

行政院原子能委員會  
放射性物料管理局  
委託研究計畫研究報告

核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告  
審查之研究

計畫編號：100FCMA001

執行單位：國立清華大學工程與系統科學系  
國立清華大學核子工程與科學研究所  
國立臺灣海洋大學材料工程研究所  
國立中央大學應用地質研究所

計畫主持人：潘 欽 教授

共同主持人：開執中 教授、開 物 教授  
施純寬 教授、江祥輝 教授  
董家鈞 教授、許文勝 副研究員

外部專家：鄧希平 教授、黃克尤 博士

報告日期：中華民國一百年十一月十一日

# 目錄

目錄 .....	2
一、前言 .....	4
二、研究規劃 .....	5
(一) 研究分組 .....	5
(二) 辦理過程與活動摘記 .....	7
1. 4月18日第一次安全議題討論會結論 .....	7
2. 6月27日第二次安全議題討論會結論 .....	7
3. 3月29日核二廠用過核子燃料乾式貯存設施場址 現場勘查結果記要 .....	8
4. 10月7日用過核子燃料乾式貯存安全技術研討會紀要 .....	9
三、審查委員所提出之關切議題 .....	10
(一) 綜合、場址分組 .....	10
(二) 臨界分組 .....	11
(三) 結構、材料、密封分組 .....	11
(四) 熱傳分組 .....	12
(五) 輻射與屏蔽分組 .....	14
(六) 綜合、運轉、意外事件分組 .....	14

四、日本用過核子燃料乾式貯存安全評估資料蒐集與研析 .....	18
(一) 綜合部分 .....	19
(二) 地震部分 .....	19
(三) 結構、材料、密封部分 .....	20
(四) 熱傳部分 .....	22
(五) 輻射及劑量部分 .....	22
(六) 臨界部分 .....	23
(七) 運輸部分 .....	23
(八) 日本資料研析對國內乾式貯存的建議 .....	23
五、總結 .....	26
附件一、4月18日會議記錄 .....	28
附件二、6月27日會議記錄 .....	29
附件三、台灣電力公司之回覆 .....	31
(工程結構圖).....	61
附件四、3月29日場址現場勘查結果記要 .....	90
附件五、用過核子燃料乾式貯存安全技術研討會之成果報告 簡報資料 .....	92
附件六、10月7日研討會綜合座談紀要 .....	106

## 一、前言

台灣電力公司核二廠商業運轉至今已逾 30 年，更換下來之用過核子燃料目前均暫存於用過燃料池。由於用過燃料池貯存容量設計不足存放 40 年運轉之用過核子燃料(台灣電力公司預估於 105 年 4 月將池滿)，因此台灣電力公司規劃於核二廠內興建乾式貯存設施。核二廠用過核子燃料乾式貯存設施計畫於 98 年 8 月奉經濟部核定，規劃之貯存容量為 2,400 束之用過核子燃料。該計畫之「環境現況差異分析及對策檢討報告」與「環境影響差異分析報告」，於 99 年 1 月經環保署審查通過。台灣電力公司並於 99 年 11 月完成該案之招標作業，由我國俊鼎公司與美國 NAC 公司共同承攬，將採用美國 NAC 公司所設計之 Magnastor 混凝土貯存護箱。該案設施預定貯存 27 個混凝土貯存護箱，每個混凝土貯存護箱可貯存 87 束之沸水式用過核子燃料，共計可貯存 2,349 束之沸水式用過核子燃料。

依據台灣電力公司的時程規劃，預定於近期提送核二廠用過核子燃料乾式貯存設施建造執照申請案。為協助行政院原子能委員會放射性物料管理局如期如質完成該執照申請案，本研究團隊接受該局委託執行「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查之研究」計畫案(即本研究計畫)，以協助管制單位掌握核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全關鍵議題，以確保用過核子燃料之貯存安全。

本研究計畫邀請國內相關的專家學者針對台灣海島型氣候條件與場址特定考慮因子(如地震、鹽害及水土保持)、核二廠用過核子燃料特性與混凝土貯存護箱(NAC-Magnastor)安全設計等，進行審查研究。本計畫亦邀請對日本核能界熟悉的核工專家研析日本用過核子燃料乾式貯存審查要求及評估要項，併同考量核二廠特定場址條件應行評估的關鍵項目，並分別提出相關之關切問題和發現，更進一步提出未來安全審查之建議，以協助精進行政院原子能委員會放射性物料管理局各項關鍵技術之審查如場址特性、

核臨界、輻射防護、輻射屏蔽、熱傳、材料特性、密封評估及結構分析等審查技術。參與審查研究的成員特別注意 100 年 3 月 11 日日本福島核災的教訓之回饋，了解設施在超出設計基準的極端狀況下的反應及我國核二廠乾式貯存設施與核一廠乾式貯存設施設計差異的可能影響。此外，團隊也建議針對特定項目進行平行驗證，如核臨界分析、熱傳分析與輻射劑量。

本計畫分別於 100 年 4 月 18 日與 6 月 27 日辦理二次安全議題討論會。物管局相關人員、本計畫團隊成員、台電相關人員、設施得標廠商及其技術合作廠商均與會，一方面了解台電或其得標廠商對物管局或委員所提問題的說明，並與委員進行雙向的溝通，藉以釐清相關技術議題。

本計畫各項重要議題之研究成果將提供行政院原子能委員會放射性物料管理局針對台灣電力公司核二廠用過核子燃料乾式貯存設施之建照申請審查的重要參考，並對未來之設施興建與運轉的管制將有重要的貢獻。

## 二、研究規劃

### (一) 研究分組

本計畫依據主持人與共同主持人的專長分別審議美國 NAC-Magnastor 混凝土貯存護箱安全分析報告、電廠營運實績、美國核管會安全審查報告及視察報告等各項相關章節，審查委員分組及負責章節如下表所列：

