

第五章審查意見

編號	05-01-067	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		運轉	F05/S19	5.1	5.1.1-1	結案
第 1 次審查意見						
核二廠乾貯燃料完整性檢測之意見如下：						
1. 一、(一)1.節「待裝填之用過核子燃料完整性檢測方法及判定標準」，請於試運轉計畫前提出經由核二廠 SORC 會議審議之「燃料完整性評估與檢驗計畫書」及「用過核子燃料啜吸檢驗之抽樣計畫書」。 2. 第 12 行，提及搭配其他檢驗方法(如啜吸試驗)，對待運貯燃料進行檢驗，然用過核燃料已長期儲存於廠房用過燃料池內，若有破損所釋放出來的核分裂產物，以目前核二廠真空啜吸檢查設備的靈敏度，是否適宜請說明。						
第 1 次審查意見答復說明						
1. 有關委員所提之兩份計畫書，本公司將於試運轉前完成編撰後，依本專案文件品質管制程序，經過本公司內部審查核准後再據以實施。若大局希望本案比照核一廠乾貯計畫模式，在本公司完成審查後再提送至大局審查同意後再據以實施，本公司將遵照辦理。而有關用過核子燃料啜吸檢驗之程序書，則會依核二廠運轉程序書審查程序，經過核二廠 SORC 會議審查同意後再據以辦理。 2. 真空啜吸檢查設備之為目前核燃料完整性檢查靈敏度(或稱鑑別度)較高的方法，於迄今共檢查近 4000 束燃料，並正確地找到其中 6 束破損燃料(其中一束未能以其他方式鑑別出來，最後以真空啜吸檢查設備找到)，故可確保靈敏度。						
第 2 次審查意見						
1. 請說明用過核子燃料檢驗標準、依循規定與發現不具完整性燃料之後續處理方案。 2. 核二乾貯燃料完整性檢查應於計畫書審議完成後執行，相關答復說明內						

容應避免引起誤解已完成檢驗，請修正，並請提供安全分析報告修正內容。

第 2 次審查意見答復說明

1. 本公司目前皆選擇具完整性之用過核子燃料進行乾式貯存，依據美國核管會 ISG-1 Rev. 2 第 5 頁說明，如運轉紀錄顯示反應器冷卻水無重金屬同位素從燃料外釋，則可判斷燃料沒有大破損，而啜吸檢驗則不僅可以檢驗出燃料是否具有大破損，亦可以檢驗出燃料是否具有針孔或毛細破損。由於大破損用過核子燃料之護套裂痕必須大於 1 毫米，可依運轉紀錄判斷。

另，經本公司透過 INPO 洽詢國外核電廠乾式貯存計畫用過核子燃料完整性檢查之執行情形後，依據國外相關核電廠之作法，用過核子燃料在裝填到乾式貯存系統前，採回顧反應器運轉紀錄的方法來驗證用過核子燃料的完整性；惟針對運轉紀錄無法驗證其完整性之所有用過核子燃料，則執行啜吸檢驗。綜上，本公司目前檢驗用過核子燃料完整性之方法與前述相關規定及國外經驗一致。

本公司核二廠目前將不具完整性之用過核子燃料集中置放於水池一特製提籃中，此提籃外型有別於燃料池中之一般貯存格架，並有其個別對應之編號，不會發生誤裝填事件，而有關不具完整性燃料之後續處理，未來將併入核二廠除役計畫一併規劃。

2. 依第 2 次審查意見，修正第 1 次審查意見答復說明如下：「真空啜吸檢查設備為目前核燃料完整性檢查靈敏度(或稱鑑別度)較高的方法，於核二廠自從民國 70 年/72 年(一號機/二號機)開始商業運轉迄今，共檢查近 4000 束燃料，並正確地找到其中 6 束破損燃料(其中一束未能以其他方式鑑別出來，最後以真空啜吸檢查設備找到)，故可確保靈敏度。將來核二廠乾貯燃料完整性檢查，亦將採用上述真空啜吸檢查設備，對待運貯燃料進行檢驗」，將會將前述文句加入安全分析報告中新增如附件 05-01-02-B。

