

行政院原子能委員會  
放射性物理管理局

假設複合式災害情節對乾式貯存設施營運  
影響分析

期末報告

受委託機關：國立清華大學

計畫主持人：施純寬 教授

計畫編號：101FCMA005

報告日期：中華民國 101 年 12 月

## 摘要

有鑑於日本福島事件中，燃料池於事故期間所引發的安全疑慮與不確定性令全球關注；相較之下乾貯技術因其被動式冷卻設計所帶來的安全性與可靠度，使得各國更重視貯存技術的發展與應用。為瞭解不同天然災害(例如山崩、土石流與海嘯)與其複合效應時作用於現有國內乾貯設施時所造成的影響，本計畫藉由假設之複合式災害情節，探討天然災害對乾貯設施運轉之影響程度。本研究之前半年工作項目包括由資料蒐集與檢索進行各種天然災害的影響評估，並藉以建立各種事故情境、分析案例。以計算流體分析技術為基礎，建立用以分析上述案例之模式，並建立相關邊界條件以模擬上述事故情境。而在後半年期間，本研究則完成了分析模式的發展、分析技術的精度校驗。最後，本研究更進行了掩埋類型案例的計算求解，其結果顯示，在全掩埋狀態下 INER-HPS 系統與 KSDSS 系統達到燃料溫度限值(570 °C)的時間則分別為 78 天與 36 天。所有計算結果經彙整後，可作為燃料完整性以及密封鋼筒結構應力分析評估之依據。

關鍵字：福島事件、燃料池、乾貯技術、計算流體力學

## **ABSTRACT**

In view of the unreliability of spent fuel pool (SFP) during the accident of Fukushima nuclear event, many countries pay more attention to the development and application of dry storage (DS) technology due to the passive cooling mechanism can provide a safety and reliable cooling ability for the spent fuel storage. In this project, the data related to the DS system, natural disasters (e.g., landslides, debris flow and tsunamis) and their combinations have been collected and applied to construct the scenarios and analysis cases. Furthermore, a high accuracy Computational Fluid Dynamics (CFD) methodology has also been developed and validated for the thermal-hydraulic evaluation of fully covered case. The results show that the temperature of fuel in the INER-HPS and KSDSS system will exceed the limit ( $570^{\circ}\text{C}$ ) at 78 and 36 days, respectively. Since the serious scenarios have been investigated by the CFD simulation, all findings and experiences have been concluded for the field of fuel integrity and the structure of TSC evaluation.

Keywords: Fukushima, SFP, DS, CFD

# 目錄

摘要.....	i
ABSTRACT.....	ii
目錄.....	iii
圖目錄.....	v
表目錄.....	vii
一、前言.....	1
1.1 研究背景與目的.....	1
1.2 工作進度與達成度說明.....	3
二、我國核電廠乾貯系統資料蒐集與匯整.....	5
2.1 乾貯系統場址特性與天然災害資訊.....	5
2.1.1 核一乾貯場址.....	5
2.1.2 核二乾貯場址.....	6
2.2 乾貯系統結構與設計.....	9
2.2.1 核一廠乾貯系統.....	9
2.2.2 核二廠乾貯系統.....	13
2.3 材料性質.....	23
2.3.1 流體熱傳性質.....	23
2.3.2 固體熱傳性質.....	24
2.4 假設災害情節乾貯設施設計與分析方法之評析與補強.....	28
三、災害情節推演.....	34
3.1 地震.....	34
3.2 海嘯.....	37
3.3 山崩與土石流.....	41

3.4 非基準事故之案例歸納與重要性排序.....	42
四、數值模式與軟體選用.....	44
4.1 統御方程式.....	44
4.2 數值模式.....	45
4.2.1 DO 熱輻射模式.....	45
4.2.2 紊流模式.....	47
4.2.3 自然對流模式.....	48
五、分析案例選定與分析技術建立.....	49
5.1 掩埋、沉浸案例模擬技術建立.....	49
5.2 傾倒案例模擬技術建立.....	51
5.3 位移案例模擬技術建立.....	54
5.4 分析技術精確度校驗.....	57
六、掩埋事件分析.....	62
6.1 分析假設與邊界條件設定.....	62
6.2 案例分析結果.....	64
6.2.1 乾式掩埋分析結果討論.....	64
6.2.1 溼式掩埋分析結果討論.....	70
七、結論.....	73
參考文獻.....	74

## 圖目錄

圖 1 核一廠乾貯系統廠址位置.....	7
圖 2 核二廠乾貯系統廠址位置.....	8
圖 3 核一二廠最近斷層帶.....	8
圖 4 核一乾貯系統示意圖.....	10
圖 5 核一乾貯系統功率配置圖.....	11
圖 6 相鄰燃料方管固定方式.....	14
圖 7 核二乾貯燃料提籃結構.....	15
圖 8 核二乾貯系統之密封鋼筒.....	17
圖 9 混凝土護箱.....	18
圖 10 凝鋼質底座.....	19
圖 11 凝土內襯.....	20
圖 12 整體核二乾貯設施構造示意圖.....	21
圖 13 核一乾貯系統之密封鋼筒傾倒後可形成之自然對流示意圖.....	32
圖 14 核二乾貯系統之密封鋼筒傾倒後可形成之自然對流示意圖.....	32
圖 15 地震對乾貯設施之直接影響示意圖.....	36
圖 16 日本 311 地震引發之海嘯所帶來之泥流與沖刷雜物.....	39
圖 17 日本福島電廠乾式貯存系統於海嘯前後之設施狀況(a)海嘯前;(b)海嘯後。(來源：東京電力公司公佈資料).....	40
圖 18 非設計基準事故之發生原因與事故分類.....	43
圖 19 利用改變模型之絕對坐標方向以達成進行傾倒案例模擬之方式.....	52
圖 20 利用不同方向之體積力分量來進行傾倒案例模擬.....	52
圖 21 密封鋼筒與護箱接觸之均勻化處理範圍示意圖.....	53

圖 22 大規模護箱移位之分析單元.....	55
圖 23 最嚴重之大規模護箱移位案例.....	56
圖 24 VSC-17 集束式燃料匣、功率(W)配置圖以及計算域選定示意圖 .....	58
圖 25 VSC-17 燃料束軸向功率分佈 .....	59
圖 26 燃料 9(中央)之軸向溫度分佈 .....	60
圖 27 燃料 6 之軸向溫度分佈.....	60
圖 28 燃料 7 之軸向溫度分佈.....	61
圖 29 燃料 10 之軸向溫度分佈.....	61
圖 30 外加屏蔽層於事故期間之溫升趨勢.....	64
圖 31 混凝土護箱事故期間之溫升趨勢.....	65
圖 32 密封鋼筒事故期間之溫升趨勢.....	66
圖 33 燃料束於事故期間之溫升趨勢.....	67
圖 34 KSDSS 系統重要元件於全掩埋事故下的溫升趨勢 .....	69
圖 35 流道無阻礙狀況下之乾貯系統溫度分佈.....	71
圖 36 流道受碎石阻礙狀況下之乾貯系統溫度分佈.....	72

## 表目錄

表 1 核一乾貯系統重要尺寸列表.....	12
表 2 核二乾貯系統重要尺寸列表.....	22
表 3 液態水熱傳性質.....	23
表 4 氬氣熱傳性質.....	24
表 5 空氣熱傳性質.....	24
表 6 中子屏蔽(NS-4)熱傳性質.....	24
表 7 不銹鋼(304 及 304L)熱傳特性.....	25
表 8 碳鋼(A-36、A-533 及 SA-588)熱傳特性.....	25
表 9 鉛屏蔽熱傳特性.....	25
表 10 鋁合金(6061-T651)熱傳特性.....	26
表 11 鋇合金熱傳特性.....	26
表 12 燃料丸(UO <sub>2</sub> )熱傳特性.....	26
表 13 混凝土熱傳特性.....	27
表 14 我國乾貯設施系統設計比較表.....	31
表 15 我國乾貯設施系統分析方法論比較表.....	33
表 16 本研究利用 VSC-17 進行驗證之結果差異表.....	61
表 17 INER-HPS 與 KSDSS 系統之元件容許事故時限(天).....	69



# 一、前言

## 1.1 研究背景與目的

核能電廠係利用核分裂所產生之熱能透過冷卻水的相變化並推動汽渦輪機而達到發電的目的，依據現有設計，反應器中的核子燃料在運轉 2~3 個週期後(約 3~5 年)即因為無法達到維持連鎖反應所需的反應度而需進行更換。因此，核電廠將會利用停爐大修期間進行新燃料的置換、使用中燃料的挪移與燃耗後燃料退出與貯存，上述作業皆與下週期爐心功率配置及燃料池作業之執行習習相關。

燃耗後的燃料(以下稱用過核子燃料)約在大修停爐後進行吊運的工作。此時新退出之用過核子燃料依其設計與運轉歷史、反應器類型之不同，每束燃料約具有 20000 至 70000W 左右的衰變熱功率。由於新退出燃料具有極高衰變熱，必需以水進行熱移除，以確保用過核子燃料之安全與完整性。故所有核電廠皆於廠內設置具移熱能力之用過燃料池，以貯存退出之用過核子燃料並移除其衰變熱。然而，隨著電廠運轉的周期數增加，燃料池內將會累積大量的燃料束，這些燃料束將會佔據燃料池的空間而使得電廠在大修期間可運用之燃料格架數量變少。因此世界各國電廠遂採用各式獨立用過核子燃料貯存系統 (Independent Spent Fuel Storage Installation, ISFSI)來存放已退出爐心多年且衰變熱較小之用過核子燃料。這是因為乾貯系統採用被動式散熱(Passive cooling)的設計概念以移除衰變熱，故具有良好之可靠度以因應約 40 年的貯存期間可能遭遇的各種狀況。在各類的乾貯系統中，金屬護箱式或混凝土護箱式乾式貯存系統因為成本與可靠性的考量而成為最廣泛採用的 ISFSI 系統。

乾式貯存系統的安全性，可由 2011 年發生於日本福島第一核能電廠的事件結果一窺其端倪。該廠自 1995 年迄今所裝載貯存之 9 組金屬式護箱乾貯系統存放有共計 408 束用過核子燃料。這些乾貯系統在事故期間並未因為喪失電源而發

生與反應器機及燃料池相類似的事務。此一事故之結果證實，妥善利用乾貯系統作為用過核子燃料的中期貯存設施將有助於增進用過核子燃料之安全性並抵抗嚴重事故的威脅。

然而，不論何種形式進行用過核子燃料之貯存，其衰變熱都需仰賴各種熱傳機制將其傳遞至最終熱沉(大氣環境)。在正常情況下，衰變熱雖然可以藉由乾貯系統之罐體表面(如金屬式護箱外表面與混凝土式護箱密封鋼筒表面)所形成的熱對流與輻射將熱移除，但當事故發生並導致系統的主要移熱機制受到影響，而無法將衰變熱移出至外界環境時，仍然可能造成乾貯系統的損毀而遭致嚴重後果。例如，倘若當乾貯系統遭到掩埋時，就可能發生熱排除的問題。

因此，縱使乾貯系統 [1, 2] 在申照之初，即已針對設計基準事故(Design Basis Accident, DBA)；例如：全阻塞、極高嚴重事故、火災等規劃適切之案例進行分析，並依據分析結果擬定對應的作業方式長排除事故影響。然而當發生例如山崩、土石流與海嘯等超過設計基準事故(Beyond Design-Basis Accident) 之嚴重天災時，上述設計基準事故的分析結果與作業準則可能因為超過原有的設計限值，或因場址遭受破壞而相關救援規劃無法執行。

考量建立乾貯系統於非設計基準事故下的分析技術與成果，將有助於增進國內核電廠之營運安全性；本計畫即針對各種假設之天然災害(例如土石流、山崩與海嘯)所引發之超過設計基準事故情節進行一連串的資料蒐集、模式建立與計算求解，以瞭解各種災害可能對乾貯設施所帶來的影響，並提升國內乾貯系統之安全性。

在乾貯系統發展之初的設計雖涉及熱流、應力結構、臨界屏蔽等各工程領域的整合分析，並完成安全分析報告且通過主管機關之安全審查後方得建造與營運。但在天然災害對乾貯設施所造成的非設計基準事故研究中，熱流分析將可視為整體安全分析之關鍵。這是因為，假設條件下的重大天然災害發生時，可能產生不同於設計基準事故的熱流行為，並進一步的造成系統或貯存燃料的二次破壞與更嚴重事故的發生。有鑑於此，本研究即藉由合適之計算流體力學

(Computational Fluid Dynamics, CFD)分析技術，針對乾貯系統於假設天然災害狀況與其引發之複合式災害情節，進行熱流評估技術與分析模式建立。以執行各種情節之案例分析，並瞭解天然災害對乾貯設施所造成的影響。最後，本計畫將依據研究所獲得之發現，提出熱流相關建議，除藉以作為事故嚴重性之評估依據與緊急應變措施擬定基準，亦可供其它分析領域(如，應力與臨界等)探討相關熱流現象所衍生之安全議題。

整體而言，本計畫之工作項目可概分如下：

- 1 蒐集整理自然災害(如山崩、土石流或海嘯與其組合)對乾式貯存設施影響之相關資料。
- 2 進行複合式災害對乾式貯存設施影響的情節分析推演。
- 3 建立複合式災害對乾式貯存設施影響的評估模式。
- 4 針對福島核子事故複合式災害分析專案報告審查作業提供專業意見。
- 5 針對所發現結果，進行研究計畫之期中與期末成果報告撰寫。

## 1.2 工作進度與達成度說明

本計畫經過整個年度的執行，已依據原訂工作步驟及進度規劃順利達成所有工作，並完成三次委託研究單位 物管局之季查核。本計畫執行期間，所有完成之工作可依序說明如下：

1. 工作項目一(資料蒐集)，此工作為第一季之主要目標，並明訂為該季之查核點；此工作於3月初業已受委託單位之查核，於繳交第一季查核報告後已順利滿足；與本項相關之成果已編列於本報告之第三章。
2. 工作項目二(情節推演與案例規劃)係為第二季之主要執行項目；本項工作亦已於6月上旬提交季查核表，並通過物管局於6月11日之季工作查訪；相關工作成果亦已詳錄於本報告之第四章。
3. 工作項目三係為模式之建立與計算求解，此項為第三季之執行工作，相

關分析技術之發展、驗證與案例計算結果已詳錄於本報告之第五、六章。

4. 工作項目四為審查意見之提交；本研究執行至今已有若干發現可供審查委員參考。
5. 工作項目五係為期中、末報告之提交，本報告如期完成，並送交物管局審查即已滿足此項進度之要求。

## 二、我國核電廠乾貯系統資料蒐集與匯整

我國目前共有核一廠及核二廠兩個已執行建造或申照中的乾式貯存設施。核一乾貯場址設立於核一廠廠區西南側乾華溪旁，而核二乾貯場址則設立於廠界圍牆內近玉田路之位置。由於分析時同時考量不同場址規劃與場址之地型特性皆有助於擴大本計畫所能推演的複合式災害類型與事故嚴重性，故本章詳細陳述本計畫執行期間蒐集到的廠址特性與乾貯系統資訊，以供後續之執行事故推演與案例規劃之用。其中，相關場址特性主要包括廠區規劃與地理資料蒐集，將可作為事故類型之影響程度排序；而乾貯系統資訊則包括有系統幾何、分析模式、方法論與設計限值等資訊，可供後續乾貯系統設計精進、分析模式建立與事故嚴重性或事故發展時序推演之用，以下將分別對上述所提各點進行陳述。

### 2.1 乾貯系統場址特性與天然災害資訊

#### 2.1.1 核一乾貯場址

核一廠座落於新北市石門區(25.279929, 121.585311)，相較於核二廠之地形，核一廠屬於縱深較深之廠地。此電廠之反應器機組係屬三面環山一面臨海的地型。而擬設置乾貯系統之地點位於廠區內西南側乾華溪(阿里傍溪)左岸，該貯存場址離海岸線約為 1100M 且高程約為 22 公尺。此處場址值得注意尚以下以幾點：

1. 核一廠址設所設置位置為乾華溪流道轉彎處，有可能因豪雨而造成沖刷造成管制站安全疑慮。
2. 核一廠地形雖有圍籬可提供屏蔽，但由於附近地形仍有坡度較大的問題，且依據農委會水土保持局於 94 年 3 月全國現地調查所公告之資料，研判乾華溪上游有兩處土石流潛勢溪流，位於內阿里磅地區附近。

3. 核一乾貯附近仍保有大量木本植被，以往在申照過程中曾進行灌木林火災分析。
4. 對核一廠影響最大的斷層帶為距離約為七公里左右之山腳斷層，目前依中央地質調查所之研究指出，此斷層為正移斷層且可分為南北兩段，南段係由樹林至北投長約 13km，而北段則由北投至金山，長約 21km；若兩斷層係為一連續長度約 40km 之斷層，且可能向海底沿伸，則地質所研究推論可能產生超過芮氏地震規模 7 的地震 [3]。

### 2.1.2 核二乾貯場址

核二廠座落於新北市萬里區野柳里(緯度：25.12；經度：121.39)，該場址係屬三面環山一面臨海的地型。而擬設置核二乾貯系統之地點位於核二廠區內緊急海水泵室旁(廠區圍牆內)，且基地中心距海岸線分別距離距離濱海公路與距離海岸線約 150 與 250 公尺，此一乾貯廠址高程約為 12 公尺，此場址附近值得注意的事項尚有：

1. 附近地點因受廠區與建築物包圍，故並無陡峭之壁及大量木本植物植被。
2. 依據台電所提送之專案評估報告，此處北側圍牆外側具有約高度 25 公尺以下之沉積或人造砂礫小丘，故該砂丘之地質強度較低，粒度較細；故有可能因為大量湍急水流而造成沖刷，反而造成更大的液體質量。
3. 核二廠與一廠相同，對核二廠影響最大的斷層帶為距離約為六公里左右之山腳斷層，其距離略小於核一廠的七公里，最大震度影響可能達 7 級以上[3]。



圖 1 核一廠乾貯系統廠址位置



圖 2 核二廠乾貯系統廠址位置



圖 3 核一二廠最近斷層帶



## 2.2 乾貯系統結構與設計

### 2.2.1 核一廠乾貯系統

核一乾貯系統(INER-HPS)是由核研所協助台電核一廠，引進自美國 NAC 公司 UMS 乾貯系統，其最大容許容量為 56 束沸水式(Boiling Water Reactor, BWR)用過核子燃料束。燃料束於本系統中乃是裝載於燃料套管內並由盤式提籃進行承載。此提籃主要之構成元件包括有中子吸收板 BORAL、燃料套筒(Sleeve)、碳鋼製承載圓盤(Supporter disk)、鋁製導熱圓盤(Conduction disk)以及用於固定上述元件之上下焊件與繫桿(Tie rod)等元件。此系統與 NAC 公司 UMS 系統最大的不同在於本系統為確保此系統之屏蔽能力符合我國之相關法規，故於承載密封鋼筒的混凝土護箱外，額外加裝一外加屏蔽層以降低輻射劑量。