核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告	NAC Magnastor 護箱安全分析報告(網路版)	負責委員
<b>綜合作業分組</b> 第 1 章 綜合概述 第 4 章 行政管理 第 8 章 消防 第 9 章 保防保安	第 1 章 一般描述 第 2 章 主要設計準則	潘 欽 教授 (主持人)
<b>場址分組</b> 第 2 章 場址	第 1 章 一般描述 第 2 章 主要設計準則 註：核二廠現地勘查	董家鈞 教授

<b>運轉分組</b> 第 3 章 設計基準 第 5 章 運轉	第 1 章 一般描述 第 2 章 主要設計準則 第 9 章 操作程序 第 10 章 接受準則與維護計畫 第 13 章 操作限制	黃克尤 博士 (外部審查委員)
<b>臨界安全分組</b> 第 3 章 設計基準 第 6 章第 1 節 臨界 第 11 章 除役	第 1 章 一般描述 第 2 章 主要設計準則 第 6 章 臨界評估 第 15 章 除役	鄧希平 教授 (外部審查委員)
<b>結構評估分組</b> 第 3 章 設計基準 第 6 章第 2 節 結構	第 1 章 一般描述 第 2 章 主要設計準則 第 3 章 結構評估 第 8 章 材料評估	開執中 教授
<b>熱傳評估分組</b> 第 3 章 設計基準 第 6 章第 3 節 熱傳	第 1 章 一般描述 第 2 章 主要設計準則 第 4 章 熱傳評估	施純寬 教授
<b>輻射評估分組</b> 第 3 章 設計基準 第 6 章第 4 節 輻防 第 7 章 輻防	第 1 章 一般描述 第 2 章 主要設計準則 第 5 章 屏蔽評估 第 11 章 輻射防護	江祥輝 教授
<b>密封評估分組</b> 第 3 章 設計基準 第 6 章第 5 節 密封	第 1 章 一般描述 第 2 章 主要設計準則 第 7 章 密封評估 第 8 章 材料評估	開 物 教授
<b>意外事件分組</b> 第 3 章 設計基準 第 6 章第 6 節 意外事故	第 1 章 一般描述 第 2 章 主要設計準則 第 12 章 意外分析	黃克尤 博士 (外部審查委員)
<b>品質保證分組</b> 第 10 章 品質保證	第 1 章 一般描述 第 2 章 主要設計準則 第 14 章 品質保證	

此外，本計畫並邀請對日本核能界熟悉的核工專家許文勝副研究員蒐集並研析日本用過核子燃料乾式貯存審查要求及評估要項，提出國內用過核子燃料乾式貯存設施審查的建議。

## **(二) 辦理過程與活動摘記**

本計畫於 4 月 18 日及 6 月 27 日假國立清華大學工程與系統科學系會議室進行二次的安全議題討論會(詳細會議記錄見附件一、二)，收集委員所提出的相關問題與意見進行討論(詳見附件三)。討論會結論摘要如下：

### **1. 4 月 18 日第一次安全議題討論會結論**

- (1) 經本次會議討論，針對核二廠用過核子燃料乾式貯存計畫，彙整第一次審查研究意見。
- (2) 請台電公司就附件一之各項核二廠乾式貯存計畫先期審查安全議題，提供書面答復說明資料，並於 6 月 10 日前傳送物管局。
- (3) 本案之第二次核二廠乾式貯存計畫先期審查安全議題討論會議，暫訂於 6 月 27 日(星期一)舉行，請參與本計畫之主持人及相關單位人員預留時間出席會議。請各計畫共同主持人提供新增意見，惠請於 6 月 17 日前傳送清華大學陳逸芳小姐彙整後，送物管局續辦。

### **2. 6 月 27 日第二次安全議題討論會結論**

- (1) 本次會議討論核二廠用過核子燃料乾式貯存計畫第一次審查研究意見台電公司之回覆說明，並彙整第二次審查研究意見如附件三。倘若委員有新增的意見，請提供清華大學陳逸芳小姐彙總。
- (2) 台電公司已了解第二次審查意見之內容，請就附件三之各項核二廠乾式貯存計畫先期審查安全議題，提供書面回覆說明資料，並於 9 月 5 日前傳送物管局。
- (3) 第一次審查意見之回覆，有部分議題台電公司以英文方式撰寫，經本次會議確認後，請台電公司將其中文化，以利後續審查及民眾溝通。
- (4) 請物管局提供 2009 年版本之書面審查資料予各審查委員。
- (5) 物管局規劃於 10 月 5 日辦理「用過核子燃料乾式貯存安全技術研討

會」併開第三次先期審查議題討論，屆時請核二廠用過核子燃料乾式貯存先期審查研究計畫團隊、台電公司及相關單位人員踴躍出席。

(6) 日本福島核子事故已成為各界審視核能發展之焦點，亦將成為核二廠乾式貯存計畫民眾關切之議題。建議台電公司目前研提的安全分析報告資料應列專章或專節，說明日本福島核災事故情節對於核二乾貯的影響與因應，俾能具體回應福島事件的效應與影響。

所有委員已提出的問題與意見約 50 項，並針對這些意見與台電公司進行意見的交流(詳見附件三)。

本計畫場址分組於 3 月 29 日赴核二廠現場勘查(詳見附件四)，本次勘查係針對土石流潛勢溪流、土壤液化、場址地震分析、與海嘯分析等四項與場址有關的議題進行勘查，並與台電公司陪同人員進行意見交換。現場勘查紀要如下：

### 3. 3 月 29 日核二廠用過核子燃料乾式貯存設施場址現場勘查結果記要

(1) 定案場址地點地勢平坦，集水區上游土石流潛勢溪流對乾式貯存定案場址影響推測應不致太大，惟仍土石流潛勢溪流對乾式貯存定案場址影響仍應有定量評估與說明。

(2) 定案場址的土壤液化處理，台電公司說明將來會在預備置放護箱處會採用樁基礎，樁頭至少會進入新鮮岩盤下一公尺。初步規劃為兩排樁，每排 14 隻樁體(2x14 Cask)。

