室內乾式貯存設施採用鋼筋混凝土建物搭配金屬護箱的概念設計，預計貯存 7,400 束用過核子燃料，所需混凝土建物側牆厚度最大要求為 90 公分、建物屋頂厚度最大要求為 45 公分。據此本團隊建立一個假想設施模型(參考 1.2 節所述的標的設施)，並從臨界、結構、熱傳與輻射屏蔽的觀點進行評估，各分項內容包括蒐集國際間類似貯存設施分析案例、建立分析驗證的方法、執行審查導則中的要項分析、並提出假想設施安全評估報告精要及審查導則查核項目。本研究計畫執行所獲致的成果與經驗將有利於國內用過核子燃料室內乾式貯存設施的推動，並彙整相關成果與經驗成訓練教材，期望能進一步協助國內有意投入此領域分析之研究新血或團隊，使其具有技術發展所需之基礎理論、分析技術、工具使用能力與審查知識，以利強化我國核電廠除役用過核子燃料乾貯作業之安全管制並如期展開核電廠除役作業。

為能確保在有限時間內能協助參訓學員初步具有(1)基礎理論知識、(2)獲取安全分析、申照技術；(3)具有審查作業之執行經驗。經過本團隊與外部專家多次討論，本課訓練課程將分配四個技術子項(臨界、結構、熱傳與輻射屏蔽)各三小時的時間，逐一規劃如表 2 所示之課程。

表 2、教育訓練課程規劃表

| 10月28日 | 課程內容 | 講師 |
|-------------|-------------------------------|---------|
| 08:10~08:20 | 人員報到與講義領取 | 黃妍華、劉佳慧 |
| 08:30~09:30 | 用過核子燃料乾式貯存設施安全分析之臨界安全評估相關法規介紹 | 郭文生 |
| 09:30~09:45 | 中場休息與交流 | |
| 09:45~10:45 | 臨界實驗-資料蒐集與整理經驗* | 郭文生 |
| 10:45~11:00 | 中場休息與交流 | |
| 11:00~12:00 | 假想設施的臨界安全分析 | 林宗逸 |
| 12:00~13:00 | 午餐 | |
| 13:00~14:00 | 核能組件結構分析之法規要求與說明 | 范政文 |
| 14:00~14:15 | 中場休息與交流 | |
| 14:15~15:15 | 乾貯設施之耐震分析需求與案例研究 | 盧廷鉅 |
| 15:15~15:30 | 中場休息與交流 | |
| 15:30~16:30 | 護箱結構評估之案例研究* | 范政文 |
| 16:30~ | 資深業界講師講評 | |

| 10月29日 | 課程內容(第二天) | 講師 |
|-------------|-----------------------------|-----|
| 08:30~09:30 | 熱流分析基礎知識介紹/國際分析趨勢與分析方法驗證* | 曾永信 |
| 09:30~09:45 | 中場休息與交流 | |
| 09:45~10:45 | 參數、模式設定對熱流分析審查驗證之影響與案例研析* | 曾永信 |
| 10:45~11:00 | 中場休息與交流 | |
| 11:00~12:00 | 簡介用過核子燃料的熱流分析 | 陳彥旭 |
| 12:00~13:00 | 午餐 | |
| 13:00~14:00 | 混合式遷移計算方法在乾式貯存輻射安全分析的應用 | 許榮鈞 |
| 14:00~14:15 | 中場休息與交流 | |
| 14:15~15:15 | 用過核子燃料乾式貯存輻射屏蔽安全分析實例 | 邱一夫 |
| 15:15~15:30 | 中場休息與交流 | |
| 15:30~16:30 | 參數、模式設定對輻射屏蔽分析審查驗證之影響與案例研析* | 賴柏辰 |
| 16:30~ | 資深業界講師講評 | |

2.1.1 乾式貯存設施臨界訓練課程規劃說明

乾式貯存設施臨界訓練課程將會以乾貯系統之臨界分析工作進行教案規劃，在三個小時的課程中說明以下項目。

1. 乾式貯存設施的臨界安全評估相關法規
2. 臨界實驗資料說明
3. 乾貯系統之臨界分析項目及分析結果

前兩項課程將邀請核能研究所郭文生博士，說明審查導則內針對乾貯系統的臨界安全分析所需涵蓋及計算之工作，並且說明有關於進行臨界計算工具的準確性驗證所需採用之臨界實驗資料，並且本計畫臨界分析子項計畫主持人說明以本計畫之假想設施進行之臨界分析結果，可與審查導則進行對應。透過此三堂課程期能有助於課程學員能夠充分了解審查單位如何確保乾貯系統的臨界安全。

2.1.2 乾式貯存設施結構訓練課程規劃說明

在結構評估的課程規劃方面，主要是依照一般結構分析的要素，包含分析模型的建立、負載組合的設定、應力分類與接受準則等項目的法規要求與分析方法做一介紹，搭配本計畫所完成的分析結果以範例說明的方式來呈現結構評估的流程與要點。課程內容依照授課時間與授課重點分成三個主題，依序是

1. 核能組件結構分析之法規要求與說明
2. 乾貯設施之耐震分析需求與案例研究成果說明
3. 護箱結構評估之案例研究成果說明

上述授課主題的內容大綱將在後續章節做比較詳細的介紹。

藉由本次的課程訓練，希望能使與會學員能對室內乾貯設施的結構評估流程與要素有初步的認識，並且藉由學員或專家的提問與討論，對國內產官學界在室內乾貯設施的結構分析方面，提升技術研究和審查的能力與凝聚申照審查共識，

達到教學相長的目的。

2.1.3 乾式貯存設施熱流訓練課程規劃說明

熱流子項針對審查導則所載之應分析工作，進行一系列的模型發展與平行驗證後，目前已完成部份裝載及貯存案例之分析。執行期間深感在同一套分析模型下，透過參數之設定即可獲取各項安全分析報告內容；因此若要能確保分析結果之可靠度，則分析者必須對各項熱流知識有所瞭解，並逐一深入分析實務之細節。因此依據教育訓練之課程規劃，擬就第一階段之課程『熱流分析基礎知識介紹/國際分析趨勢與分析方法驗證』講授以下內容：

1. 基礎熱流理論乾貯熱流分析之應用；
2. 提籃、燃料束等效熱阻、多孔性材質處理與輻射熱傳；
3. 模式代碼化作業與結果測試；
4. 國際分析技術趨勢與分析方法驗證；

而在完成上述資訊之講授後，本研究擬透過更深入的討論『參數、模式設定對熱流分析審查驗證之影響與案例研析』此課程來進行以下知識的傳達：

1. 分析模式的規劃與假設處置；
2. 分析方法選用(數值分析、解析解還是工程評估)；
3. 暫態、穩態與擬穩態之選擇；
4. 傳送作業、貯存階段與意外事故分析(含內部壓力評估)

其主要目的在令參訓者可以了解各個分析工作者因為其資源、評估邏輯與需求，分析標的以橫向分析資訊的交流而採取不同的處理方式，以期讓參訓者可以體會實際分析工作中可能採取方法的多變性。而透過第二堂課的分析工作體驗後，本訓練課程將針對與熱流分析相關的「分析結果審查與導則查核」等知識進行交流，而此部分課程將針對以下重點進行規劃：

1. 分析結果的檢核與資料處理；

2. 新版審查導則熱流分析之重點與達成方式；
3. 實際申照與審查經驗交流。

綜合以上所述，熱流分析工作希望透過有限的訓練課程時間，協助分析人員/審查人員，從最基礎的熱流知識與學理的角度來解析問題或是分析結果，並讓其具有判定合適與否之能力。


2.1.4 乾式貯存設施屏蔽訓練課程規劃說明


乾式貯存設施輻射屏蔽分析相關之訓練課程，擬定下列三部分內容：第一階段課程為『混合式遷移計算方法在乾式貯存輻射安全分析的應用』，講授混合決定論法與蒙地卡羅法的遷移計算方法 (Hybrid Deterministic/Monte Carlo Methods) 在乾式貯存輻射安全分析的應用。第二階段之課程，將邀請核能研究所保健物理組的邱一夫助理研究員，分享『用過核子燃料乾式貯存輻射屏蔽安全分析實例』，講授其自身在國內乾貯案例分析實務經驗。第三階段課程為『參數、模式設定對輻射屏蔽分析審查驗證之影響與案例研析』，針對一個實際的乾貯護箱案例，兩種不同程式進行表面劑量率分析比較，採用之模擬參數與模式設定對分析結果的影響，展示平行驗證的過程；針對今年度計畫執行室內乾貯案例屏蔽分析經驗作分享，及演示如何應用新版本的審查導則協助分析驗證。

2.2 講師介紹

本訓練課程所邀請之講師學經歷如以下簡歷表所示。


| | | |
|-------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------|
|  <p>許榮鈞 博士</p> | 學歷 國立清華大學 工程與系統 科學系 博士 | 專長 ● 輻射遷移計算與應用 ● 保健物理與輻射屏蔽 |
| | 經歷 國立清華大學核工所 教授(2015/08~) 國立清華大學核工所 副教授(2011/02~2015/07) 國家同步輻射研究中心輻安組 組長(2006/01~2007/07) 國家同步輻射研究中心輻安組副研究員(2005/01~2011/02) 國家同步輻射研究中心輻安組助研究員(1993/07~2004/12) | |
| | 乾貯相關經驗 <ul style="list-style-type: none"> ● 原能會物管局委託研究計畫(106FCMA013)：精進用過核燃料室內乾式貯存設施安全審查技術之研究，總主持人。 ● 原能會物管局委託研究計畫(105FCMA009)：除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存安全管制技術，總主持人。 ● 科技部原子能合作研究計畫(MOST 106-2623-E-007-001-NU)：反應器周遭三維中子通量計算及靈敏度量分析，主持人。 ● 原能會(AEC105A3015EJ)：核能安全及前瞻技術之強化研究，分項四子計畫一共同主持人。 ● 原能會物管局委託研究計畫(104FCMA018)：精進用過核子燃料貯存輻射安全驗證方法研究與案例測試，主持人。 ● 原能會(AEC104A0235EJ)：核能技術及後端處置之安全強化研究，分項四子計畫一主持人。 ● 原能會物管局委託研究計畫(103FCMA015)：國際用過核子燃料運送輻射安全案例研析，主持人。 ● 原能會(AEC10309037L)：前瞻核能安全技術研究暨國際合作，子計畫一協同主持人。 ● 原能會物管局委託研究計畫(103FCMA001)：核一廠乾式貯存熱測試護箱系統表面劑量率的分析研究，主持人。 | |


| | | |
|---------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------|
|  林宗逸 博士 | 學歷 國立清華大學 核子工程與 科學研究所 博士 | 專長 ● 核反應器爐心中子物理 ● 粒子遷移及臨界計算 |
| | 經歷 核能與新能源教育研究協進會 專案工程師 禾榮科技 資深工程師 核能研究所 助理工程師 | |
| | 乾貯相關經驗 ● 原能會物管局委託研究計畫(108FCMA003)：108年核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究，共同主持人。 ● 原子能委員會委託研究計畫(107A3005EJ)：核能電廠安全技術強化研究及國際合作，博士生兼任助理。 ● 原子能委員會委託研究計畫(106A3008EJ)：核能技術及核電廠除役之安全強化研究，博士生兼任助理。 | |


| | | |
|---------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
|  郭文生 博士 | 學歷 美國麻省理工學院核子工程博士 美國麻省理工學院核子工程工程師/碩士 國立清華大學核子工程碩士 中正理工學院學士 | 專長 <ul style="list-style-type: none"> ● 核反應器物理 ● 核臨界安全分析 ● 蒙地卡羅分析法 ● 沸水式反應器爐心分析計算 |
| | 經歷 核能研究所研究助理、助理研究員、副研究員 | |
| | 乾貯相關經驗 <ul style="list-style-type: none"> ● 台電公司委託計畫「沸水式核能電廠用過燃料池安全分析技術之建立與應用」計畫主持人 ● 核能研究所 TRR 燃料池鈾粉收集罐及熱室安定化爐之臨界安全分析 ● 核能研究所申請換發核子燃料貯存設施運轉執照之臨界安全分析 | |

| | | |
|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------|
|  范政文 博士 | 學歷 國立成功大學 航太工程學系 博士 | 專長 ● 結構應力分析 ● 結構疲勞壽命評估 |
| | 經歷 | |
| | 工業技術研究院材化所 研究員(2011/02~迄今) 永達技術學院機械工程學系 助理教授(2002/10~2010/07) 工業技術研究院航太中心 工程師(1998/11~2002/10) | |
| 乾貯相關經驗 | | |
| <ul style="list-style-type: none"> ● 原能會物管局委託研究計畫(108FCMA003)：108年核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究，共同主持人。 ● 原能會物管局委託研究計畫(106FCMA013)：精進用過核燃料室內乾式貯存設施安全審查技術之研究，共同主持人。 | | |

| | | |
|---------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------|
|  盧廷鉅 博士 | 學歷 國立交通大學 機械工程學 系 博士 | 專長 ● 固力分析 ● 結構分析 |
| | 經歷 工業技術研究院材化所 工程師(1996/02~迄今) | |
| | 乾貯相關經驗 ● 原能會物管局委託研究計畫(108FCMA003)：108 年核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究，共同主持人。 ● 原能會物管局委託研究計畫(106FCMA013)：精進用過核燃料室內乾式貯存設施安全審查技術之研究，共同主持人。 | |

| | | |
|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------|
|  曾永信 博士 | 學歷 國立清華大學工程與系統 科學系 博士 | 專長 ● 計算流體力學分析 ● 乾式貯設施熱流安全分析 |
| | 經歷 | |
| | 清華大學 原子科學技術發展中心 二等核能師 原子科學技術發展中心 三等核能師 工程與系統科學系 博士後研究員 核能研究所 工程師 | |
| 乾貯相關經驗 | | |
| <ul style="list-style-type: none"> ● 原能會物管局委託研究計畫(106FCMA013)：精進用過核燃料室內乾式貯存設施安全審查技術之研究，共同主持人。 ● 原能會物管局委託研究計畫(107FCMA005)：核一廠室外乾式貯存設施之熱傳對周圍環境影響研析，共同主持人。 ● 原能會物管局委託研究計畫(105FCMA009)：除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存安全管制技術，共同主持人。 ● 原能會物管局委託研究計畫(105FCMA002)：乾貯系統密封鋼筒再包封可行性之熱流評估，共同主持人。 ● 原能會物管局委託研究計畫(106FCMA003)：精進我國用過核子燃料乾式貯存設施安全審查規範之研究，研究人員。 ● 原能會物管局委託研究計畫(101FCMA005)：假設複合式災害情節對乾式貯存設施營運影響分析，共同主持人。 ● 原能會物管局委託研究計畫(101FCMA004)：核二廠用過核子燃料乾式貯存設施熱傳安全驗證研究，共同主持人。 ● 撰寫核二廠 1 期乾式貯存設施安全分析報告 6.3 節，主要撰寫人。 ● 計算流體力學應用於乾式貯存設施熱流分析方法論發展，技術發展人。 | | |

| | | |
|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------|
|  <p>陳彥旭 博士</p> | 學歷 | 專長 |
| | 國立清華大學 工程與系統科學系 博士 | <ul style="list-style-type: none"> ● 核電廠圍阻體熱流分析 ● 用過燃料相關熱流分析 ● 計算流體力學分析 |
| | 經歷 | |
| | 核能研究所 薦任副研究員 | 105/06 至今 |
| | 薦任助理研究員 | 102/02~105/06 |
| | 薦任研究助理 | 101/01~102/02 |
| | 國防役工程師 | 97/01~101/01 |
| 乾貯相關經驗 | | |
| <ul style="list-style-type: none"> ● 核能研究所計畫：核四廠圍阻體熱水流執照分析技術發展，計畫主持人。 ● 核能研究所計畫：龍門電廠圍阻體熱水流分析方法論法制化與應用，計畫主持人。 ● 核能研究所計畫：沸水式核能電廠用過燃料池安全分析技術之建立與應用，協同主持人。 ● 核能研究所計畫：核能電廠安全分析技術運轉支援應用，圍阻體分析技術負責人。 ● 核能研究所計畫：核一廠中幅度功率提昇技術服務案，研究人員。 ● 核能研究所計畫：核二廠中幅度功率提昇技術服務案，研究人員。 ● 核能研究所計畫：核二廠燃料池擴充技術服務案，安全分析報告第四章熱流分析撰寫人。 ● 核能研究所計畫：BWR 高燃耗及受損燃料乾貯申照技術發展，熱流分析負責人。 | | |

| | | |
|------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------|------------------------------------------------------------------------------------|
|  | 學歷 | 專長 |
| | 國立清華大學 工程與系統科學系 碩士 | <ul style="list-style-type: none"> ● 輻射遷移計算與應用 ● 保健物理與輻射屏蔽 |
| | 經歷 | |
| 邱一夫 研究員 | 行政院原子能委員會核能研究所 助理研究員 | |
| 乾貯相關經驗 | | |
| <ul style="list-style-type: none"> ● 參與核一乾貯設施屏蔽安全分析報告撰寫 ● 參與核二乾貯設施屏蔽安全分析報告撰寫 | | |

| | | |
|----------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------|
|  <p>賴柏辰</p> | 學歷 國立清華大學 工程與系統科學系 碩士 | 專長 ● 輻射遷移計算與應用 ● 保健物理與輻射屏蔽 |
| | 經歷 國立清華大學核工所 博士生(2015/08~) | |
| | 乾貯相關經驗 <ul style="list-style-type: none"> ● 原能會物管局委託研究計畫(106FCMA013)：精進用過核燃料室內乾式貯存設施安全審查技術之研究，博士生兼任助理。 ● 原能會物管局委託研究計畫(105FCMA009)：除役核電廠用過核燃料室內乾式貯存安全管理技術，博士生兼任助理。 ● 原能會物管局委託研究計畫(104FCMA018)：精進用過核子燃料貯存輻射安全驗證方法研究與案例測試，博士生兼任助理。 ● Advanced RESRAD-ONSITE & RESRAD-OFFSITE and RESRAD-BIOTA 訓練課程 結訓 | |

2.3 課程大綱

本教育訓練期末(成果)報告將彙集各項技術研究成果、分析模式以及教案，以作為訓練課程講義之參考，以下將依各技術子項進行分節，並對其課程大綱進行說明。

2.3.1 臨界分析課程大綱

臨界分析課程大綱說明如下：

(1) 用過核子燃料乾式貯存設施安全分析之臨界安全評估相關法規介紹

1. 前言：說明用過核子燃料乾式貯存設施種類及國際間狀態。
2. 用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則：說明此審查導則內與臨界分析有關之章節。
3. Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems at a General License Facility, NUREG-1536 Revision 1: 說明美國核管會的審查導則中，與臨界分析有關之章節。
4. 總結：簡單說明主管機關的審查程序。

(2) 臨界實驗-資料蒐集與整理經驗

1. 資料來源：說明如何取得臨界實驗的相關資料。
2. 文獻資料內容舉例：說明臨界實驗的重要內容，依此來進行臨界計算工具的模型建立。
3. MCNP6 (Monte Carlo N-Particle)附的臨界實驗輸入檔：說明如何取得現有臨界實驗之 MCNP 輸入檔。

(3) 假想設施的臨界安全分析

1. 標的設施共同資訊：說明標的設施的重要參數。
2. 臨界安全分析 k_{eff} 要求：說明本研究採用之保守 k_{eff} 計算方式。

3. 臨界計算工具及驗證: 說明本研究如何進行臨界計算工具之驗證。
4. 臨界分析方法: 說明本研究針對假想設施的臨界分析結果。
5. 對應審查導則: 說明本研究與審查導則的對應情形。
6. 總結: 說明本研究的成果, 此假想乾貯設施可符合審查導則之次臨界要求, 並提出臨界分析時須注意之事項。

2.3.2 結構分析課程大綱

本次訓練課程內容分成三個主題進行, 各個主題的課程大綱簡介如下

1. 核能組件結構分析之法規要求與說明
 - ASME 核能法規架構簡介
 - 護箱主要結構組件之設計法規要求
 - 應力分類與檢核準則
2. 乾貯設施之耐震分析需求與案例研究成果說明
 - 設計地震力需求
 - 地震反應譜與人工地震歷時轉換
 - 乾貯設施廠房之設計案例研究
3. 護箱結構評估之案例研究成果說明
 - 護箱結構組件的有限元素模型建立
 - 負載形式與負載組合的說明
 - 分析結果與應力檢核

2.3.3 熱流分析課程大綱

依據 2.1.3 課程規劃所擬定之內容, 熱流分析課程 I 擬教授項目之課程大綱可概述如下:

1. 課程(I-1): 熱流分析基礎知識介紹/國際分析趨勢與分析方法驗證

熱流分析如同一層表皮，需依附在不同課題上進行應用，並依據擬研究課題的特性而變化；透過探討其源項、沉項與熱傳路徑上的機制與性質，即可依據工程/研究上所需之分析標的(如通量分佈、溫度限值等)，但無論如何熱傳分析的本質與核心知識並無任何的改變。乾式貯存設施的熱流分析亦是如此，雖然繁複且設計各有不同，但於熱流分析時仍僅需依循基礎的熱流理論為之，並瞭解其源項、沉項、熱傳機制與材料性質即可：

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho E) + \nabla \cdot [\vec{v}(\rho E + p)] = \nabla \cdot (\kappa_{eff} \nabla T) + S_h$$

此外，若進一步考慮乾貯設施具有的自然對流，則分析中尚需將質量守恆方程式、動量守恆方程式納入描述，方能對乾貯設施的實際熱流特性進行探討，但由於各分析人員可能在不同的考量下(如分析工具、分析資源)而對流場移熱特性進行假設與取捨，本課程中亦將探討其各項之作用並進行取捨的影響探討：

質量守恆方程式

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \nabla \cdot (\rho \vec{v}) = 0$$

動量守恆方程式

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho \vec{v}) + \nabla \cdot (\rho \vec{v} \vec{v}) = -\nabla p + \nabla \cdot (\bar{\tau}) + \rho \vec{g} + \vec{F}$$

相較於護箱內的自然對流或有部分分析者為求簡化與保守而加以忽略；但護箱中的輻射熱傳在部分作業程序下(如真空乾燥)，將成為主要熱傳機制，故逕行忽略時將導致分析結果極度保守而無法滿足實際作業需求。輻射熱傳雖可透過最為簡易的式子進行輻射熱傳之計算：

$$Q = A\sigma\epsilon F(T_w^4 - T_s^4)$$

但實際上乾貯設施所具有的複雜構造，以及護箱列置所造成的視因子 F ，才是讓整體輻射熱傳在實際分析工作上造成阻礙的主因。而為能克服此

點，目前許多的處理方法可以利用相似幾何之視因子計算或是不同的數值方法來進行求解。各式方法的特色與限值亦將於本課堂上逐一介紹，常見的包括有：S2S 法，求解兩兩網格面間的視因子並記錄為矩陣以供求解時使用；DO 模式法，不直接計算視因子，以求解傳輸方程式來計算輻射熱傳；而兩法之間各有優劣，將於課程中加以比較。

2. 課程(I-2)：提籃、燃料束等效熱阻、多孔性材質與輻射熱傳處理

乾貯設施內部結構雖然複雜，但彼此間具一定程度的重覆性與周期性；而針對此一結構細致，但高於熱流影響卻相對單純的區域，若耗用大量計算資源進行求解往往會導致計算成本的增加，卻又無法顯著增進分析的精確性；因此如何透過單純的熱阻概念，將其簡化為均質材料即是本項課程的主要目的。

另外，不同於燃料提籃，燃料束因為存在有熱源，因此單純使用熱阻估算方式將無法獲得合理的燃料護套溫度。此外，在簡化燃料束之時，為了能充分掌握該區域所具有的軸向對流等性，亦需要透過多孔性材質的假設求得其等效流阻；因此本項課程將透過已建立之簡化模型，讓學員進行求解計算與數據處理，進而讓學員瞭解到各項均質化係數的處理精神。

最後，針對輻射熱傳計算所獲得的視因子，如何在不同的方法論中加以結合使之成為合理的邊界條件，亦將本項課程的重點。

3. 課程(I-3)：模式代碼化作業與結果測試

上述各項處置、簡化與等效性質計算後，最重要的關鍵即是加將其加以量化，並利用 FLUENT 所具有的“使用者自定函數”功能，將其轉化為程式碼，並代入分析模型中。此外，各項的邊界條件在代碼化後，往往不再具有直觀性而可以透過文件的審查確認其正確與否，故在講述上述代碼化的工作後，本課程亦將說明，各項測試的經驗與技巧。

4. 課程(I-4)：國際分析技術趨勢與分析方法驗證

透過上述的準備工作，整體用於乾貯分析所需的熱流方法論已大致成形，但這些方法是否符合國際或國內業界的使用習慣，抑或存在難以執行的盲點，則可進一步透過本項子題的國際技術檢視來加以瞭解。

而在完成上述方法論發展的討論後，相關分析技巧與程式碼實際上係能應用於各式乾貯分析工作，只需導入合適的分析模型即可進行安全分析；因此本熱流分析課程 II “參數、模式設定對熱流分析審查驗證之影響與案例研析” 擬教授項目之課程大綱可概述如下：

5. 課程(II-1)：分析模式的規劃與假設處置

不同於之前的方法論建立主要係針對熱流機制與數值模式進行探討，分析模式的建立工作主要則是考量不同乾貯設施設計上的幾何參數，因此如何從眾多的幾何資訊中挑選必要參數，並依據實際作業據以擬定合適的邊界條件將是影響分析結果涵蓋性的重要關鍵。此外，在設計分析的過程中往往可能存有設計資料的缺漏，而如何從未明述之資訊中以合理的工程評估、假設補足分析所需的設計參數，並瞭解該假設、簡化可能導入的保守度才能確保分析之品質。

6. 課程(II-2)：分析方法選用(數值分析、解析解還是工程評估)

在分析模式的建構過程中，分析者往往已經逐漸對標的設施的熱流特性有一定程度的瞭解，且透過分析模式的試跑，分析者往往對於基準案例(如平均熱源配置的正常貯存案例)結果瞭然於胸，進而掌握了該系統可能具有的設計餘裕。

但值得注意的是，若不顧計算所需耗費的資源而將所有案例一味的加以求解，除了可能在系統出現局部設計變更時，讓所有分析結果付諸流水，更無法預先提供設計/分析團隊預估結果，而拖延作業進度。因此如何在

掌握少量的分析結果的同時即策略性的選用不同分析方法來探討各項案例，將是本項目講授的重點；而為能呈現此一分析策略的應用，本堂課進行以下案例的探討：正常貯存之於溫度異常事故、火災事故之工程評估、裝載作業階段與正常貯存階段的比對。

7. 課程(II-3)：暫態、穩態與擬穩態之選擇

各項分析工作之目的在於瞭解系統是否會出現超出設計限值之狀況，因此若分析者可以意識到各項貯存或作業條件下的熱流特性差異，則可以儘可能選擇以最為經濟的穩態分析來進行案例探討。但若穩態分析無法達成時，該如何規劃暫態分析，抑或是將暫態分析略作變化，使其成為擬穩態之狀況以簡化分析之概念，將會是本項目的講授重點。