整體而言，核一廠之密封鋼筒直徑約為 1.7033 公尺，高度約為 4.825 公尺，其中內裝之鋼製承載盤約為 1.587 公分厚，總數量為 43 片；而鋁製之導熱圓盤厚度約為 1.27 公分，數量為 17 片。上述板件利用繫桿穿過上下焊件並鎖固而成為一體。而核一廠之混凝土護箱直徑約為 3.454 公尺，高度約為 5.74 公尺；外加混凝土屏蔽層係為與混凝土護箱等高厚度約為 35 公分之圓殼物體；此一屏蔽層於護箱安裝完畢後會再安裝於護箱外圍，整體相關重要尺寸經整理後如表 1 所示。

而在裝載功率的配置上，核一對於實際裝載時的功率係將整個燃料提籃之裝載空間分別三區(圖 5)並分別裝載具有：(A) 0.1644 kW、(B) 0.139 kW 與(C) 0.099 kW 三種功率之燃料，但相關安全分析報告中仍採用較保守之總熱負載 14kW、單束燃料具有 250W 衰變熱之條件進行分析。

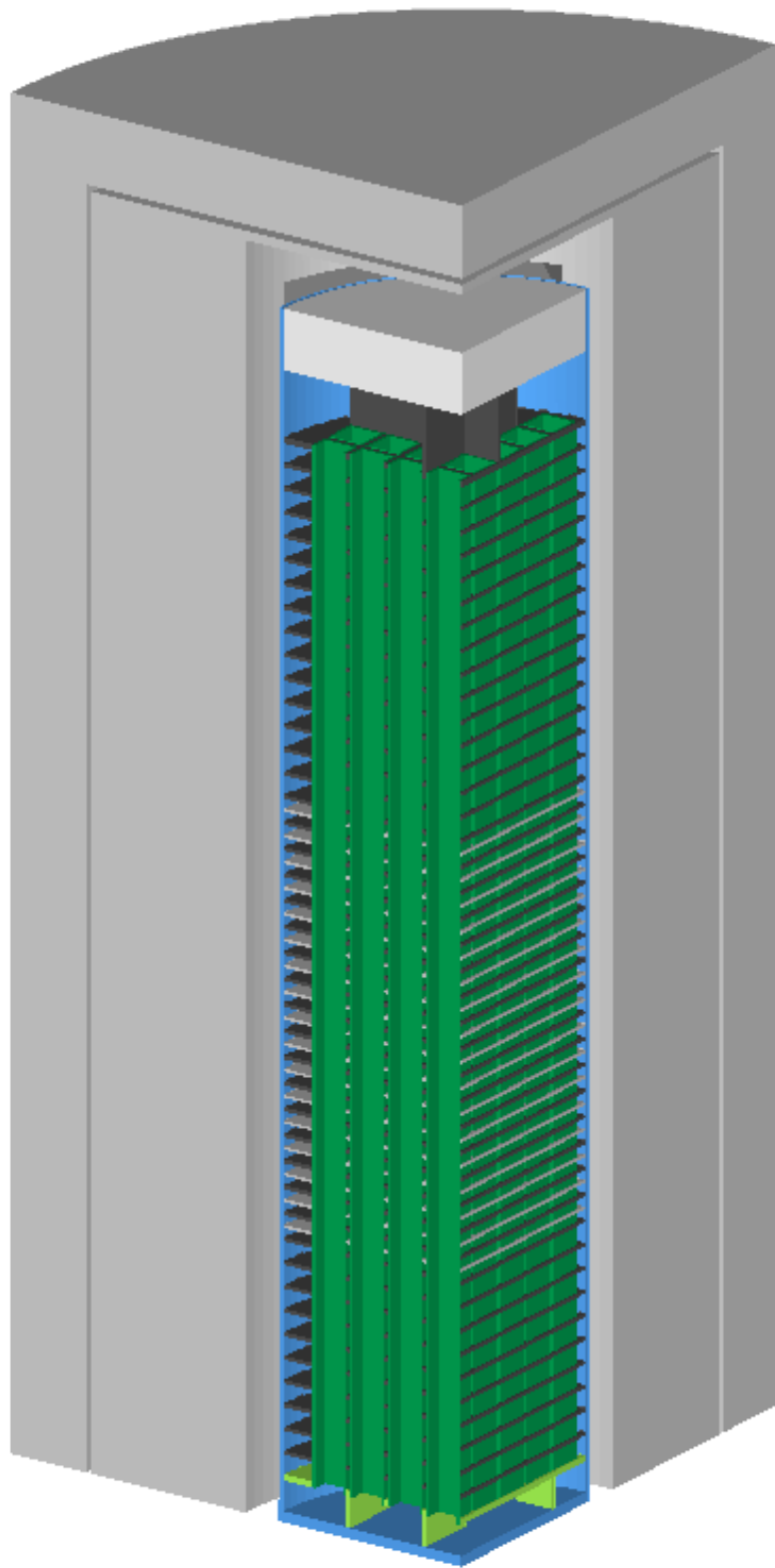


圖 4 核一乾貯系統示意圖

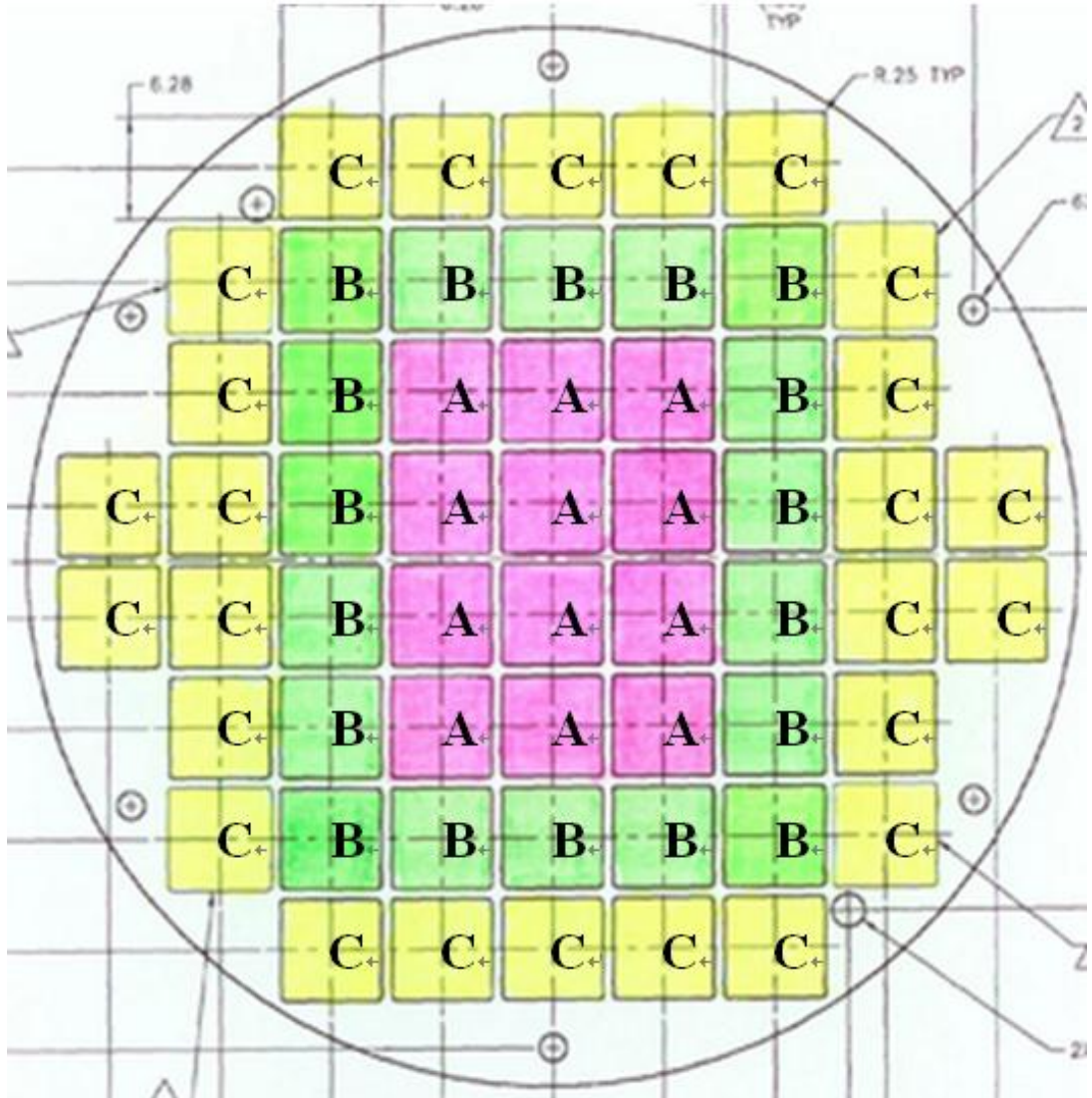


圖 5 核一乾貯系統功率配置圖

表 1 核一乾貯系統重要尺寸列表

系統組件	元件	特徵尺寸	數值(公尺)
密封鋼筒		外直徑	1.7033
		總長	4.835
		厚度	0.016
燃料提籃	承載圓盤	厚度	0.01587
	導熱圓盤	厚度	0.0127
	結構上蓋	厚度	0.078
	屏蔽上蓋	厚度	0.178
	底部焊件	高度	0.127
	套筒數		56
混凝土護箱	內襯	厚度	0.064
		外徑	2.019
	混凝土護箱	高度	5.74
		外徑	3.454
		厚度	0.719
	外加屏蔽層	厚度	0.35

### 2.2.2 核二廠乾貯系統

因核二廠特有情況與限制，台電公司就 NAC 公司設計之 MAGNASTOR-87 系統進行必要的設計修正，以符合其需求；本文以縮寫 KSDSS (Kuosheng dry storage system) 簡稱之。依據台電所提供之核二乾貯資料得知，核二乾貯系統為一可容納 87 束 BWR 用過核子燃料之系統，其單一燃料套筒為一高度 421.79 公分之方型管。此元件內嵌中子吸收板與其護片後，所餘內徑為 14.88 公分。值得更加注意的是，KSDSS 系統與 INER-HPS 系統的最大不同之處在於，INER-HPS 的各個待貯燃料皆是套入套燃料提籃之筒中；但 KSDSS 系統則是採用交錯式組合法，利用插梢 (圖 6) 扣鎖四個相臨的套筒(圖 7)而額外組成一個容納空間。此一配置重覆的出現於整個系統中，直到提籃最外側再以護板加以固定，進而組合出可容納 89 個燃料組件的空間；由於其中 2 個空格將設計用以裝載抽、注水管，因此故不用於存放燃料。

此一組合後的提籃將會置於一外徑為 1.828 公尺，高度為 4.8705 公尺之密封鋼筒內(見圖 8)；鋼筒的上蓋為 22.86 公分厚而下底則為 6.99 公分厚，鋼筒側壁厚度則為 1.27 公分厚。在用過核子燃料置入筒內後，上蓋將會施以銲接以達密封之目的。在忽略整體傳送過程的一連串處置與作業，密封鋼筒最終會置入混凝土護箱(圖 9)中進行長期貯存。此一護箱外徑約為 4.25 公尺，高約 5.990 公尺，其內部有一鋼質底座(圖 10)提供密封鋼筒乘載之用。值得注意的是，此一底部有四個通氣口供空氣流入護箱內，並令空氣得以沿密封鋼筒表面與護箱內襯(圖 11)之間約 9.6 公分之間隙向上流動而達冷卻之目的。最後，受熱後的空氣將會經由混凝土護箱上方的出氣孔排出系統外。