(3) 場址地震分析方面，台電公司將以岩盤水平與垂直向地震加速度 0.4G 為評估基準，放大到地表面的地震加速度至少為水平與垂直向地震加速度 0.78G。

(4) 海嘯分析方面：(a) 目前學界對於山腳斷層屬活動性斷層具有共識，但山腳斷層延伸的海域的跡線則尚未確認。海嘯造成的效應包括淹水以



及海流衝擊，尤其是海嘯若推倒護箱後，滾動造成的衝擊是否仍可維持護箱的完整性。(b) 台電公司說明核一廠乾式貯存設計基準是假設洪水狀況為深 15.24 m(50 ft)、流速 4.6 m/s(15 ft/s)，可完全淹沒混凝土護箱。分析顯示，在此狀況下垂直的混凝土護箱不會滑動或傾倒，洪水所產生水壓也不會對密封鋼筒造成顯著的應力(SAR 第六章 6.6 節 6.6.3-15)。核二廠乾式貯存設施部分將再進一步確認。(c) 由於日本福島核安事件，未來乾式貯存審查時海嘯必然為一重要議題，已經請台電公司應預先執行相關分析。本議題在本局與台電公司 3 月 25 日溝通會議也有類似決議。(d) 台電公司說明目前核發處也準備所有核能電廠及蘭嶼貯存場都規劃要進行海嘯分析，但時程上恐趕不上核二乾貯安全分析報告提報時程(100 年 11 月)。另外核二乾貯海嘯分析情節也應與核發處分析情節一致。(e) 目前分析情節最大問題是山腳斷層延伸到海底的跡線難以確認，海岸線地形也尚未確認，難以推估山腳斷層錯動引發海嘯的可能規模。另外，其它海上孕震斷層造成海嘯之可能規模亦難以推估。

此外，本研究亦參與 10 月 7 日行政院原子能委員會放射性物料管理局所主辦之用過核子燃料乾式貯存安全技術研討會進行成果報告(簡報資料見附件五)，報告後和參與研討會的來賓有相當多的討論與意見交流，包括山腳斷層對安全裕度之衝擊；除役之影響；氬氣密封是否可以維持 50 年；核一廠乾式貯存管制措施回饋等等(研討會綜合座談相關討論與意見詳見附件六)。研討會紀要如下：

#### **4. 10 月 7 日用過核子燃料乾式貯存安全技術研討會紀要**

本研討會由物管局邱賜聰局長、台電公司後端處李清山處長、清華大學潘欽教授開幕致詞。邱局長致詞時指出放射性廢棄物之安全管理一向為社會大眾所關心，其中有關用過核子燃料貯存安全，在日本福島事件發生

後，更成為現階段民眾關注的焦點。藉由辦理本次研討會，可增進國內產官學研對於乾式貯存系統與場址特性認識。本研討會共安排 8 場次的專題演講，講題內容涵括乾式貯存護箱系統、場址特性、物管局的先期審查研究成果、以及物管局及台電公司針對關鍵議題的驗證研究成果。研討會參加人員主要來自清華大學、台灣大學、核能研究所及工程顧問公司等多位學者專家，以及台電公司核後端處、核安處、各核能電廠等單位。

### 三、審查委員所提出之關切議題

審查委員所提出之關切問題和發現詳列如下：

#### (一) 綜合、場址分組

1. 由於日本福島核安事件的教訓，假設最糟的景況對核能安全相關設施之影響衝擊與一旦災害發生後之因應對策研擬，幾已形成輿論共識，此一概念值得認真思考與落實。舉例而言，假設地震與海嘯讓護箱傾倒、撞擊或滾動，最糟的情況是甚麼？我們有什麼辦法可以讓這樣的事件縱使發生了，災害影響仍在控制範圍內？
2. 請問台電公司目前正進行核電廠總體檢，請問關於海嘯與地震的分析情形如何？對乾式貯存計畫有何影響？
3. 根據 100 年 3 月 29 日現勘結果，定案場址地點地勢平坦，集水區上游土石流潛勢溪流對乾式貯存定案場址影響推測應不致太大，惟仍土石流潛勢溪流對乾式貯存定案場址影響仍應有定量評估與說明。另外，土石流潛勢溪流對變電廠可能之影響提醒台電應加以注意。
4. 根據核二廠乾貯設施興建招標文件第三冊，定案場址的土壤具有液化潛能，因此，如何防止土壤液化為重要課題，相關處理對策應基於詳細分析評估結果。
5. 根據核二廠乾貯設施興建招標文件第三冊，未能找到地表地質調查

成果圖。

6. 根據核能電廠場址振動特性及地震反應研究報告(2009)，定案場址地震 PGA 岩盤建議為 0.4 g，根據 SHAKE 計算地表 PGA 為 0.78 g。上述報告評估結果自有其嚴謹之學理依據，惟歷經日本地震以及海嘯侵襲災害，根據最新資料重新檢討設計地震仍有其必要性。
7. 護箱設計基準之一為假設洪水狀況為深 15.24 m(50 ft)、流速 4.6 m/s(15 ft/s)仍能維持結構穩定性，為確認海嘯對護箱穩定性之影響程度，需要海嘯可能流速與高度之相關評估。

由上述的問題與意見可知，有關用過核子燃料乾式貯存場址部分，委員關切的是日本福島核安事件的教訓，了解地震、海嘯及土石流對場址及乾貯設施的最壞影響。

## (二) 臨界分組

8. 國內應執行獨立之臨界平行計算分析，確認廠商報告書之正確性。
9. 海嘯可能造成海水灌入護箱，雖然機率極微，建議分析此意外事件，確定不致發生臨界事故。

由上述的問題與意見可知，有關用過核子燃料乾式貯存臨界部分，委員關切的是臨界平行計算驗證並確保不致發生臨界事故。

## (三) 結構、材料、密封分組

10. 針對第七章密封評估所提出之基本規格，核一乾式貯存系統之護籃有頂部、底部銲件、承載圓盤、及導熱圓盤等設計，而核二乾式貯存系統之護籃全無上述之設計，僅有支撐銲件(Support weldment)之設計，請針對此項重大變更詳細說明原因？對後續核燃料棒(束)之安置、散熱、及承載重量等問題有無影響？
11. 針對第七章密封評估之密封設計，核二乾式貯存系統為單次封銲