第 3 次審查意見

1. 請確認「由於大破損用過核子燃料之護套裂痕必須大於 1 毫米」是否為 ISG-1 rev.2 之定義，並請加註原文說明。另 ISG-1 rev2 與第一章「引用

法規與設計準則」不一致，請修訂。(原 ISG-1, “Damaged Fuel”, 2007/5/11)

2. 同意答復。

第 3 次審查意見答復說明

經查 ISG-1 rev.2 後，原文字：「由於大破損用過核子燃料之護套裂痕必須大於 1 毫米」修訂為「由於燃料護套裂隙寬度至少要大於 2~3 毫米才會造成燃料丸裂片外釋，因此大破損護套裂隙應被視為裂隙寬度大於 1 毫米的燃料護套裂隙(a cladding-crack width of at least 2-3 millimeters would be required to release a fragment. Hence, gross breaches should be considered to be any cladding breach greater than 1 millimeter.)」(詳如附件 05-01-C 標註處)。

第 4 次審查意見

請說明核二乾貯燃料完整性檢查是否同時符合美國核管會 ISG-1 Rev. 1 及 Rev. 2 要求。

第 4 次審查意見答復說明

經查 ISG-1,Rev.1 及 Rev.2 之主要異同為：

- (1) Rev.1 將用過核燃料分成完整 (Intact)、受損 (Damaged) 兩大類；Rev.2 則將用過核燃料分成完整 (Intact)、非受損 (Undamaged) 及受損 (Damaged) 三大類。
- (2) Rev.1 規範非屬破損 (Damaged) 燃料即為完整 (Intact) 燃料 (若燃料本身只有小於針孔或髮絲裂痕時，可歸類於 Intact)。

由於本案規劃待裝填之用過核子燃料僅選擇分類為完整(intact)的燃料才進行運貯作業，對於破損或不完整的燃料，將不納入在本次運貯作業範圍中。目前本公司所規劃之用過核子燃料完整性檢測方法，包括審視燃料的運轉歷史紀錄與啜吸試驗，不論是 ISG Rev.1 或 Rev.2，均列在這兩個版本導則內。從燃料運轉紀錄的審視可判斷燃料是否有燃料護套裂隙產生，再搭配啜吸試驗，可進一步確認是否屬完整燃料。

總而言之，本案規劃之燃料完整性檢查方法或判定標準，就本案擬裝填之用過核子燃料僅限於「完整燃料」而言，不論是依據 ISG Rev.1 或 ISG Rev.2

均可符合。

第 5 次審查意見

同意答復。

編號	05-02-068	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		運轉	S06/F05	5.1	5.1.1-1	結案
第 1 次審查意見						
有關「裝備接收及準備」作業之意見如下						
1.請說明一、(一)、3、(1)「傳送護箱於燃料廠房外接收、檢查、豎直、拆除防撞緩衝器(若有必要)」，請澄清哪些情況為有必要拆除防撞緩衝器？						
2.將密封鋼筒外壁與傳送護箱內壁間之環狀間隙處之水封環充氣。水封環充氣是否足以承受環狀間隙的水壓？						
第 1 次審查意見答復說明						
1. 防撞緩衝器可保護傳送護箱開口附近之零組件，若未來規劃空傳送護箱採直立方式自暫貯位置運送至燃料廠房外，雖非安全需求，但為保護設備，可以考量加裝防撞緩衝器以為保護，因此，當傳送護箱抵達廠房外，而需進入燃料廠房置入密封鋼筒時，則需將防撞緩衝器拆除，故原文以「若有必要」作為彈性陳述。						
2. 當水封環內注入 60psi 之氣壓時，可以承受間隙內外約 40 psi 之壓差而不會失效，假設水深約 42 英尺，其產生之水壓小於 17.5 psi，因此，水封環足以承受環狀間隙內之水壓。						
第 2 次審查意見						
1. 第 1 項同意答復。						
2. 第 2 項請說明「當水封環內注入 60psi 之氣壓時，可以承受間隙內外約 40 psi 之壓差而不會失效」之依據，是否為操作限值？						
第 2 次審查意見答復說明						