以上所蒐集之乾貯系統各元件主要尺寸經整理後詳列於表 2，而整體設施示意圖則如圖 12 所示。

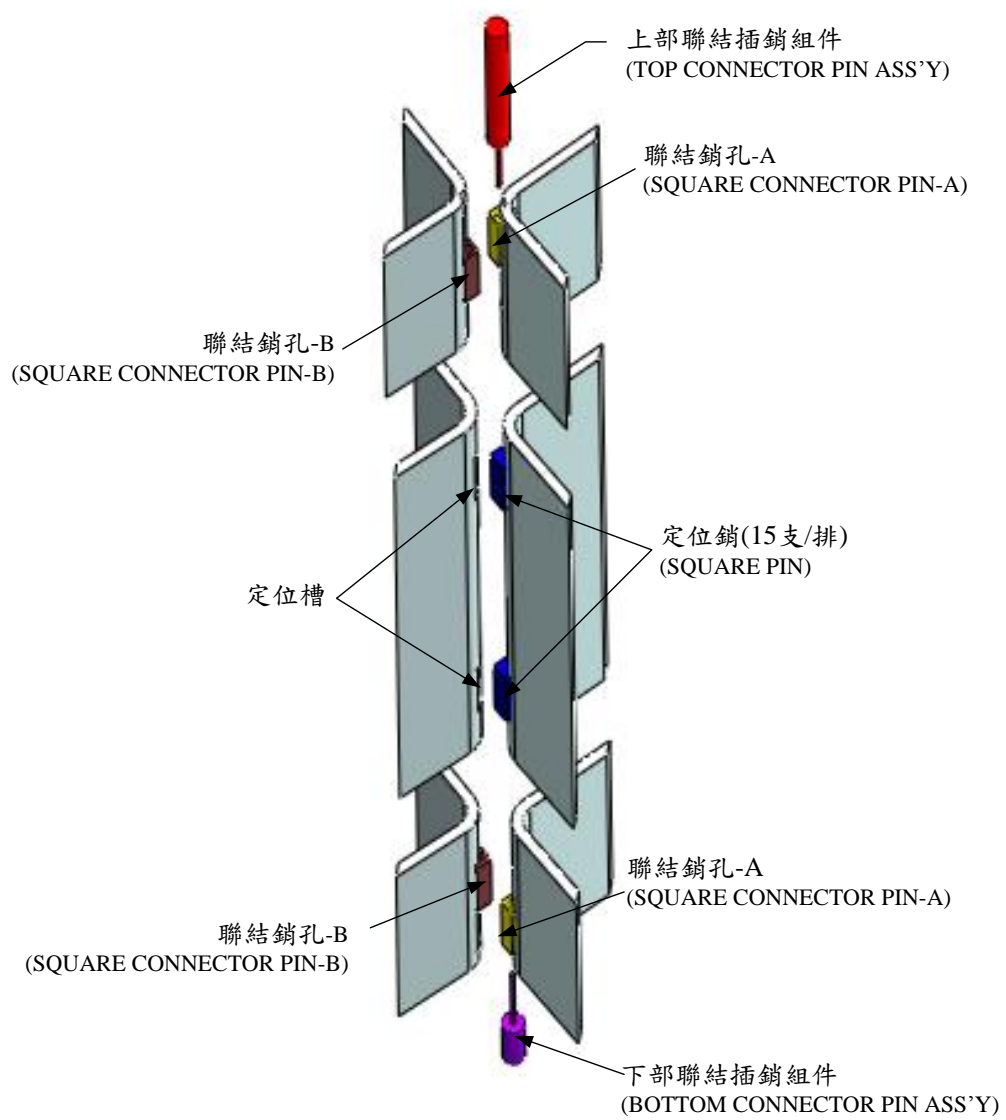


圖 6 相鄰燃料方管固定方式

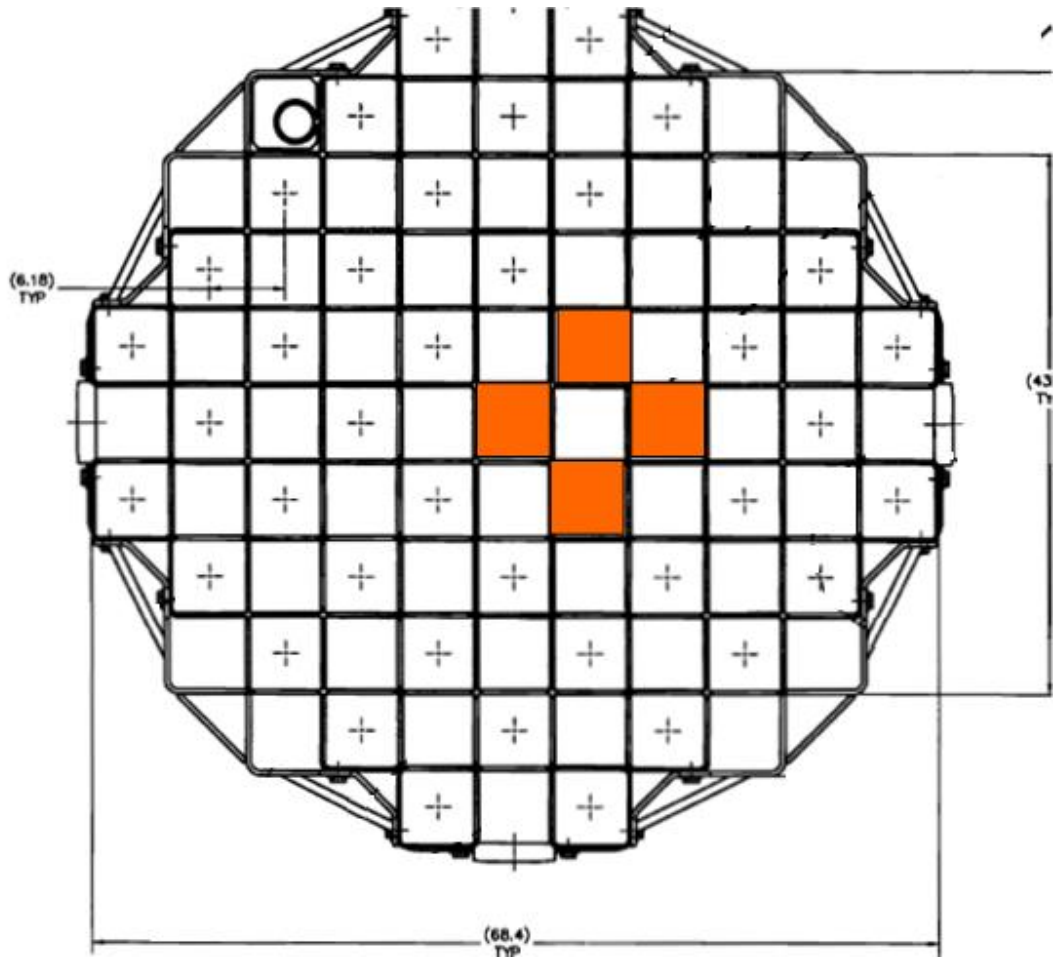


圖 7 核二乾貯燃料提籃結構





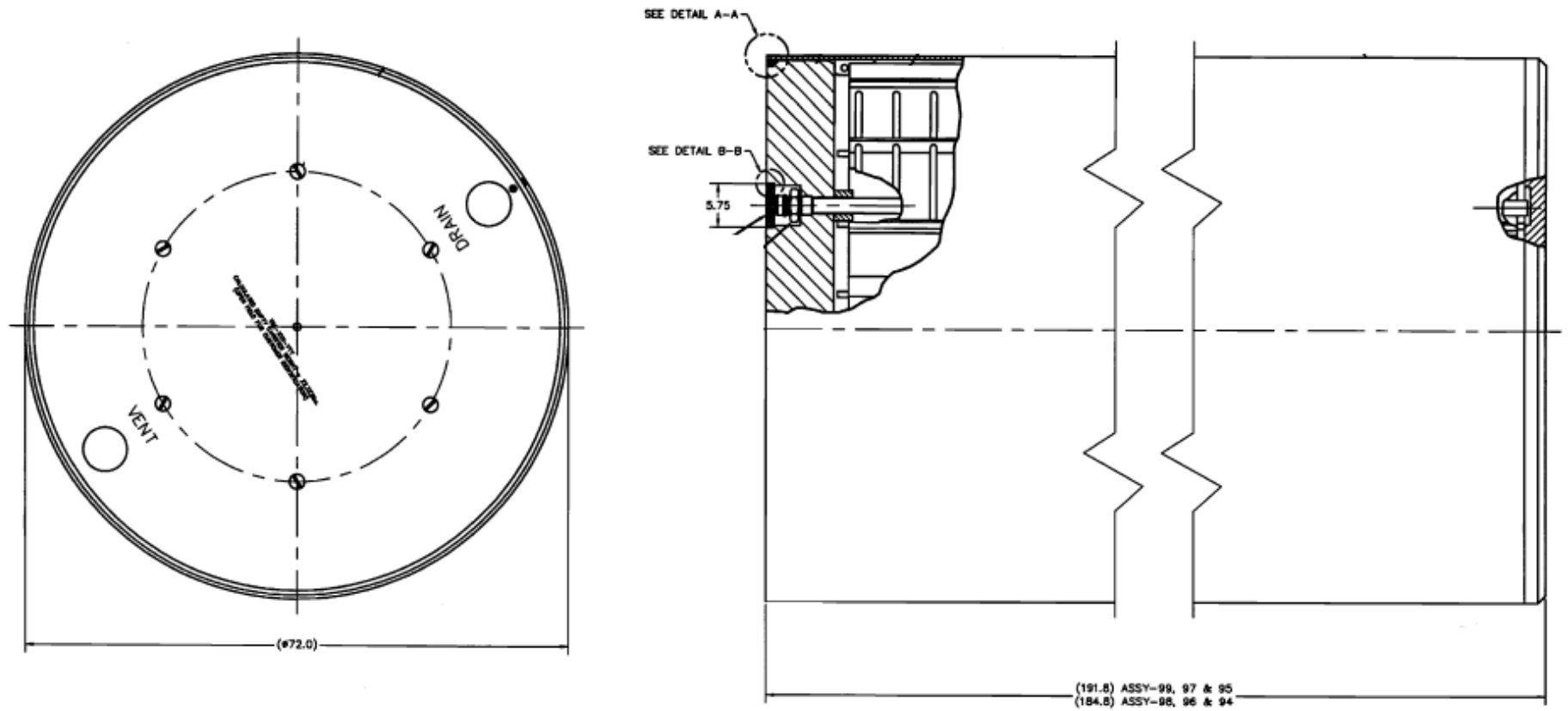


圖 8 核二乾貯系統之密封鋼筒

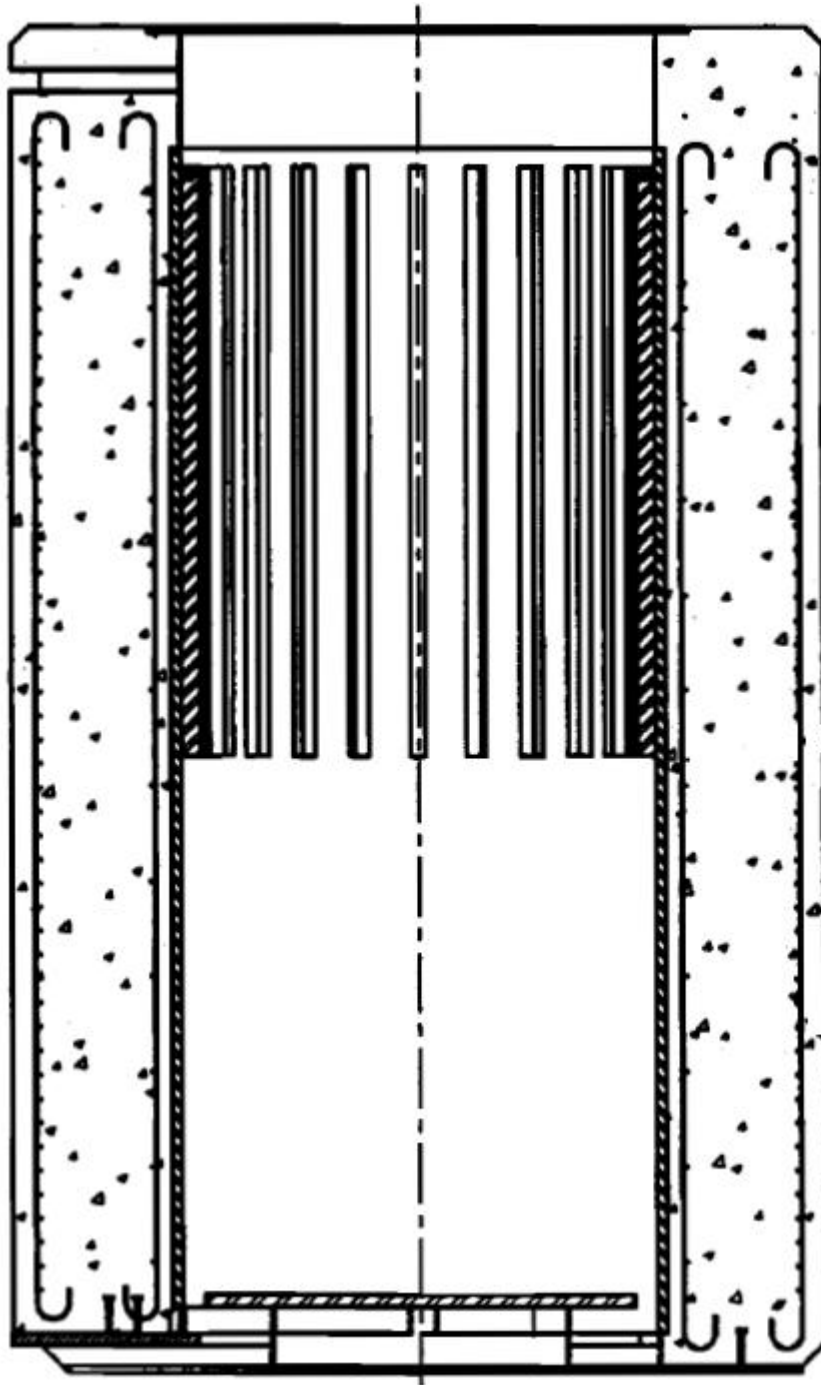


圖 9 混凝土護箱

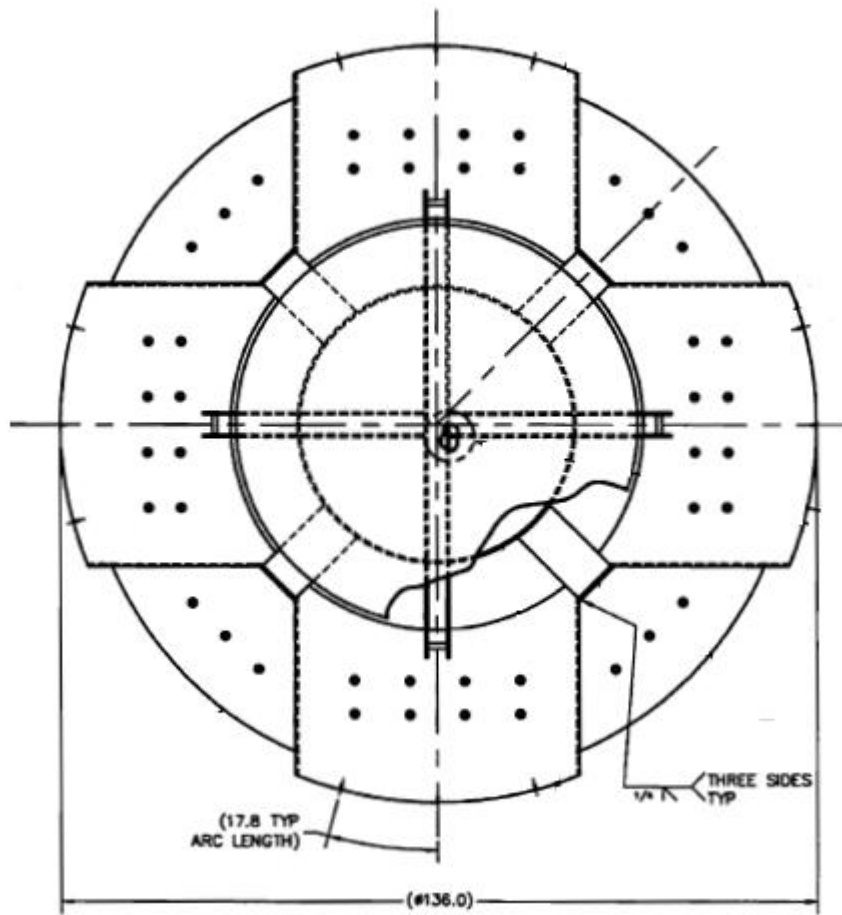


圖 10 凝鋼質底座

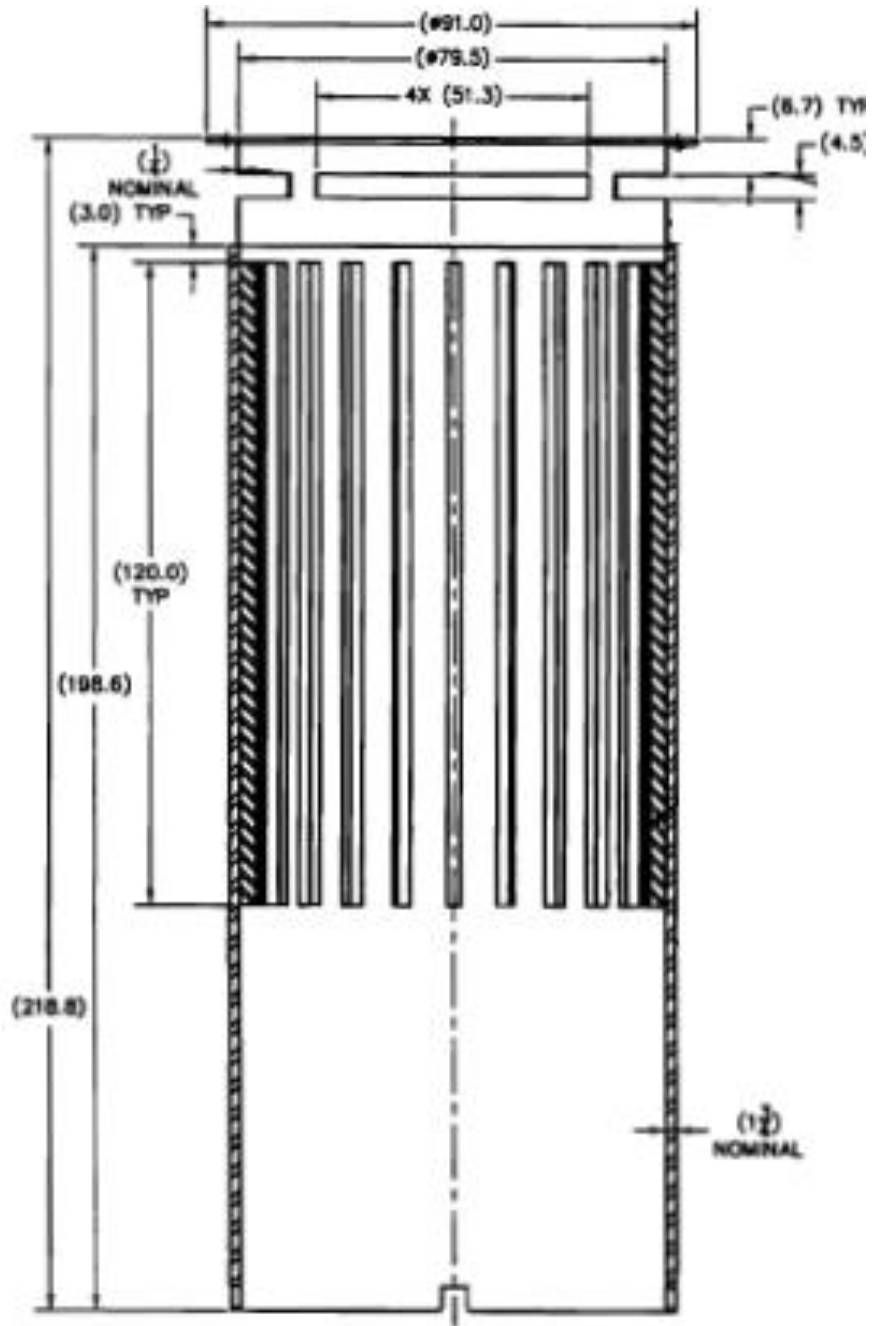


圖 11 混凝土內襯

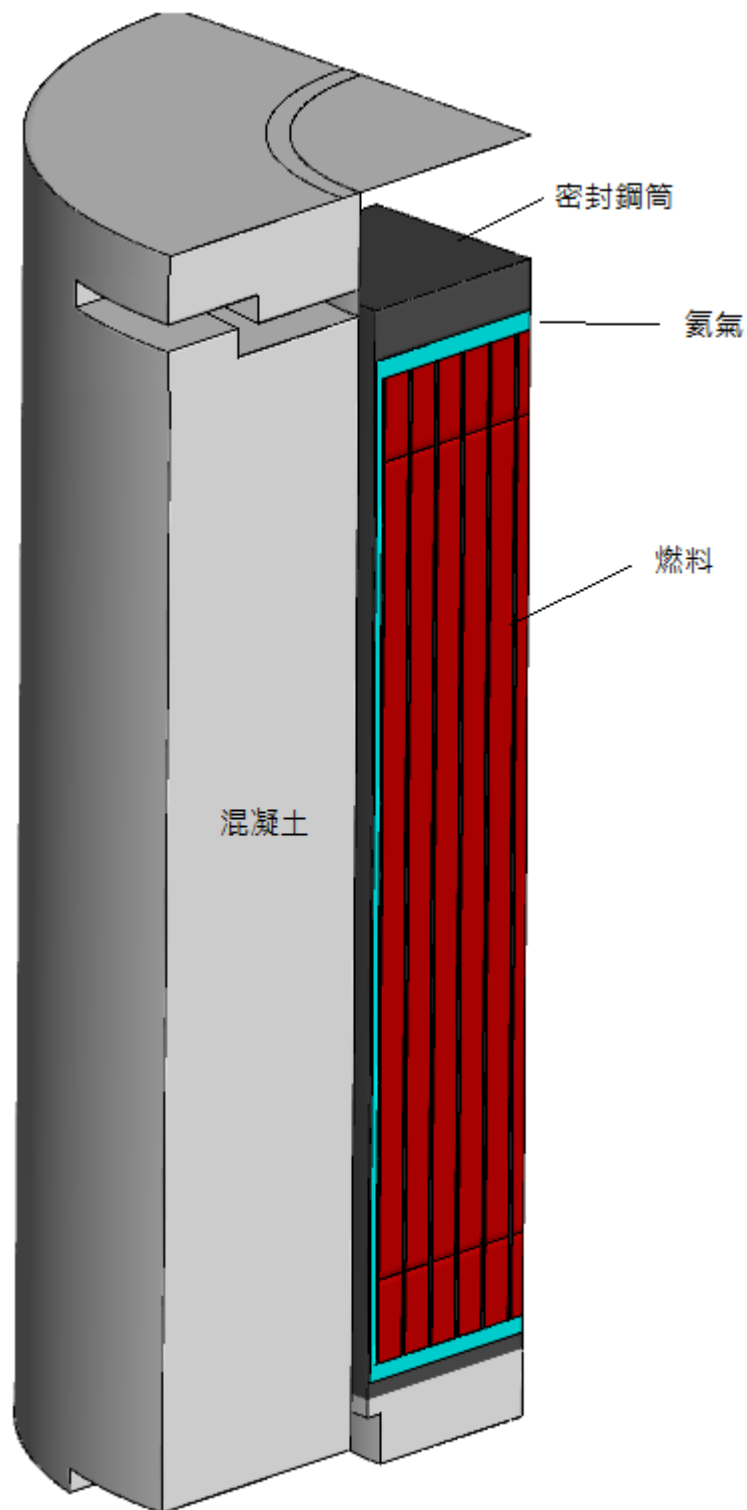


圖 12 整體核二乾貯設施構造示意圖

表 2 核二乾貯系統重要尺寸列表

系統組件	元件	特徵尺寸	數值(公尺)
密封鋼筒		直徑	1.828
		長度	4.8705
		側壁厚度	0.0127
燃料提籃		長度	4.5593
		總貯存量	87
		套筒數	45
		中子吸收板厚	0.0025
混凝土護箱	內襯	厚度	0.04445
		外徑	2.1082
	通氣孔	高度	0.0508
		寬度	3.4544
	混凝土	厚度	0.6731

## 2.3 材料性質

無論是核一或是核二乾貯系統，兩個設施所選用的材料原則上並無明顯差異 [1, 2]，此二系統之各元件的熱傳特性經蒐集後整理為流體與固體兩類，並分別描述如下。

### 2.3.1 流體熱傳性質

本系統使用到的流體主要包括，裝載與冷卻所需之液態水、長期貯存所需之氫氣以及傳送與貯存過程中用以冷卻之空氣。而所蒐集到之材料性質如下表[1,2]所示：

表 3 液態水熱傳性質

	溫度(K)					
	300	320	340	350	360	373.15
DENSITY (Kg/m <sup>3</sup> )	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 <sup>2</sup> )	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 4 氦氣熱傳性質

	溫度(K)					
	300	400	500	600	700	800
DENSITY (Kg/m <sup>3</sup> )	0.1625	0.1219	0.09754	0.0834	0.06969	0.0611
Cp (J/Kg-K)	5193					
Viscosity (N-s/m <sup>2</sup> )	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					

表 5 空氣熱傳性質

	溫度(K)					
	300	400	500	600	700	800
DENSITY (Kg/m <sup>3</sup> )	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 <sup>2</sup> )	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					

### 2.3.2 固體熱傳性質

本系統使用到的固體包括有金屬類的碳鋼、不銹鋼、鉛、含硼鋁板、鋁合金等以及非金屬類的中子吸收材、混凝土、鈾燃料丸等。所蒐集到之材料性質如下表所示：

表 6 中子屏蔽(NS-4)熱傳性質

熱傳特性	NS-4-FR	NS-3
Conductivity (W/m-K)	0.65	0.85
Density (Kg/m <sup>3</sup> )	1630.40	1718.98
Specific Heat (J/Kg-K)	1335.55	623.82