8. 課程(II-4)：傳送作業、貯存階段與意外事故分析(含內部壓力評估)

在完成以上的分析工作後，熱流分析人員往往已經完成了專章所需之案例評估，但在許多的分析實務中，熱流分析者亦同時肩負著提供熱流分析結果給結構設計或是運轉作業人員關鍵資訊之角色，而本項課目將針對熱流分析者如何提供所需資訊給分析團隊之各項細節。

9. 課程(II-5)：分析結果的檢核與資料處理

現今，計算流體力學(Computational Fluid Dynamics, CFD)往往擔任乾貯熱流分析主要工具的角色，但部分安全分析報告往往僅著重於結果之量化呈現，而讓新進的分析人員忽略了檢核分析結果的重要性與方法，因此如何確認所獲得分析結果的正確性，並避免讓 CFD 變成了 Colorful Fluid Dynamics 即是本項的工作目標。

10. 課程(II-6)：新版審查導則熱流分析之重點與達成方式

在完成上述的分析工作，並確認了分析結果的正確性後，如何在安全分析報告內呈現導則所要求的資訊將有助於審查工作的進行；因此本項課程將針對安全分析報告中熱流分析應呈現之部分逐一介紹，並說明各項

分析時建議選用之方法、參數。

11. 課程(III-3)：簡介用過核子燃料的熱流分析

最後，為能令參與的學員能吸收來自於業界的寶貴經驗，本計畫已邀請任職於核能研究所的陳彥旭副研員來針對其參與之各項核後端相關之熱流分析進行交流分享，並帶領各業界專家前來與學員與講師進行交流並建立未來合作、溝通之管道。

2.3.4 屏蔽分析課程大綱

針對乾式貯存設施輻射屏蔽分析訓練課程三個主題，課程大綱簡介如下：

1. 混合式遷移計算方法在乾式貯存輻射安全分析的應用

本課程介紹混合決定論法與蒙地卡羅法的遷移計算方法 (Hybrid Deterministic/Monte Carlo Methods)在乾式貯存輻射安全分析的應用。乾式貯存設施的輻射屏蔽與劑量分析屬於大範圍深穿透輻射屏蔽的問題，特別是大型集中式室內乾式貯存設施，傳統的輻射遷移計算無法直接處理如此龐大規模的實際問題，有鑑於電腦速度提升與廉價可用的大量記憶體，更重要的是配合遷移計算技術的進展，現在已經有能力處理這樣困難的計算，值得國內引進並深入探討相關技術。本計畫中選用的計算程式為應用 FW-CADIS (Forward-Weighted Consistent Adjoint Driven Importance Sampling)理論的 SCALE (A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis)程式集內的 MAVRIC (Monaco with Automated Variance Reduction using Importance Calculations)，FW-CADIS 是一種進階混合決定論法與蒙地卡羅法的輻射遷移計算理論，也是 CADIS 理論的一種延伸。計算前期，在 MAVRIC 中先執行二次 DENOVO (A New Three-Dimensional Parallel Discrete Ordinates Code in SCALE)的決定論格點座標 (Discrete Ordinates, S_N)法

求得全區中子通率與伴隨通率，緊接利用伴隨通率產生射源粒子取樣參數與相空間的遷移參數，再以不同區域各自的中子通率再加權一次得到最後的射源粒子取樣參數與相空間的遷移參數，最後利用 MONACO (A Fixed-Source Monte Carlo Transport Code for Shielding Applications)有效的射源與相空間參數的加權執行蒙地卡羅計算。經過這個過程處理的蒙地卡羅計算非常有效率，因為在粒子遷移過程中有二次決定論法的初步結果做為蒙地卡羅粒子取樣與前進的參考。混合式遷移計算方法結合決定論法與蒙地卡羅法的優點，在大範圍深穿透輻射遷移計算有相當大的潛力與應用，可以直接由輻射源開始追縱，透過一次性的追縱計算求得整個大範圍空間的三維輻射通率分佈。基於電腦科技的快速進展與目前最先進的混合式遷移計算方法，這樣直接一次性的計算由傳統上的不可能變成可行，這類方法可大幅減少傳統分段接續計算所需假設造成的誤差，因此建立混合式計算方法相關的能力與處理技術可有多種潛在的重要應用，有利於提升國內核能與輻射安全分析的技術。

2. 用過核子燃料乾式貯存輻射屏蔽安全分析實例

此一課程規劃邀請核能研究所保健物理組的邱一夫助理研究員分享講授國內實際案例的分析經驗。國內核一、二廠內之用過核子燃料池（即溼式貯存）容量有限，不足以容納運轉執照效期 40 年之所有用過核子燃料，因此台電公司參照歐、美、日等核能先進國家之作法規劃於各廠址內興建乾式貯存設施，提供足夠時間做為除役與導向用過核子燃料最終處置方式之前的規劃。台電公司核一、二廠乾式貯存設施的設計，係引進經美國核管會核准之貯存護箱系統，再配合達到對廠界有效劑量不超過每年 0.05 毫西弗的承諾（我國現行法規每年 0.25 毫西弗的 1/5）所進行的屏蔽加強措施建置而成。核一、二廠第一期乾式貯存設施業經主管機關嚴格審查通過，本課程講師長期參與核一、二廠第一期乾式貯存設

施安全分析報告輻射屏蔽章節的計算與分析，雖然此二設施皆為室外型的設計，但其輻射屏蔽的基本精神與技術要求變化不大，相關實務經驗還是有很大的參考價值。實務經驗的分享有益於同行技術交流與經驗回饋，有利技術傳承與精進國內用過核子燃料乾式貯存輻射屏蔽安全分析與審查的能力。

3. 參數、模式設定對輻射屏蔽分析審查驗證之影響與案例研析

此課程講授兩部分內容：第一部分為參閱本團隊近期在知名期刊 Nuclear Engineering and Technology 發表之文獻，分享針對實際的乾貯護箱案例，兩種不同程式進行表面劑量率分析比較，採用之模擬參數與模式設定對分析結果的影響。本團隊針對核二乾貯 MAGNASTOR 護箱相關輻射屏蔽分析問題，系統地比較兩種混合式輻射遷移程式 ADVANTG (Automated Variance Reduction Generator)/MCNP 與 MAVRIC。兩者皆是基於第一階段課程介紹的 CADIS 理論，但應用在不同的蒙地卡羅程式上，主要針對兩程式在護箱表面劑量率結果作分析比較，並以一個沒有外加變異數降低技巧的 MCNP 程式結果作比較基準。ADVANTG/MCNP 與 MAVRIC 兩者應用 FW-CADIS 理論皆非常有效地改善整體護箱表面計分的計算效率，特別是光子的粒子遷移模擬上。應用粗略分群截面的 MAVRIC (27N19G) 與應用連續能量截面的 ADVANTG/MCNP 相比，MAVRIC (27N19G) 低估約 50% 的側邊中子劑量率，造成此結果的主因應為粒子截面多群近似所致。改以應用細部分群截面的 MAVRIC (200N47G) 與連續能量截面的 MAVRIC (CE) 結果，的確有效改善了上述差異，但 MAVRIC (CE) 與 ADVANTG/MCNP 採用相同的連續能量作用截面，兩者結果仍有 30% 的差異。最後發現造成此劑量率偏差的原因為兩程式針對混凝土內含有的 H 原子採用不相同熱中子散射處理所致。第二部分，實地演練今年度計畫標的設施輻射屏

蔽分析成果分享，並在最後演示如何利用已公告新版本的審查導則協助
確認安全分析報告內分析要項內容是否完整。

第三章、辦理教育訓練-執行記要與交流要點彙整

3.1 臨界分析訓練

臨界分析之教育訓練規劃為 108 年 10 月 28 日上午，由核能研究所郭文生博士說明(1)用過核子燃料乾式貯存設施安全分析之臨界安全評估相關法規介紹，以及(2)臨界實驗-資料蒐集與整理經驗，最後由本研究共同主持人林宗逸博士說明(3)假想設施的臨界安全分析。

在第一堂課程的法規介紹中，郭博士 (圖 4)說明原能會的審查導則內各安全評估項目與美國核管會 NUREG-1536 內稍有不同，但互相仍可對應，而且國際上已營運的乾式貯存設施有 131 座，以露天為主，露天與室內之比例約為 3:1。而室內乾貯設施以採用金屬護箱為多數，德國室內乾貯設施採用金屬護箱搭配混凝土廠房，英國室內乾貯設施則採用混凝土護箱搭配鋼構廠房，均可滿足法規之要求，同時說明安全評估報告審查的主要形式(圖 5)。

在第二堂課程的臨界實驗介紹中，由於我國並非 OECD 的會員國，因此無法取得有紀錄完整臨界實驗資訊的 ICSBEP (International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project)報告，僅能透過 ICSBEP 官網上提供的 DICE (Database for the International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project)程式篩選出相關的臨界實驗結果，若要自行模擬臨界實驗，則需蒐尋過往期刊紀錄，從中建立臨界計算工具之輸入檔。而目前若透過 RSICC 網站採購 MCNP 6.1 以後之版本，將隨附 WHISPER (Whisper: Sensitivity/Uncertainty-Based Computational Methods and Software for Determining Baseline Upper Subcritical Limits)程式並提供 1000 多個臨界實驗輸入檔，因此可透過 DICE 與 WHISPER 兩者相互參照來取得所需之臨界實驗資訊(圖 6、圖 7)。

最後第三堂課程對於假想設施的臨界安全分析，由林博士 (圖 8)說明遵循

審查導則之要求下，考量室溫 300K 及充水狀態下的保守假設，以及異常狀況、意外事故及自然災害下的可能情況(圖 9)，本計畫的假想設施之臨界安全分析可符合法規之要求，並提出對於護箱幾何模型之建立方式，若有進行簡化過程則仍須評估此簡化模型是否具備保守度，並且可簡化臨界計算的尺度至乾貯護箱範圍即可。



圖 4、郭文生講師授課照片

總結

- 臨界安全評估在SAR中雖然為一獨立章節，但其部分內容會與其他領域（如結構安全評估、意外事故安全評估等）有關。
- SAR的審查分為形式審查及實質審查；形式審查查核所遞送文件是否齊全，形式審查通過後則進行實質審查。
- 實質審查包括書面審查及審查會議，通常審查會議需召開數次才通過SAR。
- 審查會議中，管制單位會提出疑問，請照單位可口頭回覆或於下次審查會議前以書面回覆，有時請照單位須補做分析或提送補充資料。

25

圖 5、臨界安全評估相關法規介紹課程講義內容



圖 6、臨界實驗資料 DICE 程式操作照片

資料來源 – 國際公認最佳來源

The International Criticality
Safety Benchmark Evaluation
Project (ICSBEP) Handbook

2018 版

<https://www.oecd-nea.org/science/wpncs/icsbep/handbook.html>

我國不是OECD的會員國，無法
取得此手冊

改從文獻蒐集資料（缺點：年代
久遠，實驗數據未再經由後人檢
證，ICSBEP手冊則無此問題）

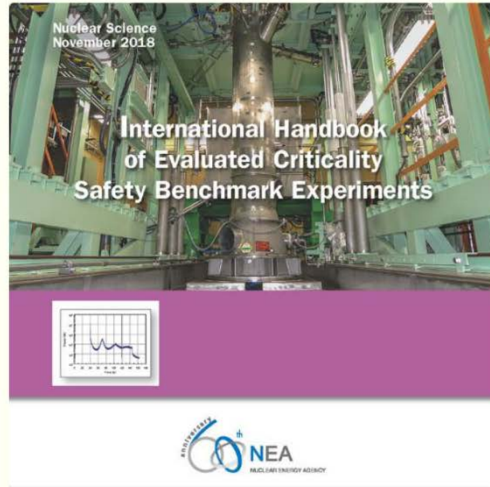


圖 7、臨界實驗-資料蒐集與整理經驗課程講義內容

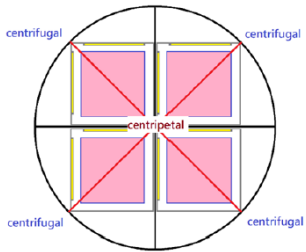
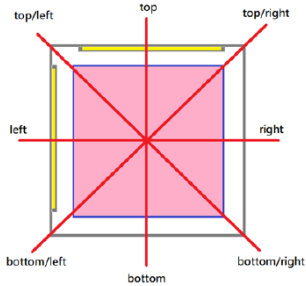


圖 8、林宗逸講師授課照片

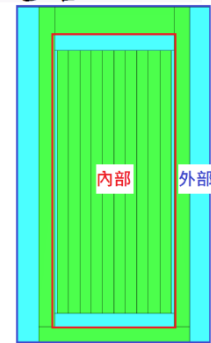


異常狀況、意外事故及自然災害

- 燃料偏移事件



- 淹水事件(內部淹水高度)



- 護箱移動事件(護箱間距過近→ 0 cm)

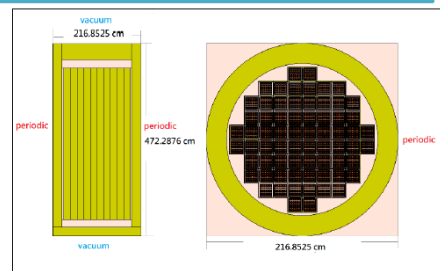


圖 9、假想設施的臨界安全分析講義內容

3.2 結構分析訓練

結構分析之教育訓練課程規劃在 108 年 10 月 28 日下午進行，課程內容分成三個主題，分別為：(1)、核能組件結構分析之法規要求與說明，(2)、乾貯設施之耐震分析需求與案例研究成果說明，(3)、護箱結構評估之案例研究成果說明，其中第(1)、(3)主題由工研院范政文博士主講，而第(2)主題則由工研院盧廷鉅博士主講。

第(1)個主題的內容 (圖 10)主要是介紹有關核能設備的法規架構與護箱系統的結構設計法規要求，以及應力檢核標準。在法規簡介中，針對最常被引用的 ASME Boiler and Pressure Vessel Code 說明其有關結構設計的架構(如圖 11)，使學員能對 ASME 的結構設計規範能有初步的認識，其次針對護箱系統主要組件的結構設計法規做一說明(如圖 12)。而在應力檢核方面，則介紹應力分類的簡單原理以及法規中相對應力分類的檢核標準。最後則播放美國 Hatch 電廠的乾貯設施簡介影片，使學員對乾貯設施以及其作業有更具體的認識。

第(2)個主題的內容 (圖 13)是有關乾貯廠房的耐震分析介紹，首先說明地震力的分析流程(如圖 14)，包含地震反應譜之頻譜轉換以及其檢核標準，同時依據「建築物耐震設計規範及解說」的規定說明核一廠的設計廠址地表水平加速度係數設定。接著介紹乾貯設施假想廠房的設計案例研究，包含了廠房分析模型的建立、結構耐震分析的結果，以及主要組件的結構設計檢核(如圖 15)。

第(3)個主題的內容 (圖 16)是有關乾貯護箱結構評估之案例研究過程與成果的介紹。首先說明研究標的 HI-STAR 100 護箱系統的結構組成與使用材質，以及根據護箱結構的設計資訊所建立的有限元素分析模型(如圖 17)，包括模型正確性的初步驗證過程與結果。接著介紹護箱系統在內壓負載與熱負載作用下的應力分析過程，包含負載的設定、以 ANSYS 分析軟體求出所需的應力強度，並根據分析所得的應力強度結果計算護箱系統的密封鋼筒(MPC)組件與外層護箱

(Overpack)的安全係數值，同時將 HI-STAR 100 護箱系統的安全分析報告(SAR)中相對應的安全係數值一併列出，做為參考比較。



圖 10、范政文講師授課照片



圖 11、ASME 法規第三部內容架構介紹

負載組合與應力接受準則(1/4)

◆ 組件設計準則與法規需求

| 組件 | 設計準則與法規需求 |
|-------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 密封鋼筒 | a. 密封鋼筒(不含提籃)係依據ASME B&PV Code, Section III, Subsection NB之規定。 b. 內部提籃組件係依據ASME B & PV Code, Section III, Subsection NG之規定。 |
| 混凝土護箱 | a. 混凝土護箱依據10 CFR 72之規定。 b. 混凝土護箱之意外事故分析主要依據ANSI/ANS 57.9之規定。 c. 混凝土護箱內襯製造之銲接，主要依據AWS D 1.1規範之規定。 d. 混凝土護箱(包括鋼筋)之設計主要依據ACI-349之規定，材料可採CNS國家標準。 |
| 傳送護箱 | a. 吊耳軸部分係依據ANSI N 14.6及NUREG 0612之規定。 b. 銲接部分係依據AWS D1.1及ASME IX之規定。 |
| 廠房結構 | 依據中華民國建築技術規則、ACI-349、AISC 360之規定。 |

圖 12、護箱系統主要組件的結構設計法規



圖 13、盧廷鉅講師授課照片

地震力分析方法簡介(2/7)

◆ 地震力分析流程：耐震一級地震力OBE與DBE

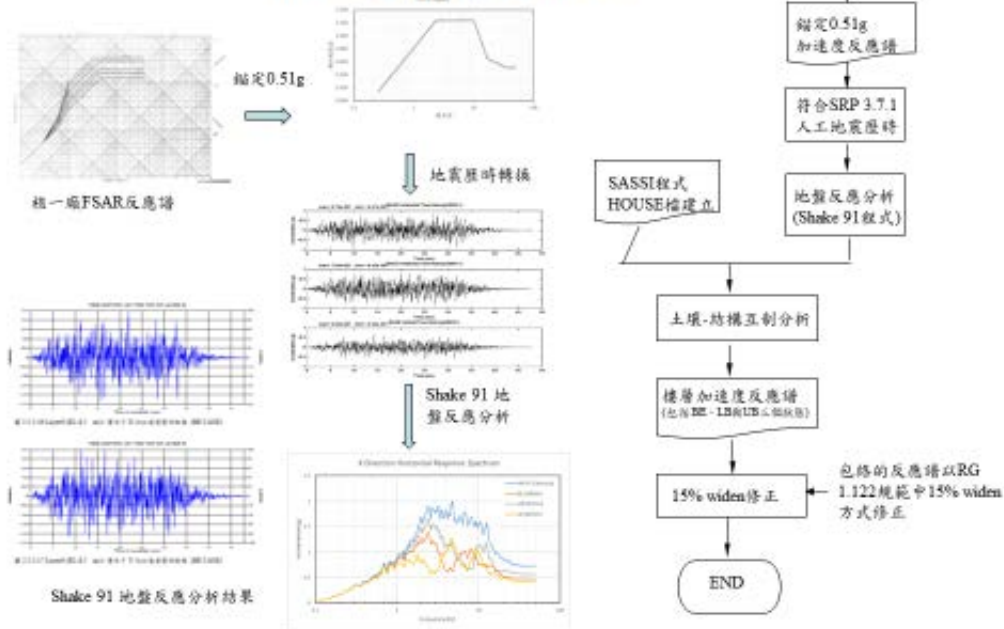


圖 14、地震力的分析流程

RC結構分析與設計檢核(3/4)

◆ 乾式貯存廠假設模擬的廠房RC斷面鋼筋設計結果

- 依據建築物耐震設計規範及解說— RC斷面鋼筋設計結果，見下圖

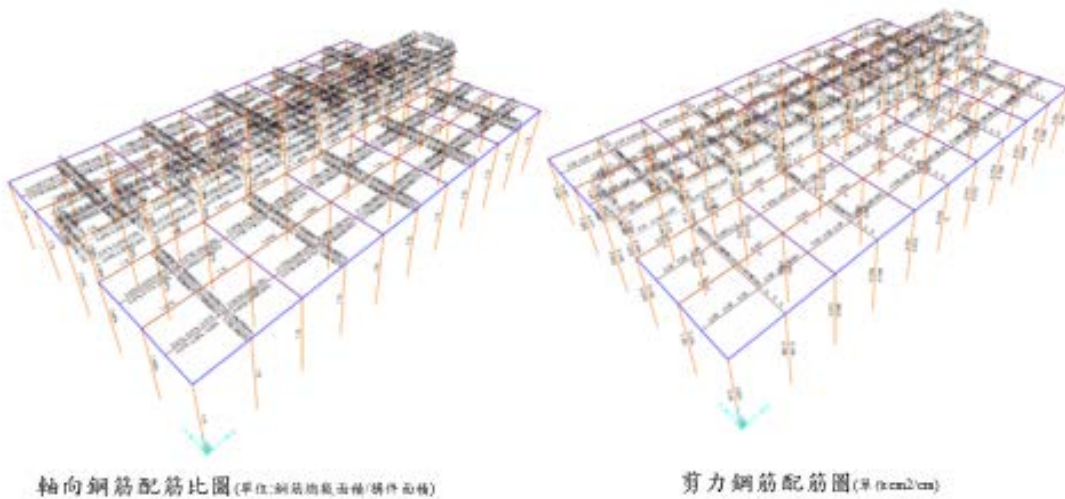


圖 15、廠房 RC 結構分析結果



圖 16、乾貯護箱結構評估之案例研究過程與成果的介紹照片

工業技術研究院
Industrial Technology Research Institute

有限元素模型說明(1/3)

- ◆ 以內壓負載100 psi為分析案例
- ◆ 建立有限元素模型模型

護箱結構

ANSYS軟體

外層護箱網格

MPC網格

燃料提籃網格

| 組成名稱 | 組成名稱 | 材料名稱 | 材料特性 | | 公差型號 | 公差編號 |
|------|---------|-----------|-------------|------|---------|-------|
| | | | 熱膨脹係數 (PPM) | 熱膨脹 | | |
| 中層筒體 | 封蓋 - 外殼 | SAS30 | 190.3 | 0.5 | | |
| | 內層 | SAS30-E | 190.3 | 0.5 | SAS30-E | 18511 |
| | 中間層 | SAS30GR70 | 202.3 | 0.5 | | |
| | 外層 | SAS30 | 190.3 | 0.5 | | |
| 筒身筒體 | 上蓋 - 外殼 | Alloy 31 | 194.02 | 0.27 | SAS30-E | 4602 |
| | 筒身 | Alloy 31 | 194.02 | 0.27 | | |
| 燃料筒體 | 燃料筒體 | Alloy 31 | 194.02 | 0.27 | SAS30-E | 12946 |

圖 17、護箱結構系統的有限元素分析模型

3.3 熱流分析訓練

熱流分析之教育訓練係於 108 年 10 月 29 日上午 8 點半展開，由本研究的共同主持人曾永信博士於自我介紹後展開(圖 18)，整體的講述主軸在於透過曾博士本人(圖 19)從一開始參與安全分析技術發展(圖 20)、安全分析報告撰寫乃至於轉換為審查人員的角色間切換所獲得的心得與經驗(圖 21)，講師於課堂上指出，如何明確的瞭解安全分析的核心目的而無需被分析技術所限制。而接續擔任第 III 堂課的陳彥旭博士，亦於課程中分享他從事所有有關核燃料後端熱流分析之經歷，並攜帶核研所自行製造的 INER-HPS 護箱縮尺模型供瞭解 (如圖 22) 並用探討用過核子燃料的循環周期(圖 23)，以及目前核一二廠目前待貯存燃料的狀況與原因(圖 24 與圖 25)。此外，課程執行中的重要心得與分享要點可以概述如下：

1. 乾貯設施的安全分析工作團隊間，實際上為緊密整合的；任何設計與分析的工程問題往往有多重解決方案；例如結構與熱流及臨界間往往可以透過合作之行政管制，排除掉安全分析中不甚可能發生且又難以分析的案例，因此建議學員應該多涉獵其他領域的知識。
2. 熱流分析因為緊密的與其他安全分析工作結合，因此若發生單一領域之設計變更工作時，往往會造成極為繁瑣的再分析需求的遞迴，此時如果管理/查核彼此間的共用資訊是分析、品質管理與審查人員皆需著重之處。
3. 為了避免上述因為緊密結合而導致的設計變更負擔，申照者往往可能採用較為鬆散的分析模式來含括可能的各種變更，而若能在安全分析執行前先透過完整的小組間討論與平行資訊交流，或可協助建立一個共同的簡化模型，進而容許各分析小組間一定的設計變更餘裕而無需修改模型。舉例而言，若 HI-STAR 可能存在因輻射屏蔽出現不符要求之狀況而修改 OVERPACK 之厚度，則熱流、結構、臨界等可能皆需同步進行修正。但

若在設計初期即考慮有此變更之可能，或可於熱流模式規劃時，先行設置可以彈性因應傳導熱阻之邊界條件時，將有助於改善分析之流程。

4. 安全分析的案例之間往往存在有許多的重複性與近似性，若能進一步透過熱流學理的討論與明確的安全論述來進行簡單的工程評估，再藉由相近的分析案例進行佐證，或許可以將分析能量集中於必要且關鍵的案例，達到最佳的安全管制與分析工作的平衡。
5. 隨著護箱設計的複雜化以及未來可能實際裝載時出現的參數變化，大量採用簡化模式或是代碼化的分析工具將是一種趨勢，此一技術雖然可以提供更強的參數設定能力以獲得更佳的分析結果，但另一方面也帶來了難以檢核之困擾，因此不論分析者、文件管理者以及安全審查者，皆需要透過一套完整且可以信賴的品質保證方案來確保這些可能不適合全數填列至安全分析報告的詳細資訊之正確性。
6. 綜上所述，無論基於品質管制、第三方驗證或是審查之角度進行安全分析結果之再檢核，應逐一就模式的設置（尺寸、能量、質量守恆）著手，再逐一就流場、溫度場之分佈進行檢視(圖 26)，在確認各項分析結果無誤時再行比對量值對法規的合適性，方能確保分析結果的正確與嚴謹性。
7. 透過以往的安全分析參與經驗，不同的護箱設計間將存在有溫度餘裕最低的關鍵組件，亦即在所有的分析案例中該元件往往最接近設計限值。因此，分析者與其主管及主管機關的審查者皆需進一步回頭檢視，最初分析方法論所主張的保守性假設，是否可能反而造成該關鍵組件的分析結果不保守性。
8. 最後，講者透過一個假想性的火災案例，講述若單一分析案例中可能造成不符設計要求之狀況時，如何藉由行政管制或其他分析團隊之協助，在最小設計變更範圍下克服此一狀況(圖 27)，以期許學員能在具有團隊合作的精神下進行熱流安全分析，以避免造成設計變更而徒增分析負擔。



圖 18、熱流課程之開場



圖 19、熱流課程-曾永信博士擔任課程第 I 與 II 講師之照片



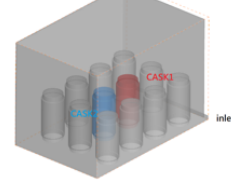
分析模式的規劃與假設處置-建模

- 幾何模型

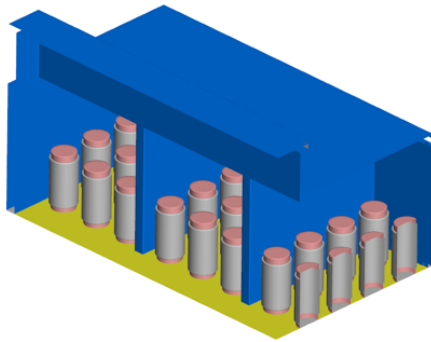
- 將整個假想設施分為護箱與廠房能獲得相同的結果嗎
- 模式介面如何處理?