水封環設計圖如附件 05-02-B 下圖，水封環內壓力 60 psi 之數據由其注意中可知：操作壓力=20 psig+壓差，所以操作壓力為 60 psig 時，可承受環狀間隙內外壓差達 40psig。此壓力值應定為操作過程之注意事項，並非運轉限制條件。且最大操作壓力為 75 psig。

第 3 次審查意見

本項說明採用 SEAL MASTER Corporation 的設計說明，請說明該公司是否為本案包商。

第 3 次審查意見答復說明

SEAL MASTER Corporation 為本案承包商零組件供應商之一，謹利用該公司圖面說明水封環設計足以承受環狀間隙的水壓。設備正式製造時，將依據前述規範採購相關零組件。

第 4 次審查意見

同意答復。

編 號	05-03-069	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		運轉	S06/S02	5.1	5.1.1-2	結案
第 1 次審查意見						
有關「裝填燃料及安裝密封上蓋」作業之意見如下：						
1.如何確定環狀間隙中有充水並持續保持正壓？						
2.第 16 及 20 行，請增加如環狀間隙水系統發生破裂或漏水情形的處理方式。建議包含取出燃料，與密封鋼筒及傳送護箱的除污。						
第 1 次審查意見答復說明						
1. 當護箱進入燃料池後，藉由注入環狀間隙的清潔(或除礦)水流使間隙保持正壓。為確定此正壓狀態能持續，應監看流入該間隙之水管以及管路上之流量計，若持續有水流入，則可確定間隙為正壓狀態。						
2. 護箱吊入水池前，會先進行測試，確定水封環無破裂或是漏水，才會吊運入池，故應無因破裂與漏水導致鋼筒污染之可能。如果進入水池後才						

發生破裂與漏水，不論鋼筒是否污染，應先停止燃料裝填作業，將筒內所有燃料取出後，將 TFR 與 TSC 吊出水池，評估後進行偵檢除污，並將水封環修復，才再進行後續作業。有關漏水或是破裂之相關評估辦法與處理方式等之細節，將於相關作業程序書中訂定之。

第 2 次審查意見

1. 第 1 項同意答復。
2. 第 2 項，請將上述水封環破裂或是漏水之評估方法及處理方式放入安全分析報告之本章節中，另請說明相關作業程序書名稱為何？

第 2 次審查意見答復說明

安全分析報告內容修改如附件 05-03-02-B。目前暫定程序書名稱為燃料廠房內操作程序書，日後將可能會有變動，故若有變更擬於試運轉申請時一併提報大局。

第 3 次審查意見

同意答復。

編 號	05-04-070	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		運轉	S19	5.1	5.1.1-3 5.1.1-5	結案
第 1 次審查意見						
有關「運轉限制條件」增列之意見如下：						
1.第 5.1.1-3 頁第 9 行，提及環狀間隙循環水冷系統失效，應於 32 小時內恢復 ACWS，水溫將達 100℃鋼筒必須重回水池。上述循環水冷系統失效與水溫，已牽涉到回復時間限制與應採取措施，建議其內容增列為一項運轉限制條件，如 LCO 3.1.1。						
2.第 5.1.1-5 頁第 7 行，（8）提及 ACWS 運轉限制與採取措施之內容，建議與 5.1.1-3 第 9 行內容合併，增列為一項運轉限制條件。						
3.第 5.1.1-5 頁倒數第 10 行，提及針對內孔蓋執行氦氣測漏，若洩漏率未符合標準，必須採取相關措施，因此此項作業建議有其運轉限制條件，請補充。						