表 7 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 <sup>3</sup> )	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 8 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 <sup>3</sup> )	7861.36					
Specific Heat (J/Kg-K)	473.10					
Emissivity	0.8					

表 9 鉛屏蔽熱傳特性

熱 傳 特 性	溫 度 (K)			
	371.45	477.55	578.15	605.35
Conductivity (W/m-K)	33.87	31.69	25.12	20.93
Density (Kg/m <sup>3</sup> )	11380			
Specific Heat (J/Kg-K)	125.60			
Emissivity	0.28			

表 10 鋁合金(6061-T651)熱傳特性

熱 傳 特 性	溫 度 (K)					
	352.27	407.83	463.38	518.94	574.49	657.83
Conductivity (W/m-K)	171.30	174.00	176.28	176.28	176.28	176.28
Specific Heat (J/Kg-K)	962.94					
Emissivity	0.22					

表 11 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 <sup>3</sup> )	6560.36			
Specific Heat (J/Kg-K)	301.44	309.82	318.19	330.75
Emissivity	0.75			

表 12 燃料丸(UO<sub>2</sub>)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 <sup>3</sup> )	1578	1716	1855	1965	2021
Specific Heat (J/Kg-K)	1658				
Emissivity	0.85				

表 13 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 <sup>3</sup> )	2243		
Specific Heat (J/Kg-K)	837.4		
Emissivity	0.9		
Absorptivity	0.6		

## 2.4 假設災害情節乾貯設施設計與分析方法之評析與補強

INER-HPS 與 KSDSS 兩套乾貯系統，雖同為 NAC-UMS 與 MAGNASTOR 兩套產品之客制化乾貯系統，但由於其發展時程、技術不同，因此最初在進行申照分析的熱負載、假設條件與分析方法論皆有所不同。這使得兩套乾貯系統在進行假設之非基準事故分析時，將會因為上述之差異而產生不同的分析結果，因此先行瞭解系統的設計特性將有助於後續分析結果的判讀並提出適用於緊急應變措施之建議。

我國目前兩套乾貯系統之相關設計與申照相關資訊，由彙整後之系統設計比較表(表 14)可以發現，核一、二廠乾貯系統之設計理念最大的差別在於密封鋼筒內部壓力狀態、混凝土內襯與提籃型式等三部分，其它如上蓋型式裝載數量之影響對系統之安全性並不會對熱流特性產生顯著之影響。

其中 KSDSS 內部填充高壓氬氣的密封鋼筒設計方式，雖有助於乾貯系增強內部對流能力進而改善整體的散熱能力，但於由高壓狀態可能會在面臨假設性事故而造成洩漏並影響其對流機制，因此核二乾貯系統在假設性複合式災害之前提下，其熱傳能力可能受到較大的影響並造成較嚴重的事故後果。

另一方面，兩系統所選用的提籃設計在假設情節之事故所亦有可能造成系統安全度的差異；例如，INER-HPS 所採用的盤式提籃，其燃料方管之間存在有一定距離之間隙，因此在密封鋼筒傾倒時，預期將可於鋼筒內形成良好的自然對流(圖 13)故可減輕事故所發生的嚴重性；反之 KSDSS 之管式提籃原本設計即是強化系統在正常狀態下的內部對流機制，因此提籃在水平截面上儘可能的不設置額外的阻隔物，並利用緊密排列的燃料方管來減少徑向熱阻，但此一設計反而造成密封鋼筒傾倒時難以形成有效對流機制(圖 14)。

此外，兩系統在護箱上蓋設計雖然皆是鋼板與混凝土組成之結果，但由於核一廠對於向天輻射劑量主要是靠外加屏蔽層上蓋來達成屏蔽效果，故其體積與重量較重。反之，核二廠之上蓋如同一個混凝土塞，藉由天候蓋板(weather cover)

與灌漿之混凝土達屏蔽作用。

此外，對於乾貯系統申照時所採用的方法論與其模式、假設之影響，則可由表 15 來更一步的比較，其中值得注意的包括以下幾點：

1. INER-HPS 分析用模式採三維模型，模式細節較 KSDSS 採用之二維均值模式高，但此差異並不會直接影響分析之保守性；
2. INER-HPS 之分析方法論忽略內部對流機制，因此 KSDSS 之分析模式較能掌握乾貯系統內部對流效應，但 INER-HPS 所獲之結果將較為保守；
3. 相較於 KSDSS，INER-HPS 採用的申照功率(14kW)與實際裝載功率(7kW)之差異比例明顯大於 KSDSS(17kW/14kW)；在採用申照基準進行中假設性災害之分析時，預期 INER-HPS 將因此獲得較大的時間保守度。有鑑於此，建議未來管制單位可建立一套分析準則供後續分析使用；例如，進行假設性災害的熱流分析時，可以乘上一保守度(如 120%)的實際裝載功率進行分析即可避免過度誤判而影響緊急事故下的救災排程；
4. 相較於 KSDSS 採用行政管制來處理大規模火災與直接焚燒之案例，INER-HPS 於火災案例之分析結果對於複合式災害下之設施損壞情形極具參考價值。

根據以上國內兩套乾貯系統的比較可以發現，最初申照分析中已針對可能的設計基準事故進行分析，並出合理之事故處理準則；而對於部分發生機率極低之事故，則是以行政管制與救援措施進行處置。但對於非設計基準事故而言，發生的機率已非分析之關鍵，故宜先就乾貯設施之設計特性進行檢視，以作為後續事故的災害情節推演與分析之基準。

整體而言，現有乾貯設施設計與分析方法之狀況評析結果可彙整如下：

1. 乾貯系統熱流設計特性：乾貯系統係以被動式散熱機制進行設計，故其最終熱沉將明顯受環境影響；當衰變熱傳往最終熱沉之熱途徑(或機制)

受到設計基準事故影響時，即會造成系統元件超過設計溫度之限值。經檢視後，現有安全分析報告至多僅分析至空氣通道受阻的狀況，並未更進一步探討散熱能力喪失的掩埋狀態。

2. 分析結果的不足：乾貯系統安全分析報告利用分析結果證明在有限的設計基準災害下，乾貯設施不致發生傾倒或嚴重事故，但在非設計基準事故下，原有安全分析報告中欠缺的案例；例如傾倒、掩埋等，是必需加以探討與深入研究的重點。
3. 設施材料特性：彙整後資訊顯示，乾貯設施中的混凝土制元件，係為設計溫度限值最低之元件。但在以往的設計基準分析中，對於嚴重事故之影響皆是基於事故狀態不疊加的假設準則加以分離，因此在假設性嚴重事故下，勢必需要將此部分納入研究中。

表 14 我國乾貯設施系統設計比較表

系統類型	核一乾貯系統	核二乾貯系統
系統類型	混凝土護箱式	混凝土護箱式
密封鋼筒狀態	常壓密封	高壓密封
內襯設計	單一板件式	具 T 型鰭片式
提籃設計	盤式散熱盤式	管束對流式
裝載數量(束)	56	87
通氣型式	8 個分上下對稱配置	8 個分上下對稱配置
貯存燃料類型	完整之沸水式燃料	完整之沸水式燃料
上蓋型式	外加屏蔽層混凝土上蓋	碳鋼上蓋內含混凝土

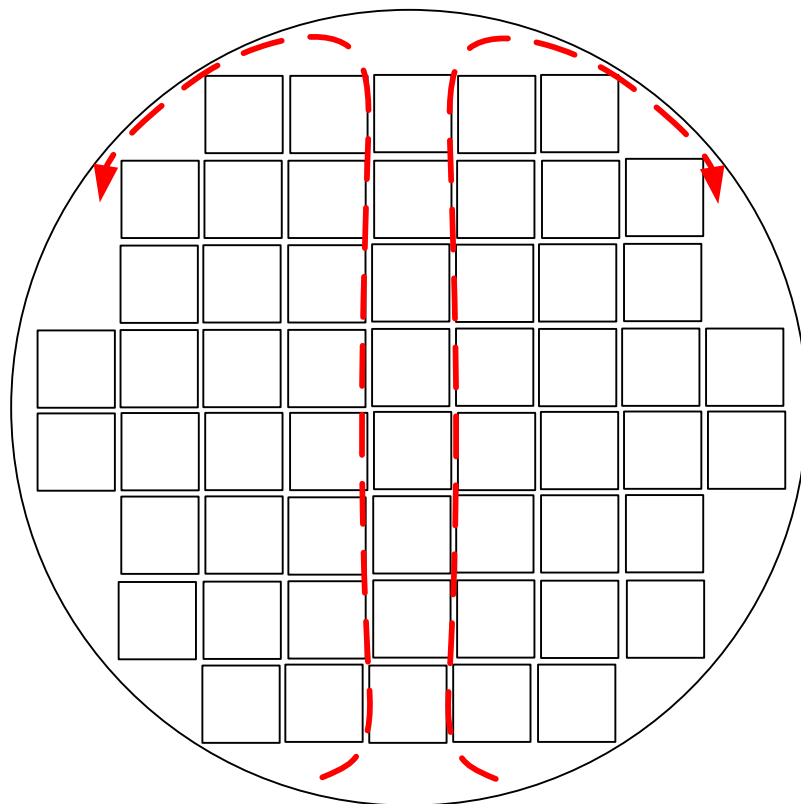


圖 13 核一乾貯系統之密封鋼筒傾倒後可形成之自然對流示意圖

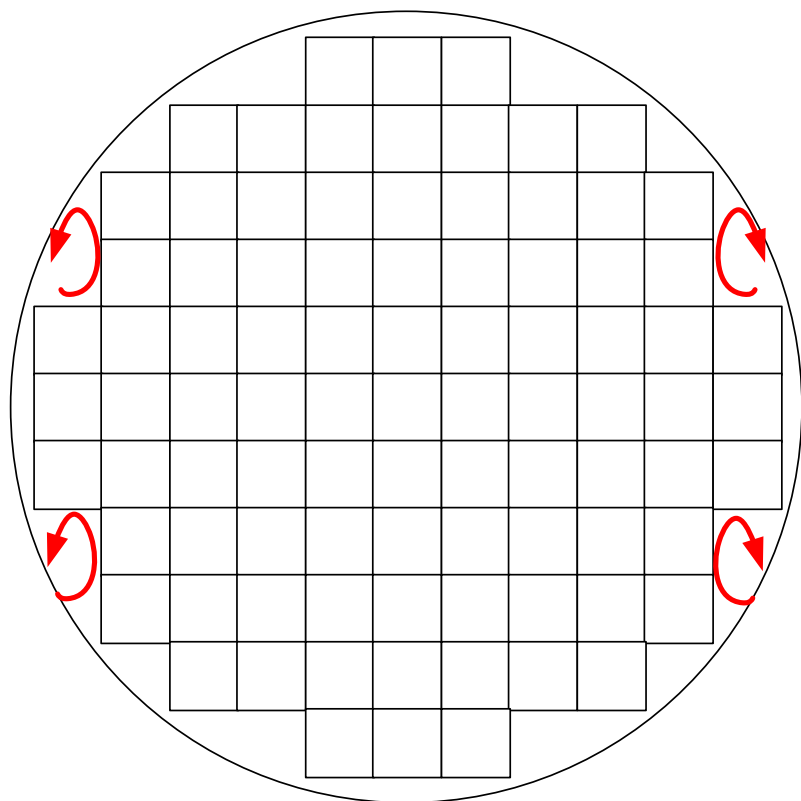


圖 14 核二乾貯系統之密封鋼筒傾倒後可形成之自然對流示意圖



表 15 我國乾貯設施系統分析方法論比較表

系統類型	核一乾貯系統	核二乾貯系統
熱傳分析方法	ANSYS+RELAP 5	FLUENT+ANSYS
熱傳分析模式	3D 為主	2D 為主
熱傳幾何模型	詳細模擬	多孔材模式
內部對流效應	保守忽略	考慮
內部結果之熱輻射	考慮	保守忽略
全阻塞案例處置時限	85 小時 (處置作業需時 72 小時)	>100 小時
申照功率	14KW	17.3KW
擬裝載功率	小於 7KW	14.6KW
大規模火災事故	已分析	已排除
直接焚燒	已分析	已排除

### 三、災害情節推演

當乾貯系統發生超出原先設計可以承受的天然災害並導致事故發生時，其狀況可依不同災害肇因分別加以討論如下：

#### 3.1 地震

地震肇因主要係來自電廠附近斷層帶、海底斷層等的地層活動，其強度與距離、深度以及斷層帶移動方式與長度有關，因此對於核一、二乾貯場址之影響以山腳斷層為鉅。地震對於乾貯系統之影響可以視為一即時之效應，在地震發生後的數分鐘內即會對乾貯設施造成影響。目前我國電廠之乾貯系統皆已對設計基準下之加速度進行 LS-DYNA 分析，以證明乾貯系統在設計基準之事故下不致發生傾倒、翻覆之事故。然而若以假設性的地震災害加諸乾貯設施上，則其效應涵括護箱與場址，其中地震對乾貯系統的影響主要是改變設施的熱流對稱性，例如護箱間的擺置因為地震而產生位移，並導致護箱擺置方式與外部流場對稱性的改變。而在對場址的影響中，地震本身即是地殼滑動的表現，更有可能造成地表的傾斜或是扭曲。因此當超出現有設計基準的假設性地震侵襲乾貯系統及場址時，則可能發生之事故情形為(圖 15)：

- 假設乾貯遭遇極大地震，可能造成岩盤移位或錯位，而使場址傾斜並造成護箱傾倒
- 假設遠超出設計規範的地震加速度施加於乾貯設施上，可能造成之影響包括：
  - 護箱移位
  - 護箱傾倒

- 密封鋼筒移位
- 底部承載盤塌陷

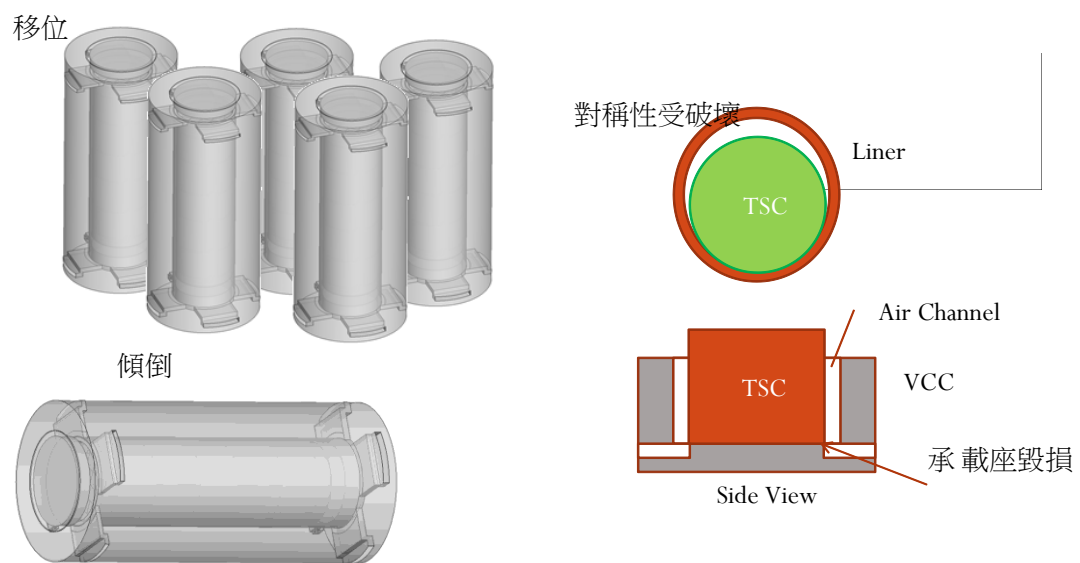


圖 15 地震對乾貯設施之直接影響示意圖

## 3.2 海嘯

地震的影響不單只是直接藉由震波的傳遞，快速的作用在乾貯設施與場址上。地震所造成的震波傳達至海底地殼時，亦將造成海水的振盪並進而產生海嘯，而其它如海底山崩或是火山活動等因素亦會造成海嘯。由於海嘯需要藉由海水進行波的傳遞，因此需要若干時間才會作用於乾貯設施上(福島事件中約為地震發生後的十五分鐘)，海嘯可以視為地震所引發之災害鏈的中期效應。目前電廠乾貯設施，皆已對既有海嘯嚴重性(浪高)進行評估並保守加上潮差效應以因應海嘯影響，並且規劃未來若有新事證證明舊有設計不足時，將據新事證進行再評估與補強。

無論如何，若假設性的提出一個超過現有防海嘯設能力的災害侵襲乾貯場址時，可能發生之情境如下：

- 低水位海嘯沖擊
  - 海嘯挾帶沖刷物，並破壞附近地形後形成泥漿流
  - 沖刷物流經乾貯場址，形成進氣口阻塞或部分掩埋的狀況，並將原本堆積海岸邊的可燃物(如漁具中的保麗龍、垃圾與漂流木等可燃性物質沖刷至乾貯場址附近，並造成既有道路的毀壞。
    - 由於海嘯浪高較低，因此即使對護箱發生作用，亦僅是小幅造成護箱位移。
- 高水位海嘯沖擊
  - 挾帶沖刷物，或破壞附近地形後形成泥漿流
  - 嚴重的沖刷可能造成道路的阻礙，影響救災
  - 海浪與挾帶的泥流，對乾貯場內的護箱造成整體阻塞以及掩埋狀況，並可能帶來大量可燃性物質，情節較低水位

案例更加嚴重(圖 16)

- 泥漿掩埋
- 可燃物掩埋

由圖 17 所示的福島事件海嘯前後的照片可以得知，乾貯設施的場址圍牆可能受到強烈撞擊而損壞，並使沖刷物流進場區內。但值得一提的是，該廠乾貯系統在經歷如此嚴重的海嘯後並未受到任何的破壞。



圖 16 日本 311 地震引發之海嘯所帶來之泥流與沖刷雜物

(a)



(b)



圖 17 日本福島電廠乾式貯存系統於海嘯前後之設施狀況(a)海嘯前；(b)海嘯後。(來源：東京電力公司公佈資料)



### 3.3 山崩與土石流

地震的影響不單只是 4.1 與 4.2 節中所提及的立即與隨之而來的作用，地震所造成的震波作用於地面時，亦將可能造成山崩或是土壤液化之現象。由於其發生時間點往往並非即時，且往往在其它因素(如豪雨)的助長下會使發生頻率提高，故於此節中可將之視為地震之長期效應。當假設性的提出上述山崩或土石流現象，發生於乾貯系統附近且超過原有防範災害的設計值時，將有可能導致大量土石與植被移動並造成系統發生掩埋事故，同時亦有可能為大量洪水而合併乾貯系統遭到沉浸的情形。依據各種不同的地質與植被之組合，在此假設之非基準事故中，需納入分析考慮之參數包括有：