- 輻射
- 對流

護箱對廠房與其他護箱的輻射能力



| | 護箱頂部 | 護箱側邊 |
|-------|----------|--------------|
| CASK1 | 0.999927 | 0.515539 |
| CASK2 | 0.999929 | 0.507692(保守) |



+

廠房內流體溫度

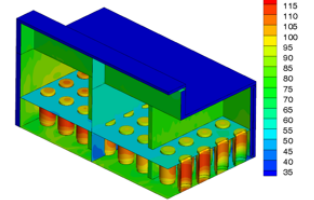


圖 20、熱流分析技術發展之講義內容



分析結果的檢核與資料處理

- 量化結果的再處理

分析結果的差異量不一定重要

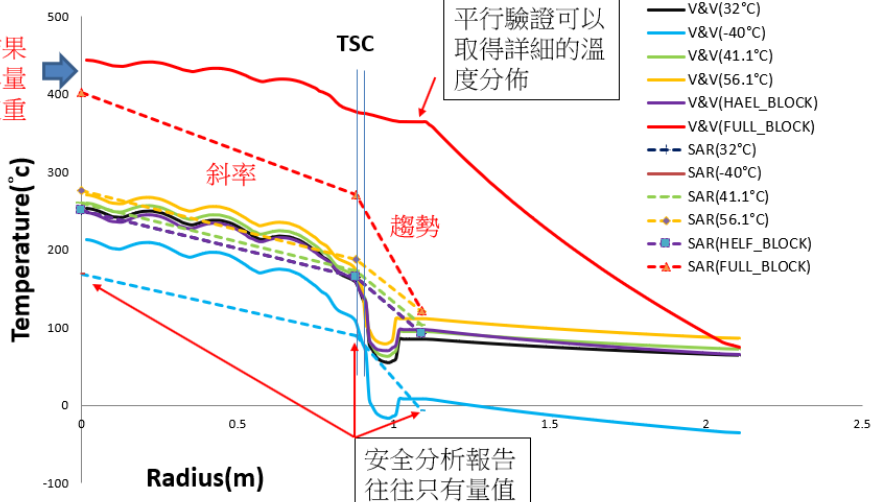
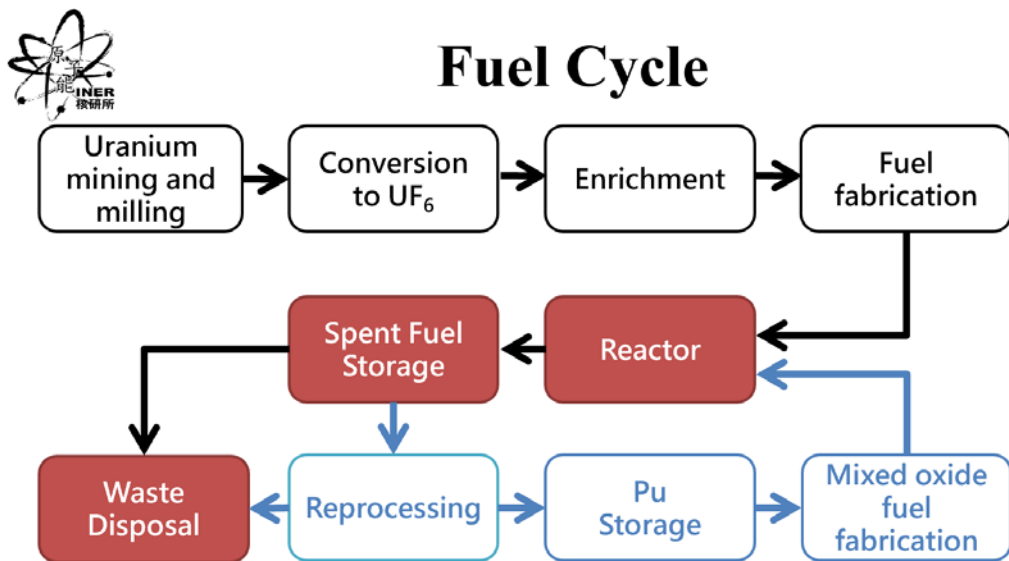


圖 21、熱流分析與審查經驗的回饋



圖 22、熱流課程-陳彥旭博士擔任課程第 III 堂課講師與其攜來之 INER-HPS 模型照片



Figures 4.25 and 4.26, *Introduction to Nuclear Engineering*, 2nd edition, John R. Lamarsh, 1983.

12

圖 23、熱流課程-陳彥旭博士針對燃料周期與處理及應用之流程

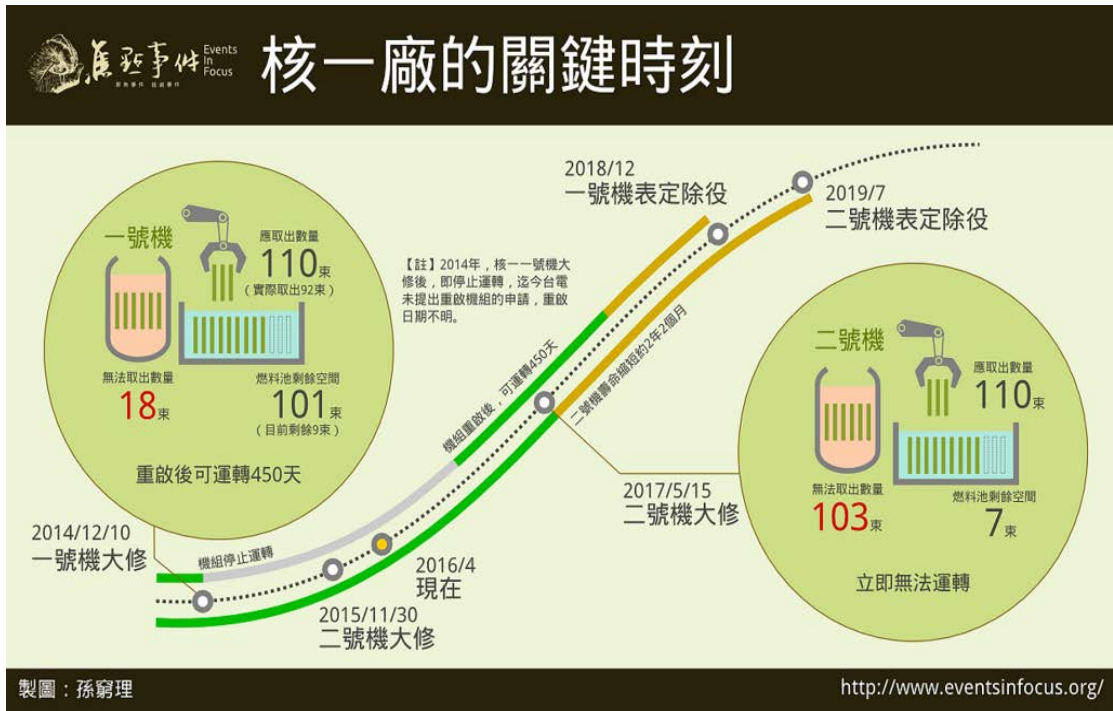


圖 24、熱流課程-陳彥旭博士針對核一廠除役前之情境說明

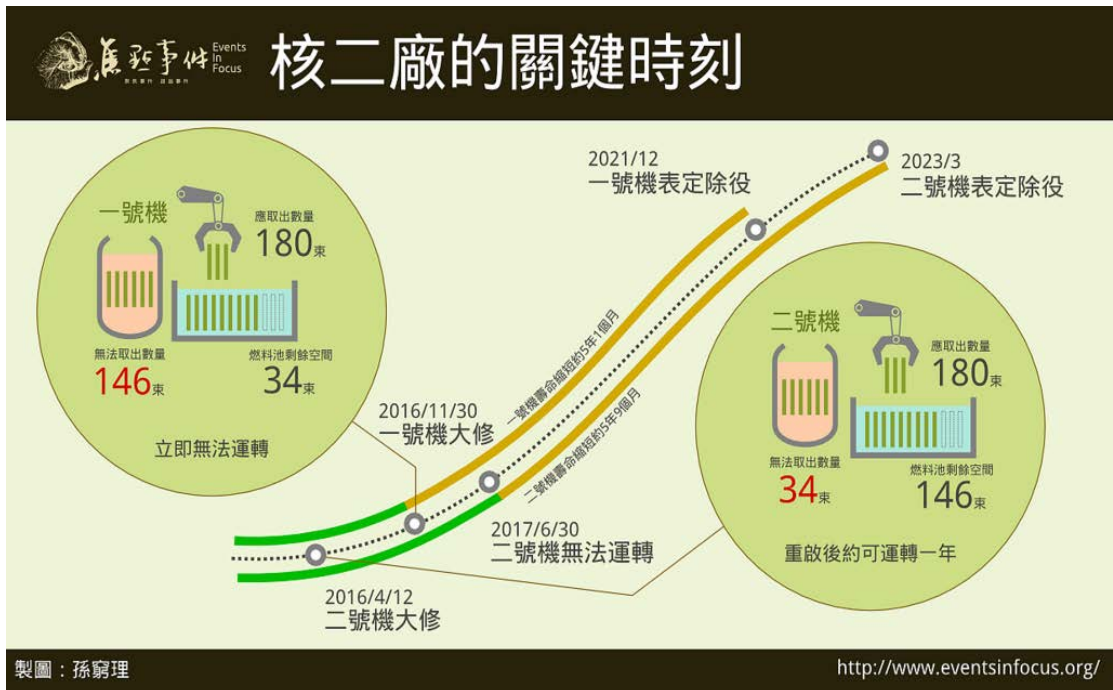


圖 25、熱流課程-陳彥旭博士針對核二廠除役前之情境說明



經驗的回饋

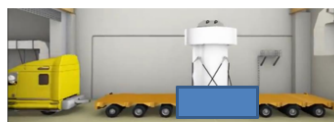
- 安全分析報告雖然以量化結果的檢核為準
- 但在進行此檢核前需確認分析結果的正確性
 - 模式的正確性(平行驗證)
 - 邊界條件的合適性(案例陳述)
 - 案例設定的正確性(往往僅存於輸入檔與計算書)
- 如何避免分析時的錯誤與審查時的盲點
 - 品質保證方案
 - 提交與最終量化結果相關的熱流資訊、趨勢進行檢核
 - 尺度檢核
 - 程式碼的檢核
 - 能量守恆檢核
 - 質量守恆檢核
 - 流場檢核
 - 溫度場檢核
 - 溫度趨勢線
 - 量值的檢核

圖 26、建議審查作業期間的應查核事項與順序



熱流分析案例研析-火災意外

- HI-STAR設計的特色
 - 採用鰭片狀金屬與中子吸收材
 - 同時滿足中子屏蔽與熱傳需求
 - 但若過於靠近表面，則會造成火災抵禦能力降低
 - 若不更改設計，僅能用**運轉程序**來進行改善



| 元件名稱 | 火災事件(°C) | 廠外傳送作業(°C) |
|------------------------|----------|------------|
| Fuel Cladding | 362.34 | 362.3 |
| MPC Basket | 346.60 | 346.6 |
| MPC outer Shell | 108.90 | 108.9 |
| HOLTEC-A | 107.25 | 98.9 |
| Overpack Inner Surface | 109.76 | 107.9 |

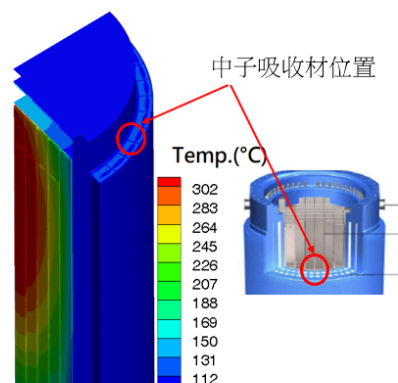


圖 27、以火災案例作為不同分析小組間通力克服工程問題之案例

3.4 輻射屏蔽分析訓練

輻射屏蔽分析相關教育訓練於 108 年 10 月 29 日下午 13 點舉行，訓練課程內容分三部分，分別為：許榮鈞教授主講的(1)混合式遷移計算方法在乾式貯存輻射安全分析的應用、邱一夫研究員主講的(2)用過核子燃料乾式貯存輻射屏蔽安全分析實例，最後為由賴柏辰博士生說明(3)參數、模式設定對輻射屏蔽分析審查驗證之影響與案例研析。

教育訓練課程當日下午由許榮鈞教授開場後即展開 (圖 28)，第一堂課內容先講述各類輻射與物質作用的關係(圖 29)、粒子通量與作用截面等基礎理論知識，帶到要如何去求解輻射遷移方程式，簡述目前常見的兩種方法：決定論法與蒙地卡羅法，分享其個別的優缺點(圖 30)，再說明近年來在輻射遷移理論較強的進展為結合兩種理論方法作輻射遷移計算。最後以許教授自身的研究經歷綜合介紹分享與乾貯輻射分析相關兩部分內容：用過核子燃料射源項與乾貯相關屏蔽計算分析。

第二堂課，由核能研究所邱一夫研究員 (圖 31)以協助台電申照者角色，簡述其在核一與核二乾貯申照實例的經驗分享，先從乾貯設施申照審查整體流程介紹起 (圖 32)，接續帶著訓練學員仔細檢視乾貯相關安全分析報告內有關輻射屏蔽的章節內容，包含乾貯系統、輻射源項估計、輻射屏蔽評估等，其中提及以往在評估結構光子射源項時，皆採每公斤不銹鋼內含有 1.2 公克的 Co-59 雜質，目前已有研究指出其數值過保守，之後可能會改為 0.8 公克的雜質含量假設。邱研究員也特別分享，乾貯分析牽涉許多技術層面，輻防分析人員不應只專注輻防相關章節，應對其他章節說明都有部分基本的認知 (圖 33)。

第三堂課，由賴柏辰博士生 (圖 34)，分享其已發表的論文內容，針對實際的乾貯護箱案例，兩種不同程式進行表面劑量率分析比較 (圖 35)，採用之模擬參數與模式設定對分析結果的影響；更以今年度執行計畫獲得的經驗，演練標的

設施輻射屏蔽分析過程與成果 (圖 36)，並在最後演示如何利用已公告新版本的審查導則協助確認安全分析報告內分析要項內容是否完整。



圖 28、許榮鈞講師授課照片

Interaction of radiation with matter

- Neutrons
 - Elastic/inelastic scattering
 - Radiative capture
 - Fission, ...
- Photons
 - Photoelectric absorption
 - Compton scattering
 - Pair production, ...
- Electrons/positrons
 - Moller/Bhabha scattering
 - Bremsstrahlung
 - Positron annihilation, ...
- Protons/heavy-charged particles
 - Elastic/inelastic collision with a nucleus or atomic electrons
 - Nuclear reactions

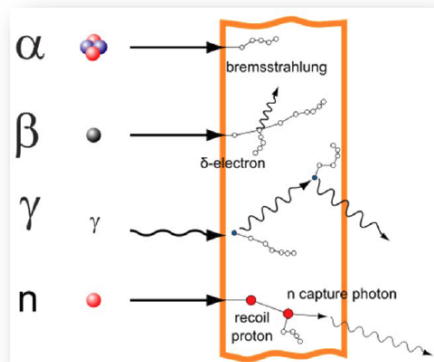


圖 29、輻射與物質作用講義

Deterministic vs. Monte Carlo

| Method | Advantage | Disadvantage |
|-----------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| Deterministic: e.g. TORT | Fast, Detailed information for all phase space (position, energy, angle) | Large memory, Approximate representation of geometry, Approximate energy and angle treatment, Ray effects (2D/3D) |
| Monte Carlo: e.g. MCNP | Accurate representation of geometry, Accurate energy and angle treatment | Slow, Uncertainties, Limited information (tallies) |

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

圖 30、決定論法與蒙地卡羅法優缺點比較



圖 31、邱一夫講師分享乾貯申照實例的經驗

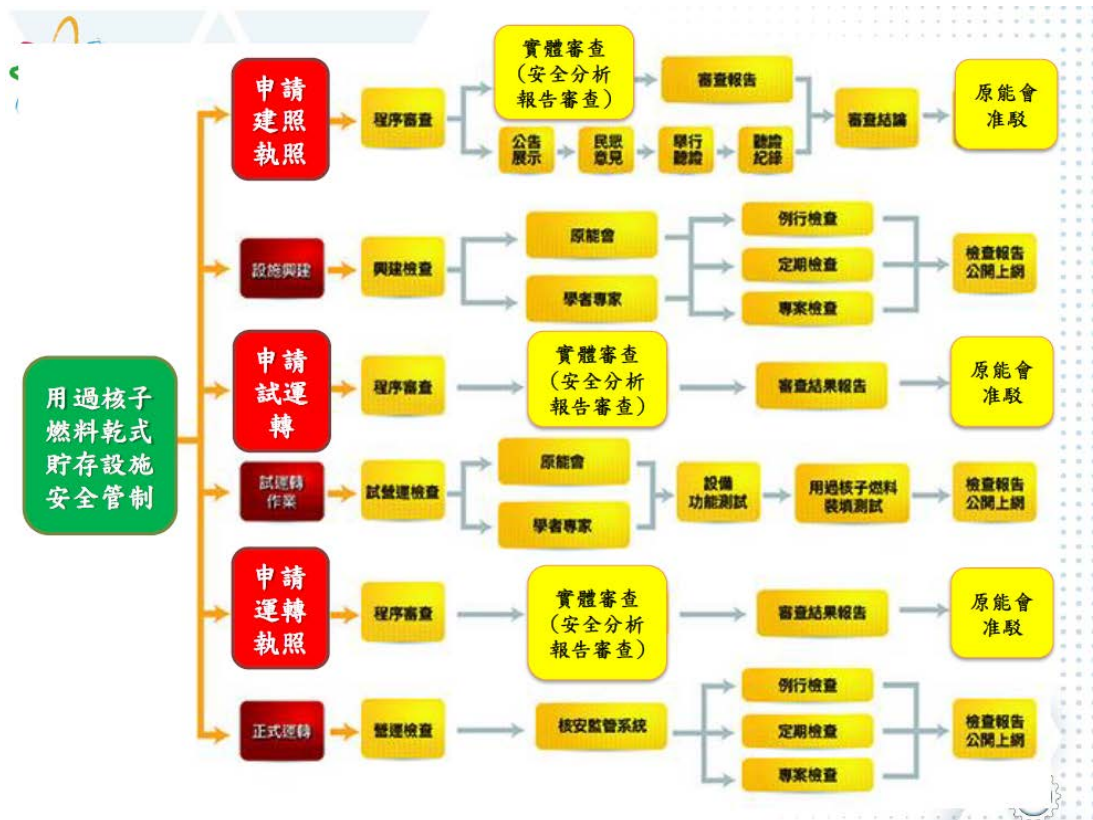


圖 32、乾貯設施申照審查整體流程



工作人員劑量

- 配合第五章第一節已簡要的敘述乾式貯存全程作業之程序
 - (1)裝載用過核子燃料束；(2)除污；(3)封銲屏蔽上蓋；(4)洩水、乾燥與回填；(5)封銲與檢查孔蓋；(6)封銲結構上蓋；(7)密封鋼筒傳送至混凝土護箱，以及(8)運送至貯存場

| 傳送護箱 | | 密封鋼筒內不含水 | | 密封鋼筒內含水（水面在燃料束氣室和上端板交界處） |
|------|----------------|----------|-----|--------------------------|
| 頂部結構 | 代號 | Stl | Wcv | Wnc |
| | 屏蔽上蓋 | 有 | | 有 |
| | 屏蔽上蓋開孔是否有用孔蓋蓋住 | 是 | | 否 |
| | 結構上蓋 | 有 | 無 | 無 |
| | 銲接用臨時屏蔽 | 無 | 有 | 有 |

圖 33、乾貯設施安全分析報告其他章節說明演示



圖 34、賴柏辰博士生分享採用之模擬參數與模式設定對分析結果的影響

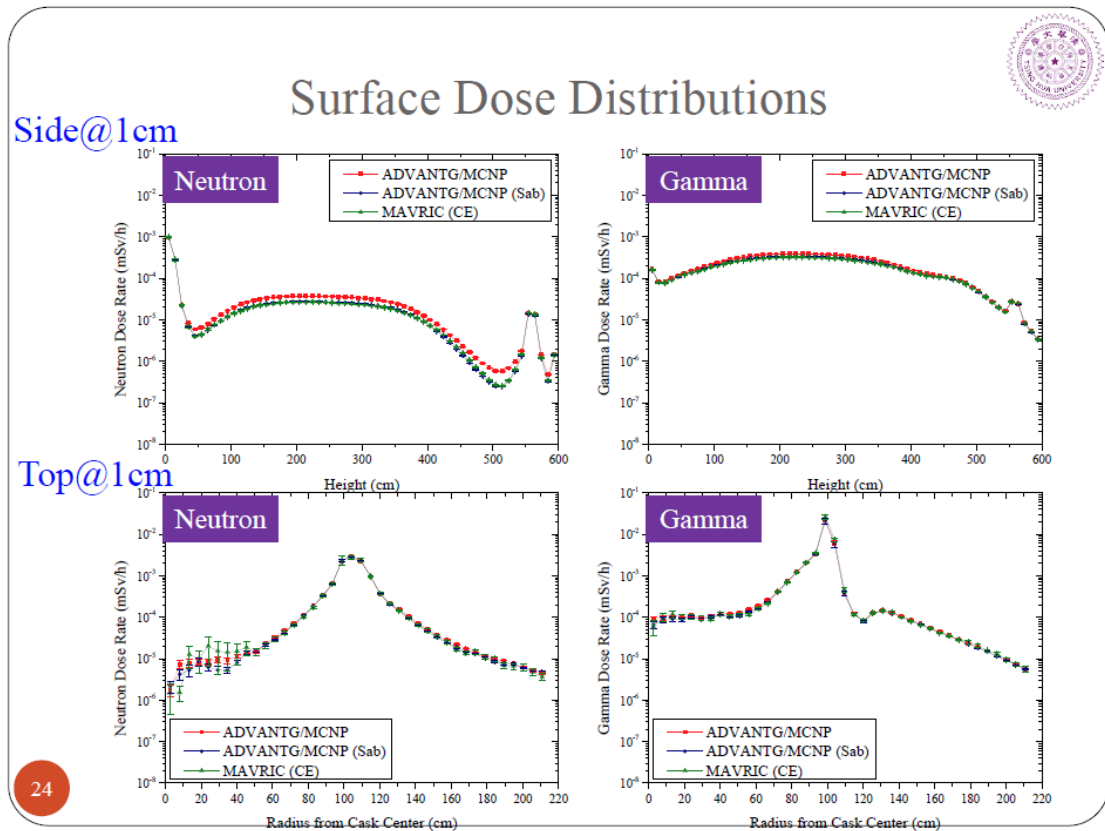


圖 35、模擬參數與模式設定對護箱表面劑量率分布影響

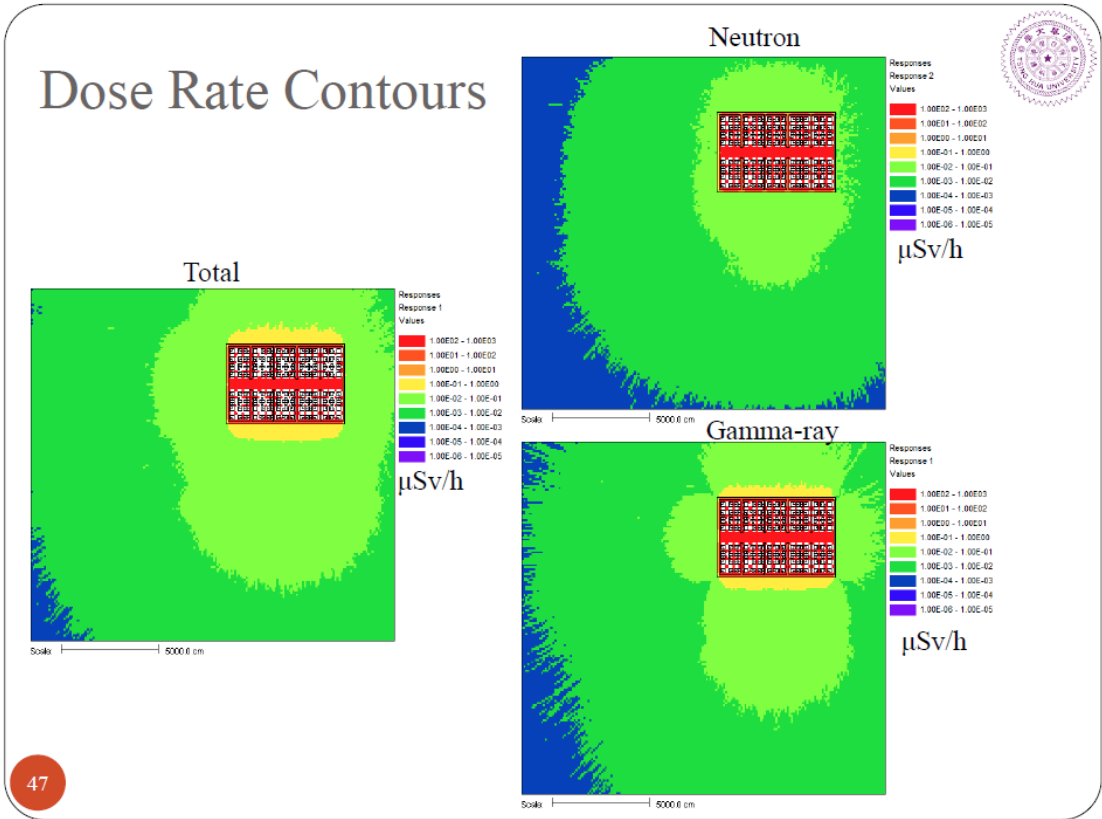


圖 36、標的設施周遭劑量率分布

3.5 教育訓練課程執行成果總匯

本團隊已依計畫規劃於 108 年 10 月 28 至 29 日辦理教育訓練課程，針對乾貯安全分析相關臨界、結構、熱傳與輻射屏蔽等重要技術主題，將本團隊歷年研究所獲之技術成果與外部專家的經驗進行分享；在為期 2 天的訓練期間，分別就上述各項技術之法規背景、分析操作、案例研析以及審查導則應用等進行了全面性的講述，共計有來自原能會物管局、核能研究所、台灣電力公司以及清華大學等單位之 47 人出席(如圖 37-圖 41)。



圖 37、許榮鈞主持人教育訓練課程開場介紹



圖 38、參訓人員上課剪影



圖 39、參訓人員上課剪影



圖 40、課程後段討論環節剪影



圖 41、教育訓練參訓人員留影

第四章、結論與建議

核電廠除役的首要關鍵為移出核反應器與用過核子燃料池內的用過核子燃料，方能進行後續拆廠除役作業，用過核子燃料乾式貯存設施是除役的必要設施。相較於核一、二廠一期的戶外乾式貯存設施，國內未來可能改採室內乾式貯存設施，因此以往乾貯申照作業中所採用的分析技術不一定能全然適用。此一設計方向的變更可能某種程度導致過往安全分析使用之技術與審查管制重點的改變。為此，本團隊先行就台電公司已經公開之設施設計資訊研提一假想室內乾貯設施，依循管制單位新公布之審查導則執行關鍵項目(臨界、結構、熱傳與輻射屏蔽)的安全分析，建立平行驗證技術能力並獲取分析與審查經驗。

本計畫已於 108 年 10 月 28 與 29 日辦理教育訓練課程，針對臨界、結構、熱傳與輻射屏蔽等重要主題，將本團隊歷年來所獲之研究成果與外部專家的經驗，在為期 2 天的訓練期間，本計畫分別就上述各項技術之法規背景、分析操作、案例研析以及審查導則應用等進行了完整的講述，共計有來自原能會物管局、核能研究所、台灣電力公司以及清華大學等單位之 47 人出席。

透過此一精緻之教育訓練課程，雖然仍不足以令國內因為業務職掌而分別獨立發展的安全分析與管制技術立即建立完善的交流管道，但深信仍已令國內各界專家建立起彼此之間的交流契機。此外，透過此次與國內臨界、結構、熱流及屏蔽之翹楚的直接交流，必能引導與會之年輕學子投入用過核子燃料安全分析與管制之研究，為未來更形重要的放射性廢棄物處置，提供更多的研究人才。

參考文獻

1. 台灣電力股份有限公司，“核能一廠除役計畫環境影響評估報告書，”
初稿，106年12月。
2. 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。
3. HOLTEC INC, “Final Safety Analysis Report OF HI-STAR 100 Cask
System,” ML093070147, Rev. 3.I.