(Single Lid Redundant Closure Weld)，而核一乾式貯存系統為雙次封  
鐸(Double Lid Redundant Closure Weld)，請詳細說明此項重大變更之  
原因？如何確認封鐸之完整性？是否對鐸材選用有明確規範？

12. 針對第八章材料評估所提出有關 TSC 選用 304/304L 不銹鋼，是否  
統一使用 304L 等級不銹鋼？針對護籃(fuel baskets)多數選用兩種碳  
鋼（見 NAC international p.8.1-1），請說明捨棄選用 304/304L 不銹  
鋼而選用碳鋼之原因？成本考量或施工方便？又如何確保碳鋼與不  
銹鋼之間無腐蝕發生？請提供碳鋼與不銹鋼在燃料棒（束）安置後  
可能產生 radiation damage 的差異評估。同時護籃亦採用無電鍍鎳以  
抗蝕，是否亦有 radiation damage 的問題？

13. 請問核二乾貯護箱系統倘若遭受超過設計基準的地震與海嘯是否會  
使得護箱傾倒？如果傾倒最糟的狀況是什麼？會不會造成臨界？

由上述的問題與意見可知，有關用過核子燃料乾式貯存密封評估部  
分，委員關切的是與核一廠乾貯設施設計差異與採料選用之抗腐蝕及平均  
損傷的說明。

#### (四) 熱傳分組

14.(p. 4.1-1) 在 transfer operation 時，不同階段的分析只改流體性質，  
並沒有特別考慮流動的模式，諸如層流或是紊流等等？為什麼？

15.(p.4.1-1)只說 carbon steel tube 是一個 significant path for conduction，  
委員認為這應該只對軸方向而言。對徑向而言，則有待確認。

16.(Fig. 4.1-1)在介紹分區裝填時，高功率的放在 intermediate region，  
理由是可以提高對流，如以此推論，是否 ABC 混排是否更佳？BWR  
的燃料組件排列如何？未見敘述。

17.(p 4.4-1) ANSYS 用來算 radiation and conduction，而 FLUENT 除了

以上兩個之外還算 convection。這樣的敘述太過簡單，看起來這樣好像只要 FLUENT 就夠。

- 18.(p. 4.4-3)現在 CFD 模擬能力在速度上也都很強，為什麼幾個模式還是只用 2D?而不是用 3D? Three dimensional analysis 看起來比較有說服力。
- 19.(p. 4.4-7)材料表面的放射度(emissivity)的使用，在第四章裡的說明太過簡略，委員認為放射度仍具有相當的靈敏性。
- 20.(p. 4.4-14)在介紹 2D fuel assembly model 時，如何可以得到 Z 方向的等效熱傳導係數(熱傳導度)? 既然是 2D 模式，應該只可得到 X 及 Y 方向的等效值。
- 21.(p. 4.4-15)提到 SNL 的一個溫度差與 power density 的關係，Q 及 a 的使用，不是很清楚，能否提供資料(參考文獻 15)?例如 a 是燃料組件的方形外框的一邊? 而 Q 是整個組件的平均值，還是燃料丸內的平均值?
- 22.(p. 4.B-1)Porous media model 內的 constants 似乎沒有看到有方向性? 在燃料組件內，顯然軸向流動與徑向流動，如以 porous media model 來描述，是會有不同的表現(如流動阻力，及壓力變化)。
- 23.太陽曝曬採用 24 小時平均值，對於溫度計算可能是不保守的做法。
- 24.圖 4.4-6 顯示氬氣壓力對於護套的尖峰溫度影響很大，請說明如何確保 TSC 的 Internal Pressure?
25. 2 維燃料束模式，燃料的有效熱傳導係數採用 Sandia National Laboratory Report [5]，請說明這個經驗公式(P. 4.4-15)是否適用於核二廠的燃料元件之分析?
- 26.敬請說明如何驗證熱傳計算的正確性。
- 27.P.4.1-1 第一段：請說明選擇每個月燃料束的熱產生率為 473W 的理

由。

28.P.4.1-2 第三段：為何選擇非正常或意外事件時護套的溫度限制為 570°C？

由上述的問題與意見可知，有關用過核子燃料乾式貯存熱傳部分，委員關切最主要的是熱傳模式的正確性、平行驗證與氬氣壓力。此外，委員也關切設計準則背後的原因。

#### (五) 輻射與屏蔽分組

29.P. 5.5-14, Table 5.5.5-7concrete and water atom densities 不正確。

30.請提供 NAC-CASC 程式運算機制文獻及其與 Kansas State University 60C0 skyshine experiments and neutron computational benchmarks 驗證文獻。

31.報告中許多結構工程繪圖被抽掉，請提供。

32.有關屏蔽分析中 MCNP calculation using automated biasing technique based on weight window adjustments in mesh cells, 請說明清楚或提供參考文獻。

33.Transport cask shielding analysis 未提供。

34.核二廠 ISFSI 是否會加裝特定輻射監測站？

35.核二廠 ISFSI 場界約只有 100 公尺，concrete cask 屏蔽設計需做怎樣變更才能符合場界劑量限值規定？

36.我國有關 transfer cask 與 concrete cask 輻射防護相關規範為何？

由上述的問題與意見可知，有關用過核子燃料乾式貯存輻射與屏蔽部分，委員關切的是廠界劑量與輻射監測站的設置。

#### (六) 綜合、運轉、意外事件分組

37.(p1.3.3-1.3.4)Fuel basket 的設計，在 fuel tube 的上方，是否有燃料

束的上下固定或下壓裝置以防止燃料束移動？其可移動之上下空間最大有多少？若無固定裝置，則於 Concrete cask tip-over 或地震狀況下，是否考慮由於燃料束的移動，可能造成 TSC, Basket, 或燃料束的損傷？

38.請提供下列圖形以瞭解 BWR MAGNASTOR 的細節. 71160- 560, -561, -562, -572, -584, -585, -590, -591, -598, -599, -600.