第 1 次審查意見答復說明

- 1~2. ACWS 若失效，屬於異常狀況，異常狀況不列入運轉限制條件，並且 ACWS 之輸水之加壓系統將會重複配置，若有故障無法於短時間內排除，將立即啟動備用系統。另 ACWS 屬於諸項操作系統之一並非主系統，若將之訂為運轉限制，將使 LCO 過於繁複，ACWS 系統相關操作步驟、故障排除程序與時間限制等資訊，將於作業程序書中詳細規定之。
3. 若氬氣洩漏率不符合標準，則需對內孔蓋銲道進行修補，依據熱傳分析，當氬氣充填完成並拆除 ACWS 系統後，環狀間隙保持空氣自然暢通，鋼筒便無需外加冷卻，已無操作時間限制，故氬氣洩漏率不宜訂為運轉限制條件。

第 2 次審查意見

- 1-2. 傳送護箱移出用過核燃料池後，在氬氣充填完成前，密封鋼筒內用過核燃料主要靠環狀間隙循環水冷系統(ACWS)冷卻，若此系統失效，密封鋼筒內水溫 32 小時內將達 100°C，因此 ACWS 系統在此階段是屬於主系統，並非只是諸項操作系統之一。此系統對用過核燃料冷卻扮演重要角色，為提醒操作人員注意，仍應依據相關分析數據，對 ACWS 訂定運轉限制條件。
3. 核一廠乾貯安全分析報告第五章提及密封鋼筒所定氬氣填充壓力標準，須保持壓力 0 (+1, -0)psig，密封鋼筒進行氬氣洩漏測試時，其焊道氬氣洩漏率，不得大於運轉限制條件(LCO 3.1.5)。現核二廠乾貯密封鋼筒內氬氣填充壓力為 5.5 bar，高於核一廠乾貯密封鋼筒，且氬氣對核二廠乾貯之熱傳具有影響，因此仍應依據相關分析數據，對氬氣洩漏率訂定運轉限制條件。

第 2 次審查意見答復說明

依照委員意見，將增加 ACWS 失效之運轉限制條件(LCO)以及氬氣洩漏率之 LCO，新增如附件 05-04-B。

第 3 次審查意見

1. 附件 05-04-B 中表 5.1.1-2 運轉限制條件(LCO 3.1.1-A)，依據附件 6.3-17-B 應為運轉限制條件(LCO 3.1.2)，但表 5.1.3-1 已有 LCO 3.1.2；表 5.1.1-2 運轉限制條件(LCO 3.1.1-B)，是否應為運轉限制條件(LCO 3.1.3)，請考量如何修訂以避免重複。建議修訂說明為不同氦氣洩漏率時之處理方式，另請提供相關計算結果圖表供參。
2. 運轉限制條件 LCO 3.1.3 A.與 B.中所提完成時間為 25 天與 5 天，與核一廠乾貯 LCO 3.1.5 相同，然核二廠乾貯密封鋼筒內氦氣壓力高於核一廠，且承擔熱傳效果，請說明 25 天與 5 天的依據，以及其理由為何。

第 3 次審查意見答復說明

1. 附件 05-04-B 中新增 LCO 3.1.1-A 與 LCO 3.1.1-B 表頭編號無誤，但表格中敘述筆誤；另密封上蓋與內孔蓋銲道文字易誤解，修改為「排水與排氣內層孔蓋與密封上蓋間的銲道」，故更新如附件 05-04-C，新增 LCO 分別為 LCO 3.1.1-A 與 LCO 3.1.1-B。當密封上蓋與外殼之銲道經水壓測試與漸進式液滲檢查合格後，所要執行的是排水與排氣內層孔蓋與密封上蓋間的銲道氦氣洩漏測試，不會有顯著遠遠超過 $2 \times 10^{-7} \text{ cm}^3/\text{sec}$ 的氦氣洩漏量。如果所測得的氦氣洩漏率不小於 $2 \times 10^{-7} \text{ cm}^3/\text{sec}$ ，處理方式為先行假設洩漏為真空迴路的設施或接頭所引起的洩漏，故先進行抽真空設備與管路及其接合等輔助裝置之測漏檢查，待分段排除可能的洩漏肇因後，再依原程序執行氦氣測漏，如所測得的氦氣洩漏率仍不小於 $2 \times 10^{-7} \text{ cm}^3/\text{sec}$ ，則須進行相關的銲道修補。
2. 通常 NRC 針對無時間限制的運轉限制條件，會以 30 天做為界定長時間或短時間貯放的行政管制限制。其中移除燃料的作業約耗時 5 天可完成，護箱在其餘 25 天中的洩漏率必須符合規定限值，故洩漏率符合限值之時間定為 25 天。