行政院原子能委員會
放射性物料管理局
委託研究計畫研究報告

108 年核電廠除役之室內乾貯安全分析

平行驗證研究

子項六：乾貯設施安全分析驗證研究同儕審查

期末報告

委託單位：行政院原子能委員會放射性物料管理局

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、林宗逸、范政文、盧廷鉅、曾永信

計畫編號：108FCMA003

報告日期：中華民國 108 年 12 月 15 日

108 年核電廠除役之室內乾貯安全分析
平行驗證研究

子項六：乾貯設施安全分析驗證研究同儕審查

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、林宗逸、范政文、盧廷鉅、曾永信

研究期程：中華民國 108 年 02 月至 108 年 12 月

研究經費：新臺幣 5,600,000 元

放射性物料管理局 委託研究

中華民國 108 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

為能讓我國具有用過核子燃料乾式貯存安全分析技術之專業人才相互交流，並接受資深專家之經驗指導，本計畫透過探討一個假想案例的演練來實現此一交流與傳承，假想案例設施為一貯存有 HI-STAR 金屬護箱之混凝土廠房，透過進行臨界、結構、熱傳與輻射屏蔽之安全分析，以檢驗各項應用於安全分析工作之技術、工具與參數之適用性。透過上述四個技術子項之分組討論，本計畫於期末報告中共計提列了 25 項技術討論細節，並經過同儕審查同意通過。除此之外，透過資深專家之建議，以期管制單位能在有限人力下，提升對未來安全分析報告審查之能量。

關鍵字：金屬護箱、混凝土廠房、技術交流、同儕審查

ABSTRACT

In order to promote professionals to communicate and share experience with each other and receive the feedback of experience experts, this subproject conducted a study including criticality, structure, heat transfer, radiation shielding on a hypothetical concrete building stored with HI-STAR metal casks for peer review. We proposed 25 technical points approved by peer review meeting in the midterm report. In addition, through the advice of senior experts, this study also plans a preliminary draft checklist for use by the applicant and the regulator. The preliminary draft checklist will keep the quality assurance mechanism in the safety analysis review work, and increase the regulatory energy under limited manpower.

Keywords: metal cask, concrete building, technical exchange, peer review

目錄

| | |
|--------------------------|-----|
| 摘要..... | i |
| ABSTRACT..... | ii |
| 目錄..... | iii |
| 圖目錄..... | v |
| 表目錄..... | vi |
| 第一章、前言與目的..... | 1 |
| 1.1 研究背景與目的..... | 1 |
| 1.2 計畫標的設施..... | 3 |
| 1.2.1 標的用過核子燃料..... | 3 |
| 1.2.2 標的貯存護箱..... | 3 |
| 1.2.3 標的建物設施..... | 5 |
| 第二章、國內技術團隊現況與諮詢專家介紹..... | 7 |
| 2.1 同儕審查委員邀請..... | 7 |
| 2.2 專業同行邀請..... | 10 |
| 第三章、專業技術討論會..... | 12 |
| 3.1 臨界安全分析技術交流..... | 12 |
| 3.1.1 第一次交流主題..... | 12 |
| 3.1.2 第二次交流主題..... | 14 |
| 3.2 結構安全分析技術交流..... | 16 |
| 3.2.1 第一次交流主題..... | 16 |
| 3.2.2 第二次交流主題..... | 20 |
| 3.3 熱流安全分析技術交流..... | 25 |
| 3.3.1 第一次交流主題..... | 25 |
| 3.3.2 第二次交流主題..... | 32 |
| 3.4 輻射屏蔽安全分析技術交流..... | 37 |
| 3.4.1 第一次交流主題..... | 37 |

| | |
|------------------------------|----|
| 3.4.2 第二次交流主題..... | 42 |
| 第四章、同儕審查..... | 46 |
| 4.1 第一次審查記要..... | 46 |
| 4.1.1 臨界安全之審查發現..... | 47 |
| 4.1.2 結構安全之審查發現..... | 49 |
| 4.1.3 熱流安全之審查發現..... | 51 |
| 4.1.4 輻射屏蔽安全之審查發現..... | 53 |
| 4.1.5 乾貯設施申照與審核文件發展要點討論..... | 56 |
| 4.2 第二次審查記要..... | 58 |
| 4.2.1 臨界安全之審查發現..... | 58 |
| 4.2.2 結構安全之審查發現..... | 59 |
| 4.2.3 熱流安全之審查發現..... | 61 |
| 4.2.4 輻射屏蔽安全之審查發現..... | 63 |
| 4.1.5 乾貯設施申照與審核文件發展要點討論..... | 65 |
| 第五章、結論與建議..... | 73 |
| 參考文獻..... | 75 |

圖目錄

| | |
|----------------------------------------------------------|----|
| 圖 1、HI-STAR 100 系統示意圖，(左)主體外觀、(右上)MPC 及(右下)外包裝設計[3]..... | 4 |
| 圖 2、標的貯存護箱之簡化幾何模型..... | 4 |
| 圖 3、標的建物設施貯存區與廠房結構剖面(紅色斜線)示意圖..... | 6 |
| 圖 4、臨界安全分析子項成員核工組爐心分組進行交流活動..... | 13 |
| 圖 5、臨界安全分析子項成員核工組爐心分組進行第二次交流活動(8/13)..... | 15 |
| 圖 6、製造應力分析所使用的有限元素模型..... | 22 |
| 圖 7、熱流安全分析子項成員於核工組效評分組進行交流活動..... | 29 |
| 圖 8、熱流安全分析子項成員於清華大學綠能館進行交流活動..... | 35 |
| 圖 9、輻射屏蔽安全分析子項成員保健物理組專家進行交流活動..... | 37 |
| 圖 10、HI-STAR 安全報告提供的裝填燃料資訊[4]..... | 39 |
| 圖 11、輻射屏蔽安全分析子項成員保健物理組專家進行交流活動..... | 44 |

表目錄

| | |
|--------------------------------|----|
| 表 1、標的貯存護箱之結構材料..... | 5 |
| 表 2、同儕審查委員名單..... | 9 |
| 表 3、專業同行成員交流名單..... | 11 |
| 表 4、第一次臨界討論議題與決議彙整..... | 13 |
| 表 5、第二次臨界討論議題與決議彙整..... | 15 |
| 表 6、第一次結構討論議題與決議彙整..... | 19 |
| 表 7、第二次結構討論議題與決議彙整..... | 24 |
| 表 8、第一次熱流討論議題與決議彙整..... | 30 |
| 表 9、第二次熱流討論議題與決議彙整..... | 36 |
| 表 10、第一次屏蔽討論議題與決議彙整..... | 41 |
| 表 11、第二次屏蔽討論議題與決議彙整..... | 45 |
| 表 12、第一次同儕審查會-臨界討論議題與決議彙整..... | 48 |
| 表 13、第一次同儕審查會-結構討論議題與決議彙整..... | 50 |
| 表 14、第一次同儕審查會-熱流討論議題與決議彙整..... | 52 |
| 表 15、第一次同儕審查會-屏蔽討論議題與決議彙整..... | 55 |
| 表 16、第二次同儕審查會-臨界討論議題與決議彙整..... | 58 |
| 表 17、第二次同儕審查會-結構討論議題與決議彙整..... | 59 |
| 表 18、第二次同儕審查會-熱流討論議題與決議彙整..... | 62 |
| 表 19、第二次同儕審查會-屏蔽討論議題與決議彙整..... | 64 |
| 表 20、臨界審查文件發展之查核狀況彙整..... | 65 |
| 表 21、結構審查文件發展之查核狀況彙整..... | 67 |
| 表 22、熱傳審查文件發展之查核狀況彙整..... | 69 |
| 表 23、屏蔽審查文件發展之查核狀況彙整..... | 70 |

第一章、前言與目的

1.1 研究背景與目的

我國核一、二廠共四座機組之運轉執照將分別自 107 年 12 月至 112 年 3 月逐步到期，並逐步進入除役過渡階段以銜接實質除役的拆廠作業。而在進行實質拆除作業之前，各機組於 40 個運轉年期間所產生的沸水式用過核子燃料束必需先行完成妥善的中期貯存，方能確保後續之各階段核能發電後端營運工作(含除役、中期貯存與最終處置等)能符合國人對國內優良核安文化的期許。

核一廠 1 期乾貯設施係由核能研究所經與美國 NAC 公司進行技術移轉後，將原有的 UMS-BWR 系統，依據核一廠之吊掛設備限制與作業地點等設施特性進行修改而成。該設施之安全分析於民國 96 年提交至原子能委員會進行審查，透過國內各學術界與研究單位之協助分析，順利於 97 年完成安全分析工作，並由物管局核發建造執照。而核二廠 1 期乾貯設施則是由美國 NAC 公司與俊鼎公司聯合承做，採用 NAC 公司最新發展的 MAGANSTOR 系統進行申照。惟其安全分析報告改寫與中譯工作仍交由具有申照經驗且具有多數分析領域專家之核研所來協同執行，並於 104 年 8 月核發建造執照。

上述國內的乾貯設施申照歷史意味著國內具有協同台電公司進行乾貯設施安全分析報告整備與申照之研究團隊非常有限，與主要以學界及原先服務於原能會各單位(含物管局、核研所)專家所組成的乾貯設施安全審查團隊亦有技術傳承不易之困擾。因此若能將國內具有經驗之團隊置於一交流平台，或可讓國內同樣具有協助平行驗證能力與審查能力的團隊能將各自具有的分析技術進行交流與分享。

民國 107 年物管局為因應台電可能基於地方民眾及環保團體的訴求，採用室內乾貯設施申照作業之故，完成「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查

導則」(以下簡稱審查導則)的審議與修訂，並於 108 年 1 月 18 日公告上網，其內容針對各項安全分析技術提出了更為嚴謹審查與管制要求。而協助進行該審查導則修訂的研究團隊亦藉此將其平行驗證分析技術加以精進，以確保其符合未來室內乾貯設施審查之用。

然而，上述的研究架構雖然有效地帶入新的分析技巧以協助審查驗證，但審查方與申照方所屬的技術團隊平台仍然未有適當的契機進行技術交流，以分享近年彼此之研究發現與經驗。為能更進一步克服目前國內安全分析與審查平行驗證團隊進行技術交流與精進之情況，本子項計畫遂規劃此一交流平台，並就一個裝載有 120 個 HI-STAR 護箱之假想混凝土廠房(以下簡稱標的設施；詳如 1.2 節所述)，作為國內申照、審查經驗之專家與技術團隊之技術交流對象。

基於以上之研究目標，本研究著手邀請國內目前從事乾貯設施結構、臨界、熱流、輻射屏蔽之專業人士組成專業同行團隊，並協調本團隊與專業同行之技術交流工作，來達到技術競合與經驗分享之工作目標。此外，由於考量核後端工作的時程較長，致使目前投入相關分析工作之團隊成員之年齡層多半為世代更替下新加入之成員。為能讓這些研究新血能獲取國內以往分析工作之經驗，本計畫更進一步邀請具有審查與申照經驗之資深從業人員擔任同儕審查委員，達到經驗傳承與引導技術精進之最終目標。

預期透過整合具經驗同儕審查委員、仍參與相關業務的同行專家以及本研究團隊所具有的學界資源，將可以建構一個技術交流平台，來達到技術傳承與經驗分享之目的。此外，平台內具有豐富經驗的同儕審查委員更可於計畫執行期間，以趨於審查管制之角度，逐步引領各團隊成員建立安全分析與審查應有的知識與技術。

1.2 計畫標的設施

為了達成「108年核電廠除役之室內乾貯安全分析平行驗證研究」計畫的目標，建立並精進室內乾貯安全分析平行驗證的技術能力，本團隊參考台電公司所提出之核能一廠除役計畫環境影響評估報告書[1]及相關資訊，選擇設定如下所述的標的設施，統一提供臨界、結構、熱流與輻射屏蔽等技術分項進行關鍵項目的安全分析。本節所述標的設施的幾何尺寸與材料性質與未來實際規劃可能不同，讀者不應直接引述相關數據與其它設施結果或法規限值進行比較，本研究僅著重於技術能力的建立以及觀察分析結果的特性與趨勢。本計畫設定之標的設施包含用過核子燃料、貯存護箱以及室內乾式貯存設施建物三個部分，分別描述如下。

1.2.1 標的用過核子燃料

本研究選定之標的用過核子燃料係參考台電公司核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告內容[2]，其燃料束型式為 GE 8x8-1，²³⁵U 初始濃縮度為 3.25 wt%，最大燃耗度為 36,000 MWD/MTU，在用過燃料池中最少冷卻 10 年。

1.2.2 標的貯存護箱

本研究選定之標的貯存護箱係參考美國 Holtec 公司 HI-STAR 100 系統，如圖 1 所示[3]，該系統內裝載多功能密封鋼筒 (Multi-Purpose Canister, MPC)，採 MPC-68 型式，可裝填 68 束 BWR 用過核子燃料束，包覆於外包裝 (Overpack) 金屬容器內，單一護箱設計熱負載為 17 kW。該系統之簡化幾何模型如圖 2 所示，其材料組成如表 1，由內而外分別為密封鋼筒 MPC (主要材質為不鏽鋼)、內殼、外殼、加馬吸收材 (主要材質為碳鋼) 與中子吸收材 (Neutron Shield Holtite-A)。護箱細部幾何與材質將依各子項需求作適當簡化。

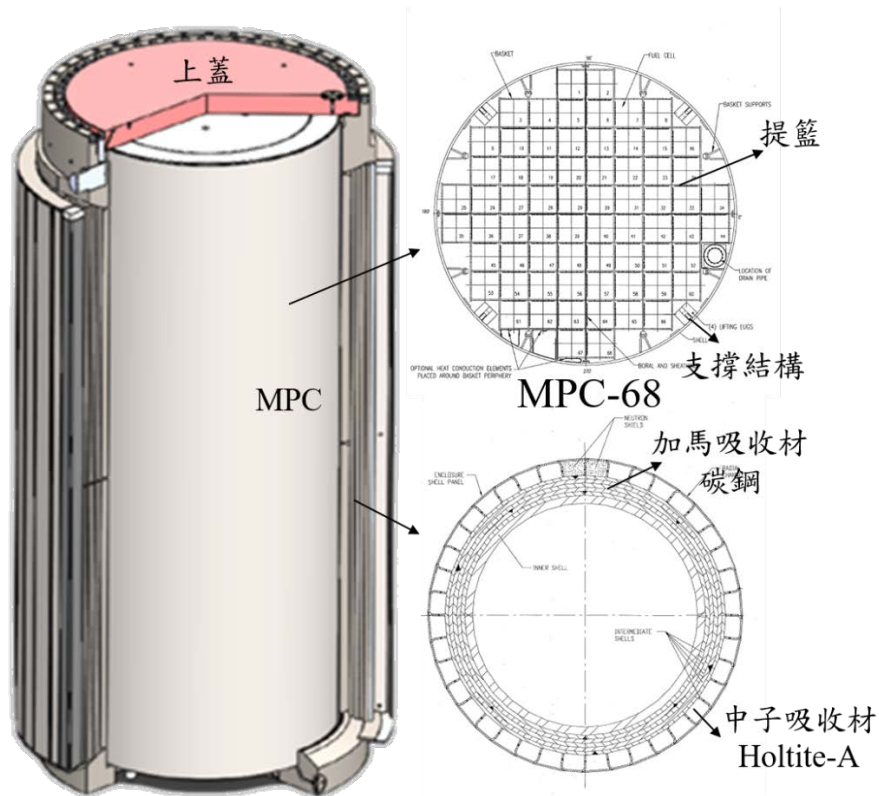


圖 1、HI-STAR 100 系統示意圖，(左)主體外觀、(右上)MPC 及(右下)外包裝設計[3]

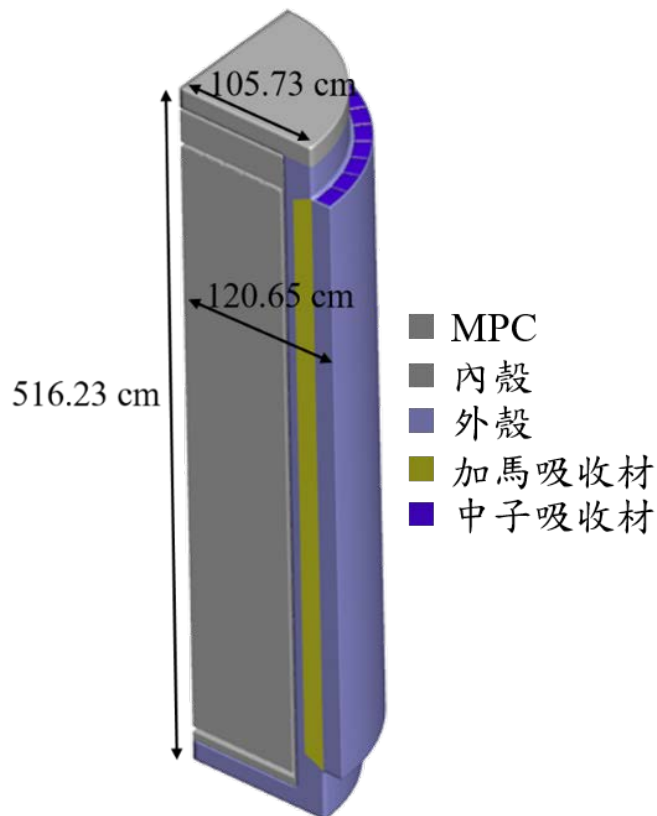


圖 2、標的貯存護箱之簡化幾何模型

表 1、標的貯存護箱之結構材料

| 元件 | 材質 |
|-------------|-----------|
| MPC | 不銹鋼 |
| 內殼、外殼、加馬吸收材 | 碳鋼 |
| 中子吸收材 | Holtite-A |

1.2.3 標的建物設施

本研究選定之標的建物設施係參考台電公司核能一廠除役計畫環境影響評估報告書[3]及相關資訊，主體為混凝土建物，如圖 3 所示，其長為 60 m、寬為 36 m、煙囪高度為 16 m，側壁厚度為 90 cm，頂部厚度為 45 cm。設施內部設計有 10 區貯放空間，每區可放置 12 組護箱，共 120 組護箱（設計目的為貯放全部核一廠用過核子燃料，約 7,400 束燃料，因此至少需要 109 組前述 HI-STAR 100 搭載 MPC-68 型式之護箱），設施中央留有 5 m 通道，作為運送護箱之走道及機具所需設計，分區間設有 90 cm 混凝土牆，協助增強整體設施結構與輻射屏蔽。各區外牆皆有自然對流之進氣通道，煙囪作為出氣通道，通道皆具有迷道設計，避免輻射直接滲流導致過高的輻射。

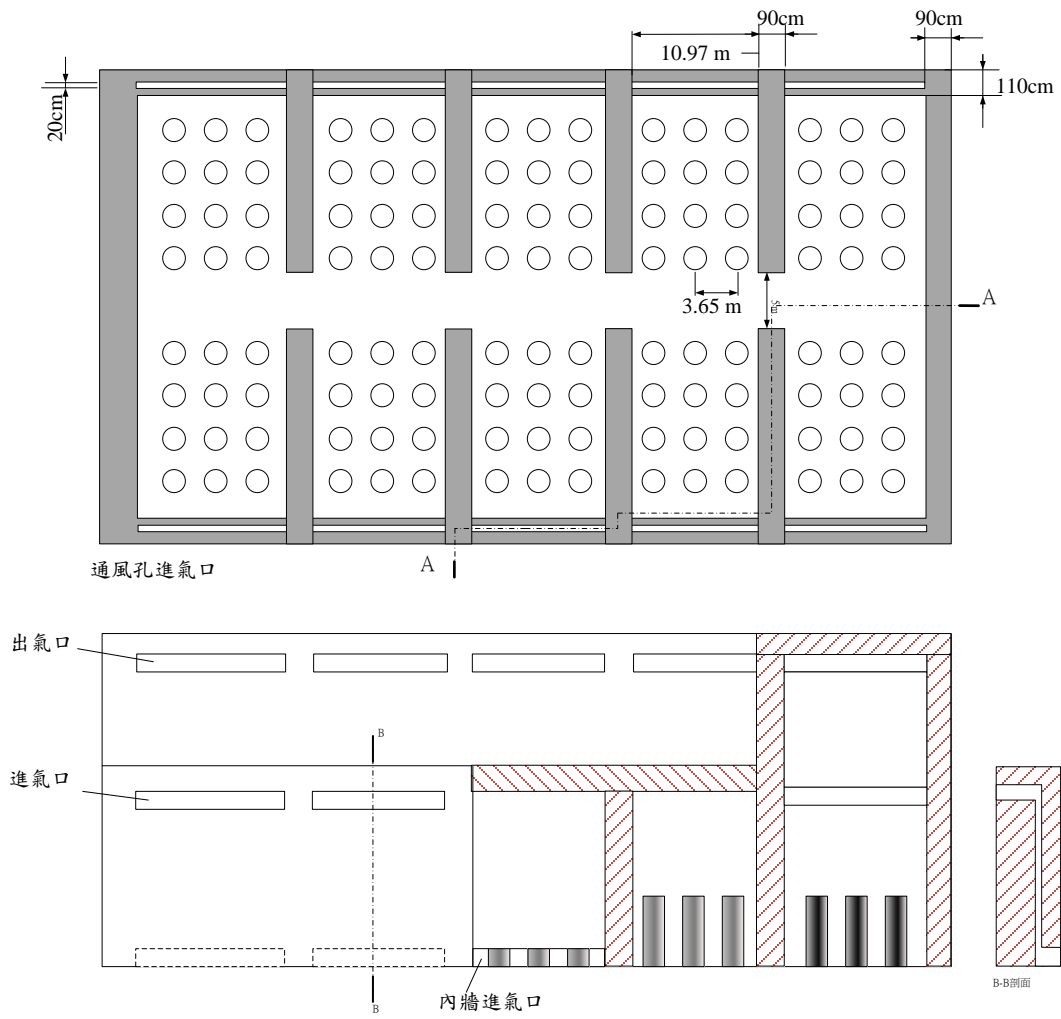


圖 3、標的建物設施貯存區與廠房結構剖面(紅色斜線)示意圖

第二章、國內技術團隊現況與諮詢專家介紹

檢索國內曾經執行乾貯臨界、結構、熱流與輻射屏蔽安全分析、平行驗證與審查相關之資訊，我們可以發現過往曾經參與審查及平行驗證之資深人員有大部分已經退休或離開原工作單位，也有部分研究團隊未有計畫持續支援或是因任務編制改變而已有若干年不曾從事相關研究分析工作。例如，曾經執行用過核子燃料乾貯設施臨界平行驗證之薛燕婉教授團隊，因為後續研究方向轉為輻射醫學應用之故，近年已無參與相關研究工作。另外，曾參與臨界安全、熱流分析與輻射屏蔽相關審查的學術界鄧希平教授、施純寬教授與江祥輝教授等人亦已屆齡退休，而曾經主持核一廠乾貯設施採購帶安裝工作之核研所李定一先生亦已退休。國內近年退休之核工領域資深專家相當多，無法一一列舉，這些專家的學經歷與實務經驗非常豐富的，如何經驗傳承新一代的研究人員對於整個核後端工作非常重要。

觀察國內核工相關學術或研究單位，核能研究所有相對嚴謹的品保制度與關鍵技術維持機制，目前該所仍維持保有乾貯設施熱流、臨界、屏蔽與結構分析相關技術之能量，並讓專業人才透過執行具有技術相關性之工作；例如，最終處置相關課題之臨界評估、輻射防護、熱流與屏蔽計算來維持技術能力的精進與應用。至於清華大學或其他學術單位，清華大學在核子工程與科學研究所以及原子科學發展中心的技術架構下，仍持續保有臨界、熱流與屏蔽分析之最小能量，惟結構分析以往並非清華核工所之專業領域，故一直以來皆是由核能研究所工程組、機械系統專案計畫及工研院等單位持續發展並維護。綜合以上所述，為能讓國內與乾貯相關之技術得以透過本項研究工作達到交流與經驗傳承之目的，本子項計畫以下將依據委員之專長分別進行邀請，並盡可能含括上述各單位專才，以期周延。

2.1 同儕審查委員邀請

為盡可能將國內曾經參與核一廠 1 期乾貯設施申照、分析與審查之資深專業

人員納入本團隊的諮詢請教對象，借重其學識與經驗。本計畫經多方探訪與邀請，共計邀請四位同儕審查委員(如表 2 所示)加入團隊：第一位為李定一研究員，原先服務於核能研究所，曾擔任乾貯專案負責人並完成核一乾貯設施之技術移轉、安全分析及申照作業，對於各項安全分析工作之細節瞭若指掌。第二位是李境和教授，曾服務於原能會及義守大學，對於輻射防護相關法規、分析與具有充實之學識並著有專書，且亦曾參與我國核一、二廠乾貯設施之審查。第三位是林威廷教授，原服務於核能研究所，並於服務期間協助核能研究所完成核一廠相關輻射屏蔽之安全分析技術發展與評估工作，目前服務於慈濟科技大學醫學影像暨放射科學系及放射醫學科學研究所，專長輻射劑量學、放射物理學、蒙地卡羅研究。第四位是陳建源博士，曾任原能會核能技術處處長，熟稔各項核能安全管制與品保審查作業，並協同物管局完成「試運轉整體功能驗證報告」等重大審查案。