39.(p7.1-1)文中敘述 closure lid - to - TSC shell weld is a partial penetration weld, 其檢驗方式為由 root, midplane, final surface 分三次作液滲(PT)檢驗及 hydrostatic pressure test. 請說明。

(1)如何由以上方式得知焊接的有效厚度？如何保證應力分析時, stress reduction factor 用 0.8 是足夠保守的？

(2)靜壓試驗是在 130 psig 進行, 如何保證意外事故之設計壓力 250 psig 下, TSC 仍能保持不漏？

40.(p9.1.4)文中說明 TSC 的封蓋作業可將 TSC 半吊於燃料池中進行，或在傳送罐 Loading pit 中進行，以降低工作人員劑量。請說明核二廠將於何處及如何進行？

41.(9.1-4-9.1-5)當 TSC 裝入傳送鉛罐並加蓋後，傳送鉛罐的外側及底部輻射劑量會很高，外側 $>1\text{Rem/hr}$ ,底部的劑量更高， $>6\text{Rem/hr}$  (見表 5.1.3-1):

(1)為避免操作人員疏忽，請於傳送鉛罐底部外側加註警告標示：高輻射劑量區。

(2)凡需在傳送鉛罐底部附近進行之各種操作(如加裝 annulus circulating water)，應盡量將傳送鉛罐坐在底部，以減少人員劑量。若需在吊起之狀況操作，則應加裝人員屏蔽。

(3)由於 TSC 上蓋的封焊程序較長，從本節第 38 step 起，應加裝傳送鉛罐上部之人員屏蔽。並請說明其設計構想。

(4)已裝入 TSC 之傳送鉛罐，由於運送中底部離地，輻射劑量高，請於運送途中警告非操作人員離開運送途徑。

(5)以上請放入操作程序中。

42.(p 9.1-10) 由於 Concrete cask 的空氣進出口及上端在安裝 TSC 後劑量較高，所以在 TSC 裝入 Concrete cask 的操作中，需於其空氣出口及上部加裝人員屏蔽。請說明本節 step 2 人員屏蔽之設計構想。

43.(p9.1-10 ) 請說明 TSC 由 Transfer cask 下端移入 Concrete cask 過程，本節 step 11 所需之 Transfer cask stabilization system 為何？其設計構想為何？

44.(p 9.1-13) 請說明 Vertical Cask Transporter 的設計，以及其如何防止地震時 Cask 由其上翻落。

45.( p12.2-2) 有關 Accident Pressurization (100% fuel failure):

(1)請說明此分析假設溫度為何？由於 100% fuel failure 可能是由於溫度升高之故，所以應考慮溫度最高的情形，包含最高 133F 環境溫度及 Full air inlet blocked 的狀態。

(2)請說明本節計算結果：201 psig for PWR TSC and 158 psig for BWR TSC, 為何與 4.6-4 節的結果：246 psig for PWR TSC and 195 psig for BWR TSC 不同？

(3)在計算燃料棒損壞後所放出氣體量時，除原充填氣體外，請說明如何計算因燃耗而產生的分裂氣體量及其外釋量？

46.(p12.2-4) 有關 24-inch Cask Drop:

(1)請說明為何在文中未作 Transfer Cask 的 Drop 分析？由於 Transfer Cask 傳送及操作的次數很多，在廠房外發生此事故的機會很大，若因此造成 TSC 的損壞，會增加廠區內外輻射而影響安全。若 Transfer Cask 確會在廠房外操作，請增加此項分析。



(2) 請說明為何只作 bottom-end impact 而未作 side- 或 corner-impact 分析？在操作過程中，意外造成之 side- 或 corner-drop 都可能發生，而其嚴重性可能更高，在法規中要求考慮各種角度 (Nureg-1567)。由於本報告之分析結果顯示，此意外事故之安全因子只略大於 1 (1.07 for PWR, 1.17 for BWR basket)，是所有分析中危險度最高的，故請補充後二種角度分析，以確保其安全性。

**47.(p12.2-9)**

(1) 由於本報告分析顯示若因地震造成之地面加速度大於 0.41 g, 則 Concrete Cask 會傾倒。目前核二廠將採用的地面加速度為何？若加上 1.1 的安全係數，以及水平與垂直加速度的比例要求 3/2 後，不能滿足 0.41 g 的限制，請重作分析。

(2) 地震對本計畫影響最大的應該是在 TSC 由 Transfer cask 欲移入 Concrete cask 時的動作，此時 Transfer cask 架在 Concrete cask 之上，重心很高，系統處於不穩定狀態。請說明此時的安全措施為何？震動及應力分析結果為何？

**48.(p12.2-10)** 在天然災害中應加入土石流及海嘯的分析，並建立其設計基準及事後處理方式。

**49.( p12.2-18)** 本節說明當一個 Concrete cask tip-over 時，其屏蔽不足的底部所造成的廠界輻射劑量小於 5 rem/hour。由於造成一個 cask tip-over 的原因，也可能造成其他 cask tip-over，所以 cask tip-over 可能不是單一事件。請說明發生 (多個) multiple cask tip-over 時，是否廠界輻射劑量仍能保持小於 5 rem/hour。

**50.(p12.2-19)** 由於 Concrete cask air inlets 之全阻塞事故發生時，可能不是單一事件，如土石流等原因會造成許多 cask 的 air inlets 全阻塞。請說明需準備多少設備及工具，才能在發生如土石流的意外事

故時，在關鍵的時間內（如 56 小時會達到 TSC 的壓力上限，72 小時會達到溫度上限）將 air inlets 阻塞的所有 cask 處理完畢。

51.(p13A-20) 請說明當 TSC 已完成乾燥及抽真空後，其灌入 TSC 的氬氣量如何控制？本節用 TSC 空間乘以氬氣密度所得之氬氣質量為準，但本節提供之氬氣密度為一範圍，且 PWR 與 BWR 燃料不同。