- 掩埋物特性
  - 受到不同的掩埋物掩埋，例如泥漿、礫石等不同粒度或是混合木本植物之物質掩埋，本研究中將考慮以下不同粒度掩埋之影響
    - 泥漿
    - 碎石
    - 礫石
- 不同水位的沉浸
  - 由於水為極佳的流動與移熱媒介，因此相同的掩埋物下，含水的比例將會明顯影響整各事件發生之嚴重性甚至救災準備工作之時限，因此必需將其納入分析。本研究擬考慮之水位有：
    - 無水狀態(單純山崩)
    - 微弱水流
    - 強大水流

### 3.4 非基準事故之案例歸納與重要性排序

基於本章前三節之討論，各種不同天然災害所造成的事故往往有其重覆性，例如地震與海嘯都有可能提供作用力而導致護箱的傾倒；又，海嘯與土石流皆會造成相類似的沖刷與沉浸效應，其差別僅止於其水的來源而已。因此若於分析技術與模式建立前，先行將相似的案例加以歸納與整合，除了可以減少所需的分析案例外，亦有助於精簡未來進行緊急應變措施之規劃。

有鑑於此，本研究於先前所述之事故推演與具分析價值之案例，在彙整後則如圖 18 所示。歸納後之事故類型大致可以區分為(1)掩埋類事故、(2)位移類事故以及(3)傾倒類事故。再者，根據 2.4 節之討論可以得知，掩埋類事件之影響將會直接影響外界對乾貯設施的主要移熱能力，因此預期將會導致最嚴重的事故後果。因此，本研究於先行針對非基準事故造成的掩埋事件進行分析熱流特性，並藉由提出合理之事故發展時序，以期作為緊急應變作業之建立依據。

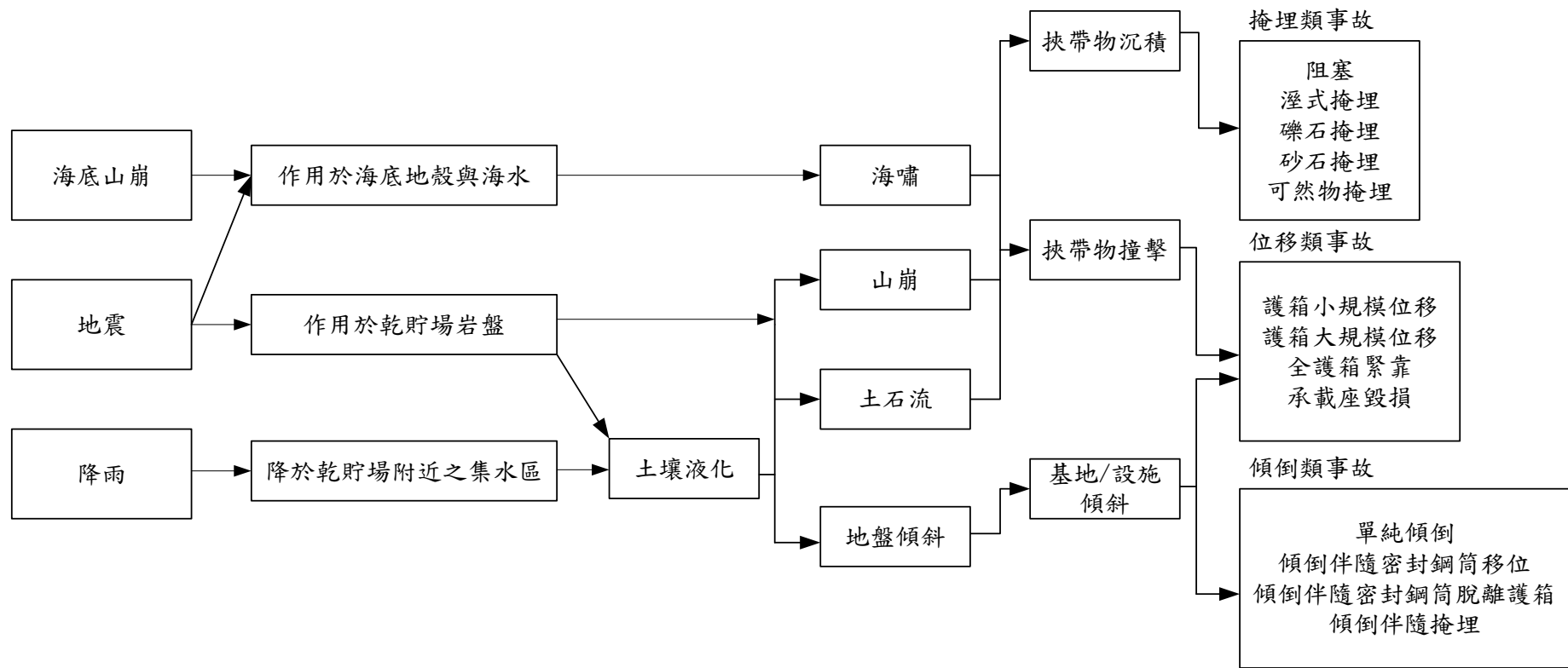


圖 18 非設計基準事故之發生原因與事故分類

## 四、數值模式與軟體選用

### 4.1 統御方程式

本研究將在完成相關事故情節推演與案例評估後，即會針對所需的分析技術進行建立。然考量研究執行時間有限，且本案例之幾何形狀複雜，故本研究將以經過驗證之商用計算流體力學軟體-FLUENT V12.0 為基礎，進行一系列之模式建立、網格生成與測試、邊界模式建立與案例計算等工作。最後，再藉由分析結果的研判提供管制單位各種災害情節之事故嚴重性，以作為訂定緊急處置措之參考依據。

乾貯系統於貯存狀態下可能發生之各種意外事故，其熱流特性可由以下統御方程式[4]加以描述：

#### 質量守恆方程式

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

其中，

$\rho$  為流體密度；

而  $\vec{v}$  為速度向量。

#### 動量守恆方程式

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

其中， $p$  為靜壓力， $\rho \vec{g}$  為重力項；

$\vec{F}$  為額外力源， $\overline{\tau}$  為應力張量，其形式可以寫為：

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

其中，

$\mu$  為流體黏滯係數；

$I$  則為單位張量。

**能量守恆方程式**

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

其中，

$E$  為單位質量之總能量；

$h$  為焓值；

$p$  為靜壓力；

$\bar{v}$  為速度向量；

$\kappa_{eff}$  則為等效熱導率：

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

其中，

$k$  為物質本身之分子熱導率；

$k_t$  則為流場紊流所致之熱導率。

## 4.2 數值模式

### 4.2.1 DO 熱輻射模式

上述統御方程式雖可描述熱流現象中的流場以及傳導對流等熱傳機制，但對於熱輻射機制之模擬仍無法藉由以上模式來描述。為此，本研究選用已廣泛使用之 DO 模式進行模擬。此模式除已於許多乾貯相關的研究中被加以應用外，於本研究團隊中亦經過妥善的校驗 [5]。DO 模式主要乃是求解輻射傳輸方程式 (Radiation Transport Equation) 來計算有限體積法中各網格之熱輻射效應，其式可以寫為：

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

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：

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

$\lambda$  為波長；

$a_\lambda$  為吸收係數；

$I_{b\lambda}$  為黑體輻射強度；

$\sigma_s$  為散射係數；

$n$  為折射率(refractive index)。

#### 4.2.2 紊流模式

由於乾貯系統所包含的傳送護箱與貯存用混凝土護箱，其高度皆在 5m 以上，又即使發生傾倒，其高度仍接近 3m，因此高度所造成的自然對流動強度將促使內部對流呈現紊流流場。為求能精確的掌握紊流所造成的熱水流效應，本研究擬在乾貯熱流分析的相關應用中，已受認同的 k- $\omega$  作為紊流模擬之數值模式。

k- $\omega$  模式之方程式[6, 7]可以表示為：

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho k) + \frac{\partial}{\partial x_i}(\rho k u_i) = \frac{\partial}{\partial x_j} \left( \Gamma_k \frac{\partial k}{\partial x_j} \right) + \tilde{G}_k - Y_k + S_k \quad (8)$$

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho \omega) + \frac{\partial}{\partial x_i}(\rho \omega u_i) = \frac{\partial}{\partial x_j} \left( \Gamma_\omega \frac{\partial \omega}{\partial x_j} \right) + \tilde{G}_\omega - Y_\omega + S_\omega \quad (9)$$

其中， $k$  為紊流動能，而  $\omega$  則為消散率； $\tilde{G}_k$  為紊流動能梯度， $\tilde{G}_\omega$  為消散率梯度； $Y_k$  與  $Y_\omega$  分別為  $k$  與  $\omega$  因為紊流所造成的消散量； $S_k$  與  $S_\omega$  分別為  $k$  方程式與  $\omega$  方程式之源項。 $\Gamma_k$  與  $\Gamma_\omega$  則為等效擴散項，上述變數之定義可以表示為：

$$\Gamma_k = \mu + \frac{\mu_t}{\sigma_k} ; \quad (10)$$

$$\Gamma_\omega = \mu + \frac{\mu_t}{\sigma_\omega} ; \quad (11)$$

其中， $\mu$  為流體黏滯係數， $\sigma_k$  與  $\sigma_\omega$  為紊流普蘭特常數(turbulent Prandtl number)而， $\mu_t$  則為：

$$\mu_t = \alpha^* + \frac{\rho k}{\omega} ; \quad (12)$$

其中，紊流阻尼  $\alpha^*$  可以定義為

$$\alpha^* = \alpha_\infty^* + \left( \frac{\alpha_0^* + \text{Re}_t / \text{R}_k}{1 + \text{Re}_t / \text{R}_k} \right) ; \quad (13)$$

而， $\alpha_\infty^*$  為阻尼；

$$\text{Re}_t = \frac{\rho k}{\mu \omega} ; \quad (14)$$

$$\text{R}_k = 6 ; \quad (15)$$

$$\alpha_0^* = \frac{\beta_i}{3} ; \quad (16)$$

$$\beta_i = 0.072 。 \quad (17)$$

### 4.2.3 自然對流模式

在 FLUENT 軟體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的計算。由於重力場乃是一常數，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，直接於材料性質表中，將材料性質設定為溫度之函數；而對於理想氣體而言，則可令 FLUENT 直接以理想氣體方程式來進行密度之計算；然而由於本分析中除了屬於理想氣體之空氣與氮氣外，仍有不適用於理想氣體方程式之水；故採用此法並非最佳處置方式。目前最常用的方法乃是採用博欣尼克近似法 (Boussinesq approximation) 來針對流體密度的變化進行處理：

$$\rho = \rho_0 (1 - \beta(T - T_\infty)) , \quad (18)$$

其中，流體之  $\beta$  值為流體之熱膨脹係數 (Thermal Expansion Coefficient)。

由於博欣尼克近似法具有較易收斂之特性，因此在本研究中將採用此法來處理乾貯內部自然對流之現象。



## 五、分析案例選定與分析技術建立

依據第四章中所提之事故類型，本計畫擬藉由所選用的商用 CFD 軟體 -FLUENT 來進行相關之案例分析。然而，由於 FLUENT 係為一套泛用型套裝軟體，且其內建模式中並無針對上述案例所需之參數提供完全相符的分析設定，因此本計畫在執行相關案例之計算分析前，必需先行利用 FLUENT 中內建之邊界條件模組，配合使用者自定函式(User Defined Function, UDF)[8]技術發展合適之邊界條件，以供模擬分析使用。以下將針對研究中建立之案例分析技術與邊界條件進行說明。

### 5.1 掩埋、沉浸案例模擬技術建立

掩埋與沉浸之案例對邊界條件的影響主要係因乾貯系統護箱外部之流場與對流特性，在受到掩埋事故影響而呈現與正常貯存狀態不同的熱流現象，因此必須進行修正方能詳細的描述此一事故下所產生的熱流現象。為能確實掌握沉積物的熱水流特性，且同時避免耗費過多網格以描述沉積物之結構。本計畫於掩埋案例中採用多孔性材質模式進行相關模式之計算，以克服模擬實際礫石幾何形狀的困難。此法係藉由掩埋物的粒徑、孔隙比等數據，將其流阻係數轉換為模擬係數數以作為計算之用。

本研究於此議題上，擬採用 Ergun 之[10]半經驗式來進行壓降之處理：

$$\frac{|\Delta p|}{L} = \frac{150\mu}{D_p^2} \frac{(1-\epsilon)^2}{\epsilon^3} v_\infty + \frac{1.75\rho}{D_p} \frac{(1-\epsilon)}{\epsilon^3} v_\infty^2$$

上式在層流流場中，第二項與速度平方項有關之項則可以忽略；此時，單位長度的壓降可以被寫為：

$$\frac{|\Delta p|}{L} = \frac{150\mu}{D_p^2} \frac{(1-\epsilon)^2}{\epsilon^3} v_\infty$$

其中， $D$  為沉積物粒徑， $\epsilon$  為孔隙度。

最後，若將上式進行轉換，即可獲得滲透率(permeability,  $\alpha$ )與慣性損失係數(inertial loss coefficient,  $C_2$ )兩項，即可供 FLUENT 進行案例分析時使用：

$$\alpha = \frac{D_p^2}{150} \frac{\epsilon^3}{(1 - \epsilon)^2}$$

$$C_2 = \frac{3.5(1 - \epsilon)}{D_p} \frac{1}{\epsilon^3}$$

此外，等效材料性質則可依下式進行計算：

$$k_{\text{eff}} = \gamma k_f + (1 - \gamma)k_s。$$

其中， $k_f$  與  $k_s$  分別為流體與固體熱傳導係數，而  $\gamma$  則為孔隙比。

## 5.2 傾倒案例模擬技術建立

傾倒案例之模擬涉及了重力場作用方向的改變以及幾何形狀的變化兩個部分；於重力場的改變部分，本研究可以採用兩種方法來達成，其一是利用 FLUENT 內建轉動模式之功能(圖 19)，將模型由垂直擺置依欲模擬之傾倒角度進行轉動即可；其二，則是利用省略此一繁鎖過程，直接修正統御方式中體積力項於各個角方上的分量來達成(圖 20)。由於第二種方法對於後續的後處理工作較不會產生處理的不便，且兩種方法皆可達成本模擬技術之需求，故本研究擬採第二種方法為之，以簡化處理之程序。

幾何模型的改變部分，本類型案例考量之幾何變更包括有：密封鋼筒與傾倒護箱接觸等案例單純模式修正之部分，因此只於前處理器進行小幅的模式修改即可。

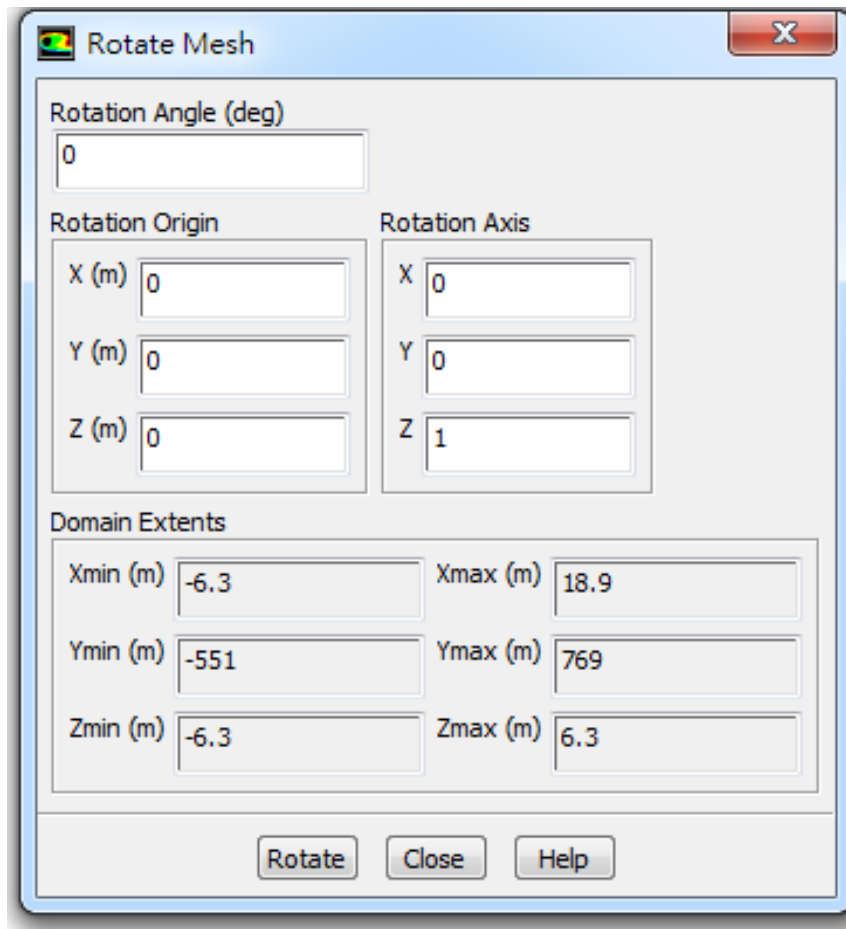


圖 19 利用改變模型之絕對坐標方向以達成進行傾倒案例模擬之方式

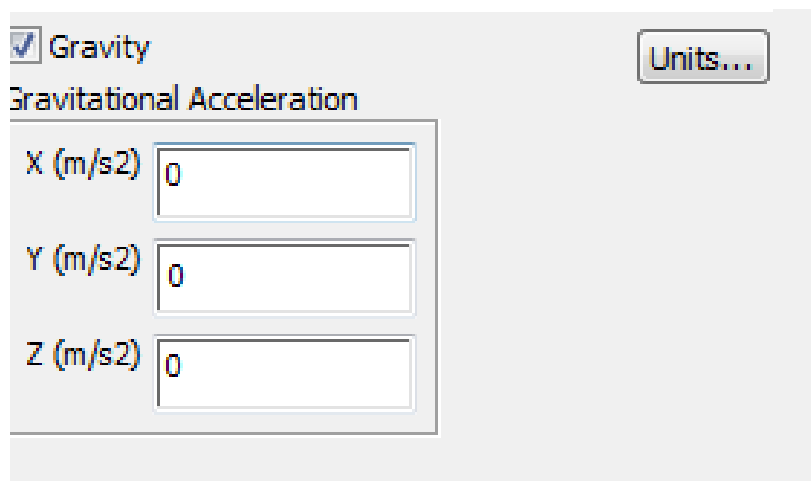


圖 20 利用不同方向之體積力分量來進行傾倒案例模擬

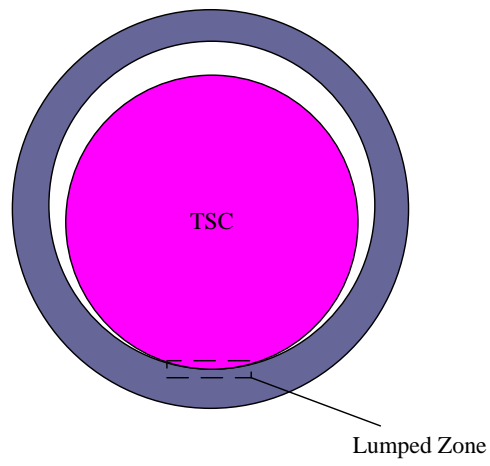


圖 21 密封鋼筒與護箱接觸之均勻化處理範圍示意圖

### 5.3 位移案例模擬技術建立

乾貯設施在假設事件中發生位移事故時，將影響護箱間的流場與冷卻能力。為達此分析目的，即需針對護箱間間距變化於 CFD 分析模型中充分描述。然而此一變更需反覆的修改模型並重新產生網格，此舉預計將造成極大的工作負擔。因此若能先行完成模型的模組化與對稱性比對將可於未來執行此類分析時，節省大量時間。