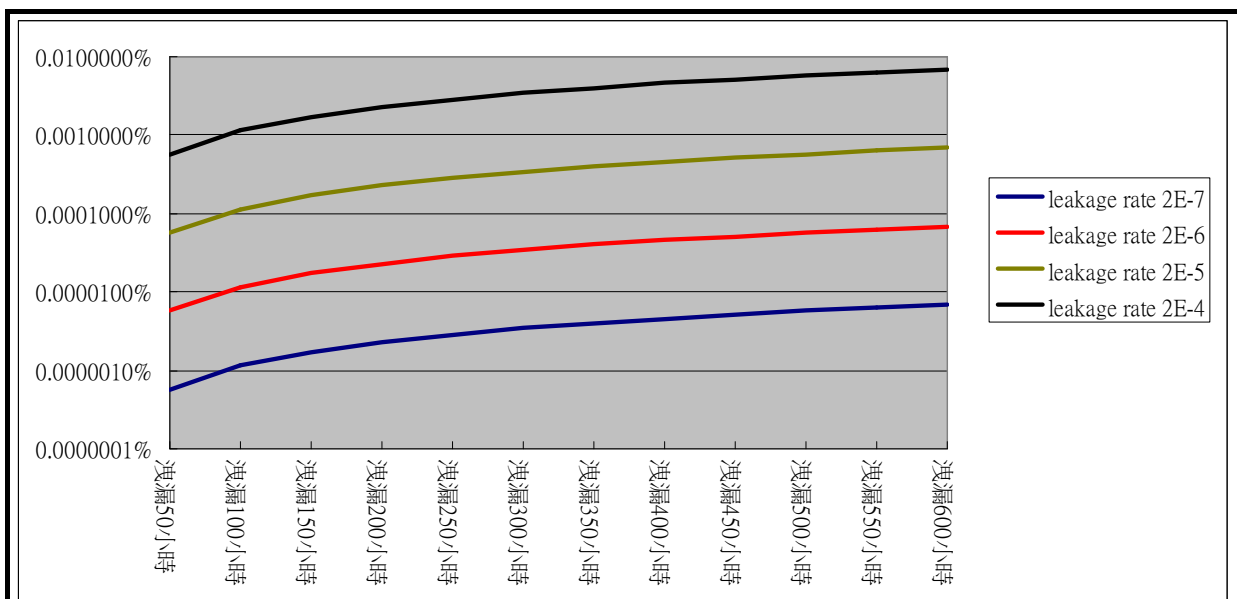
第 4 次審查意見

1. 答復說明仍未提供相關計算結果圖表供參，請補充。
2. 同意答復。

第 4 次審查意見答復說明

1.