(1)表 3-1 之數字範圍如何選用，使其成為密度之輸入值，進而得到所需之氬氣質量？

(2)為何不直接使用壓力為灌氬氣的標準？9.1.1 節第 60 步驟（p. 9.1.8）有設定氬氣桶調節閥為 100 psig，卻仍用氬氣質量為準。

(3)請舉例說明如何選用氬氣密度及得到分析所需之初始氬氣充填壓力。

由上述的問題與意見可知，有關用過核子燃料乾式貯存意外事件部分，委員關切的是操作人員的屏蔽設計與輻射安全、墜落與傾倒的預防與處置、廠界輻射劑量的控制。

#### 四、日本用過核子燃料乾式貯存安全評估資料蒐集與研析

本計畫亦進行日本用過核子燃料乾式貯存審查要求及評估要項的資料蒐集與研析。蒐集資料的主要來源為日本原子力安全委員會(NSC)、財團法人電力中央研究所(Central Research Institute of Electric Power Industry, CRIEPI)與獨立行政法人原子力安全基盤機構(Japan Nuclear Energy Safety Organization, JNES)。資料細分為下列各項：綜合、地震、結構材料密封(通常出現在同一份文件中)、熱傳、輻射及劑量、臨界、運輸(國內不採用海路或公路運輸方式，資料僅供參考)。我國核能電廠用過核子燃料乾式貯存安全評估審查要項與日本的比較如表一所示。

表一、我國用過核子燃料乾式貯存安全評估審查要項與日本的比較

我國	日本
綜合	綜合
場址 <sup>1</sup> (地震、海嘯、土石流)	地震
結構、材料、密封	結構、材料、密封
熱傳	熱傳
輻射與屏蔽	輻射及劑量
臨界	臨界
	運輸 <sup>2</sup>

<sup>1</sup> 日本未考慮海嘯與土石流；<sup>2</sup> 我國未考慮廠外運輸的部分。

蒐集與研析資料詳列如下：

**(一) 綜合部分(6類技術報告，共12個檔案)**

1. 考慮不確定性之用過燃料貯存需求評估-04(資料來源 CRIEPI)
2. 運輸護箱內增加用過燃料方法檢討(1-10, 2-11) (資料來源 CRIEPI)
3. 中期貯存設施安全分析程式調查-(04~07) (資料來源 JNES)
4. 中期貯存設施安全評估手法動向調查-08(資料來源 JNES)
5. 中期貯存設施最新動向調查-(09, 11-1, 11-2) (資料來源 JNES)
6. 核燃料循環設施風險情報活用-09(資料來源 JNES)

**(二) 地震部分(4類技術報告，共6個檔案)**

7. 中期貯存設施安全分析程式改良試驗-地震傳播-04(資料來源 JNES)
8. 中期貯存設施安全分析程式改良試驗-耐震-04(資料來源 JNES)
9. 混凝土護箱耐震及衝擊分析-05(資料來源 JNES)
10. 立樁支撐中期貯存廠房地震響應分析-(05, 06, 07) (資料來源 JNES)

**(三) 結構、材料、密封部分(43 類技術報告，共 68 個檔案)**

- 11.日本混凝土護箱乾貯安全技術要件(資料來源 NSC)
- 12.日本金屬護箱乾貯設施審查指針(資料來源 NSC)
- 13.兼用護箱水溶液屏蔽材料 SCC-09(資料來源 CRIEPI)
- 14.兼用護箱結構材料中子照射脆化調查-03(資料來源 CRIEPI)
- 15.利用鈦金屬包覆提昇金屬護箱壽命之可行性評估-08(資料來源 CRIEPI)
- 16.密封鋼桶方式乾貯(SCC1-08, SCC2-09, SCC3-09) (資料來源 CRIEPI)
- 17.海外乾貯金屬護箱長期健全性-09(資料來源 CRIEPI)
- 18.海鹽粒子輸送模擬(1-08, 2-09, 3-10) (資料來源 CRIEPI)
- 19.海鹽粒子附著估算-8(資料來源 CRIEPI)
- 20.鹽分飛散預測方法 1-04(資料來源 CRIEPI)
- 21.混凝土護箱(SCC4-06, SCC5-07) (資料來源 CRIEPI)
- 22.混凝土護箱乾貯設施空氣含鹽評估-07(資料來源 CRIEPI)
- 23.混凝土護箱低活化材料-05(資料來源 CRIEPI)
- 24.混凝土護箱密封鋼桶測漏方法開發-05(資料來源 CRIEPI)
- 25.混凝土護箱鹽害評估法-05(資料來源 CRIEPI)
- 26.管路焊道超音波檢測-11(資料來源 CRIEPI)
- 27.美國 INL 金屬護箱上蓋氣體分析評估-11(資料來源 CRIEPI)
- 28.護箱密封部洩漏評估法-01(資料來源 CRIEPI)
- 29.金屬護箱墜落時瞬間洩漏評估-實尺寸墜落試驗-06(資料來源 CRIEPI)
- 30.金屬護箱墜落時瞬間洩漏評估-數值分析-06(資料來源 CRIEPI)
- 31.金屬護箱航空器撞擊評估-08(資料來源 CRIEPI)
- 32.中期貯存設施健全性評估手法調查-最終報告-(05-1, 05-2) (資料來

源 JNES)

33. 中期貯存設施健全性評估手法調查-老化及墜落-05(資料來源 JNES)
34. 中期貯存設施健全性評估手法調查-04(資料來源 JNES)
35. 中期貯存設施基準體系整備事業-(07-1, 07-2, 08, 09, 10) (資料來源 JNES)
36. 中期貯存設施基準體系整備報告書-(10, 11) (資料來源 JNES)
37. 中期貯存設施安全分析程式改良試驗-燃料-(04-1~04-6) (資料來源 JNES)
38. 密封鋼桶蓋焊接殘留應力分布及墜落應力分布-06(資料來源 JNES)
39. 密封鋼桶衝擊行為及結構健全性分析手法-05(資料來源 JNES)
40. 混凝土護箱結構強度分析手法-(06, 07) (資料來源 JNES)
41. 混凝土護箱耐震及衝擊分析-05(資料來源 JNES)
42. 貯存廠房內金屬護箱墜落衝擊分析-05(資料來源 JNES)
43. 貯存廠房內金屬護箱墜落衝擊分析手法整備-06(資料來源 JNES)
44. 貯存燃料健全性調查-07(資料來源 JNES)
45. 貯存燃料長期健全性確證試驗-氫化物調查-05(資料來源 JNES)
46. 貯存燃料長期健全性確證試驗-(05, 06-1, 06-2, 07-1, 07-2, 07-3, 08)  
(資料來源 JNES)
47. 貯存設施接收用過燃料時之護套特性評估-07(資料來源 JNES)
48. 運輸容器墜落衝擊分析手法-04(資料來源 JNES)
49. 金屬護箱墜落時燃料護套構造健全性分析手法-07(資料來源 JNES)
50. 金屬護箱構造健全性解析-05(資料來源 JNES)
51. 金屬護箱構造解析程式系統-04(資料來源 JNES)
52. 金屬護箱貯存技術確證試驗-(04-1, 04-2, 04-3) (資料來源 JNES)
53. 金屬護箱貯存設施安全評估報告-05(資料來源 JNES)