因此對於位移案例的部分，擬採用對稱模型之方式進行設計，在小規模護箱位移的案例中，本研究假設有一護箱因受外力影響而移動，並與其它二個護箱形成緊密接觸的配置(圖 22)。若直接考慮最保守之護箱進氣口擺置狀況，則此一問題可以簡化成一 1/3 模型之問題以加速求解。本計畫於後續工作時間，即擬採用此 1/3 對稱模型進行求解，以釐清小規模護箱位移之熱流狀況。相同的，在大規模位移事故(圖 23)中，亦擬採用相似的方式，但由於此案例中的對稱性將由 1/3 轉變為 1/6，故此案例中將採用 1/6 模型來進行求解。而在全護箱緊靠之案例中，所有的護箱全部緊靠，因此在考量整體之保守性後，則以外表絕熱之單一護箱模型進行涵蓋分析。

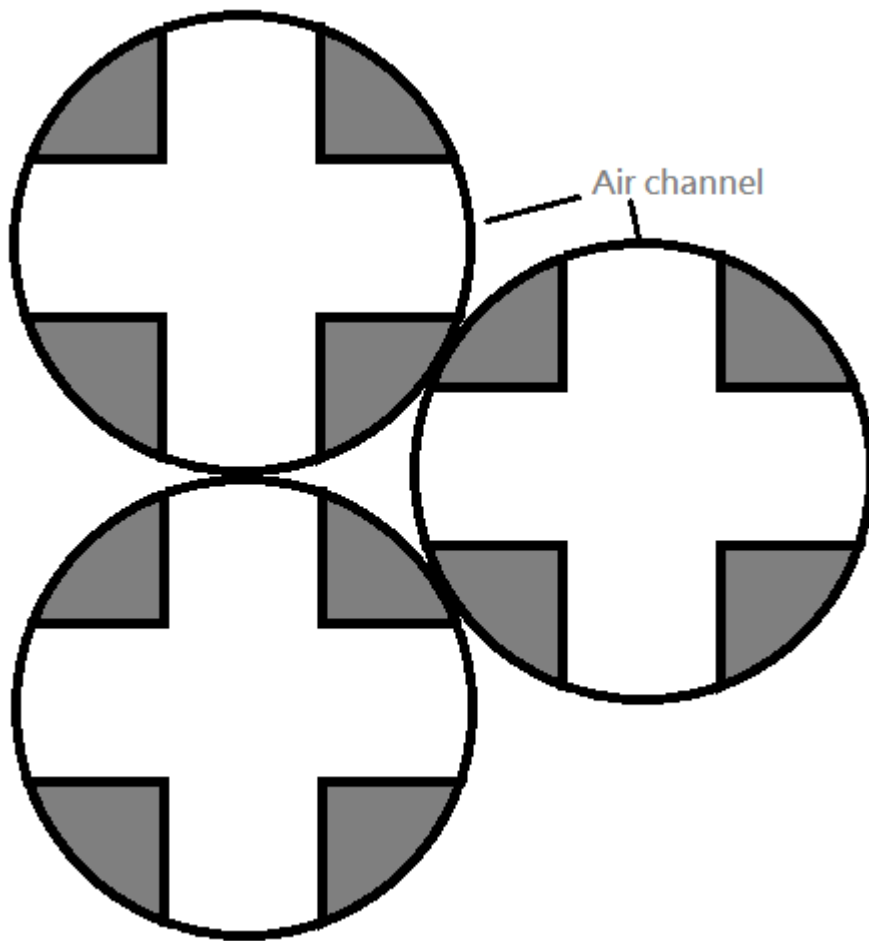


圖 22 大規模護箱移位之分析單元

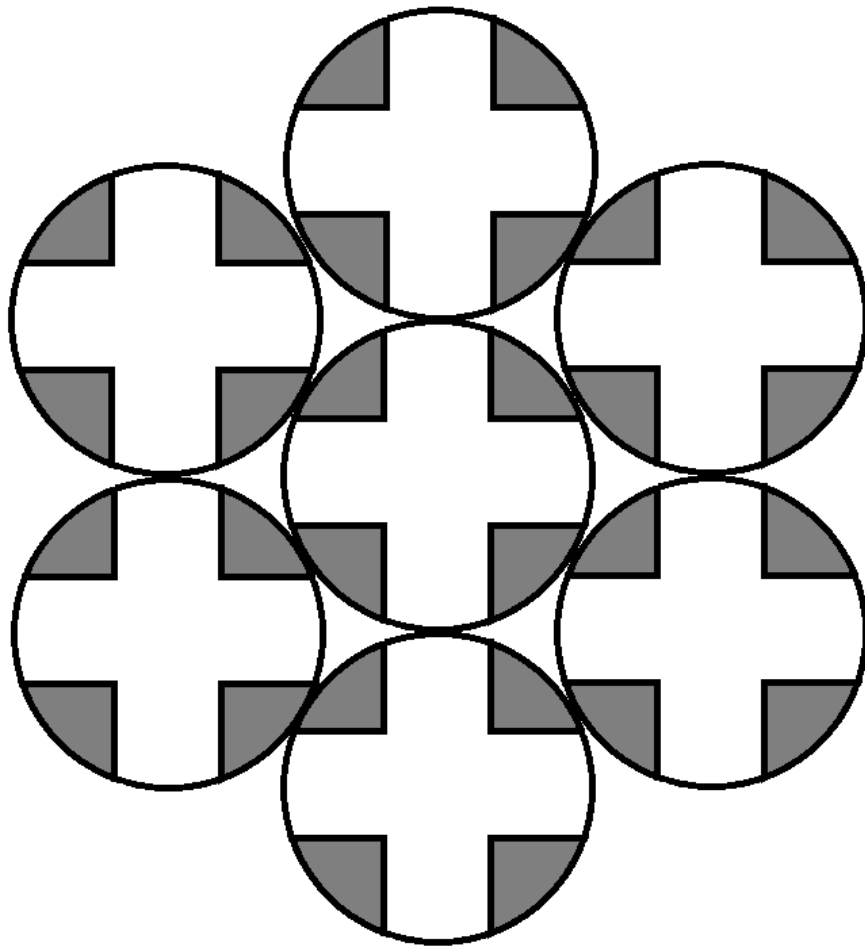


圖 23 最嚴重之大規模護箱移位案例



## 5.4 分析技術精確度校驗

為證明本研究所用之分析技術，確實可掌握乾貯系統內之熱水流現象，並提供精確的量化數據作為嚴重事故時序推演之依據。本節即針對所發展的分析技術，利用 VSC-17 的實驗數據[5]進行平行驗證，以證明分析技術的精確度。

本平行驗證工作所選用的 VSC-17 乾貯設施所裝載之燃料並非單純退爐之核子燃料，其燃料匣可稱之為集束式燃料(collected fuel rod)匣；係將用過核子燃料組件中的格架與其它元件拆除，並將僅餘的燃料棒集中擺置於一方型不銹鋼燃料匣中，故稱之為集束式燃料匣。如圖 24 所示，由於整個設施內的燃料功率配置可大致呈現 1/2 對稱之擺置狀況，故此在平行驗證中，採用 1/2 模式進行分析。

相關校驗案例之模擬與假設可臚列如下：

1. 採用 VSC-17 實驗報告中 SURRY(圖 25)功率分佈進行功率設定；
2. 各組燃料之發熱量依實際分佈進行配置；
3. 利用多孔性材質進行燃料束設定，以提供一有流阻效應之通道，供燃料組件簡化為均質模式，透過並聯熱阻之方式進行計算。由於此燃料櫃內之燃料束並非原始之 PWR 燃料束，而是將燃料束密集堆疊於一不銹鋼製之燃料櫃內，因此除軸向之等效熱傳導率不同外，另二個座標之熱傳導率假設為一致；此簡化已廣泛用於各種燃料束模式建立，其可靠度已廣被接受。
4. 混凝土基座底部假設為絕熱，以接近實際物理現象並略微增加保守度。
5. 所有材料性質依本報告第 2.3 節所述之材料性質進行設定。

經計算後，本研究計算所得之中央燃料(燃料 9)與周燃料(燃料 6、7、10)之比對結果如圖 26~圖 29 所示。整體而言，燃料之溫度分佈趨勢與實驗結果吻合，且由表 16 之量化比對更可發現本研究之計算誤僅小於 3%，此分析技術的計算精度已可滿嚴重事故分析之所需。