- 上蓋與筒壁之鐸道需先通過壓力測試，才會進行排水孔、排氣孔內孔蓋鐸接，鐸接完成後再進行內孔蓋鐸道之氬氣洩漏測試，故若有洩漏，僅是內孔蓋鐸道區域之洩漏。測漏只有一個準則即 $2 \times 10^{-7} \text{ cm}^3/\text{sec}$ ，不通過則遵循 LCO 檢查，通過測漏才進行外封口蓋封鐸，進而進入貯存階段。依照 LCO 作業，若 25 日內無法完成鐸道修補，才需考慮再取出。
- 如 6.6-24 答覆所敘，一旦密封鋼筒經封焊通過各種測試，進入貯存階段後，唯一可能造成洩漏之機制為壓力邊界材料及焊道的老化及腐蝕。此時，可以透過材料及焊道監測計畫加以監測，只要材料及焊道具完整性，則無洩漏之虞。假設密封鋼筒發生洩漏，內壓降低，雖然熱對流功能降低，但熱輻射及熱傳導功能不變。保守估計氬氣減少 40%，燃料最高溫度將上升約 50°C ，達到 300°C ，此溫度距離限值 400°C 仍有相當餘裕。
- 如前所述，本項作業氬氣洩漏測試標準為 $2 \times 10^{-7} \text{ cm}^3/\text{sec}$ ，即使如有洩漏，洩漏率也僅限在 $2 \times 10^{-7} \text{ cm}^3/\text{sec}$ 以下。依委員要求保守假設鐸道以 $2 \times 10^{-7} \text{ cm}^3/\text{sec}$ 、 $2 \times 10^{-6} \text{ cm}^3/\text{sec}$ 、 $2 \times 10^{-5} \text{ cm}^3/\text{sec}$ 、 $2 \times 10^{-4} \text{ cm}^3/\text{sec}$ 等固定速率洩漏氬氣 25 天(600 小時)，不計洩漏過程中筒內壓力變化，也不計算筒內外壓差，概略估算洩漏 600 小時後，密封鋼筒氬氣喪失體積百分比分別為:0.0000069%、0.000069%、0.00069%、0.0069%，遠小於 40%，故均為安全狀態。
- 各洩漏率下 600 小時當中，密封鋼筒內氬氣喪失體積百分比如下圖所示，為將各洩漏率下喪失百分比能夠清楚表示，縱軸數值以對數方式呈現：



第 5 次審查意見

同意答復，並請將答復說明補列入安全分析報告中。

第 5 次審查意見答復說明

謝謝委員，已依照委員意見將答復說明補列入安全分析報告如附件 05-04-E。

第 6 次審查意見

同意答復。

編 號	05-05-071	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		運轉	S06	5.1	5.1.1-3	結案
第 1 次 審 查 意 見						
有關間隙循環水冷系統之意見如下：						
1.第 5.1.1-3 頁，由燃料池移出傳送護箱階段中，傳送護箱間隙循環水冷系統(ACWS)，可保護密封鋼筒與傳送護箱，請再詳細說明「間隙循環水冷系統」之操作。						
2.第 5.1.1-3 頁，間隙循環水冷系統(ACWS)出水口溫度，是否每兩個小時才量測一次？為何等到水溫將達 100°C (212°F)，才將鋼筒重回水池？						
第 1 次 審 查 意 見 答 復 說 明						

1. 原文意思為當護箱移出燃料池後，藉由持續注入環狀間隙的清潔(或除礦)水流，將密封鋼筒所產生之熱量帶走，故作業時維持進口水溫以及水流量，便可使密封鋼筒溫度維持穩定。
2. ACWS 出口水溫將持續監測，其入口水溫維持低於或等於 100°F，並非每 2 小時監測一次。原文之所指為當 ACWS 失效後，應先進行故障排除，若故障無法於短時間內排除，則需將護箱吊回池中冷卻，上述所有處理之作業時間不可超過 32 小時，或是其處理之過程中要確定鋼筒內部水溫不可高於 100°C，故並不是指 ACWS 水溫到 100°C 才開始作業。原文之意思指：或是每兩個小時測量一次鋼筒內部水溫確定低於 100°C。