獲得上述四位委員的同意協助，預期能透過與本研究各子項計畫年輕研究人才之交流，將國內最為寶貴的乾貯設施申照作業管制以及審查之經驗進行傳承，使各子項計畫的專業技術人才，不再以單一技術之思維進行乾貯安全分析與審查作業，而能全面性地瞭解各技術領域間的關聯性之互動，進而強化本團隊各研究人員之實務經驗。

表 2、同儕審查委員名單

| 專長 | 委員姓名 | 學歷 | 乾貯設施安全分析重要經歷 |
|-------|------|-----------------------------------------------------|----------------------------|
| 申照、設計 | 李定一 | 國立成功大學 機械工程碩士 | 曾任核研所乾貯計畫專案團隊主持人 |
| 輻射防護 | 李境和 | 國立清華大學 核子工程研究所博士 | 著有游離輻射防護法規精要並參與過多項乾貯設施監管審查 |
| 輻射屏蔽 | 林威廷 | 國立清華大學 核子工程學系博士 | 曾負責核一乾貯輻射屏蔽安全分析 |
| 品保審查 | 陳建源 | 中正理工學院 機械系(核工組)學士 國立政治大學 企業管理研究所 科技管理專班 | 曾任原能會核技處處長並參與多項乾貯設施監管審查 |

2.2 專業同行邀請

國內核一、二廠 1 期乾貯自開始進行技術發展與開發設計至今，已逾十餘年，多項技術性工作因為人員離退與技術精進之故，已交由年輕一輩的優秀人才協助開發與維護。亦即未來的各項乾貯設施安全分析工作將由目前的業界分析專才進行，抑或是由上述人才進行再傳承以延續國內更長遠的分析與申照需求。因此，本研究團隊除了獲取資深研究人員之經驗與知識外，更需要對目前實際投入乾貯設施安全分析工作及技術維護之人才進行瞭解，並期望透過技術交流之方式，將近年來兩個獨立團隊於臨界、結構、熱流與輻射屏蔽之技術創新成果進行交流；甚至藉由雙方多年分別協助管制機關與業界之經驗，共同就分析技術與工具之實務經驗進行分享。

此外，基於物管局 108 年所頒佈之新版審查導則中因針對室內乾貯、高燃耗燃料而新增了諸如護套強度、燃耗以及熱傳導特性，以及廠房結構評估之要求外，更對破損燃料之定義、裝載技術與再取出能力作出明確的指示。考量審查導則中所載之各項管制要項中，部分資訊；如，廠房細部設計需要待實際設施規劃、待貯燃料完整性實際狀況需待台電完成池邊檢驗後方能取得，因此勢必需著手規劃替代並具保守度之條件。而為能確保上至分析工具、技術，下至各項參數與分析情境皆能同時符合分析作業之合理性與管制所要求的保守性，則本研究所需之資訊與參數勢必需要透過研究人員與具備電廠乾貯申照及燃料運轉管理實務經驗技術團隊逐一探討方能定案。為此，本研究擬針對子項一至四所屬之技術領域，於國內目前仍維持有分析技術、維運能量及經驗之研究單位中，邀請多位技術專精之研究人才(如表 3 所示)進行交流，以期能達到技術交流之成效；並期望透過彼此間的競合效應，來強化我國之技術能量與安全管制能力。

表 3、專業同行成員交流名單

| 專長 | 專業同行成員簡歷 (學歷) | 乾貯設施安全分析 重要經歷 |
|----|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------|
| 臨界 | <p>郭文生 美國麻省理工學院 核子工程博士</p> | <p>參與台電用過核燃料池 安全分析技術計畫, 以及 核能研究所核子燃料貯 存設施運轉執照換發案</p> |
| 結構 | <p>吳晃昭 國立台灣科技大學 應用科技研究所碩士</p> | <p>參與核一乾貯設施結構 分析、核二乾貯設施結構 安全分析報告撰寫</p> |
| 熱流 | <p>陳彥旭 國立清華大學 工程與系統科學系博士</p> <p>陳柏諺 國立成功大學 機械工程學系碩士</p> <p>黃立穎 國立成功大學 機械工程學系碩士</p> | <p>參與核二乾貯設施臨界 安全分析報告撰寫、NAC UMS-BWR 安全分析報 告熱流再分析</p> |
| 屏蔽 | <p>王正寧 國立清華大學 工程與系統科學系博士</p> <p>邱一夫 國立清華大學 工程與系統科學系碩士</p> | <p>參與核一乾貯設施屏蔽 分析、核二乾貯設施屏蔽 安全分析報告撰寫</p> |

第三章、專業技術討論會

依據原計畫規劃，本研究擬於期中及期末分別辦理乙次專業技術交流工作；而在各專業領域成員前去拜會之際，各專業同仁及其所屬主管皆認為透過類似的技術交流，確實能讓國內乾貯安全分析與管制相關技術具有實質交流與相互砥礪的效果，本研究報告將逐一針對臨界、結構、熱流及輻射屏蔽之交流成果進行說明。

3.1 臨界安全分析技術交流

3.1.1 第一次交流主題

此子項已於 4 月 30 日前往核能研究所邀請目前有評估過乾貯系統經驗之核工組爐心分組相關研究員協助進行教案課程以及進行技術交流，以提供目前欲往核能領域進行研究之學生及相關從業人員，對用過核子燃料乾貯系統之臨界安全能有更多及深入的了解，以及管制單位對於國內核能安全所付出之努力，如圖 4。

在技術討論的部分，首先針對子項計畫工作內容進行介紹，在核工組爐心分組相關研究員初步了解此子項計畫後，雙方討論以下事項(如表 4 所示):

討論案 1：乾貯系統的混凝土護箱與金屬護箱對臨界分析之差異

案由說明：目前台電公司送審之乾貯系統為混凝土護箱，若要改為金屬護箱，則

臨界分析方法是否有差異？

討論結果：由於臨界分析是依極限分析來限制可允許存放之燃料，兩種護箱設計

差異主要在於密封鋼桶外圍的屏蔽設計，對臨界分析之差異及分析方法並不顯著。

討論決議：現有臨界分析方法應該可適用不同護箱種類，但仍以乾貯系統製造商送審文件為主。

討論案 2: 乾貯系統需分析之異常事件

案由說明: 在運輸及貯存過程中, 主要需分析之異常事件為何?

討論結果: 由於會造成乾貯護箱填充緩和劑之淹水事件為極限之次臨界狀態, 因此都會在此狀態下進行正常及其他異常事件之臨界分析。

討論決議: 建議保守假設以護箱充水狀態下進行其他可能的異常事件。此決議已於子項一-臨界安全審查驗證研究期中報告內說明分析結果。



圖 4、臨界安全分析子項成員核工組爐心分組進行交流活動

表 4、第一次臨界技術討論議題與決議彙整

| 技術討論項次 | 議題 | 議題說明 | 討論決議 |
|--------|-------------------------|------------------------------------------------|---------------------------------------------------|
| 1 | 乾貯系統的混凝土護箱與金屬護箱對臨界分析之差異 | 不同護箱之間, 其臨界分析方法或分析之關鍵參數是否因為所選護箱類型之不同而有所差異 | 臨界分析是依極限分析來限制可允許存放之燃料, 故現有臨界分析方法應該可適用不同護箱種類。 |
| 2 | 乾貯系統需分析之異常事件定義 | 承上, 分析方法雖然無明顯差異, 在運輸及貯存過程中, 主要需分析之異常事件亦需要加以說明。 | 乾貯護箱填充緩和劑之淹水事件為極限之次臨界狀態, 因此建議以護箱充水狀態下進行其他可能的異常事件。 |

3.1.2 第二次交流主題

於 8 月 13 日再次前往核能研究所，與核工組爐心分組相關研究員討論有關於乾貯設施的臨界分析計算，如圖 5。技術討論的部分，雙方討論以下事項(如表 5 所示):

討論案 3：乾貯系統的臨界實驗驗證方式

案由說明：由於臨界計算工具的準確度需仰賴於臨界實驗結果，如何蒐集適合之臨界實驗資訊？

討論結果：由於臨界實驗資訊通常透過期刊等文獻來取得，若自行進行模擬此臨界實驗則容易有模型建立之偏差，此會影響臨界計算工具的準確度驗證，但已有國際組織針對此問題進行各種臨界實驗資訊的整合及建置資料庫。

討論決議：於臨界分析中透過 NEA 開發之 DICE 程式尋找相關之臨界實驗後，與 MCNP 6 提供的 WHISPER 程式所附之臨界實驗輸入檔相互參照後，以取得所需之臨界實驗資訊。

討論案 4：臨界分析計算工具的參數

案由說明：由於臨界分析計算工具係採蒙地卡羅的隨機理論，因此如何設定適當的計算數量來獲取可接受的統計誤差？

討論結果：因審查導則已要求須納入計算工具的計算統計誤差，但計算結果是否具有意義，美國核管會已要求須檢視計算結果中的 fission source 的 Shannon entropy 測試是否通過。

討論決議：臨界分析計算結果須檢視 fission source 的 Shannon entropy 測試是否通過。經檢視輸出結果後，各分析結果均通過 Shannon entropy 測試，可確保除了 k_{eff} 有達到收斂外，fission source 分布位置也達到收斂。



圖 5、臨界安全分析子項成員核工組爐心分組進行第二次交流活動(8/13)

表 5、第二次臨界技術討論議題與決議彙整

| 技術討論 項次 | 議題 | 議題說明 | 討論決議 |
|------------|-----------------------|---------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 3 | 乾貯系統的 臨界實驗驗 證方式 | 臨界計算工具的準確度 需仰賴於臨界實驗結 果，如何蒐集適合之臨 界實驗資訊。 | 於臨界分析中，說明如 何透過 DICE 與 WHISPER 兩者相互參 照來取得所需之臨界實 驗資訊。 |
| 4 | 臨界分析計 算工具的參 數 | 臨界分析計算工具係採 蒙地卡羅的隨機理論， 因此如何設定適當的計 算數量來獲取可接受的 統計誤差。 | 臨界分析計算結果須檢 視 fission source 的 Shannon entropy 測試是 否通過。經檢視輸出結 果後，各分析結果均通 過 Shannon entropy 測 試，可確保除了 keff 有 達到收斂外，fission source 分布位置也達到 收斂。 |

3.2 結構安全分析技術交流

3.2.1 第一次交流主題

參與交流討論人員與會議時間、地點請參見附件一之簽到單。而各項討論經過與決議除如下所述外，亦同步彙整於表 6。

討論案 1：廠房結構耐震評估法規問題

案由說明：參考世界各國之室內乾貯設施的案例與法規，原能會於民國 108 年 01 月 18 日公布「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」，已明確規定遮蔽用地上建築物(廠房)的結構耐震設計要求，針對此項規定進行適用性之討論。

討論經過：在原能會公布的「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」中的第三、(二)、1 節規定，「乾式貯存設施位於核能電廠場址內者，設施基座及貯存護箱之耐震設計，應參照反應器廠房耐震設計基準 (Design Basis Earthquake, DBE)設計。該設施遮蔽用地上建築物，針對廠房結構耐震的設計規定，除配合貯存護箱之設計性能要求外，至少需依照內政部「建築物耐震設計規範及解說」進行結構設計」。此一條文之設計已考慮世界各國的室內乾貯設施廠房的先例，其保守度應可符合乾貯設施的結構安全性要求，而不至於在工程實務上窒礙難行。

討論決議：廠房的結構耐震評估可依上述法規進行審查，並建議由合格的結構技師提供簽證。

討論案 2：護箱系統有限元素模型之邊界條件設定

案由說明：在結構分析的有限元素模型中，影響分析結果的因素除了結構物模型本身的正確性外，邊界條件的模擬與設定通常也會明顯影響應力/位移的分布結果，因此如何設定護箱系統有限元素模型之邊界條件是得到

正確分析結果的重要關鍵。

討論經過：在假想目標護箱 HI-STAR 100 的結構評估報告中，針對評估組件在不同的負載型式下，其邊界條件便以相應的負載型式來設定，此乃獲得正確分析結果的正確做法。然而邊界條件模擬的正確性必須以個案討論，無法有一通則可概括。

討論決議：護箱有限元素模型中之邊界條件設定，應依照不同的負載形式來分別設定，比較能反應結構組件的真實應力分布，可參考 HI-STAR 100 結構評估報告中的相關分析案例來設定邊界條件。

討論案 3：結構組件分析模型的建立模式

案由說明：通常在有限元素模型中，若分析的結構組件具有特殊幾何特徵(例如對稱性)，或者是某方向的應力影響可予以忽略，則可以用 2D 模型來模擬實際的 3D 組件外型，這種建模方法在本研究的適用性討論。

討論經過：在假想目標護箱 HI-STAR 100 的安全分析報告(SAR)中，用過核子燃料提籃(Fuel Basket)、密封鋼筒(MPC, Multi-Purpose Canister)組件的分析模型，因其外型具有軸對稱特性，故使用 2D 有限元素模型來模擬，而外層護箱(Overpack)則使用完整的 3D 模型來模擬。如此做法的優點是可使負載的施加與邊界條件的設定更容易，分析結果更正確；但缺點是必須建立多個分析模型，各個模型的交互作用無法呈現，但若是模型的交互作用效應可忽略的話，則不影響分析結果。

討論決議：以研究案的性質而言，為了有效利用有限的計畫資源，可建立單一的 3D 模型來模擬全部組件，以避免模型過於複雜，造成不必要的浪費。同時可將 3D 模型的分析結果與 HI-STAR 100 護箱的分析報告做比較，以探討兩者的差異性。

討論案 4：墜落測試(Drop test)之分析方法

案由說明：墜落測試(Drop test)是屬於一種結構動態行為的反應，在分析上若以

動態(Dynamic)分析模式來模擬的話，則其分析流程過於複雜，且會產生收斂性問題。在實務上，若能以準靜態(Quasi-static)分析來取代，在確認分析結果具有保守性的前提下，則可大為簡化分析的難度。

討論經過：在 HI-STAR 100 護箱的結構評估報告中，墜落測試分析是採用準靜態(Quasi-static)分析的模式來進行。其墜落衝擊負載的設計加速度值是依據 LS-DYNA 程式和實驗分析比較所得的最大衝擊力(impact load) g 值訂出，以此 g 值做為準靜態分析的負載值，可取得較保守的分析結果。該報告在進行分析時，以等效壓力(equivalent pressure)代替衝擊負載(impact load)來執行準靜態分析，其設計加速度值在正常與意外事件下的值分別為 17g、60g。若以核一廠護箱結構分析的案例來看，其意外事件的加速度負載也是 60g。

討論決議：墜落測試分析可仿照 HI-STAR 100 護箱的結構評估方法來進行，其設計加速度值在正常與意外事件下的值分別訂為 17g、60g，分析結果可與該報告做比較驗證。

討論案 5：分析負載組合的選取

案由說明：在完整安全分析報告的結構評估中，分析事件的負載組合需依照相關規範的要求，若要完成所有的負載組合案例分析，需耗費巨大的人力與時間成本。

討論經過：HI-STAR 100 護箱的結構評估報告中所分析的負載組合案例眾多，其中燃料提籃、密封鋼筒模型所分析的負載組合和外層護箱模型所分析的負載組合分別有 16、27 種之多，每種負載組合下的各關鍵組件的應力分析結果更顯龐大，以本研究有限的執行時間與經費資源，實難負擔所有負載組合的平行驗證工作。

討論決議：建議選擇具代表性的負載組合項目進行分析方法的驗證，比較能符合本計畫的資源運用與執行目標。

表 6、第一次結構技術討論議題與決議彙整

| 技術討論 項次 | 議題 | 議題說明 | 討論決議 |
|------------|----------------------|--------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1 | 廠房結構耐震評估法規問題 | 世界各國之室內乾貯設施的案例與法規與我國主管機關對遮蔽用地上建築物(廠房)的結構耐震設計要求之適用性討論。 | 乾貯設施遮蔽用地上建築物配合貯存護箱之設計性能要求外，亦需依照內政部「建築物耐震設計規範及解說」進行結構設計，足以符合結構安全性要求，而不至於在工程實務上窒礙難行。 |
| 2 | 護箱系統有限元素模型之邊界條件設定 | 結構分析的有限元素模型，可能因為不合適的邊界條件影響應力/位移的分布結果。 | 建議於護箱有限元素模型之邊界條件設定中，應依照不同的負載形式來分別設定，比較能反應結構組件的真實應力分布。 |
| 3 | 結構組件分析模型的建立 | 探討有限元素模型中，因特殊幾何特徵或是特定方向的應力可忽略之狀況下，以2D模型取代3D組件外型之合適性。 | 以研究或平行驗證的角度而言，需同步考量資源運用與模型交互作用之效應，因此可建立單一的3D模型來模擬全部組件，以避免模型過於複雜，同時可將3D模型的分析結果與HI-STAR 100護箱的分析報告進行比較。 |
| 4 | 墜落測試(Drop test)之分析方法 | 如何以準靜態(Quasi-static)分析來模擬墜落測試(Drop test)的結構動態行為，並確保分析結果的保守性。 | 經討論，利用等效壓力(equivalent pressure)代替衝擊負載(impact load)來執行準靜態分析，並設定衝擊加速度值在正常與意外事件下分別為17g、60g來進行準靜態分析即可確保分析之結果符合正常與意外分析所需。 |
| 5 | 分析負載組合的選取 | 如何透過執行負載組合之案例來滿足分析規範需求。 | 平行驗證工作中，僅需選擇具代表性的負載組合項目進行分析方法的驗證，即可滿足計畫規劃的目標。 |

3.2.2 第二次交流主題

參與交流討論人員與會議時間、地點請參見附件一之簽到單。而各項討論經過與決議除如下所述外，亦同步彙整於表 7。

討論案 6：銲接殘留應力分析的考量

案由說明：護箱結構組件中有關銲接的部分，其殘留應力的大小將影響結構件的應力腐蝕與裂紋成長行為。殘留應力的分析極為複雜，牽涉到材料的高溫與塑性特性，分析正確性受到分析模型的力學假設以及銲接參數的取得與設定等因素的影響。目前殘留應力的分析技術並無標準的做法，且其分析結果的正確性亦難掌握。

討論經過：在 ASME 法規的設計要求中，銲接殘留應力並非設計負載之一，故無需在設計應力分析時考慮。然而在考慮應力腐蝕對於結構完整性的影響時，銲接殘留應力仍是安全評估的一個重要議題，因此在 ASME SEC. IX 中，對於銲接的程序與品質訂定了相關的要求標準，以降低銲接殘留應力與應力腐蝕發生的可能性。

討論決議：在護箱系統的結構安全評估中，依照法規可不用考慮銲接殘留應力的分析，但對於銲接施工過程仍須依照相關法規條文施做，以保障銲接品質，避免過大的殘留應力發生。

討論案 7：護箱製造應力(Fabrication stress)的評估方式

案由說明：在 HI-STAR 100 的安全分析報告(SAR)中，對於護箱 Overpack 的分析負載，包含由製造過程所產生的應力項目。此製造應力(fabrication stress)主要來自於各中間層(intermediate shells)的銲接過程，在銲接過後的冷卻收縮，將鄰近兩層彼此拉近以致造成應力產生。雖然由討論案 1 的結論決議，銲接殘留應力可不予考慮，但此製造應力仍列入 SAR 的負載組合中，其評估方式有待討論決定。

討論經過：在評估製造應力大小時，因為目標在於各層的主要薄膜應力(primary membrane stress)，並不需要直接計算複雜的銲接殘留應力，殘留應力為局部應力，不屬於主要應力範圍，故可用保守的方式，假定應力的產生是將各中間層拉緊，同時以有限元素法來做分析。參考 HI-STAR 100 SAR 中的做法，其所建立的有限元素模型如圖 6 所示，簡要說明如下：

1. 建立 2D 對稱模型(180°)，採用 PLANE42 元素模擬各層中間層(1 內層+5 中間層)。
2. 層與層間設定 CONTACT 元素。層間摩擦係數設定為 0，如此可得到較保守的 primary membrane stress。
3. 在 90° 方向各節點設定對稱邊界條件，而最內層的節點則 restrained。
4. 在 -90° 方向，最內層的節點的環向位移(circumferential displacement) 固定。
5. 在 -90° 方向，其他各節點受到環向位移 d 作用，d 值大小依據 Mock-up 的實測，其收縮量介於 0.001" 至 0.0625" 之間，在此採取最保守的值 0.0625" 來計算。

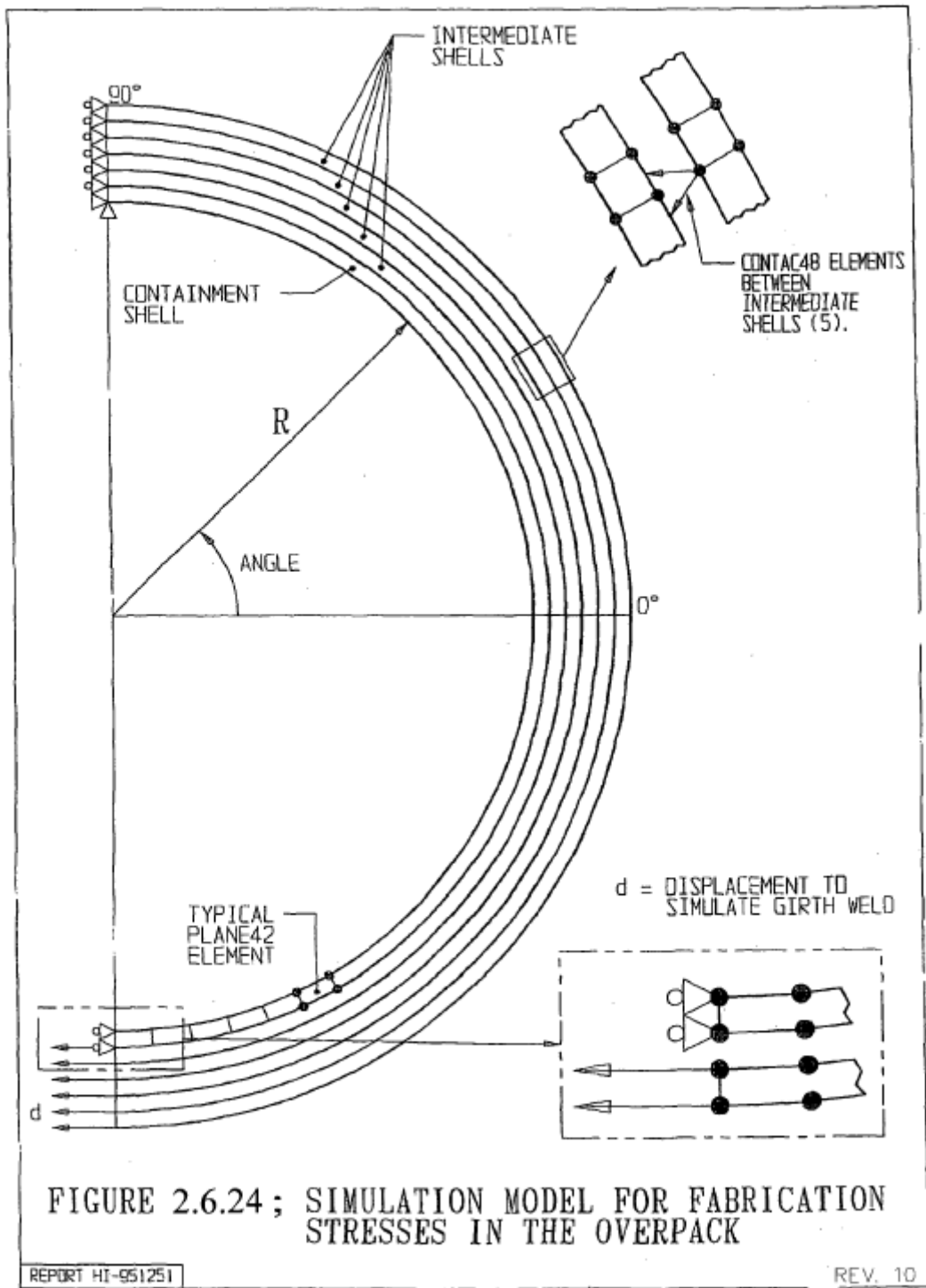


圖 6、製造應力分析所使用的有限元素模型

討論決議：檢視 HI-STAR 100 SAR 中對製造應力的評估方式，已有考慮分析的合理性與保守度，惟有環向位移 d 值的大小係依據 Mock-up 的實測結果，採取最保守的值 0.0625" 來計算，此值的保守度與量測方法有關，無法由分析方法與參數設定來評斷。然而該報告的製造應力分析結果應可信賴，如有必要可直接引用此結果執行後續分析。

討論案 8：熱應力分析的溫度負載設定

案由說明：熱應力分析進行的方式可先由熱流分析取得結構組件的溫度分布結果，之後再輸入分析模型中執行應力計算；另一種方式則可由設計的溫度分布直接輸入模型進行應力分析。在後者的方式需確認設計的溫度分布以及主要影響熱應力值的溫度梯度(thermal gradient)是否足以涵蓋(bounding)各種正常與意外事件下的溫度梯度結果，以確認分析結果的保守性。

討論經過：在 HI-STAR 100 的安全分析報告(SAR)中，已提供熱應力分析所根據的設計溫度分布，因此採用該報告的設計溫度負載可避免額外的熱流分析負擔，無須考量分析取得各種正常與意外事件下的護箱溫度梯度結果，如此可更有效運用有限的計畫資源，同時亦可基於相同的溫度負載條件，使得所執行的平行驗證有更合理的比較結果。

討論決議：熱應力分析所需的溫度負載可直接引用 HI-STAR 100 SAR 的設計溫度分布來進行分析，並確認設計的溫度梯度可涵蓋(bounding)各種正常與意外事件下的溫度梯度的熱流分析結果。

表 7、第二次結構技術討論議題與決議彙整

| 技術討論 項次 | 議題 | 議題說明 | 討論決議 |
|------------|--------------|-----------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 6 | 鐳接殘留應力分析的考量 | 鐳接殘留應力的大小將影響結構件的應力腐蝕與裂紋成長行為，在結構評估中是否須加以考量。 | 依照法規可不用考慮鐳接殘留應力的分析，但對於鐳接施工過程仍須依照相關法規條文施做，以保障鐳接品質，避免過大的殘留應力發生。 |
| 7 | 護箱製造應力的評估方式 | 在評估 Overpack 的製造應力時，由於該應力主要是由鐳接過程引起，分析製造應力該採取何種方式較為適宜。 | 在評估製造應力大小時，因為目標在於各層的主要薄膜應力，並不需要直接計算複雜的鐳接殘留應力。在本案中可直接引用 HI-STAR 100 SAR 中的製造應力結果做為後續分析使用。 |
| 8 | 熱應力分析的溫度負載設定 | 熱應力分析中的溫度負載設定，可依據由熱流分析取得的溫度分布結果，也可由設計溫度的分布直接輸入模型進行應力分析。對兩種方式的適用性進行討論。 | 熱應力分析所需的溫度負載可直接引用 HI-STAR 100 SAR 的設計溫度分布來進行分析，並確認設計的溫度梯度可涵蓋 (bounding)各種正常與意外事件下的溫度梯度的熱流分析結果。 |