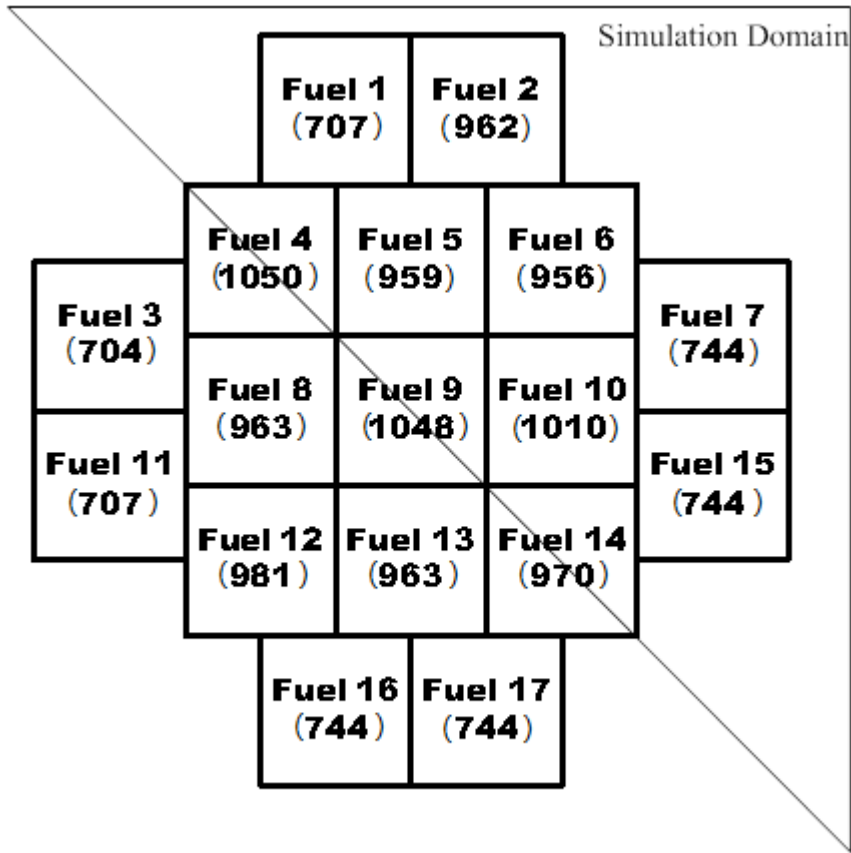


圖 24 VSC-17 集束式燃料匣、功率(W)配置圖以及計算域選定示意圖

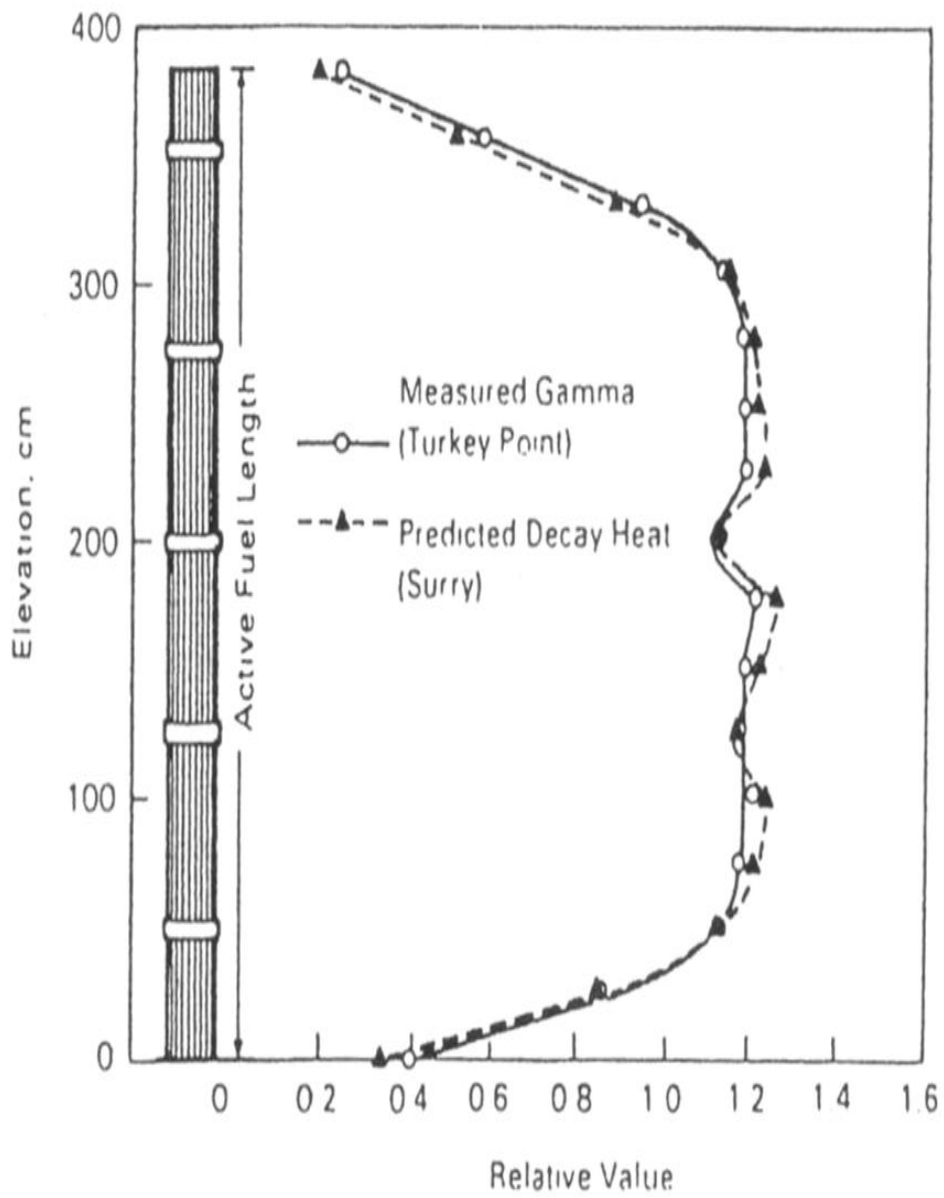


圖 25 VSC-17 燃料束軸向功率分佈

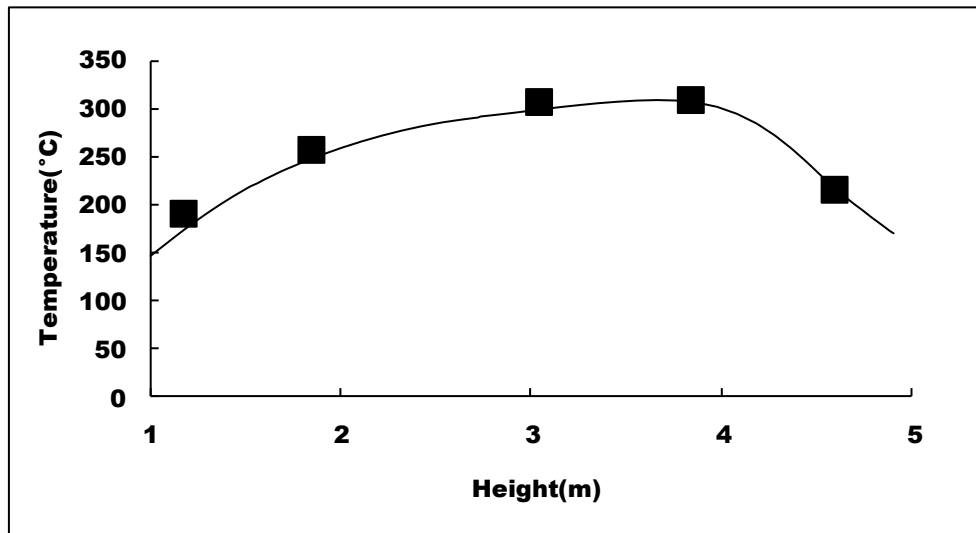


圖 26 燃料 9(中央)之軸向溫度分佈

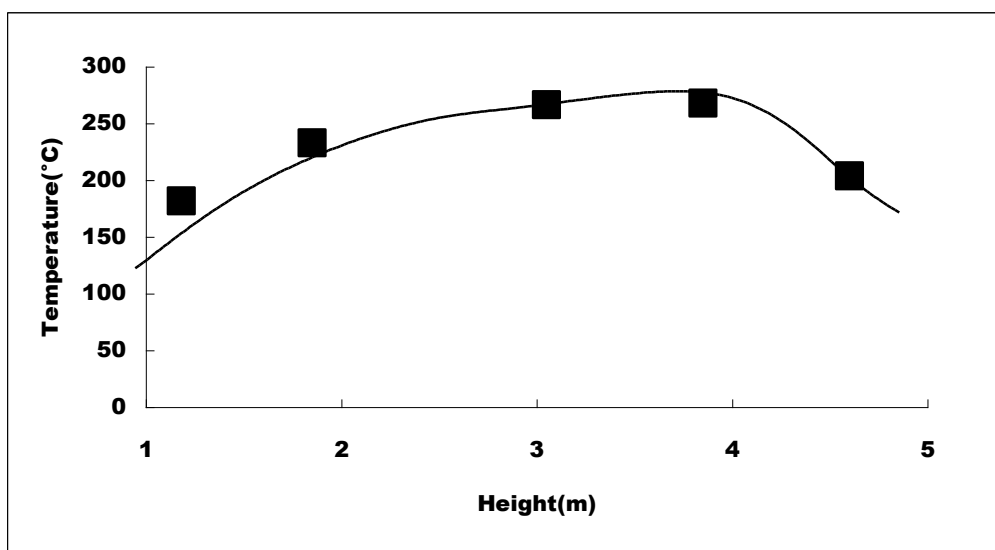


圖 27 燃料 6 之軸向溫度分佈

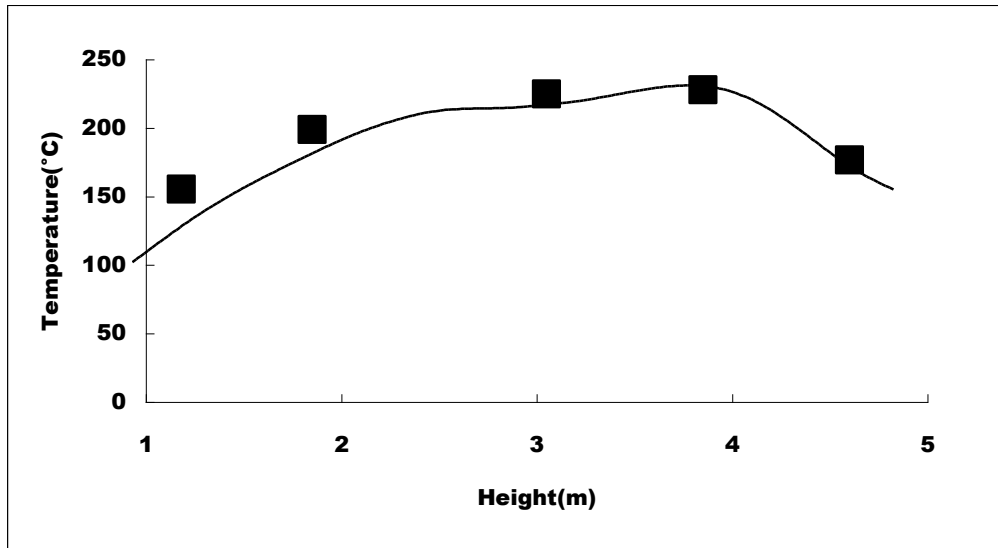


圖 28 燃料 7 之軸向溫度分佈

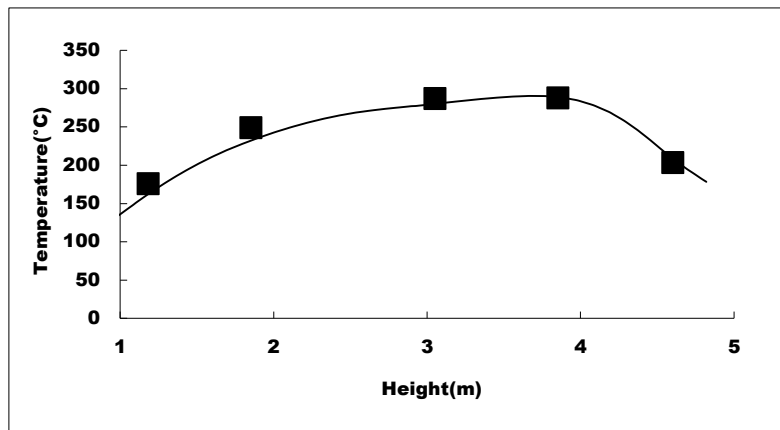


圖 29 燃料 10 之軸向溫度分佈

表 16 本研究利用 VSC-17 進行驗證之結果差異表

元件	實驗結果(K)	模擬結果(K)	誤差值(%)
燃料 6	281.67	282.08	0.146
燃料 7	243.29	234.85	-3.47
燃料 9	316	319.79	1.12
燃料 10	292.48	299.28	2.3
混凝土	69.2	70.963	2.55
上蓋	62.47	62.386	-0.13

## 六、掩埋事件分析

基於第五章所述之分析案例評選結論，本報告選定所有假設性非設計基準事故案例中最為嚴重的掩埋來進行分析，以期瞭解乾貯設施在此複合式災害下的熱流特性；更希望藉由分析所獲得的結果提供相關事件的時序，以供未來進行乾貯系統緊急應變計畫之討論與研究之用。

經評估後，本研究決定同時執行 INER-HPS 與 KSDSS 兩套系統的分析，除了考量兩套系統於國內都有應用案例外，亦擬藉由兩種不同的乾貯設施的分析結果的比對，更深入地瞭解系統對於全掩埋事故的影響程度，以期未來能夠提供新的設計思維，進而增進設施對於非設計基準事故的抵抗能力。

### 6.1 分析假設與邊界條件設定

本暫態案例在計算之時，除了需設定相關的邊界條件外，亦需要一組合適的初始條件方能獲得正確的事故發展時序。為此，本研究選用各系統的正常運轉案例之穩態解作為其初始條件。相關邊界條件之設定可分別描述如下：

#### 正常狀態（初始條件）：

- 考慮整體系統內之輻射熱傳機制
- 由於考慮燃料束內部對流效應，故以多孔性材質模擬，並以均質化處理進行材料性質設定
- 假設空氣通道之對流機制已經建立，並假設其環境溫度為 32°C
- 底部假設為絕熱，其它邊界考慮輻射與對流效應
- 燃料功率依申照負載進行配置，其中 INER-HPS 每束假設為 250W[1]，而 KSDSS 則假設每束為 195W [2]
- 日照輻射熱對混凝土護箱之影響以 10 CFR 71 規範為依據

### 掩埋事故 (邊界條件):

當掩埋事故發生時，則可依掩埋狀況之不同將邊界條件設定如下：

#### 乾式掩埋：

- 考慮事故的發展趨勢，採用暫態分析
- 考慮整體系統內之輻射熱傳機制
- 由於考慮燃料束內部對流效應，故以多孔性材質模擬，並以均質化處理進行材料性質設定
- 假設空氣通道之對流機制因掩埋而消失，將流道進出口設定為壁面，並假設其條件為絕熱
- 整體乾貯系統表面假設為絕熱
- 燃料功率依申照負載進行配置，其中 INER-HPS 每束假設為 250W[1]，而 KSDSS 則假設每束為 195W [2]
- 因掩埋之故，故取消日照輻射熱對混凝土護箱之影響

#### 溼式掩埋：

- 考慮事故的發展趨勢，採用穩態分析
- 考慮整體系統內之輻射熱傳機制
- 由於考慮燃料束內部對流效應，故以多孔性材質模擬，並以均質化處理進行材料性質設定
- 假設空氣通道之對流機制因礫石阻塞而減弱，故將流道內以多孔性材質設定孔隙度
- 整體乾貯系統表面假設為絕熱
- 燃料功率依申照負載進行配置，其中 INER-HPS 每束假設為 250W[1]，而 KSDSS 則假設每束為 195W [2]
- 因掩埋之故，故取消日照輻射熱對混凝土護箱之影響

## 6.2 案例分析結果

### 6.2.1 乾式掩埋分析結果討論

圖 30 為乾式掩埋時，INER-HPS 外加屏蔽層(Add-On Shielding, AOS)之溫升趨勢，值得注意的是 AOS 系統的最高溫度在事故發生的初期呈現略為下降的趨勢，這是因為在正常狀況下，AOS 將會直接受到日照輻射的加熱與空氣出口的热空氣加熱之故而受熱，此一熱流現象於掩埋事故發生時，將會消失並導致最高溫度的下降，但由於此分析案例的外圍邊界條件是設計為絕熱之故，因此在事故發生的前幾天溫度降的情形並不明顯。然而當事故時間持續的增長，乾貯系統內部元件(如密封鋼筒、燃料與混凝土內襯等)將會因為衰變熱的持續加熱而提高，並逐漸傳導至 ASO，因此在事故 5 天後 AOS 的溫度將會持續的上升。

若以 INER-HPS 安全分析報告中所提之短期混凝土溫度限值( $176.6^{\circ}\text{C}$ )作為檢核點時，在事故發生約 33 天左右時 AOS 溫度即會發生超溫的情形。

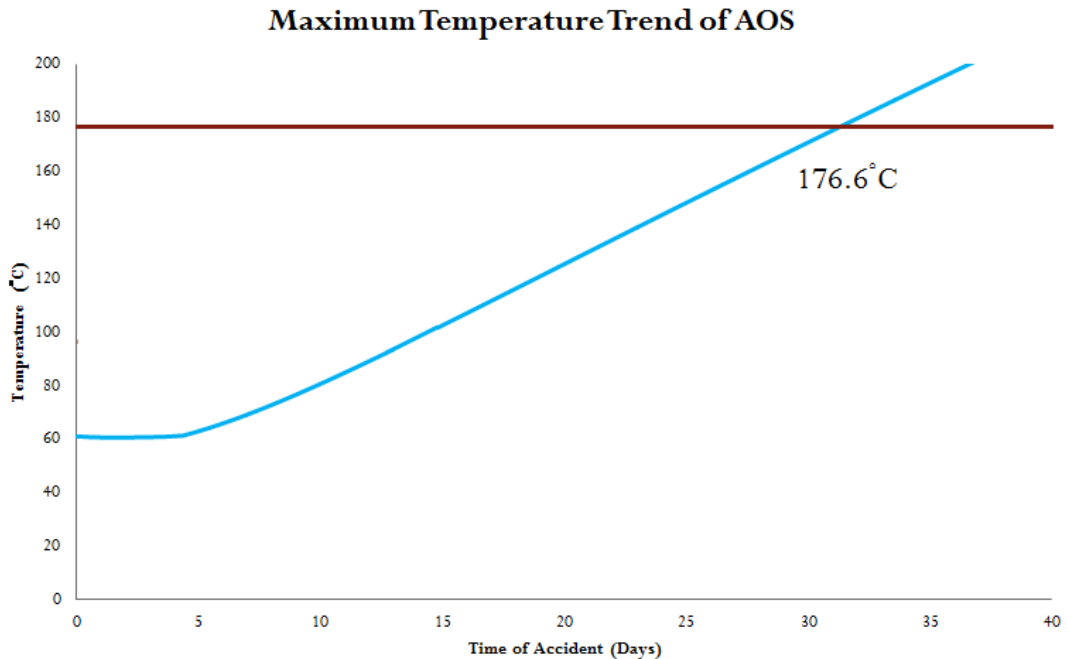


圖 30 外加屏蔽層於事故期間之溫升趨勢



承上所述，加熱 AOS 元件之能量是由內部元件(如密封鋼筒、混凝土護箱內襯等)向外傳遞，因此較可以預期地，內部元件的溫度將因為初始溫度較高且較早受到掩埋的影響而高於 AOS。圖 31 為 INER-HPS 混凝土護箱(VCC)於事故期間的溫升趨勢；相較於 AOS 元件，VCC 在事故開始之初即因為空氣流道內對流機制的消失而產生立即的升溫，這是因為 INER-HPS 分析中忽略了內部對流機制，因此當空氣流道的對流效應消失時，由燃料不斷產生的衰變熱立即反應在內部元件的溫度上。

與先前 AOS 的討論相同，若採用 INER-HPS 原始申照分析報告中明定的混凝土短期溫度限值(176.6°C)作檢核點，則 VCC 在事故發生後約第 7.5 天左右才會達到此一溫度限值，此結果相較於原始安全分析報告中的分析結果(約 100 小時)反而略長。其主要差異之原因係來自於本分析技術中考慮自然對流且不使用分離模式進行模擬，而使得空氣通道仍能精確掌握實際熱傳機制所致。整體而言，本分析結果可提供管制單位一個緊急事故之初步參考點，以利其進行相關處理作業之規劃。

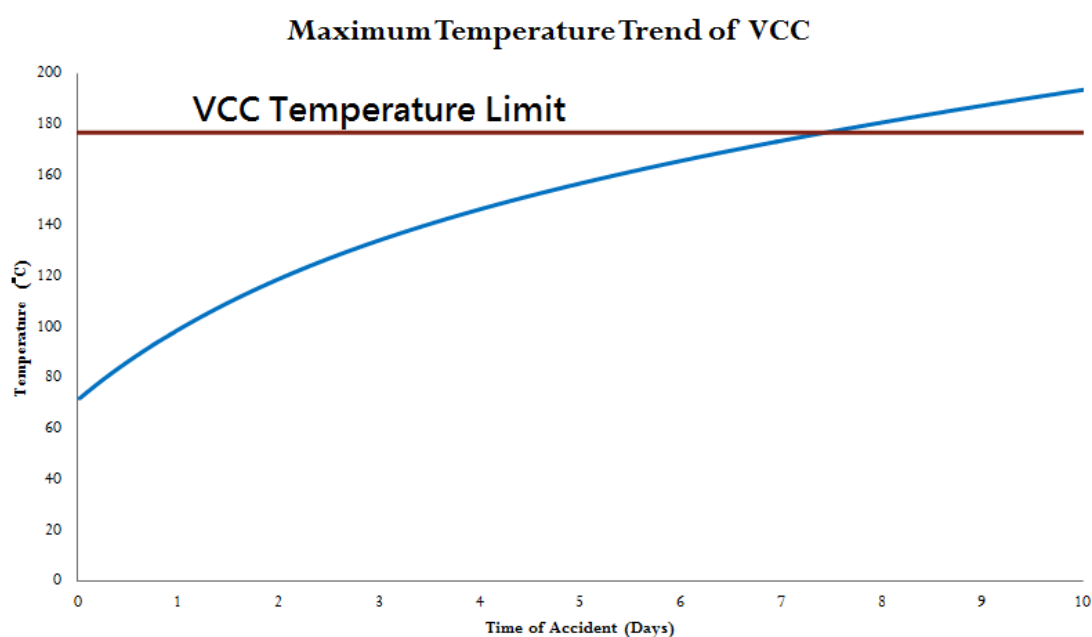


圖 31 混凝土護箱事故期間之溫升趨勢

若更進一步地將乾貯系統由空氣流道為界，將 INER-HPS 區分為外部元件(如，AOS、VCC 等)以及內部元件(TSC、提籃以及用過核子燃料)時。則可由溫度分佈的趨勢可很明顯的發現內部元件(圖 32、圖 33)具有比外部元件更為迅速且明顯的溫升現象。這是因為無論掩埋後護箱與密封鋼筒之間的空氣流道狀況為何，此間隙所具有的熱阻仍將遠大於內部元件(提籃、燃料)之熱阻。這意味著掩埋後的第一時間，大部分的衰變熱將先積存於內部元件中並形成夠明顯的溫升後，外部元件才會因為較大的溫度梯度而獲得明顯的加熱。

然雖然內部元件的溫度趨勢較外部元件為大，但因為內部元件之材料溫度限值( $426^{\circ}\text{C}\sim 570^{\circ}\text{C}$ )遠高於混凝土的  $176^{\circ}\text{C}$ ，因此在事故發生後密封鋼筒與燃料的容許時間分別將長達 56 天與 78 天。這意味著在假設之嚴重事故下，即使混凝土護箱因為救援不及發生超過設計溫度的情形；但對於密封鋼筒與內部貯存的燃料束而言，內部元件受此事故的影響程度仍將遠小於混凝土護箱所受到的影響。由此推論，燃料貯存於乾貯設施內的确具有較高之安全性。

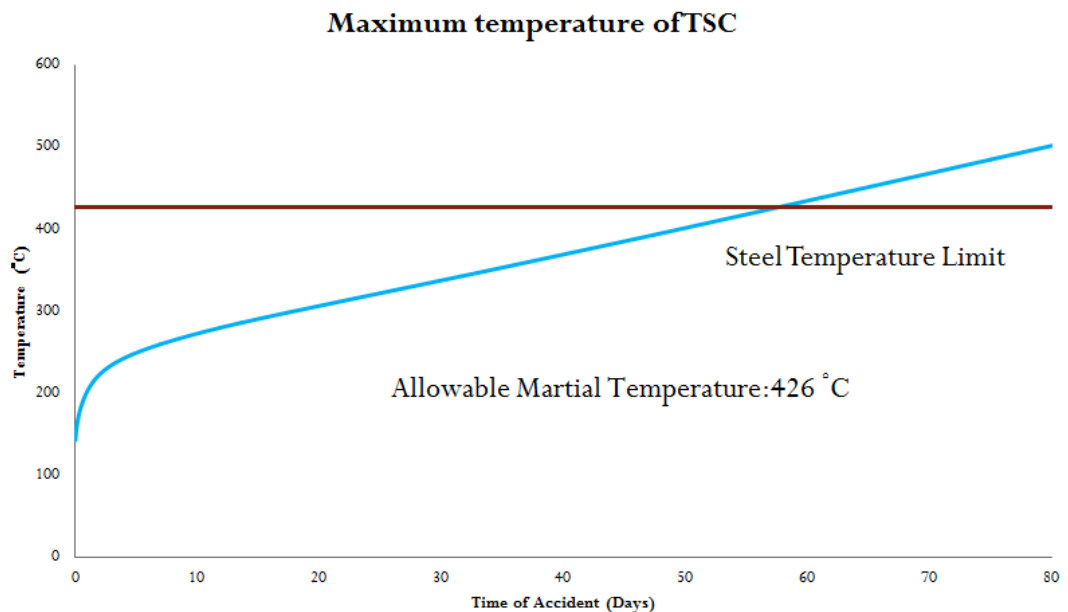


圖 32 密封鋼筒事故期間之溫升趨勢

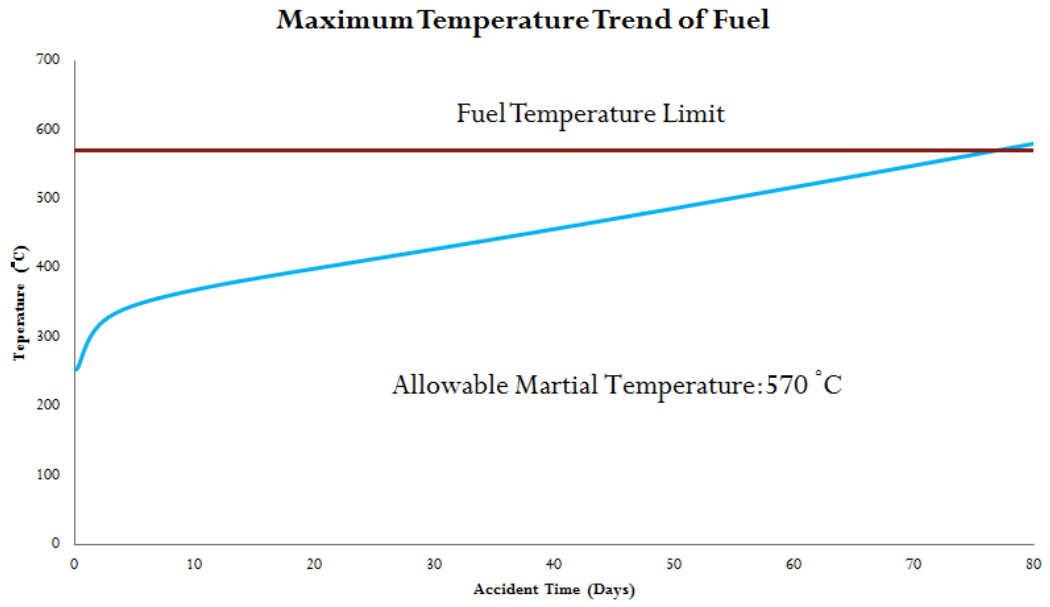


圖 33 燃料束於事故期間之溫升趨勢

由於各元件的溫度變化趨勢已大致於先前 INER-HPS 之分析中討論完畢，因此為求討論之方便性並排除不必要之篇幅，以下進行 KSDSS 之溫升趨勢討論時，已先行將所有元件之溫度趨勢加以整合；所獲得之元件溫升趨勢則如圖 34 所示。KSDSS 與 INER-HPS 最大的不同在於兩者內部元件的溫升趨在事故發生初期之趨勢有所不同。此差異經由原始設計理念經進評估後，推測是由於 INER-HPS 的圓盤式設計使得受熱的流體無法直接藉由密封鋼筒表面進行對流冷卻所致。事實上，INER-HPS 的設計亦是藉由大量導熱與承載圓盤的設計來散熱，此一設計雖可增強傳導能力，但同時也阻絕對自然對流發展的可能性。因此，在事故發生時，KSDSS 設施內的自然對流使得內部溫度的升溫呈現較為和緩的現象，直到輻射熱傳的比重在溫度升高後逐漸增大後兩者的趨勢才更為近似。