第 2 次審查意見

安全分析報告中請詳述清楚，以避免引起誤解，並請提供安全分析報告修正內容。

第 2 次審查意見答復說明

安全分析報告修正內容如附件 05-05-B 所示。

第 3 次審查意見

同意答復。

編 號	05-06-072	分 組	審 查 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		運 轉	F17	5.1	5.1.1-3	結 案
第 1 次 審 查 意 見						
「(6)並全程監測氫含量，若有需要可選擇以氫氣沖流鋼筒內部，將氫氣吹出。」，請說明採用氫氣沖流鋼筒內部的理由，以及未來如何避免氫氣殘留鋼筒內部？						
第 1 次 審 查 意 見 答 復 說 明						
在銲接前鋼筒內部先抽出 260 公升之水，故此處所言「以氫氣沖流鋼筒內部」即指利用惰性之氫氣沖流上蓋下方約 260 公升無水空間，主要目的是利用氫氣將此區域可能積存之氫氣吹出使其濃度降低。而選用氫氣之理由是因上蓋銲接將採 TIG(或俗稱氫銲)之方式為之，而氫氣為銲接						

用保護氣體，為維護銲道品質銲道下方之空間，亦以氬氣沖流並同時保護之。

- 銲接完成後的排水過程中，同時會對密封鋼筒灌入氬氣，利用其惰性保護燃料，而鋼筒內空腔體積粗估在 6.5 m^3 左右，灌入之氬氣將大幅降低氬氣濃度，而排水之後的真空乾燥之過程會將筒內壓力抽到 3 torr 才將氬氣再次灌入鋼筒中，可將絕大部分之氬氣排出。

第 2 次審查意見

1. 依答復內容以氬氣沖流鋼筒內部僅限於利用惰性之氬氣沖流上蓋下方約 260 公升無水空間者，且使用氬氣為銲接用保護氣體，可維護銲道品質，同意原設計使用氬氣進行沖流。
2. 請說明不同流程間惰性氣體誤用的防止措施。

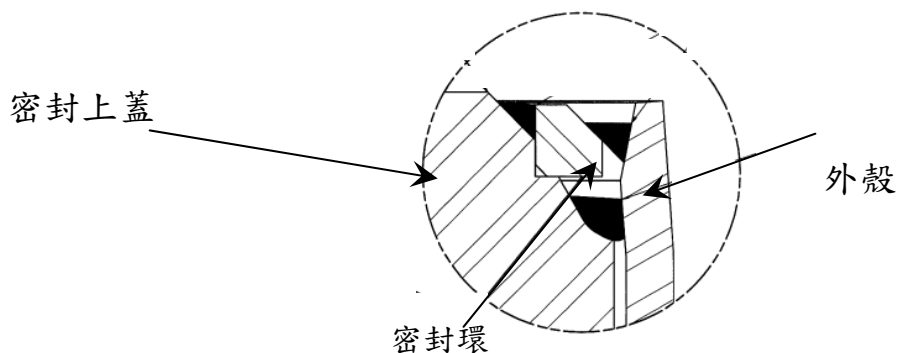
第 2 次審查意見答復說明

為避免氣體誤用，將使用不同形式之氣瓶架或是不同之標示方式，作為區隔。

第 3 次審查意見

同意答復。

編 號	05-07-073	分 組	審 查 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		運 轉	S19	5.1	5.1.1-4	結 案
第 1 次 審 查 意 見						
第 13 行，請以圖示說明密封上蓋與密封環，安裝於密封鋼筒上之相對位置。						
第 1 次 審 查 意 見 答 復 說 明						
密封上蓋與密封環之示意圖，如圖所示。						