3.3 熱流安全分析技術交流

3.3.1 第一次交流主題

本次交流佐證資料如圖 7 所示，而各項討論經過與決議除如下所錄外，亦彙整於表 8。

討論案 1：新版導則第八章(五)熱傳評估結果中對不準度要求之討論

案由說明：對於新版導則中加入不準度之要求雖有助於管制部分逼近設計限值之案例分析時，令管制機關對此狀況下的分析結果有一定信心。惟考量乾式貯存設施往往保有極大餘裕，且我國以往申照限值與實際裝載允諾值間，皆存有極大的負載餘裕。鑑於相關分析工具若經完整平行驗證，其驗證後之誤差必定被限縮於一可接受範圍內，並明顯小於既存餘裕。而對於此狀況，再行要求其不準度似乎並無實質效益，因此提出討論。

討論經過：專業同行成員提出 NAC 與 HOLTEC 等公司在進行護箱申照時，往往皆以最大保守條件進行考量，以求各個可能應用的電廠皆可以同一套安全分析報告來涵蓋，因此安全分析報告中確實保有極大之保守性。惟若無明確量化數據，恐難以說服主管機關以及同儕審查委員。本計畫熱流研究團隊提出，因計畫中需針對假想設施進行模式發展與安全分析，於此階段應可分別針對 NRC 核准之安全分析報告以及我方團隊自有之分析方法論進行計算比較，若能提供充足案例資訊應可作為有力之佐證。

討論決議：基於以上討論，雙方討論認為應於分析結果與設計限值間仍有充份餘裕時，得豁免其提列不準度之要求，而為能提出具體證明，應擬由熱流分析團隊以乾貯熱流分析結果之比對來提出佐證，請再同儕審查委

員審查後，提供給管制機關參考。

討論案 2：第八章第(五)熱傳評估結果-2·護箱內壓力評估方式計算基礎

案由說明：護箱內壓力計算主要係基於護箱內有效體積、裝載燃料歷史、回充莫耳數以及運轉時之護箱內空間平均溫度有關。為能減少本項計算結果之可能疑議，應就各項分析參數進行討論。

討論經過：針對正常、異常與意外載事故下分別考慮不同程度之燃料破損狀況以及其分裂產物釋放於護箱內時所導致的內部壓力變化，導則 NUREG-1536、1567 及我國審查導則已對其氣態分裂產物之外釋量、燃料破損量進行明確規範，已無執行之疑議。且護箱內之有效氣體體積、回充時之壓力皆有明確之計算方式與作業準則。因此僅剩填充時的莫耳數(由填充時的壓力與溫度決定)與貯存狀況下之溫度會造成影響。而依據前項源自於熱負載或是熱傳假設所獲得的溫度保守性，並加計護箱(MPC)內部結構、燃料等固體後確認可以獲得比較高的平均氣體溫度，確實可以提供較為保守的分析結果。考量相關參數探討繁瑣且無實例驗證之狀況下恐難說服各委員，因此應利用本次熱流評估之機會進行估算，以提供合適佐證供參考。

討論決議：當施行熱流分析時已存有充足的溫度保守度時，其壓力計算結果亦將提供等同溫度保守度比例保守度之內部壓力計算結果；熱流分析團隊亦將就標的設施之貯存狀況進行內部壓力評估，以供同儕委員審視。並於委員同意後，將此項評估工作視為，只需確認燃料可能釋出之分裂氣體、氣體回充時之條件是否保守，即可確認內部壓力計算結果無虞。

討論案 3：新版導則第八章(五)熱傳評估結果第七項平行驗證之執行範圍討論

案由說明：對於新版導則中對於平行驗證工作其文字為：“…並經第三方公正機關(構)平行驗證…” 乙項，應對應執行範圍有所共識，以免過於繁冗

的平行驗證工作導致審查作業之停滯。

討論經過：我方基於以往協助管制單位進行核二廠 1 期乾貯之經驗，以及以往核研所協助廠家進行申照案例之經驗進行討論，雙方皆認為不論針對此一假想標的設施或是未來實質申照與審查之設施，應秉持管制方與申照方之義務與分析標的不同之態度來進行分析評估。且熱流分析工作中若能確保各項基礎資訊，如模式、材料性質與邊界條件之可信度，則許多案例實際上可以透過理論解析與推估瞭解其結果，因此若將所有申照方已執行之分析計算書進行平行驗證，其工作負擔往往非協助驗證之第三方所能負荷。且部分計算書涉及廠家智財權等敏感資訊，不宜外流。因此雙方在審視導則原意與執行之必要性後，建議此部分應就與分析結果直接相關且有必要於安全分析報告(SAR)中揭露之資訊，而該資訊無法以工程評估或書面審查、計算書檢閱方式檢核其保守性時，才需要進行平行驗證。

討論決議：經由同行專家與我方研究人員之討論，雙方建議管制機關應對於審查導則中所載，各項分析“並經第三方公正機關(構)平行驗證…”建議優先由關鍵工作項目開始驗證，並確保驗證範圍足以涵蓋熱流特性之極限即可。

討論案 4：護箱模式與廠房模式耦合計算之視因子條件設定

案由說明：在需要進一步利用護箱模式求取細部元件溫度之方法論下，護箱表面之移熱能力需同時考慮輻射熱傳與對流熱傳。雖然在廠房模式中以求取護箱邊界的流體溫度供護箱模式用，但輻射熱傳模式仍需額外給予視因子值方能計算。

討論經過：雙方討論後認為未來我國可能採用的各種設施，其護箱的輻射熱傳能力在室內貯存環境中仍有一定比例，因此對於輻射熱傳之影響需加以注意。而基於熱流學理，其輻射視因子可由以下方式求得：

1. 利用簡化幾何形狀，直接以理論法求得，惟此法無法精確估算護箱實際列置之視因子，故應謹慎應用；
2. 利用 S2S 模式，將各護箱表面網格對其它護箱與廠房之視因子進行計算，惟此法計算耗時且恐受對稱邊界影響；
3. 直接利用蒙地卡羅、DO 模式等進行表面輻射熱傳通量之計算，並將所獲之輻射通量以輻射熱傳方程式進行換算，進而求得其視因子。
4. 由於 FLUENT 中並無單一欄位可以進行視因子之設定，因此應將視因子與表面放射率進行乘積，再寫入原放射率之欄位。
5. 為能證實此法之可行性，應利用正常貯存之案例計算之機會，完成整體視因子評估與應用之範例展示。

討論決議：熱流分析小組將以次模型進行護箱與廠房間的輻射熱傳評估，並於 DO 模式求解出輻射熱通量後轉換為視因子，經比較不同列置下之視因子保守度後再帶入護箱模式中進行求解；而各項分析結果將展示於熱流分析之子項報告中作為佐證。

討論案 5：第八章熱流分析所需燃料束性質處理方法

案由說明：由於審查導則中要求明確針對高燃耗與破損燃料進行必要之評估；考量無論使用何種護箱或設施上述燃料狀況將與熱流分析工作息息相關，因此本研究雖然無需考慮破損燃料與高燃耗之影響，但其方法應就各項燃料狀況所致之燃料等效熱傳導特性進行研析，以確保其方法能將各燃料狀況考量在模式中。

討論經過：雙方討論後認為材料性質的分析技術除了滿足現況外，更需考量未來探討各式燃料狀態(含高燃耗及受損燃料)之所需；考量均質化技術所獲得的材料性質主要係來自於單一材料(元件)性質、幾何形狀所成之熱阻串/拼接方式，故其處置方式可歸納如下：

1. 無論是高燃耗燃料或破損燃料再裝罐之狀況，皆可利用均質化技術

求取等效熱傳導係數，再置換於分析模式中即可；

2. 高燃耗燃料若考量護套氧化層厚度以及燃料丸特性之影響，亦可參考 IAEA 報告：IAEA-TECDOC-1233 或其他具代表性研究報告，並配合均質化模式進行處理即可。以 IAEA 報告為例，其針對高燃耗所造成的護套性質、氧化層厚度以及燃料丸性質進行評估並獲得不同溫度下之特性，可以進一步作為發展高燃耗燃料性質評估之依據。
3. 破損燃料之幾何形狀因為再裝罐或其他原因而改變時，需重新進行子模型建立以求取材料性質，惟分析後若其等效熱傳導係數遠高於正常燃料時，得以正常燃料之性質保守估算，而無需反覆評估。

討論決議：高燃耗及受損燃料等燃料狀態之材料性質仍可透過完整燃料之性質計算方式求得，其方法將於子項三熱流評估之研究報告中材料性質乙節加以註記於此不再贅述。



圖 7、熱流安全分析子項成員於核工組效評分組進行交流活動

表 8、第一次熱流技術討論議題與決議彙整

| 技術討論 項次 | 議題 | 議題說明 | 討論決議 |
|------------|-----------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------|
| 1 | 不準度量化 評估之必要 | 考量已驗證的分析方法具有一定正確性，在確認分析參數有充足保守度，且結果並未趨近設計限值時，是否可免除量化不準度之工作 | 經討論，因針對 <u>標的設施</u> 所進行的行驗證結果為保守，且在分析參數可涵蓋實際裝載與運轉條件下仍有餘裕，故同意除其不準度量化之工作。 |
| 2 | 護箱內壓力 評估方式計 算基礎 | 考量護箱內壓力計算主要依據裝載及熱流分析所獲之正常案例溫度結果進行計算，而以往並無對平均溫度計算方法明確定義，應加以討論 | 經討論後決議，無論針對何種設施進行分析，建議將護箱內所有固體加入計平均溫度之項次內，如此可以獲得比單純估算流體區更為保守的溫度，使內部壓力計算結果趨於保守。 |
| 3 | 平行驗證範 圍討論 | 有鑑於平行驗證者之責任在於確認分析結果之保守性，因此在確認分析方法論(點模式)之保守性後，只需檢核材料性質與邊界條件之可信度即可推估其他案例之結果；因此應對平行驗證之範圍加以侷限，以有效利用平行驗證能量。 | 經討論後決議，無論針對何種設施進行平行驗證工作，可優先針對需於安全分析報告(SAR)中揭露，且無法以工程評估或書面審查、計算書檢閱方式檢核之參數、性質或案例進行驗證即可。 |
| 4 | 模式視因子 計算 | 護箱表面之視因子將進一步影響其護箱熱傳能力，需有以具理論基礎之方式加以定義並求解 | 經討論後決議，無論針對何種設施進行分析，或平行驗證工作，需於分析模式中代入最保守護箱之表面視因子，其方法可為：解析解或 S2S 與 DO 等數值法。 |
| 5 | 燃料束性質 處理方法 | 考量燃料束的等效性質可能因為單一材料與幾 | 不論針對何種設施進行分析，應利用合式之燃 |

| | | | |
|--|--|-------------------------------|----------------------------------------------------------|
| | | 何之改變而有所不同，應有一套方法可將所有類型燃料含括處理。 | 料束次模型，並代入不同條件下之材料性質進行求解，以求得一般、缺陷、破損、再裝罐、集裝與高燃耗燃料之等效熱流特性。 |
|--|--|-------------------------------|----------------------------------------------------------|

3.3.2 第二次交流主題

本次交流佐證資料如圖 8 所示，各項討論經過與決議除如下所錄外，亦同步彙整於表 9。此外為能便於編列各項討論議題，討論案之編號將沿續第一次討論會已使用之案號為之。

討論案 6：火災分析方法選定與護箱設計特性之討論

案由說明：火災分析案例對於熱流分析以及意外事故之綜合評估確有分析之必要性，但綜合國內既有核一、二廠 1 期乾貯設施與國內曾進行研究的 CASTOR 護箱等案例，則發現不同護箱間所採用的火災分析方法與假設多有差異；為能確認此各分析方法之影響與對導則之依循性，因此提出討論。

討論經過：我方提出核一廠 1 期乾貯係採用完整分析方式，以有限元素法進行全護箱評估；核二廠 1 期乾貯則採用行政管制之精神，在控制可能導致火災之燃油數量後，以能量守恆方式進行評估；而在 CASTOR 的研究分析中則採用 CFD 分析方法進行探討。專業同行成員提出各項分析結果係基於整體乾貯設施之設計考量，並依據其護箱特性進行評估，因此只要假設情境與邊界條件符合整體設計及導則要求，應無太多疑議。此外，我方人員提出不同護箱採用各項分析方法之主要原因係與護箱材料限值及熱容量有關，因此對於厚屏蔽體之混凝土護箱或中子吸收材外部具有充足厚度的金屬護箱型式，採用能量守恆方式或可滿足分析需求，但對於如同 HI-STAR 100 之中子吸收材接近外殼體之設計，可能需配合行政管制與運轉作業規劃方可達成。

討論決議：基於以上討論，雙方認為在此假想性設施中，為避免分析結果導致研究題材失焦或發散，在第一次熱流分析後採用假設性作業程序與行政管制來克服分析結果與導則要求之落差應屬研究之合理假設範疇，況

且最終分析結果亦已滿足導則之要求，故建議或可保留相關分析作業之流程供管制機關與未來投入之研究團隊參考。

討論案 7：安全分析案例中熱流邊界相似性與涵蓋性之討論

案由說明：有鑑於熱流分析工作之正常、異常與意外事故中，皆有考量環境溫度變化而提出之安全分析案例，而透過部分案例之評估結果與熱流學理之討論，實則在部分案例分析前即可合理評估出該案之結果；況且隨著異常與意外事故的發生，設計規範中往往會有較高的溫度限值，而讓事故狀況下之元件溫度餘裕放大。為能探討各案例的存在必要性，故提出各分析案例之必要性討論。

討論經過：同行專家針對所提議題指出，同類型熱流案例分析之結果(如正常、異常高溫、極高環溫)往往與其邊界條件直接相關，且熱流分析結果經學理常識的解析下皆可視為與環境溫度呈線性變化，因此若在正常案例中的溫度餘裕最小元件(如聚合物製中子吸收材)在溫度餘裕足以涵蓋後續案例之溫升情況下，或許可以考量適度的減少部分案例的計算。我方針對管制之角度則補充提出在考量整體安全分析報告的完整性前提下，分析者或可針對正常、異常與意外事故之案例擇要進行分析，惟不宜將異常與意外事故案例之描述與討論自分析工作中刪除；應在取得管制機關的信任與接受後，以工程評估取代部分直接計算流體分析工作，並於審查過程中提出佐證，若佐證不足以說服審查委員時，則應再補充具涵蓋性的計算案例。

討論決議：分析工作主要係建構完整的熱流分析情境，並據以提出對應的分析案例；但分析工作的執行者仍具有選擇分析方法的自主性，可擇要針對分析案例進行挑選並計算求解，但不宜直接移除該案例之描述或規劃。各項未實際進行計算求解之案例應以工程評估進行陳述與說明，並確認評估後仍保有適當之元件溫度餘裕即可。

討論案 8：熱流極限案例規劃之效益

案由說明：以往的安全分析案例規劃或審查期間，有可能因為審查或討論意見而新增需案例。但就熱流分析的角度而言，其案例或可透過最保守的極限案例來加以規範。因此在本假想性設施安全分析工作之學術研究中，特別提出一個極限案例分析的思維，在搭配行政管制措施將各案例整合為一可用的事故處置規劃，以全面性陳述意外事故期間的處置能力。

討論經過：我方與專業同行在針對所提的極限案例結果與容許排除此事故之作業時間後，認為無需強制將此案例納入安全分析報告中，只要能備有此類案例，並充分說明在最嚴峻事故下能供事故排除之時間，將有助於說明整體設施的安全性，尤其在對外說明時或有些許助益。此外，若將此事故的分析結果與其他無作業時限之事故結果進行整合，則可視為是設施發生最嚴峻事故後的恢復過渡期之參考資訊。在假想若事故不能於其容許時限內全部排除事故狀況的前提下，達到類似預先推演事故排除流程的階段性目標，以達到防患於未然的精神。舉例來說，以往可能對於極為嚴重的掩埋案例，僅能針對掩埋案例之容許作業時間進行情節推演與因應。但若於分析中即將其與水災事故加以整合，則可以思考若作業時程上因為不可抗拒因素而延後，將未能排除事故狀況的場地注水，以緩和護箱所在地的熱流邊界條件，並增加作業人員的選擇策略與可運用時間。此外，此一整合性意外事故探討僅是提供一個已掌握情境的過渡作業階段資訊供參考，並非代表排除或乎視事故狀況，後續該護箱仍需依據行政管制恢復至正常貯存狀況，因此不致造成任何後續作業的疑慮。

討論決議：經由同行專家與我方研究人員之討論，雙方認為此一基於研究探討與事故情節之研析思維或可提供更詳盡的事故狀況探討，未來雖不一定需納入安全分析報告中，但仍可提供申照者與管制單位參考，並作為

增加設施信賴度之參考資料。



圖 8、熱流安全分析子項成員於清華大學綠能館進行交流活動

表 9、第二次熱流技術討論議題與決議彙整

| 技術討論 項次 | 議題 | 議題說明 | 討論決議 |
|------------|-----------------------|----------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------|
| 6 | 火災分析方法選定與護箱設計特性之討論 | 針對不同護箱與安全分析報告所採用的火災分析技巧之不同進行原因與接受性探討。 | 各項分析方法皆是針對審查導則之要求進行規劃，以證實火災事故下的護箱安全性，各分析方法僅是因應不同護箱的工程設計差異而規劃出之作法，並不影響其有效性 |
| 7 | 安全分析案例中熱流邊界相似性與涵蓋性之討論 | 考量熱流分析案例可能因為邊界的相似性而是否成為冗餘案例。 | 分析者在完成各式情境分析與規劃後，或可以工程評估取代部分冗餘案例之計算求解，但不宜直接移除該項案例，以求安全分析報告之完整性。 |
| 8 | 熱流極限案例規劃之合適性 | 為探討最嚴重熱流情境而規劃之假想案例，透過研究之思維將其納入研究範疇中，並與其他意外事故分析案例結合 | 非審查導則所明文要求案例，但仍有其研究價值，其所提供的額外資訊可以作為增加設施信賴感與說明之依據。 |

3.4 輻射屏蔽安全分析技術交流

3.4.1 第一次交流主題

本次技術交流時間為 4 月 23 日，分項計畫執行博士生賴柏辰，偕同熱流分項主持人曾永信博士，一同前往拜會核能研究所保健物理組：王正寧副工程師與邱一夫助理研究員(圖 9)。兩位核研所先進皆在乾式貯存設施相關的輻射屏蔽安全分析方面具有豐富的實務經歷。在討論案開始前，就今年度計畫目的、研究規劃及研究方法作介紹，並對計畫後續技術討論之專業領域向兩位專家提出邀請；各項討論決議則如表 10 所錄。



圖 9、輻射屏蔽安全分析子項成員保健物理組專家進行交流活動

討論案 1: 計畫標的設施共同資訊討論

案由說明：針對本計畫選定的標的用過核子燃料、標的貯存護箱及標的設施建物的適當性進行討論。

討論經過：

1. 標的用過核子燃料: 參考圖 10 所示 HI-STAR 安全報告[4]提供的裝填燃料資訊，以圖中冷卻 10 年的燃料條件，建議其燃料燃耗應小於 33,800 MWD/MTU。與本計畫選定之燃料條件相比，本計畫選擇燃料束型式為 GE 8x8-1，²³⁵U 初始濃縮度為 3.25 wt%，最大燃耗度為 36,000 MWD/MTU，在用過燃料池中至少冷卻 10 年。本計畫選定之燃料最大燃耗度較高，預期會得到較高的輻射源項。考量本計畫執行目的為建立平行驗證的技術能力與方法，在此選定燃料資訊定義清楚的核一參考用過核子燃料，且會產生相對保守的輻射源應是合理可接受的。
2. 標的貯存護箱: 兩位專家針對護箱屏蔽幾何模型及材料作檢視確認，屏蔽模型由內而外，密封鋼筒 MPC (主要材質為不鏽鋼)、內殼、外殼、加馬吸收材 (主要材質為碳鋼)與中子吸收材 (Neutron Shield Holtite-A)。提出或許可以針對此護箱模型比較一下中子吸收材差異的效應。(Neutron Shield Holtite-A vs. NS-4-FR)
3. 標的建物設施: 兩位專家對整體建物屏蔽模型及材料作檢視確認，特別針對迷道寬度部分作討論，分享以往分析經驗，當建物迷道過大時，對輻射屏蔽的效應就會變得很差，本研究採用的 20 cm 寬度，可保有迷道屏蔽能力，且對熱流移熱效應為更保守的條件。

討論決議: 針對本計畫選定的標的用過核子燃料、標的貯存護箱及標的設施建物，兩位專家認為合理可接受，並建議在護箱表面劑量計算時可增加中子吸收材差異的比較。

Table 1.1-5
FUEL ASSEMBLY COOLING AND AVERAGE BURNUP

| Post-irradiation Cooling Time (years) | MPC-24 PWR Assembly Burnup (MWD/MTU) | MPC-68 BWR Assembly Burnup (MWD/MTU) |
|---------------------------------------------|-----------------------------------------------|-----------------------------------------------|
| ≥ 5 | ≤ 28,700 | ≤ 26,000 |
| ≥ 6 | ≤ 32,800 | ≤ 29,100 |
| ≥ 7 | ≤ 33,300 | ≤ 29,600 |
| ≥ 8 | ≤ 35,600 | ≤ 31,400 |
| ≥ 9 | ≤ 37,000 | ≤ 32,800 |
| ≥ 10 | ≤ 38,300 | ≤ 33,800 |
| ≥ 11 | ≤ 39,300 | ≤ 34,800 |
| ≥ 12 | ≤ 40,200 | ≤ 35,500 |
| ≥ 13 | ≤ 40,900 | ≤ 36,200 |
| ≥ 14 | ≤ 41,500 | ≤ 36,900 |
| ≥ 15 | ≤ 42,100 | ≤ 37,600 |

圖 10、HI-STAR 安全報告提供的裝填燃料資訊[4]

討論案 2：屏蔽安全分析理論方法與採用程式檢視

案由說明：本計畫預計採用基於 Consistent Adjoint Driven Importance Sampling (CADIS)理論之 SCALE/MAVRIC 程式作為屏蔽安全分析的主要工具。

討論經過：兩位先進提供以往執行核一、二乾貯相關安全分析報告內容經驗分享，特別針對此計畫執行所需之用過核子燃料射源項模擬方法作討論，參考本團隊先前針對護箱密封鋼筒詳細幾何模型與四區均勻化幾何模型護箱表面劑量率的比較結果，四區均勻化作法實屬保守[5, 6]。相較於核一、二乾貯屏蔽分析使用非常費時的 MCNP 蒙地卡羅計算，二位專家一致認同採用基於 CADIS 理論的分析程式 MAVRIC 能有效地結合決定論法與蒙地卡羅法優點，非常適用於此類極端困難的乾貯屏蔽分析。

討論決議：二位專家認為採用具有 CADIS 理論優勢之 MAVRIC 計算程式是最佳選擇，並認可射源項建模採取對護箱內部密封鋼筒依其燃料特性分四區均質化方式進行模擬分析。

討論案 3：針對室內乾貯設施屏蔽分析方法檢視

案由說明：針對 Radulescu 等人於 2018 發表的最新文獻[7]作分享，針對室內乾貯設施屏蔽分析方法作討論。

討論經過：二位專家皆同意相關集中式乾式貯存設施周遭劑量率分布評估是相當困難的，在此文獻內，該設施貯存有 467 個護箱，為得到設施周遭劑量率分析結果，該文獻在 ORNL 的 Panacea cluster 電腦上進行了 467 次各別的屏蔽計算，且每次計算皆具有各別的決定論法計算及後續的蒙地卡羅法模擬，每次計算時間約為 24-36 小時，加總後最終得到的劑量率結果統計誤差仍只能在 20 % 以下。而以往在核一安全分析報告內採用的 two-step method，為先由燃料射源模擬至護箱側邊及頂部表面，再由護箱表面計分射源模擬至設施外部，最後加總 30 組護箱的計算結果。

討論決議：針對大型集中式乾式貯存設施周遭劑量率分析，要得到具有參考意義的劑量率結果，需要投入相當大的計算資源。本計畫採用同於 Radulescu 等人文獻的 one-step method 方法，相對以往的 two-step method 會減少接龍計算的誤差，更精準提供模擬過程中各粒子的資訊，但仍需在如何精進後續蒙地卡羅計算效率上作更深入的研究。

表 10、第一次屏蔽技術討論議題與決議彙整

| 技術討論 項次 | 議題 | 議題說明 | 討論決議 |
|------------|-----------------|----------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1 | 計畫標的設施共同資訊討論 | 針對本計畫選定的標的用過核子燃料、標的貯存護箱及標的設施建物的適當性進行討論。 | <p>標的燃料: 選定之燃料燃耗度較高，預期會得到較高的輻射源項。考量計畫執行目的為建立平行驗證的技術能力與方法，在此選定燃料資訊定義清楚的核一參考用過核子燃料，且會產生相對保守的輻射源應是合理可接受的。</p> <p>標的貯存護箱: 建議在護箱表面劑量計算時可增加中子吸收材差異的比較。</p> <p>標的設施建物: 對建物屏蔽模型及材料作檢視確認，特別針對迷道寬度作討論，整體合理可接受。</p> |
| 2 | 屏蔽安全分析理論方法與採用程式 | 本計畫預計採用基於 CADIS 理論之 SCALE/MAVRIC 程式作為屏蔽安全分析的主要工具。 | 認為採用具有 CADIS 理論優勢之 MAVRIC 程式是最佳選擇，並認可射源項建模採取對護箱內部密封鋼筒依其燃料特性分四區均質化方式。 |
| 3 | 室內乾貯設施屏蔽分析方法 | 針對 Radulescu 等人於 2018 發表的最新文獻 [7] 作分享，針對室內乾貯設施屏蔽分析方法作討論。 | 本計畫採用 one-step method 方法，相對以往的 two-step method 會減少接龍計算的誤差，更精準提供模擬過程中各粒子的資訊，但仍需在如何精進後續蒙地卡羅計算效率上作更深入的研究。 |

3.4.2 第二次交流主題

本次技術交流時間為 6 月 24 日；計畫總主持以及分項四計畫主持人許榮鈞教授前往拜會核能研究所保健物理組：張淑君組長、姚勳忠副組長與邱一夫助理研究員(圖 11)。保健物理組負責核一、二廠一期乾貯設施輻射相關章節的分析，皆在乾式貯存設施的輻射安全分析方面具有完整的實務經歷，雙方討論與技術交流有利於輻射安全分析者與驗證者的經驗分享，共同促進提升國內技術水準；所得成果則如表 11 所示。

討論案 4：乾貯設施輻射源項評估方法與程式

案由說明：核一、二廠一期乾貯設施輻射源項評估程式使用 SCALE 4.4a 程式集
的 SAS2H 程式，未來是否使用最新版 SCALE6 程式集中的 TRITON
程式為主要分析工具？