整體而言，KSDSS 所有元件之溫度分佈趨勢在事故長期發展的狀況下與 INER-HPS 大致相同，兩者皆在事故發生一段時間後呈現穩定線性的上升。KSDSS 系統之元件達到容許溫度限值的時間則分別為：

1. VCC 到達  $176.6^{\circ}\text{C}$  溫度限值之時間為 7.5 天
2. 提籃等內部不銹鋼元件達到  $426^{\circ}\text{C}$  的溫度限值之時間約為 23 天。
3. 密封鋼筒達到  $426^{\circ}\text{C}$  的溫度限值之時間約為 28 天。
4. 燃料束達到  $570^{\circ}\text{C}$  溫度限值的時間約為 36 天

兩個乾貯系統在假設性掩埋事故下各元件所能容許的事故時限，如表 17 所示。

總結上述之討論可以發現，在全掩埋事件下，除了熱流分析所能提供的溫度限值外，燃料護套受到極大的溫升影響時，其完整性或許需要更進一步的藉由 CFD 熱流分析結合 FRAPCON+FRAPTRAN[11-14]等軟體進行完整性分析，方能確認其影響程度。另外，由於系統溫度的持續上升，同時造成密封鋼筒強度下低與內部壓力上升的狀況；為確保密封鋼筒內封存的放射物質不致發生釋出的疑慮，建議管制單位亦應邀請相關領域之專家，針對密封鋼筒於高溫狀態下之強度與安全性進行更進一步的研究

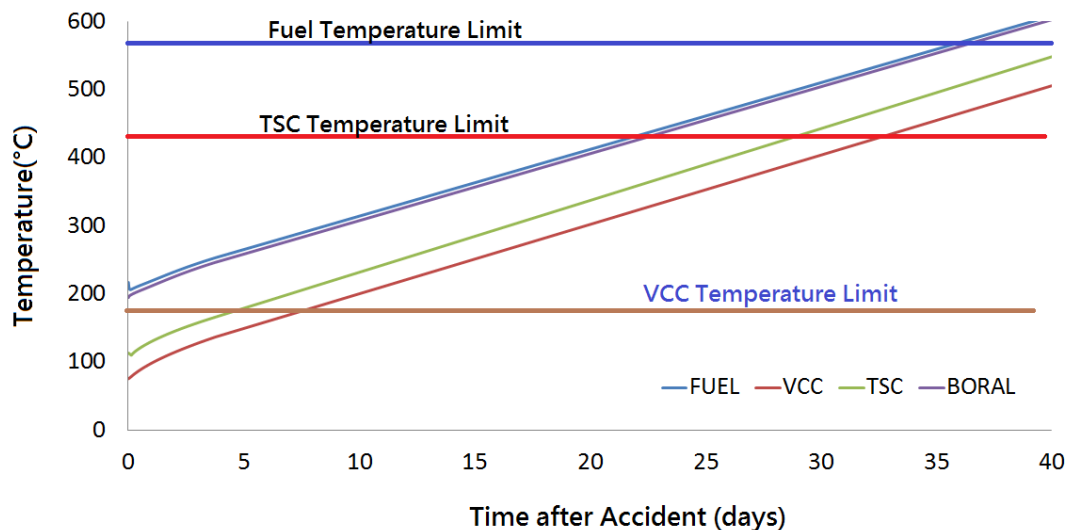


圖 34 KSDSS 系統重要元件於全掩埋事故下的溫升趨勢

表 17 INER-HPS 與 KSDSS 系統之元件容許事故時限(天)

元件	材料[1, 2]	容許事故時限(天)		材料容許溫度[1, 2] (°C)
		INER-HPS	KSDSS	
燃料護套	鋁合金	78	36	570
提籃	不銹鋼 (304 及 304L)	32	23	426.6
密封鋼筒	不銹鋼 (304 及 304L)	57	28	426.6
VCC	混凝土	7.5	7.5	176.6
AOS	混凝土	33	N/A	176.6

### 6.2.1 溼式掩埋分析結果討論

相較於假設性山崩所造成的乾式掩埋，若護箱是受土石流或是海嘯等災害之影響而掩埋；此時掩埋物除了原先存在的土石之外，亦將挾帶一定程度的水份。雖然藉由簡易的熱流評估即可得知溼式掩埋狀況下的乾貯系統將具有更靈和緩的事故升溫趨勢與事故後果；但考量此溼式掩埋狀況下的分析結果不僅可與乾式掩埋進行比對，更可透過溼式掩埋的分析數據，建立未來事故狀況下的緊急處置措施。為達此目的，本節之分析將採用上下限值涵蓋的分析方式，評估乾貯系統在溼式掩埋事故下，護箱空氣流道受到不同程度阻塞時的熱流現象。

如圖 35 所示，當流道未受阻礙時，冷卻水由底部流入乾貯系統的空氣流道中，並透過與密封鋼筒表面的熱對流將燃料束所產生的衰變熱移除。此時經計算所得之最大流量約為 10 KG/S ；而進出口之溫度差僅約 0.34°C。此外，溫度分佈結果顯示，由於水所提供的極佳移熱能力，因此乾貯系統內部燃料的最高溫度將僅有 193.48°C，甚至較正常貯存狀況為低。

如圖 36 所示，當流道內填滿細小的砂石(粒徑約 1CM)之假設狀況時，仍可提供充足的冷卻效果。在此流動受阻的狀況下，流道內的流量將會下降至 0.95KG/s 左右，但由於水的高潛熱特性而使得流道的進出口仍維持在僅有 3.5°C 的溫差。

上述結果證實，若乾貯系統發生含水掩埋，即使不考慮水的蒸發所能提供的移熱能力，僅需每秒約 1KG/S (約一瓶礦泉水)之流動量，即可完全將乾貯系統的過熱狀況加以控制。在考量複合式災害的不可預測性與多變，若擬考量灌水措施進行冷卻並避免挖時的揚塵影響時，可藉由能量守恆方式來進行所需搶救水量之估算，其冷卻水總量可依事故發生後的時間長短與設施熱負載來進行推論；而最低所需之冷卻能力，則需高於設施之熱負載。

$$\text{總水量(L)} = \text{Time(s)} * \text{Load Power(W)} / \text{Cp} / \Delta\text{T(K)}$$

$$\text{灌水流量(L/S)} = \text{Load Power(W)} / \text{Cp} / \Delta\text{T(K)}$$

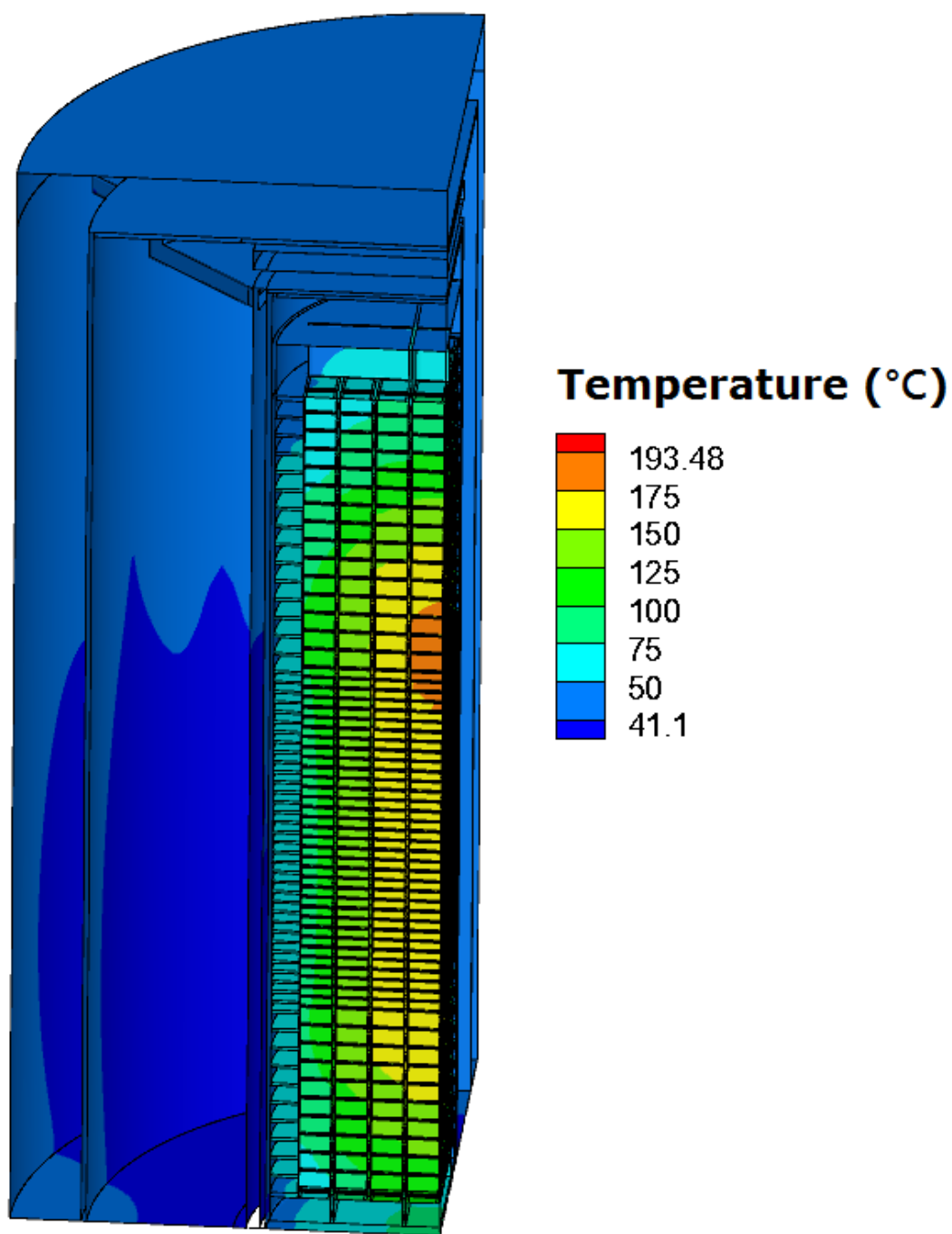


圖 35 流道無阻礙狀況下之乾貯系統溫度分佈

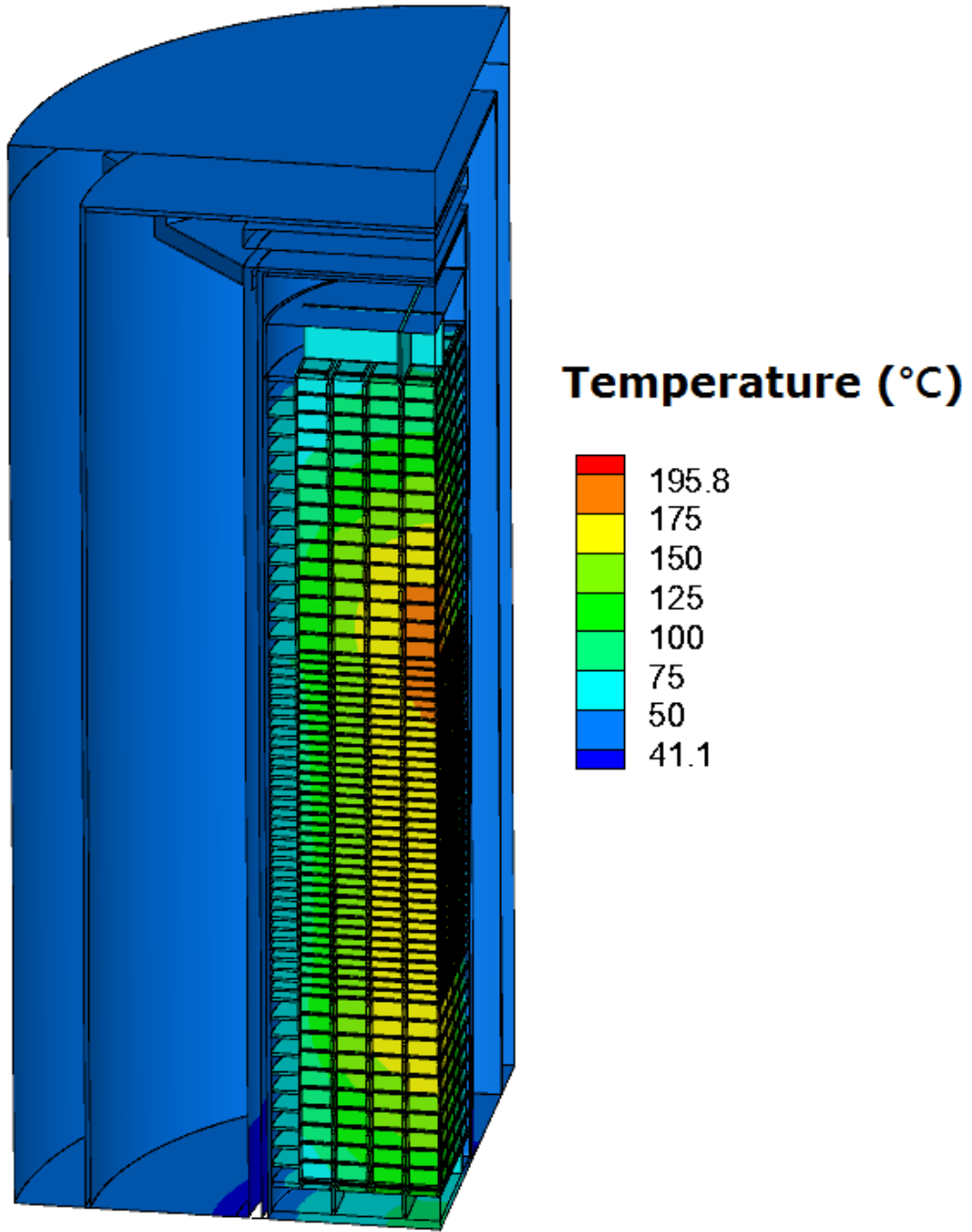


圖 36 流道受碎石阻礙狀況下之乾貯系統溫度分佈



## 七、結論

此計畫於本年度中，透過團隊成員之通力合作，已依計畫書原訂之工作項目完成了所有研究工作，其內容包括有：資料蒐集、事故情節推演與分析模式規劃與排序分析技術開發、模式校驗以及嚴重事故案例的計算與相關結果彙整等工作，並將已獲得之重要發現加以整理並提報至管制單位。

藉由研究所蒐集與匯整的資料比對後發現，不同的場址特性會使得乾貯系統遭受非設計基準事故時將發生不同程度的風險；例如，核一乾貯場址靠山面溪將其有較高的土石流風險；反之，核二廠乾貯設施座落於核二廠區接近中心之位置，四面更有建築物與圍牆保護，因此較無土石流之風險，但因高程較低而使設施較易遭受海嘯的侵襲。而藉著更進一步比對兩乾貯系統之設計與分析作業，本研究更發現現有的乾式貯存系統因材料、結構與熱流機制而造成對掩埋事故之抵抗能力最弱，並可能隨著事故的發生時間推演而出現元件達到溫度限值之狀況。其中，尤其是熱阻最大且材料忍受溫度最低的混凝土，所能承受的事故時間最短，約在 7.5 天即會發生超溫情形。然而，幸運的是，即使是在最為嚴重的假設性災害情節下，用於包封用過核子燃料以防止輻射物質釋出的密封鋼筒，更可承受 28 天與 57 天以上的掩埋而不致產生安全疑慮，這使得內部存放的用過核子燃料在無其它安全疑慮的前提下，可以忍受掩埋事故達 36 至 78 天，才有可能發生超溫情形；此一結果證實相較於將燃料存放於燃料池中，乾式貯存更能提高其長期貯存之安全性。此外，本研究建議在評估設施對複合式災害的承受能力時，應將場址與機具納入考量，以確保相關設施之可用性。最後，依據本研究所得之結果，評估灑水冷卻所需之處置與作業程序。而對於涉及其它領域之安全議題；例如燃料護套於嚴重事故下之完整性、密封鋼筒在接近設計溫度限值所引發的高內部壓力之應力特性等議題，則建議管制單位應於未來召集國內相關專家對此進行深入研究。

## 參考文獻

- 1 台灣電力公司，“核一廠用過燃料式貯存設施安全分析報告-第六章第三節 熱傳分析，”民國 97 年 1 月。
- 2 台灣電力公司，“核二廠用過燃料式貯存設施安全分析報告-第六章第三節 熱傳分析，”民國 101 年 3 月。
- 3 陳棋炫、曹恕中、謝凱旋，“地質調查研究成果-25k-山腳斷層：<http://www.moeacgs.gov.tw/upload/info/ATT19393.doc>，”經濟部中央地質調查所民國 97 年 8 月。
- 4 ANSYS, “FLUENT V12 Theoretical Manual,” ANSYS Inc., 2009.
- 5 Pacific Northwest Laboratory and Idaho National Engineering Laboratory, “Performance Testing and Analyses of the VSC-17 Ventilated Concrete Cask”, EPRI TR-100305, Final Report, May 1992.
- 6 施純寬、曾永信，“核二乾貯平行驗證分析方法論建立期末報告，”民國一〇〇年十一月。
- 7 F. R. Menter, M. Kuntz, and R. Langtry, “Two-Equation Eddy-Viscosity Turbulence Models for Engineering Applications.,” AIAA Journal, Issue 32Vol. 8, p.:1598-1605, 1994.
- 8 In K. Hanjalic, Y. Nagano, and M. Tummers, “Ten Years of Experience with the SST Turbulence Model.,” Begell House Inc., Heat and Mass Transfer Vol. 4, p.p. 625-632., 2003.
- 9 ANSYS Inc., “FLUENT UDF Manual,” 2009.
- 10 S. Ergun, “Fluid Flow through Packed Columns,” Chem. Eng. Program, Issue 48, Vol.2, p.p.89-94, 1952.
- 11 U.S.NRC, “FRAPCON-3.4: Integral Assessment,” NUREG/CR-7022, Vol.2, 2011.

- 12 U.S.NRC, "FRAPCON-3.4: A computer Code for the Calculation of Steady-State, Thermal-Mechanical Behavior of Oxide Fuel Rods for High Burnup," NUREG/CR-7022, Vol.1, 2011.
- 13 U.S.NRC, "FRAPTRAN-1.4: Integral Assessment," NUREG/CR-7023, Vol.2, 2011.
- 14 U.S.NRC, "FRAPTRAN-1.4: A Computer Code for the Transient Analysis of Oxide Fuel Rods," NUREG/CR-7023, Vol.1, 2011.