**(四) 熱傳部分(20 類技術報告，共 22 個檔案)**

- 54.乾貯時用過燃料護套氫氣移動量評估-06(資料來源 CRIEPI)
- 55.混凝土護箱事故時除熱試驗-05(資料來源 CRIEPI)
- 56.混凝土護箱使用部分模型進行除熱試驗-05(資料來源 CRIEPI)
- 57.混凝土護箱平常時除熱試驗-05(資料來源 CRIEPI)
- 58.貯存護箱熱傳評估-04(資料來源 CRIEPI)
- 59.金屬護箱貯存設施除熱模型試驗方法-07(資料來源 CRIEPI)
- 60.中期貯存設施基準體系整備報告書-10(資料來源 JNES)
- 61.中期貯存設施熱傳分析手法改良高度化-08(資料來源 JNES)
- 62.中期貯存設施熱傳分析手法整備-10(資料來源 JNES)
- 63.中期貯存設施熱傳分析輻射模式檢討-10(資料來源 JNES)
- 64.中期貯存設施除熱安全性分析-07(資料來源 JNES)
- 65.容器內熱傳分析程式整備-06(資料來源 JNES)
- 66.混凝土護箱單體熱傳分析手法-05(資料來源 JNES)
- 67.混凝土護箱方式中期貯存設施熱傳分析手法-05(資料來源 JNES)
- 68.混凝土護箱熱傳分析手法整備-(04, 06) (資料來源 JNES)
- 69.用過燃料護套溫度分析程式改良-04(資料來源 JNES)
- 70.運輸貯存兼用容器溫度分析-10(資料來源 JNES)
- 71.金屬護箱方式中期貯存設施熱傳分析手法-06(資料來源 JNES)
- 72.金屬護箱構造解析程式系統-04(資料來源 JNES)
- 73.金屬護箱貯存技術確證試驗-(04-1, 04-2, 04-3) (資料來源 JNES)

**(五) 輻射及劑量部分(6 類技術報告，共 6 個檔案)**

- 74.混凝土護箱屏蔽性能評估-06(資料來源 CRIEPI)
- 75.中期貯存設施劑量及臨界分析-07(資料來源 JNES)

- 76.中期貯存設施基準體系整備事業-06(資料來源 JNES)
- 77.中期貯存設施臨界及屏蔽分析-06(資料來源 JNES)
- 78.混凝土護箱劑量分析手法-04(資料來源 JNES)
- 79.混凝土護箱方式中期貯存設施廠址邊界劑量分析手法-05(資料來源 JNES)

**(六) 臨界部分(3 類技術報告，共 4 個檔案)**

- 80.運輸護箱內增加用過燃料方法檢討(1-10, 2-11) (資料來源 CRIEPI)
- 81.中期貯存設施劑量及臨界分析-07(資料來源 JNES)
- 82.中期貯存設施臨界及屏蔽分析-06(資料來源 JNES)

**(七) 運輸部分(2 類技術報告，共 9 個檔案)**

- 83.放射性物質國際運輸技術動向-(04~10) (資料來源 JNES)
- 84.核燃料運輸表面污染基準值檢討-(07, 08) (資料來源 JNES)

**(八) 日本資料研析對國內乾式貯存的建議**

**1. 審查導則**

目前日本乾式貯存設施均採用金屬護箱，尚未有混凝土護箱，因此在審查導則方面僅完成金屬護箱的規範。但由於日本部分電廠曾經一度考慮採用混凝土護箱，因此管制單位擬訂了「混凝土護箱乾式貯存設施安全審查技術要件」以做為審查依據，後來又因成本及缺乏審查經驗等因素而使電廠業者卻步，因此混凝土護箱的規範始終停留在「技術要件」的階段，並未使之法制化成為「審查導則」。國內核一、二廠的乾式貯存設施均採用混凝土護箱，於參考日本資料時應注意其差異性。

## 2. 地震及海嘯衝擊

由於日本位於地震頻仍地帶，JNES 對於地震的傳播分析方法、廠房及地層應力分析方法等均有相關評估。在海嘯方面，日本的乾貯方式係將護箱放置於廠房內，因此無海嘯衝擊的疑慮（日本東北地方於 2011 年 3 月 11 日發生大海嘯，之後對福島電廠進行檢查，確認乾貯設施內的護箱並未受損）。國內在地震分析方面可參考 JNES「混凝土護箱耐震及衝擊分析」等報告；但在海嘯衝擊方面應考慮國內的貯存方式，不能完全引用日本的資料，因為國內核一、二廠的乾貯設施是採露天放置方式，並無廠房加以防護，情況並不相同。

## 3. 燃料護套完整性

JNES 針對燃料護套在長期貯存過程中可能產生的潛變、破裂、照射硬化等現象完成了一系列的試驗與評估，此方面的資料可參考「中期貯存設施安全分析程式改良試驗」報告。乾貯期程高達幾十年，國內對於護套材料的長期行為需有可靠的評估方式予以檢驗。