討論經過：針對核一、二廠用過核子燃料的射源特性，核能研究所所使用的分析
程式為美國 ORNL 國家實驗室發展之 SCALE 4.4a 程式集之 SAS2H
程式，該程式包括產生輻射源項之 ORIGEN-S 程式。SAS2H 程式為
乾式護箱貯存系統審查標準 NUREG-1536 及 NUREG-1567 報告所建
議的輻射源項評估程式，可依據用過核燃料束的規格與燃耗歷程計算
求得燃料束之燃料中子、燃料光子、結構光子的射源強度和軸向分布。
但是在新版的 SCALE 6 程式集中，SAS2H 已被 TRITON 所取代。為
提高國內用過核燃料射源項分析之計算水平，未來國內應該逐漸改為
使用 TRITON 程式作射源項分析，但是針對如何確認計算結果之準
確性與如何培育相關人才，雙方進行深入討論。

討論決議：針對在新版的 SCALE 6 程式集中，SAS2H 已被 TRITON 所取代的事
實，雙方皆認為這是技術演進的必然。SAS2H 利用兩個一維遷移計
算近似二維燃料棒之配置，但是 TRITON 直接可靠地分析二維燃料

束組態之核種組成與射源項，所以理論上 TRITON 評估結果應該較為正確。但是，SAS2H 已經累積相當多的驗證資料，包括計算與實驗測量值比較的結果，它更是 NUREG-1536 及 NUREG-1567 報告所建議的輻射源項評估程式。雙方認為 SAS2H 和 TRITON 應該都可準確分析用過核燃料核種組成和射源項強度並使用於輻射安全分析，但是長遠考慮，雙方仍建議未來國內應多投入 TRITON 相關研究，以因應日趨複雜的燃料束組態與未來應用。

討論案 5：國內乾貯設施輻射安全分析領域未來研究發展方向

案由說明：針對國內乾貯設施輻射安全的分析，經過核一、二廠一期乾貯設施經驗的累積，雙方就未來研究發展方向進行討論。

討論經過：回顧核一、二廠一期乾貯設施安全分析與審查驗證所累積的技術與經驗，雙方認同輻射安全分析使用程式工具可分為兩大類：(1) 射源項的評估：過往採用美國 ORNL 國家實驗室發展之 SCALE 4.4a 程式集之 SAS2H 程式，它是乾式護箱貯存系統審查標準 NUREG-1536 及 NUREG-1567 報告所建議的輻射源項評估程式。參考國外方向，未來主流分析程式將以最新 SCALE6 程式集中的 TRITON 程式為主。(2) 輻射遷移計算與劑量評估：過往主要採用 MCNP 程式進行包括用過核子燃料乾式貯存設施傳送護箱與貯存護箱表面劑量的計算、還有設施廠界劑量的計算等等，該程式同樣為乾式護箱貯存系統審查標準 NUREG-1536 及 NUREG-1567 報告所建議的整體屏蔽分析程式之一。參考國外方向，未來主流分析程式將以最新 SCALE6 程式集中的 MAVRIC 程式為主，或是另一選項以 ADVANTG 搭配國內熟悉的 MCNP 程式。雙方同時針對相關領域未來研究發展方向進行討論。

討論決議：雙方皆有共識認為應朝盡可能精確計算護箱表面輻射劑量率，以便能

與將來試運轉熱測試時測得的護箱表面劑量率分布直接比較，包括側邊與頂部，除了徑向和高度分布之外，應該亦包含軸向分布，以達完整驗證所需並可同時提升計算與測量水準。另外，發展高效率中子與加馬射線的測量技術也是非常重要，因為不同護箱設計可能導致表面劑量率的主導成分不同，例如混凝土護箱表面以加馬射線為主，金屬護箱可能以中子為主，二者的偵檢設備與有效屏蔽材料有很大差異。再加上國內對於乾貯設施廠界劑量率限值的嚴格要求，一般商用輻射防護偵檢器可能無法使用，高靈敏度輻射偵測設備將不可或缺。



圖 11、輻射屏蔽安全分析子項成員保建物理組專家進行交流活動

表 11、第二次屏蔽技術討論議題與決議彙整

| 技術討論 項次 | 議題 | 議題說明 | 討論決議 |
|------------|------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 4 | 乾貯設施輻射源項評估方法與程式 | 核一、二廠一期乾貯設施輻射源項評估程式使用 SCALE 4.4a 程式集成的 SAS2H 程式，未來是否使用最新版 SCALE6 程式集中的 TRITON 程式為主要分析工具？ | SAS2H 和 TRITON 應該都可準確分析用過核燃料核種組成和射源項強度並使用於輻射安全分析。長遠考慮仍建議未來國內應多投入 TRITON 相關研究，以因應日趨複雜的燃料束組態與未來應用。 |
| 5 | 國內乾貯設施輻射安全分析領域未來研究發展方向 | 針對國內乾貯設施輻射安全的分析，經過核一、二廠一期乾貯設施經驗的累積，雙方就未來研究發展方向進行討論。 | 雙方皆有共識認為應朝盡可能精確計算護箱表面輻射劑量率，以便能與將來試運轉熱測試時測得的護箱表面劑量率分布直接比較。另外，因為國內對於乾貯設施廠界劑量率限值的嚴格要求，高靈敏度輻射偵測設備將不可或缺。 |

第四章、同儕審查

為能確保前述各技術團隊之討論成果能符合管制作業之標準，本研究分別於期中與期末分別辦理乙次同儕審查會議，並邀請前章所述之各領域同儕審查專家，就本研究執行與人員國內專業同行之技術交流與計畫執行狀況進行討論與審查。

4.1 第一次審查記要

本計畫第一次同儕審查會議係訂於 5 月 24 日中午 12 點，於綠能館 208 室辦理，我方人員與委員出席狀況如附件二，當日簡報如附件四所示，除一開始由主持人許榮鈞教授針對本研究執行方法、標的設施與待貯燃料特性進行要項說明記要如下，以作為各專業審查之參考依據：

1. 規劃一假想設施，依照台電核一廠除役環評報告書所載之廠房壁面具有 90cm 厚度，頂部厚度則為 45cm，通氣口具有迷道設計且外牆進氣口高於護箱高度；
2. 假設採用金屬護箱進行貯存，在每護箱可貯存 68 束燃料之前提下，假設該廠房具有 10 個可貯存 12 組護箱之貯存廳，共計可貯存 8,160 燃料，與核一廠用過核子燃料貯存量相當；
3. 設計標準燃料為 GE 8X8-1 燃料、燃耗至少 36,000 MWD/MTU 冷卻時間 10 年，初始濃縮度 3.25 wt%；各子項分析至少要考慮上述條件，若各技術評估所需資訊無法涵蓋整廠除役乾貯所需，則自行增加條件以符合分析需求；
4. 經選定以 HI-STAR 100 護箱進行研究，標準單一護箱裝載每束 250W，整體 17KW 熱負載，分析過程中更考慮棋盤、密集等不同配置；
5. 廠房設計考慮護箱吊運與自然對流通風需求，惟不考慮作業空間僅以貯存區進行研究。

4.1.1 臨界安全之審查發現

針對臨界安全分析部分，本次主要依據本研究團隊專業同行交流結果為依據，在分項主持人林宗逸博士先行就本次擬討論之標的設施模式分析狀況進行簡報，隨即就以下兩項待審查討論(表 12)之事項進行說明與討論：

1. 臨界計算軟體的版本及截面庫是否受限；本項討論主要是針對 MCNP 與 SCALE 於不同版本下可能採用不同的截面庫資訊，而致使分析結果可能因此受到影響；相同的在採用不同的源項設定下亦可能會對分析結果造成影響。因此經過討論後，同儕委員皆認為此部分或應於未來分析與審查時多加關注，實務上應述明所採用的截面資料庫，以確保作業之嚴謹。安全分析報告內應清楚說明使用之臨界計算軟體及中子截面資料庫。
2. 新版 NUREG-2224 中針對高燃耗燃料可能造成的燃料棒變型以及破損燃料/高燃耗燃料可能出現的燃料棒遺失、置換與結構件損毀等項次，亦需納入評估。而經討論以往在進行乾貯分析時因為是以完整燃料為貯存標的進行分析，並探討其燃料錯置時對臨界之影響。而依據此導則，未來或需對燃料棒有上述損毀之影響進行評估，以確保分析結果之保守性。

表 12、第一次同儕審查會-臨界討論議題與決議彙整

| 討論 項次 | 議題 | 議題說明 | 討論決議 |
|----------|------------------------------|----------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------|
| 1 | 臨界計算軟體的版本及截面庫是否受限。 | 針對 MCNP 與 SCALE 於不同版本下可能採用不同的截面庫資訊，而致使分析結果可能因此受到影響。 | 同儕委員皆認為此部分或應於未來分析與審查時多加關注，實務上應述明所採用的截面資料庫，以確保作業之嚴謹。安全分析報告內應清楚說明使用之臨界計算軟體及中子截面資料庫。 |
| 2 | 新版 NUREG-2224 中針對高燃耗燃料的評估要求。 | 高燃耗燃料可能造成的燃料棒變型以及破損燃料/高燃耗燃料可能出現的燃料棒遺失、置換與結構件損毀等項次，需納入評估。 | 經討論以往在進行乾貯分析時因為是以完整燃料為貯存標的進行分析，並探討其燃料錯置時對臨界之影響。而依據此導則，未來或需對燃料棒有上述損毀之影響進行評估，以確保分析結果之保守性。 |

4.1.2 結構安全之審查發現

針對結構安全分析部分，本次主要依據前章所述之專業同行交流結果為依據，在分項主持人范政文博士先行就本次擬討論之標的設施分析所需之廠房模式與護箱模式進行簡報後，進一步就以下兩項待審查討論事項(表 13)進行說明：

1. 根據 HI-STAR 100 的 SAR，其燃料提籃(Basket)、密封鋼筒(MPC)的結構分析使用 2D 有限元素模型，而外層護箱(Overpack)使用 3D 模型之必要性討論。在 SAR 中，因考慮所有可能的負載組合以及其相應的邊界條件設定，使用不同形式的模型可利於進行不同條件下的分析工作。然而本計畫受限於有限的人力與時間成本，因此規劃採用單一的 3D 有限元素模型以及暫不考慮組件細節來建立模型，同時亦可比較不同模型假設下的分析結果，以檢驗相關設定的保守度，做為日後審查工作的參考。
2. Drop test 之準靜態(Quasi-static)分析問題，以 equivalent pressure 取代 impact load 執行靜態分析的適用性討論。在 HI-STAR 100 的 SAR 中，Drop test 的設計加速度值是依據 LS-DYNA 和實驗分析比較的結果訂出，實際分析時以 equivalent pressure 代替 impact load 執行 Quasi-static 模式分析，如此設定在處理各式各樣的 drop load 時，可避免複雜的動態撞擊分析並節省可觀的計算成本，而其設計加速度值在正常與意外事件下的值分別保守設定為 17g、60g。若以核一廠乾貯設施計畫的護箱結構分析案例來看，其意外事件的加速度負載也是 60g，並且也以 Quasi-static 模式來代替 Dynamic 模式來分析，以節省計算時間與資源，同時取得較保守的結果。

表 13、第一次同儕審查會-結構討論議題與決議彙整

| 討論 項次 | 議題 | 議題說明 | 討論決議 |
|----------|------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1 | 結構組件分析模型的建立模式 | 根據 HI-STAR 100 的 SAR，其燃料提籃、密封鋼筒的結構分析使用 2D 有限元素模型，而外層護箱使用 3D 模型。如此做法的優點是可使負載的施加與邊界條件的設定更容易，分析結果更正確；但缺點是必須建立多個分析模型，各個模型的交互作用無法呈現。 | 經同儕委員討論後，以本研究計畫有限的人力與時間成本，可採用單一的 3D 有限元素模型建立模型，以避免模型過於複雜，造成不必要的浪費。同時亦可比較不同模型假設下的分析結果，以檢驗相關設定的保守度，做為日後審查工作的參考。 |
| 2 | Drop test 之準靜態 (Quasi-static) 分析問題 | Drop test 若以動態 (Dynamic) 分析模式來模擬的話，則其分析流程過於複雜，且會產生收斂性問題。在 HI-STAR 100 的 SAR 中，便以準靜態模式來取代，可避免複雜的動態撞擊分析並節省可觀的計算成本。 | 經同儕委員討論後，若可確認準靜態模式的設計加速度負載設定值為保守的假設，則可以準靜態模式取代動態模式來進行分析。 |

4.1.3 熱流安全之審查發現

針對熱流安全分析之技術討論，分項主持人曾永信博士先在針對含有護箱之 1/4 廠房模式與 1/4 護箱模式進行介紹與理論依據進行簡報後，進一步針對技術討論後，提請確認的三項技術細節(表 14)進行說明：

1. 不準度評估要求之施行方式

考量在乾貯設施中，各項分析作業所導入之不準度，往往僅有 1 或數個百分比，尤其在進行完整且嚴謹的平行驗證後，其整體分析的不準度往往被限縮在可接受的範圍內。但實際在進行乾貯熱流安全分析時，多會採用極為保守的邊界條件來進行評估；例如忽略內部自然對流、加大裝載熱負載。而經由熱流子項所提出的檢驗資訊與案例亦證實這些條件所提供的保守度再加上分析餘裕往往遠大於分析工具與模式之不準度。因此經討論後同儕審查委員同意，本假想設施在分析時設置有充足保守度，且分析後仍有餘裕之狀況，且實際裝載時亦非採用趨於申照極限之狀況下，餘裕及保守性已遠大於不準度時，應可免檢其不準度查核作業。

2. 護箱內壓力評估

目前對於分析護箱內部壓力時，應將 1%、10%與 100%燃料破損狀況納入考慮之要求，已確實敘明於導則 NUREG-1536、1567 及審查導則中；在考慮氣態分裂產物外釋量係與燃耗有關後，利用熱流評估內部壓力計算之各項參數中將僅與分析所獲之溫度值直接相關。而依據前項源自於熱負載或是熱傳假設所獲得的溫度保守性，並加計護箱(MPC)內部結構、燃料等固體後確認可以獲得比較高的平均氣體溫度，確實可以提供較為保守的分析結果。因此經討論後同儕審查委員同意，利用上述方法確實可求取保守且可接受之護箱內部壓力。

3. 護箱表面輻射熱傳視因子之決定方式

在採用室內乾貯時，如何針對護箱列置進行求解需審慎討論。經子項三提出正常貯存案例下，護箱模式與廠房模式如何利用 DO 模式求取其視因子，並加以耦合計算之例子後。證明透過 DO 模式與單廳次模型之分析，確實可以求得任一護箱對廠房之表面視因子；其結果顯示護箱側邊的視因子將因為列置的阻擋而減少至 0.5 左右且會隨所選護箱之不同而略有差異；而在頂部視因子之部分，考量廠房頂部與護箱頂部並未受到護箱阻隔，因此視因子皆為 1。而在將上述分析置入護箱模式後，確實可以獲得室內貯存之結果。因此經討論後同儕審查委員同意在室內乾貯熱流分析時若將分析工作拆解為廠房與護箱各別分析時，兩模式間應採用與上述相同或相當之技術，將環境溫度與視因子等邊界條件結合才能算出合理且保守之熱流分析結果。

表 14、第一次同儕審查會-熱流討論議題與決議彙整

| 討論項次 | 議題 | 議題說明 | 討論決議 |
|------|------------------|----------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------|
| 1 | 不準度評估要求之施行方式 | 考量分析方法不準度工程龐大，且本安全分析工作在加入超出 50 度的溫度保守性後仍留有餘裕，故提請免檢不準度工作。 | 經同儕委員討論後，本假想設施在分析時設置有充足保守度，可免檢其不準度查核作業 |
| 2 | 護箱內壓力評估 | 承上，討論在分析結果已有充足溫度保守度下，若能進一步採用較嚴謹之方式計算其平均溫度，足以確保壓力計算之保守性。 | 經討論後同儕審查委員同意，任何護箱在利用保守估算內部平均溫度之方法獲得保守且可接受之護箱內部壓力 |
| 3 | 護箱表面輻射熱傳視因子之決定方式 | 採用分離模式進行室內乾貯分析時，針對護箱模式與廠房模式間的視因子，需採用合適之方法計算 | 經同儕委員討論後，確認 DO 模式符合本計畫 標的設施 分析需求，未來亦可將類似方法應用於各種護箱之安全分析中。 |

4.1.4 輻射屏蔽安全之審查發現

相關輻射屏蔽安全分析技術討論，由計畫執行博士生賴柏辰同學先對計畫執行現況進行介紹，包含分析預計採用理論方法與程式 SCALE/MAVRIC、用過核子燃料射源項假設、HI-STAR 標的護箱屏蔽模型及現階段護箱表面劑量率分析結果，再針對三項技術討論(表 15)細節進行說明：

1. 廠房迷道設計

引述去年計畫執行後續成果，呈現室內乾貯廠房建物之進出氣口通道為劑量的重要貢獻來源，特別是混凝土廠房，考慮適當的迷道設計有其必要性。提供國際間具有運轉實例之室內乾貯廠房迷道設計樣式 (WTI、STEAG 及 RFS)，與本次標的建物迷道設計樣式作比對。

經同儕委員討論後，對此次建物迷道設計部分無其他建議。

2. 集中式貯存屏蔽計算分析方法

簡述近期乾式貯存相關輻射屏蔽安全分析方法演進 (Two-step method → One-step method)，介紹採用的屏蔽分析程式 SCALE/MAVRIC 優點，提供初步標的設施周遭劑量率分析結果。並對蒐集到的重要參考文獻 Radulescu et al. (2018)[7]作介紹，該研究同樣採用 SCALE/MAVRIC 程式對集中式乾式貯存設施進行周遭劑量率分布評估，該設施共存放 467 個貯存單元，並將每個護箱視為獨立射源，共需執行 467 次各別屏蔽計算再加總，此案例的規模、建模與分析方法非常值得本子項參考。

經同儕委員討論後，對方法論與採用程式部分無其他建議。委員提出其他疑問，核一廠以往最近距離的西南民家已被台電收購，相關劑量管制範圍是否有所改變，及 7,400 束燃料擺放方式將會是台電重要工作等議題。

3. 申照與審查導則細項檢視

為能確保輻射屏蔽所執行之各項工作能符合申照作業的實務需求與審查導則的查核原則。以下將各別對此平行驗證技術依據兩導則內容加以檢視。

申照導則：第六章、四、(一)至(五)項逐一加以檢視。

- (一) 本研究標的用過核子燃料選擇，係參考台電公司核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告內容，其資訊已包含射源項建立所需之相關資訊，如幾何、燃耗以及濃縮度等。
- (二) 本次平行驗證研究發展主要針對護箱表面劑量率及設施周遭劑量率作評估，運送作業需額外對屏蔽措施作業規劃多作假設，平行驗證技術建立僅以貯存階段係屬合適。
- (三) 屏蔽組成與細節參採標的護箱 HI-STAR 公告資訊，不足部分以過往研究經驗作合理假設。
- (四) & (五) 屏蔽計算分析與輻射劑量評估之要求，可由上述針對護箱表面劑量率及設施周遭劑量率兩評估要項結果獲得佐證。

審查導則：九、(一)至(九)

- (一) 目前標的設施屏蔽設計主要用於假想設施平行驗證技術研究，其是否符合法規且合理保守之檢核，可依據目前完成之結果進行後續探討。
- (二) 標的輻射源種類與性質相關資料詳細正確，足以供審查作業檢核各項評估程序之合理性與保守性；相關參數之選定亦有合適之保守考量。
- (三) 護箱屏蔽計算模型詳實且合理保守，採用之分析程式亦屬學術與業界共通常用之工具，執行者之經驗與訓練亦滿足執行本項分析工作所需。
- (四) 平行驗證研究將包含貯存護箱表面劑量率及廠界劑量率評估。

(五) 各階段作業之曝露情節與途徑，將可利用劑量計算結果作後續評估。

(六)、(七)及(八)正常運轉、意外事故及異常狀況劑量限值，將利用劑量分析結果作探討，本研究僅針對部分內容作描述。

(九) 本研究旨在建立審查所需之平行驗證技術，而非執行特定設施完整安全分析，省略部分因假想設施資訊不足或研究計畫未涵蓋的細部評估項目，整體而言並不影響此平行驗證技術的發展。

表 15、第一次同儕審查會-屏蔽討論議題與決議彙整

| 討論項次 | 議題 | 議題說明 | 討論決議 |
|------|---------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1 | 廠房迷道設計 | 引述去年計畫執行後續成果，呈現室內乾貯廠房建物之進出氣口通道為劑量的重要貢獻來源，特別是混凝土廠房，考慮適當的迷道設計有其必要性。 | 經同儕委員討論後，對此次建物迷道設計部分無其他建議，惟對如此大的集中式貯存整體設施結構仍有疑慮，建議未來應特別注意。 |
| 2 | 集中式貯存屏蔽計算分析方法 | 簡述近期乾式貯存相關輻射屏蔽安全分析方法演進及採用的屏蔽分析程式優點，提供初步標的設施周遭劑量率分析結果。並對蒐集到的重要參考文獻 Radulescu et al. (2018)[7]作介紹。 | 經同儕委員討論後，對方法論與採用程式部分無其他建議。委員提出其他疑問，核一廠以往最近距離的西南民家已被台電收購，相關劑量管制範圍是否有所改變，及 7,400 束燃料擺放方式將會是台電重要工作等議題。 |
| 3 | 申照與審查導則細項檢視 | 針對申照與審查導則作平行驗證研究過程項目檢視。 | 經同儕委員討論後，本平行驗證研究合乎計畫目的與要求。 |

4.1.5 乾貯設施申照與審核文件發展要點討論

為能協助管制單位進行查核文件進行發展，以增進管制單位對於台電未來提交之安全分析報告內容之完整性，並於實質審查前先行確認該安全分析報告對於審查導則所載要求之符合狀況，本研究擬依據審查導則所要求之各項審查要點進行確認。但經本研究審慎檢視審查導則後發現，為能符合其位階該導則僅原則性的指出各項安全分析工作應確認要項，而未就分析方法與工具加以明確要求與限縮。也因此使得後續各項查核作業，將會因為分析方法、工具甚至是邊界條件與參數的設定與假設而具有多樣性，非由具有充足專業知識與經驗者進行確認時預期將會造成審查作業耗時甚鉅。

為此，本研究特地於第一次同儕審查期間與曾經協助核研所進行核一廠等乾貯設施申照之專家李定一先生進行請益，並交流如何透過最精簡的作業程序下達到細項管制並記錄留存之目標，以下各項討論要點可彙整如下：

1. 安全分析報告審查導則中即已要求各項安全分析報告撰寫時，應具有對應的品質保證計畫(方案)，因此可善用品質保證計畫中詳細的文件管制記錄來協助追蹤各安全分析報告數據或結果之來源。
2. 事實上，安全分析報告有時因篇幅受制之故，可能僅羅列其結果與彙整總表；惟各項結果應有其出處與對應計算書留存，因此查核文件應可分為兩部分；第一部分可由安全分析團隊檢具提供對應文件編號備查，以達到結果與分析來源的聯結；而第二部分則可由管制單位依前述資訊查核後，就其發現與是否符合管制要求進行初步查核，並可記錄後續分案審議之索引資訊。
3. 此外，除了審查導則所載應查核事項外，部分涉及說明、異同比較等細節亦應加入查核記錄表中；例如，審查導則於概論中僅提到需明述護箱原始核准國、型號與名稱，但實際上各項護箱可能會在不同乾貯設施中

有些微差異，且僅於對應章節中分散描述；因此預期此類資訊之傳達將比在特定章節先行概述略差。且有時資訊間彼此可能具有共通性之交互影響性，因此若能具體提供差異描述(如簡冊/專表)，將有利審查作業進行。

4.2 第二次審查記要

4.2.1 臨界安全之審查發現

針對臨界安全分析部分，由分項主持人林宗逸博士先行就目前擬討論之標的設施模式分析結果進行簡報，以下為審查討論之事項：

1. 確保臨界分析計算的正確性：因品保系統之要求需針對進行計算評估者的資格確認及審查，在本計畫中執行此任務之方式。經討論後，由於本計畫的臨界分析計算採用兩套計算工具(MCNP 6.1 及 SCALE 6.2.3/KENO VI)，對於相同的模型之計算結果差異相近，至多僅有 86 pcm，並且也透過實質的輸入檔案審視，因此本計畫的臨界分析計算正確性應是符合要求。

表 16、第二次同儕審查會-臨界討論議題與決議彙整

| 討論項次 | 議題 | 議題說明 | 討論決議 |
|------|--------------|-------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1 | 確保臨界分析計算的正確性 | 因品保系統之要求需針對進行計算評估者的資格確認及審查，在本計畫中執行此任務之方式。 | 經討論後，由於本計畫的臨界分析計算採用兩套計算工具(MCNP 6.1 及 SCALE 6.2.3/KENO VI)，對於相同的模型之計算結果差異相近，至多僅有 86 pcm，並且也透過實質的輸入檔案審視，因此本計畫的臨界分析計算正確性應是符合要求。 |

4.2.2 結構安全之審查發現

針對結構安全分析部分，由分項主持人范政文博士就目前計畫執行現況進行報告，報告內容包含假想廠房的耐震分析以及護箱系統的結構評估過程與現有成果，並說明相關結構分析方法的輸入假設與進行過程，以及表 7 所列的結構評估專業技術交流結果。

審查討論的結果中，同儕專家委員基本上同意表 7 所列的結構評估技術決議。然而對於假想廠房的耐震分析部分，委員們對於本研究計畫書規劃比較兩種地震力對廠房結構評估的影響與差異，：「建築物耐震設計規範及解說」以及核一廠 FSAR 的 DBE 地震反應譜，兩者的適用性討論，初步認為廠房設計除了須考量結構強度因素外，護箱與廠房間的屏蔽與熱流功能等因素亦須同步考量，結構、屏蔽、熱流因素等三者間須經最佳化設計。

另委員們審視管制單位已頒布的「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」，說明乾貯設施的遮蔽用地上建築物，除配合貯存護箱之設計性能要求外，至少需依照內政部「建築物耐震設計規範及解說」進行結構設計。因此建議廠房分析部分只針對廠房的地上建築物部分，以「建築物耐震設計規範及解說」進行結構設計與分析，而設施基座及貯存護箱之耐震設計，應參照反應器廠房耐震設計基準(Design Basis Earthquake, DBE)設計，針對此要求，委員未有其他意見。本次的審查會討論結果另外彙整於表 17 中，以方便查閱。

表 17、第二次同儕審查會-結構討論議題與決議彙整

| 討論項次 | 議題 | 議題說明 | 討論決議 |
|------|----------------|-------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------|
| 1 | 地震力計算所需依據的規定要求 | 地震力計算所依據的兩個規定：「建築物耐震設計規範及解說」以及核一廠 FSAR 的 DBE 地震反應譜，兩者 | 根據管制單位已頒布的「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」規定建議： 1.廠房分析部分，除配合貯 |

| | | | |
|--|--|----------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| | | <p>的適用性討論。</p> | <p>存護箱之設計性能要求外，至少以「建築物耐震設計規範及解說」進行結構設計與分析。</p> <p>2.設施基座及貯存護箱之耐震設計，應參照反應器廠房耐震設計基準 (Design Basis Earthquake, DBE) 設計。</p> |
|--|--|----------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|