## 4. 材料應力應力腐蝕龜裂(SCC)

日本乾式貯存設施幾乎均位於沿海地區，深受海水鹽分的影響，其中應力腐蝕破裂(SCC)現象是最大的顧慮。CRIEPI 不僅以模擬的方式評估海水鹽分的遷移與附著行為，更進行了室內及室外實驗，觀察應力腐蝕破裂的情形以及減鹽裝置的效能。實驗條件考量日本密封鋼筒的材質、貯存時的環境溫度、濕度、鹽分等參數，可說相當完整。國內乾貯設備大多採用美國廠家設計，但國內場址環境與美國差異較大，與日本較相近，亦即乾貯設施均位於海邊，故應特別注意應力腐蝕龜裂(SCC)的影響。雖然可參考日本 CRIEPI 的實驗與模擬結果，然而國內採用的密封鋼筒材質、溫度、濕度、鹽分等參數不同，海風的風速及風向亦不同，參考時應注意。上述相關的資料有「海鹽粒子附著估



算」、「鹽分飛散預測方法」、「海鹽粒子輸送模擬」、「密封鋼筒方式乾貯 SCC」、「混凝土護箱乾貯設施空氣含鹽評估」、「混凝土護箱 SCC」等報告。

## 5. 墜落與密封性評估

金屬密封墊片(gasket)的老化、墜落時密封鋼筒內部組件的動態行為以及密封鋼筒蓋焊接殘留應力等均會影響到密封鋼筒的密閉性，JNES 對此有詳細評估，可參考「中期貯存設施健全性評估手法調查」、「密封鋼筒蓋焊接殘留應力分布及墜落應力分布」及「密封鋼筒衝擊行為及結構健全性分析手法」等報告。

## 6. 火災影響評估

JNES 根據日本運輸護箱、貯存護箱以及兼用護箱等代表尺寸設計出實驗用的縮小護箱模型，再以此模型進行火災實驗。由於縮小模型在熱傳方面無法適用縮尺比例法則，因此在密封邊界上保持其原有尺寸，而將模型的縮尺比例設計為徑向 1/1，軸向 1/5。在材料的選用上，考量輻射照射及老化因素以驗證長期貯存情況下經歷火災事故時的密封性。上述實驗可參考「金屬護箱貯存技術確證試驗」等報告。

## 7. 熱傳

CRIEPI 針對混凝土護箱進行了一系列的熱移除實驗，實驗條件包含了貯存初期與後期、平時與事故時的狀況，而量測點則遍及護箱內各重要位置。國內學者專家使用 CFD 軟體評估護箱內各組件的溫度變化時，可參考日本的實驗數據作為驗證的依據。此方面的資料有「混凝土護箱平常時除熱試驗」、「混凝土護箱事故時除熱試驗」、「混凝土護箱使用部分模型進行除熱試驗」等報告。

## 8. 臨界與屏蔽

臨界與屏蔽的分析方法以及驗證分析可參考 JNES「中期貯存設施臨界

及屏蔽分析」等報告，由於國內目前均採用混凝土護箱，此方面可參考 JNES 的「混凝土護箱方式中期貯存設施廠址邊界劑量分析手法」及「混凝土護箱劑量分析手法」以及 CRIEPI 的「混凝土護箱屏蔽性能評估」等報告。

## 五、總結

本計畫已於 4 月 18 日及 6 月 27 日假國立清華大學工程與系統科學系會議室進行二次的安全議題討論會(會議記錄見附件一、二)，收集委員所提出的相關問題與意見進行討論。所有委員已提出的問題與意見約 50 項，並針對這些意見與台電公司進行意見的交流(詳見附件三)。綜合委員所提出之關切議題，重點整理如表二所列。

表二、委員所提出之關切議題重點整理

分類	關切議題重點
場址	福島核災教訓：地震、海嘯(土石流)
臨界	臨界平行計算驗證並確保不致發生臨界事故
熱傳	熱傳模式正確性、平行驗證與氬氣壓力的保持
結構、材料、密封	變更設計說明、材料選用之抗蝕及輻射損傷
輻射與屏蔽	場界劑量、輻射監測站
意外事件	人員屏蔽設計、墜落與傾倒、multiple cask tip-over 時廠界輻射劑量

此外，本計畫場址分組於 3 月 29 日赴核二廠現場勘查(詳見附件四)，本次勘查係針對土石流潛勢溪流、土壤液化、場址地震分析、與海嘯分析等四項與場址有關的議題進行勘查，並與台電公司陪同人員進行意見交換。

本研究收集研析日本乾式貯存安全審查基準、現況調查及安全評估參考資料，綜合整理發現：海鹽粒子輸送模式、航空器撞擊評估、運輸技術等是國內評估未考慮；而，日本沒有考慮到的是海嘯與土石流。此外，本研究也針對蒐集到的日本資料，有關審查導則、地震及海嘯衝擊、燃料護套完整性、材料應力應力腐蝕龜裂、墜落與密封性評估、火災影響評估、熱傳、臨界與屏蔽提出具體的說明或建議。唯，目前日本乾式貯存設施均採用金屬護箱，尚未有混凝土護箱，因此在審查導則方面僅完成金屬護箱的規範。由於日本部分電廠曾經一度考慮採用混凝土護箱，因此管制單位擬訂了「混凝土護箱乾式貯存設施安全審查技術要件」以做為審查依據，後來又因成本及缺乏審查經驗等因素而使電廠業者卻步，因此混凝土護箱的規範始終停留在「技術要件」的階段，並未使之法制化成為「審查導則」。國內核一、二廠的乾式貯存設施均採用混凝土護箱，於參考日本資料時應注意其差異性。

此外，本研究亦參與 10 月 7 日行政院原子能委員會放射性物料管理局所主辦之用過核子燃料乾式貯存安全技術研討會進行成果報告(簡報資料見附件五)，報告後和參與研討會的來賓有相當多的討論與意見交流，包括山腳斷層對安全裕度之衝擊；除役之影響；氬氣密封是否可以維持 50 年；核一廠乾式貯存管制措施回饋等等(研討會綜合座談相關討論與意見詳見附件六)。

本研究所提出之關切議題期能提供行政院原子能委員會放射性物料管理局針對台灣電力公司核二廠用過核子燃料乾式貯存設施之建照申請審查和未來之設施興建與運轉的管制有所貢獻。