4.2.3 熱流安全之審查發現

針對第二次同儕審查之熱流安全分析技術討論，分項主持人曾永信博士再次就前章所提之第二次專業同行討論內容進行報告後，提請確認的三項技術細節在以審查及管制之角度進行探討如下，並可彙整如表 19 所示：

1. 火災分析方法選定與護箱設計特性之討論

火災主要係考慮護箱或設施面臨火災事故之情況，以避免其造成超出設計限值之分析後果；本假設性設施基於研究與探討之需求，思考透過運轉作業規劃與行政管制以排除作業弱點實屬合理，故經討論後同儕審查委員同意此一規劃，惟若於實際申照案例中有相近之狀況宜完整檢視各項配合措施之分析是否正確，以及其共用設計資訊是否一致。

2. 安全分析案例中熱流邊界相似性與涵蓋性之討論

審查導則對於安全分析工作中已明確要求針對正常、異常與意外事故進行分析，而溫度所造成的異常與意外事故確實為最可能發生之情境。因此同專業同行交流所提不宜將其移除之共識確為合宜。而為減少分析負擔而逕採不同分析技術實為分析者之專業評估，且審查導則中亦無明確要求僅能以單一技術進行熱流分析或者強制要求特定方法，故經討論後同儕審查委員同意，部分案例在有充足資訊且提供符合學理與分析限值之工程評估係可被接受之作法。

3. 熱流極限案例規劃之合適性

熱流(或其他)分析案例確實可能因為審查作業的進行而有增加之可能，在以增加研究內含之角度以可以獨立為計算書或補充資訊以作為最為嚴峻情節案例之安全評估規劃以增進對於護箱的安全性與作業餘裕；惟實際申照作業與審查過程中建議仍視系統設計與安全分析需求再評估是否納入安全分析報告中，是故本案之專業交流決議係屬合宜。

表 18、第二次同儕審查會-熱流討論議題與決議彙整

| 討論 項次 | 議題 | 議題說明 | 討論決議 |
|----------|-----------------------|----------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------|
| 1 | 火災分析方法選定與護箱設計特性之討論 | 針對不同護箱與安全分析報告所採用的火災分析巧之不同進行原因與接受性探討。 | 經同儕委員討論後，本假想設施在分析時設置有充足保守度，可免檢其不準度查核作業。 |
| 2 | 安全分析案例中熱流邊界相似性與涵蓋性之討論 | 考量熱流分析案例可能因為邊界的相似性而是否成為冗餘案例。 | 經討論後同儕審查委員同意，搭配工程評估與計算流體分析可以在不影響安全審查的前提下減少不必要的冗餘案例計算，但仍需要描述以作為審查可否之依據。 |
| 3 | 熱流極限案例規劃之合適性 | 為探討最嚴重熱流情境而規劃之假想案例，透過研究之思維將其納入研究範疇中，並與其他意外事故分析案例結合 | 經同儕委員討論後，確認曾加極限熱流案例確有助於分析之完整性，但建議視必要再行放入安全分析報告，以收審查聚焦之效。 |

4.2.4 輻射屏蔽安全之審查發現

相關輻射屏蔽安全分析技術討論，由計畫執行博士生賴柏辰同學先對計畫執行現況進行介紹，包含 HI-STAR 標的護箱屏蔽模型表面劑量率計算結果、意外事故下護箱表面劑量率及標的設施周遭劑量率分析結果，彙整討論於表 19。

1. 護箱意外事故表面劑量率特性討論

針對金屬護箱考慮兩種意外事故情節，護箱傾倒與中子吸收材散失。護箱傾倒案例，因應護箱屏蔽設計並未在底部增強屏蔽，故可先藉由與頂部劑量率比較量級上的差距，再更進一步提供底部劑量率隨距離變化以利後續工作人員暴露作業評估。中子吸收材散失案例，因中子吸收材散失將改變護箱表面劑量率輻射特性，護箱表面劑量率分布需特別注意的區段，將由原先護箱上下端處改變為護箱中段的有效燃料區間。

2. 室內乾貯設施出氣煙囪設計對周遭劑量率分布之討論

設施周遭劑量率的分布，周遭劑量率皆以加馬輻射為主要貢獻，整體劑量率隨距離衰減，惟在設施南側 30 m 處劑量率分布呈現一平緩趨勢為受此標的設施出口煙囪設計所影響。

表 19、第二次同儕審查會-屏蔽討論議題與決議彙整

| 討論 項次 | 議題 | 議題說明 | 討論決議 |
|----------|-------------------------|-------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------|
| 1 | 護箱意外事故表面劑量率特性討論 | 護箱傾倒案例，先藉由與頂部劑量率比較，再提供底部劑量率隨距離變化。中子吸收材散失案例，護箱表面劑量率分布需特別注意的區段，將改變為護箱中段的有效燃料區間。 | 經同儕委員討論後，對此次護箱意外事故分析流程無異議，意外事故下護箱輻射場特性改變應在安全分析報告內提出。 |
| 2 | 室內乾貯設施出氣煙囪設計對周遭劑量率分布之討論 | 設施周遭劑量率的分布，整體劑量率隨距離衰減，惟在設施南側 30 m 處劑量率分布呈現一平緩趨勢為受此標的設施出口煙囪設計所影響。 | 經同儕委員討論後，確認此部分發現對未來要詳細了解室內乾貯周遭輻射場特性十分重要。 |

4.1.5 乾貯設施申照與審核文件發展要點討論

經過期末審查作業的建議以及各技術子項於期中至期末的分析結果與探討，本研究已經依據所規劃的乾貯設施審核文件表之架構，於第二次審查會期間就各子項計畫的執行狀況與審查導則之符合狀況逐一進行報告與檢核，並依據各技術領域之不同，彙整於表 20 至表 23。

表 20、臨界審查文件發展之查核狀況彙整

| 臨界安全評估 | 本研究相關導則要求檢核結果 |
|---------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| (一)臨界設計準則 | |
| 1.應詳列設計分析適用之法規、工業標準及技術規範。 | 子項一報告第 2.2 節計算工具及驗證方法敘述本研究使用美國核管會核准之計算工具為 MCNP 與 SCALE。 |
| 2.說明貯存護箱在正常運作、異常狀況、意外事故及自然災害事件下，用過核子燃料之吊卸裝填、搬運、接收、貯存等作業均能維持次臨界狀態之安全設計要求。 | 子項一報告第 2.3 節臨界分析狀態說明本研究所分析之狀態為室溫 300K 及護箱內外均是充水狀態為保守之臨界分析假設。並依此分析燃料偏移事件(因人為因素而未鎖固燃料，而在各作業下因意外傾倒或是自然災害之地震)、淹水事件(因設施內水源流出之意外事故或是自然災害導致之水災)及護箱移動事件(因人為因素未正確放置護箱位置或是自然災害之地震)。 第五章、執行假想設施臨界安全分析審查導則要項分析敘述本研究分析之護箱內燃料偏移事件、淹水事件以及護箱移動事件的臨界計算結果均維持在次臨界狀態。 |
| 3.貯存護箱之有效中子增值因數(k_{eff})，偏差與不確定性亦須納入考量，在正常運作、異常狀況、意外事故及自然災害事件下，於百分之九十五信賴區間範圍內，不得超過0.95。 | 子項一報告第 3.1 節 HI-STAR 100 (Docket 72-1008)說明本研究臨界分析之貯存護箱對象所使用之有效中子增值因數所納入之保守要求。 第四章敘述納入偏差與不確定性所進行之臨界實驗驗證計算，以及需分析之各種事件下之貯存護箱臨界計算結 |

| | |
|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| | 果。 |
| 4. 臨界安全設計應使用永久固定的固體中子吸收材料(中子毒物)，並確認中子吸收材料於護箱使用期限內均可維持應有功能。 | 子項一報告本研究選用已符合導則要求及美國核管會核准之標的貯存護箱 HI-STAR 100。 |
| (二) 用過核子燃料特性 | |
| 1. 用過核子燃料特性包括燃料長度、寬度、重量、型號與鈾重量、燃料初始濃縮度、燃耗、冷卻時間、衰變熱、燃料完整性、有效堆疊密度、護套材料與厚度、燃料丸直徑、燃料棒之陣列型式及數目、水棒及非燃料組件等，並應建置燃料特性資料庫。 | 子項一報告第 2.1 節標的設施敘述本研究假設此標的設施欲貯存之用過核子燃料特性。 |
| 2. 不採計燃耗額度(Burnup credit)為原則，以達保守效果。 | 子項一報告第四章、建立假想設施臨界安全分析驗證方法內各節的臨界分析所用之燃料，均以新燃料進行計算，即不採計燃耗額度。 |
| (三) 臨界計算 | |
| 1. 貯存護箱之有效中子增殖因數(k_{eff})，偏差與不確定性亦須納入考量，在正常運作、異常狀況、意外事故及自然災害下，於百分之九十五的信賴區間範圍內，不得超過0.95。決定之設計基準燃料組件應為反應度最大者。 | 子項一報告第五章、執行假想設施臨界安全分析審查導則要項分析敘述本研究的假想用過核子燃料在本研究分析之貯存護箱內內燃料偏移事件、淹水事件以及護箱移動事件所涵蓋部分異常狀況、意外事故及自然災害下均小於 0.95， |
| 2. 燃料平均濃縮度參數計算時所使用的均化方式，應證明可使臨界分析計算得到保守結果。使用之燃料密度數值應能涵蓋且足夠保守。 | 本研究採用已知之標的用過核子燃料，其已被設定為燃料平均鈾濃縮度。 |
| 3. 中子吸收材料密度應以標準面積密度之百分之七十五為原則，提供相關材料測試證明者，得以測試值為準，但以百分之九十為上限。 | 子項一報告第二章表 2 所列之材料已納入此項要求。 |
| 4. 不採計非燃料組件及可燃中子毒物之效應。 | 子項一報告第 2.1 節標的設施敘述本研究的假想用過核子燃料已符合此項之要求。 |
| 5. 計算模式應考量貯存護箱各項製造公差及燃料束置放偏移導致的最大反 | 子項一報告第 5.5 節異常狀況、意外事故及自然災害計算結果敘述本研究 |

| | |
|------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------|
| 應度，並評估貯存護箱在注滿水、液態及氣態水混雜的緩速條件下，仍能維持次臨界。 | 分析之貯存護箱最小燃料束間距及燃料束置放偏移下，充水狀態下仍維持次臨界狀態。 |
| 6.臨界安全設計使用的固體中子材料，須以實測或分析方式證明移中子吸收能力，於貯存期間將固定於提籃相對位置，不會變形且持續有效，並須說明其品質保證措施。 | 本研究選用已符合導則要求及美國核管會核准之標的貯存護箱 HI-STAR 100。 |
| 7.臨界分析所使用之計算機程式及截面數據應廣為學術界及工業使用。使用者應證明以往類似系統的實績，並證明計算模式所得結果足夠保守，並可涵蓋所有可能情形。 | 子項一報告第三章、國際間分析技術蒐集與研析敘述三家廠商所使用之程式、截面庫與計算模式，均為本研究所使用之計算工具，其保守度可參考廠商之計算分析文件。 |
| (四)臨界基準驗證 | |
| 充分說明以標準臨界實驗對臨界分析程式進行驗證，以確認幾何布置與選用的中子截面庫。 | 子項一報告第 5.1 節臨界實驗驗證結果敘述本研究採用之臨界實驗驗證方法。 |
| (五)臨界安全評估計算書 | |
| 需留存備查，並經第三方公正機關(構)平行驗證，評估結果與設計基準及法規限值，需經經營者自行檢核，並確認其保守性。計算書及平行驗證報告經要求者應提報備查。 | 本假想設施免檢，而本研究之計算結果均會保留。 |

表 21、結構審查文件發展之查核狀況彙整

| 設施之設計基準 | 本研究相關導則要求檢核結果 |
|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| <p>(二) 構造安全設計</p> <p>1. 乾式貯存設施位於核能電廠場址內者，設施基座及貯存護箱之耐震設計，應參照反應器廠房耐震設計基準(Design Basis Earthquake, DBE)設計。該設施遮蔽用地上建築物，除配合貯存護箱之設計性能要求外，至少需依照內政部「建築物耐震設計規範及解說」進行結構設計。</p> | <p>本研究相關導則要求檢核結果</p> <p>乾式貯存設施的廠房結構設計除了配合貯存護箱之設計組件(例如:護箱基座)外，其地上建築物係依照「建築物耐震設計規範及解說」的規定進行結構設計安全評估。</p> <p>第三章說明假想廠房的結構設計，包含符合「建築物耐震設計規範及解說」規範要求的設計地震力，另外也依據核一廠的 FSAR 反應譜來訂定 DBE 設計地震力，未來若需執行護箱</p> |

| | |
|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| | 基座及本體之耐震分析時，此 DBE 地震力為考量的設計地震力之一。 |
| 結構評估 | |
| (一)貯存護箱在正常運作之載重組合下，符合美國機械工程師協會(American Society of Mechanical Engineers, 簡稱 ASME)出版之鍋爐及壓力容器規範(Boiler and Pressure Vessel Code, 簡稱 BPVC) 或其他同等級核能工業標準與規範、建築法、建築技術規則等法規，並具有足夠之安全餘裕。 | 第六章說明在各種載重組合下，分別針對貯存護箱系統的燃料提籃(Basket)、密封鋼筒(MPC)、外層護箱(Overpack)的主要組件進行應力分析，並詳細說明分析方法與相關計算的假設，最後根據 ASME BPVC 規範所要求的應力分類與接受準則進行應力檢核，評估結果均顯示各組件的安全係數均高於 1，顯示其具有足夠之安全餘裕。 |
| (二)貯存護箱在各種異常狀況、意外事故及自然災害事件下，可維持結構完整性，無破損洩漏放射性物質之虞。 | 本計畫執行範圍不包含此項評估工作，故得予免檢。 |
| (三)貯存護箱在各種正常運作、異常狀況或意外事故下之承載應力應符合美國國家標準協會(American National Standards Institute, 以下簡稱 ANSI)出版之放射性物質：特殊重件容器吊升裝置(重量大於一萬磅(四千五百公斤))(ANSI N14.6)及 NRC 出版之核能電廠內重負載控制：A-36 通用技術解決方案(NUREG-0612)或其他同等級核能工業標準與規範對於吊舉的特別要求，並具有足夠之安全餘裕。 | 本計畫執行範圍不包含此項評估工作，故得予免檢。 |
| (四)乾式貯存設施位於核能電廠場址內者，其設施耐震評估應採用與核能電廠終期安全分析報告一致之設計基準地震值。 | 本研究僅針對乾貯設施的廠房結構進行耐震評估。而根據審查導則的規定，廠房結構設計除了配合貯存護箱之設計組件(例如:護箱基座)外，其地上建築物可依照「建築物耐震設計規範及解說」的規定進行耐震評估。第五章除了依照「建築物耐震設計規範及解說」的規定進行廠房的耐震評估外，另外也依據第三章所求出的 DBE 設計地震力進行廠房耐震評估，以了解兩者之間的差異，未來若需執 |

| | |
|----------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------|
| | 行護箱基座及本體之耐震分析時，此 DBE 地震力為考量的設計地震力之一。 |
| (五)乾式貯存設施位於核能電廠場址外者，其設施基座及貯存護箱之耐震設計基準，應參照核子反應器廠房耐震設計基準之評估方式辦理。 | 本假想設施假定於核能電廠場址內，故參照(四)之說明。 |
| (六)經營者應說明結構評估相關材料特性，並確認防蝕餘裕。 | 本計畫執行範圍不包含此項評估工作，故得予免檢。 |
| (七)結構評估計算書需留存備查，並經第三方公正機關(構)平行驗證，評估結果與設計基準及法規限值，需經經營者自行檢核，並確認其保守性。計算書及平行驗證報告經要求者應提報備查。 | 本研究的範圍不包含品質保證計畫，故無計算書之準備與備查工作，得予免檢；但各項分析細節已詳述於本研究報告中，符合導則要求留存備查之精神(所有資訊皆有完整分析記錄且具可索引性)。 |

表 22、熱傳審查文件發展之查核狀況彙整

| 熱傳評估 | 本研究相關導則要求檢核結果 |
|-----------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| (一) 衰變熱移除系統 | 已詳述本系統熱流分析採用純自然對流之設計，縱有維運所需之通風、負壓維持系統，其額外貢獻之移熱能力皆不在分析範圍內。 |
| (二) 材料溫度限值與熱傳性質 | 已各項材料溫度限值係基於法規要求(燃料護套)、工業標準(鐵系統材料)以及製造商規範(中子吸收材與中子毒物)進行設置，並詳述其對應之熱傳性質。 |
| (三) 熱傳負載及周遭環境狀況 | 報告 4.4 節與 5.2.1 節，熱傳負載係依據保守停機時間，並估算乾貯設施申照建造之時間，進而取得保守熱負載(<500W)之條件，再行以各項配置進行保守涵蓋；此外，環境狀況主要係引用核一廠 1 期乾貯設施並依據本審查導則要求進行確認。 |
| (四) 分析方式、模式及計算 | 已詳述分析模式所採用之軟體使用經驗，各項模式建構細節與分析方法論，並確認其網格不準度之影響，報告中 |

| | |
|-------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------|
| | 更針對兩種常見的網格不準度評估作法進行詳述。 |
| (五) 熱傳評估結果 | 已詳列不同熱源配置正常貯存案例 3 例, 裝載作業規劃(含廠房間傳送)4 例, 以及異常與意外事故近 10 例, 最後引用非實質事件之精神規劃乙個極限假想性事故來使分析工作趨於完備。 |
| (六)熱傳分析程式應進行驗證, 以確保熱傳分析模式的可靠度 | 已利用原廠家安全分析報告所載案例進行校驗後已證實該分析方法論之合適性, 並額外增加考慮內部對流之機制來進行該改假設之保守性(不考慮對流減去考慮對流所得之溫度) |
| (七)熱傳評估計算書需留存備查... | 本假想設施研究因不涉及品質保證計畫, 故無計算書之準備與備查工作, 得予免檢; 但而本研究之各項計算結果均會保留以供參考 |

表 23、屏蔽審查文件發展之查核狀況彙整

| 屏蔽評估 | 本研究相關導則要求檢核結果 |
|-------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| (一) 輻射屏蔽設計基準符合法規要求且合理保守, 並能提供適當之輻射防護。 | 已描述本研究假想設施整體屏蔽設施規劃, 包含採用具有 NRC 核准執照之 HI-STAR 100 護箱, 及設施屏蔽厚度側牆 90 cm 和屋頂 45 cm, 設施劑量較高處為空氣進出通道, 皆已包含合適迷道設計, 避免過多直接輻射對周遭劑量率造成影響。設施周遭劑量率評估結果顯示此輻射屏蔽設計能提供適切的輻射防護。 |
| (二) 輻射源種類與性質, 包括燃料束型態、燃耗度、冷卻時間、加馬與中子射源、軸向燃耗與射源剖面等資料詳細正確, 評估條件合理保守, 且能涵蓋全部貯存的用過核子燃料。 | 已描述燃料束型態、燃耗度、冷卻時間等資訊。4.1 節提供三種射源項: 燃料中子、燃料光子及結構光子之射源強度、軸向分布等資訊。本研究為建立平行驗證技術, 選定射源項資訊僅符合本假想設施平行驗證技術演練所用, 採用資料皆經同儕審查與專家技術交流確認。 |

| | |
|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| <p>(三) 貯存護箱及運送作業屏蔽之計算模型(幾何、材料、射源與偵檢器設定等)詳實並合理保守，分析程式經確認及必要之驗證。</p> | <p>已針對護箱屏蔽模型確實參考護箱工程圖建構，其中幾何簡化部分也在報告中說明，並確認其為合理保守，材料、射源、偵檢器設定等皆經同儕審查與專家技術交流確認。分析程式為採用 NRC 核准之 SCALE/MAVRIC 程式。</p> |
| <p>(四) 貯存護箱表面劑量率、空氣進出口表面劑量率、及廠界劑量率評估，符合設計基準或法規劑量限值要求。</p> | <p>已提供護箱表面劑量率分布結果，金屬護箱不具有空氣進出口處，5.3 節提供廠界劑量率分布評估，上述劑量率結果節符合法規劑量限值要求，劑量較高需注意處皆已在報告內作說明。</p> |
| <p>(五) 吊卸裝填、密封及檢測作業、運搬、接收及貯存各階段作業的主要工作曝露情節及途徑，經評估分析並採行必要的合理抑低措施，工作人員的職業曝露劑量，除特別曝露外，須符合下列年劑量限值：</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 每連續五年週期之有效劑量不得超過 100mSv，且任何單一年內之有效劑量不得超過 50mSv。 2. 眼球水晶體之等價劑量於一年內不得超過 150mSv；皮膚或四肢之等價劑量於一年內不得超過 500mSv。 | <p>已提供可參考的護箱表面劑量率的分布，考慮工作人員各項目工作時程，可用於評估工作人員的職業曝露劑量。</p> |
| <p>(六) 乾式貯存設施運轉期間，依據關鍵核種所造成的直接與間接輻射貢獻，以及關鍵群體所在地點、生活或活動特性，評估分析以確認公眾個人劑量符合法規限值：</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 乾式貯存設施對廠(場)界外一般人所造成之個人年有效劑量，不得超過「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」規定之 0.25mSv。 | <p>已提供乾貯設施周遭劑量率評估結果顯示在距設施 100 m 處之年劑量率皆會低於 0.05 mSv。</p> |

| | |
|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------|
| <p>2. 乾式貯存設施位於核能電廠場址內者，廠內所有設施對廠(場)界外一般人所造成之個人年有效劑量，不得超過「核能電廠環境輻射劑量設計規範」規定之 0.5mSv。</p> | |
| <p>(七) 意外事故之輻射曝露情節與途徑之劑量限值，應參照美國聯邦法規第 10 篇第 72 部第 106(b)條文規定 (10CFR72.106(b))，對廠(場)界外一般人所造成之有效劑量不得超過 50mSv。</p> | <p>已針對研究考量護箱傾倒與中子吸收材散失兩種意外情節，參照報告內護箱劑量率評估結果，可以因應事故總發生時間來估算事故對廠界外一般人造成的劑量值。</p> |
| <p>(八) 異常狀況之輻射曝露情節與途徑之劑量限值，應參照 10CFR72.104(a)，對廠(場)界外一般人所造成之年有效劑量不得超過 0.25mSv。</p> | <p>已針對本研究因應採用金屬護箱考量護箱傾倒與中子吸收材散失兩項較重要情節，參照報告內護箱劑量率評估結果，可以因應事故總發生時間來估算事故對廠界外一般人造成的劑量值。</p> |
| <p>(九) 輻射屏蔽評估計算書需留存備查，並經第三方公正機關(構)平行驗證，評估結果與設計基準及法規限值，需經經營者自行檢核，並確認其保守性。計算書及平行驗證報告經要求者應提報備查。</p> | <p>本研究所建立平行驗證技術的計算輸出入檔案將留存提供參考，研究成果與經驗並透過同儕審查與專家技術交流確認，故得予免檢</p> |

第五章、結論與建議

為能讓國內既有的乾貯設施申照審查經驗以及可能分別協助進行安全分析及平行驗證的技術團隊能有效的進行經驗與技術交流，本研究邀請四位不同專長之資深同儕委員以及多位技術同行進行技術交流。透過臨界、結構、熱流與輻射屏蔽等技術子項之分組討論，以及同儕委員的審查，本研究共計於四個技術子項中提列了多項與審查導則相關之技術發現，並透過會議形式與期中報告與期末報告審查等工作，確保了各項研究工作所建立之教材、報告與查核表等文件之正確性。其重要成果可依其技術領域區分為：

1. 臨界安全分析：利用兩個不同的臨界分析計算工具(MCNP 6.1 及 SCALE 6.2.3/KENO VI)進行假想設施的臨界分析，完成護箱內燃料偏移事件、淹水事件以及護箱移動事件等 3 項事件評估分析，並建立臨界分析計算工具與臨界實驗的驗證模式。同時透過專業交流及同儕審查過程中，如何取得適合的臨界實驗數據，簡化模型與分析狀態的保守性，以及計算結果是否收斂，將會影響臨界安全評估報告是否具有合理的結論；
2. 結構安全分析：依據「建築物耐震設計規範及解說」完成假想廠房地上建築物的耐震分析案例研究，以及護箱系統在特定負載組合下的結構分析，並經過應力檢核後列出其主要組件的安全係數值。上述的結構分析方法與結果透過各次專家交流，可提供給相關單位與專業同行做參考；
3. 熱流安全分析：利用具國際先例與導則要求之 FLUENT 軟體，針對導則中所要求之分析方法保守性與餘裕之檢核實務、內部壓力計算之關鍵參數(如平均氣體溫度、莫耳數)定義、室內乾貯熱傳評估之模式邊界耦合技術與審查要項、正常、異常與事故案例之交互檢核等作法對提升審查能力之幫助等，相關經驗更透過各次交流與專業同行分享；
4. 屏蔽安全分析：利用混合法輻射遷移程式 SCALE/MAVRIC 建構標的設

施屏蔽計算模型，完成護箱劑量率分析與設施周遭輻射場特性討論，並藉由專業同行技術交流會與同儕審查會對整體乾貯屏蔽分析平行驗證研究過程作詳細檢析與確認。此外，專業同行技術交流除對乾貯屏蔽計算分析技術持續精進外，更對未來國內乾貯設施輻射安全分析領域研究發展方向作討論，而同儕審查會則對分析結果把關和輻射安全相關審查導則內容作適用性確認。

預期透過上述具體化的分析技術議題的討論，本團隊確實透過多方回饋與交流，令國內的乾貯分析與管制人才得以交流並達到經驗傳承之目的。

參考文獻

1. 台灣電力股份有限公司，“核能一廠除役計畫環境影響評估報告書，” 初稿，106 年 12 月。
2. 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。
3. HOLTEC INC, “Final Safety Analysis Report OF HI-STAR 100 Cask System,” ML093070147, Rev. 3.I.
4. Holtec International Inc., “Safety Analysis Report for the HI-STAR 100 Cask System”, Docket No.72-1008, Revision 10, Holtec Report HI-941184
5. 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。
6. Y. F. Chen, Y. F. Chiou, S. J. Chang, S. H. Jiang and R. J. Sheu, “Effects of Source and Geometry Modeling on the Shielding Calculations for a Spent Nuclear Fuel Dry Storage Cask” Nuclear Technology VOL.182, p.224-234, 2013.
7. G. Radulescu, T. M. Miller, K. Banerjee, D. E. Peplow, “Detailed SCALE dose rate evaluations for a consolidated interim spent nuclear fuel storage facility” Transactions of the American Nuclear Society, vol. 118, 1, p.765-768, 2018
8. IAEA, “Nuclear fuel behaviour modelling at high burnup and its experimental support,” IAEA-TECDOC-1233, 2001.