第 2 次審查意見

同意答復，請將此示意圖（及相關說明內容）補列入安全分析報告中，並請提供安全分析報告修正內容。

第 2 次審查意見答復說明

安全分析報告修正內容如附件 05-07-B 所示。

第 3 次審查意見

同意答復。

編 號	05-08-074	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		運轉	S02	5.1	5.1.1-5	結案
第 1 次審查意見						
第 10 行，在密封鋼筒抽真空及乾燥時，若傳送護箱之環狀間隙系統 ACWS 失效，本節要求 TSC 排水及回填氬氣 5.5 bar，並拆除 ACWS， 但並未限制此狀態的維持時間，是否可無限時間？此部分之熱傳分析結果如何？						
第 1 次審查意見答復說明						
• 是的，當回填氬氣至 5.5 bars 後，拆除 ACWS 後保持環狀間隙暢通，即無時間限制。 • 有關熱傳之分析結果，詳敘於本報告 6.3 節(六)評估結果說明中，當真空乾燥期間發生環狀冷卻系統失效時，依循本報告第 5.1 節方式作業，評						

估系統安全無虞。

第 2 次審查意見

同意答復。

編 號	05-09-075	分 組	審 查 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		運 轉	S02/S19	5.1	5.1.1-5 5.1.1-6	結 案
第 1 次 審 查 意 見						
有關「多軸板車」作業之意見如下：						
1. 第 5.1.1-5 頁，倒數第 2 行，請說明牽引式多軸板車的大致設計需求，如大致搬運高度，寬度等，以便進行初步地震及傾倒分析，瞭解傳送護箱及密封鋼筒設計是否有不足之處。						
2.第 5.1.1-6 頁，第 12 行，提及總重為 130 公噸，其單軸平均受力只約為 21.67 公噸，由上可算出牽引式多軸板車應為 6 軸板車，但第 18 行，提及多軸板車經過樓板時，最多只有 5 個輪軸會同時落在上面，請澄清牽引式多軸板車的軸數。						
第 1 次 審 查 意 見 答 復 說 明						
1. 板車之車身全長約 14.6 公尺，車身最大寬度為 3.2 公尺，板車本車最大轉彎半徑約 4.4 公尺。傳送護箱裝載在載貨低板上之分析結果，證實傳送護箱不會傾倒。						
2. 牽引式多軸板車，其主要由承載傳送護箱的載貨低板(Deck)及兩個 3 軸油壓板車模組等三部分所組成，整部多軸板車共有 6 軸 48 個輪胎。燃料廠房平面樓層之操作區由四塊樓板組成，比對樓板與板車尺寸，板車移動過程中其 6 軸至少會跨越兩個樓板，故保守估計有 5 個輪軸會同時落在一個樓板上，並以此計算樓板之承載能力。						
第 2 次 審 查 意 見						
1. 傳送護箱若由板車上傾倒至地面，其倒下高度應再加上板車高度。p.6.2.6-97 之傳送護箱傾倒意外事故分析，本來就假設安置於多軸板車上的傳送護箱會因傾倒而撞擊地面，卻未考慮板車高度，請修正。請將以						

上板車的設計數據放入安全分析報告中，包含上述車身長、寬度、以及搬運裝載高度和車身重量。

2. 同意答復，並請將此答復說明補列入安全分析報告中。

第 2 次審查意見答復說明

1. 原傳送護箱自板車上傾倒至地面的評估中，已考慮板車高度。傳送護箱傾倒分析的目的在于了解護箱傾倒後的受力狀況，故只需考慮板車高度，無需考慮多軸板車尺寸與重量；在多軸板車載運傳送護箱的地震分析中才需考慮多軸板車尺寸與重量。評估中以 Greiner 多軸板車包含前後輪車與前後輪車間的板車，各輪車重量 6,000 kg，板車重量 6,800 kg，整體多軸板車全長約 14.6 m，寬 3.2 m，板車高度 0.32 m，裝載密封鋼筒與燃料後的傳送護箱重量為 97,524 kg，重心高度 2,540 mm(由傳送護箱底部量起)。依審查意見將板車參數列入安全分析報告中。

2. 安全分析報告修正內容如附件 05-09-B 所示。

第 3 次審查意見

同意答復。

編 號	05-10-076	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		運轉	S19	5.1	5.1.1-5	結案
第 1 次審查意見						
最後一行，提及裝載密封鋼筒的傳送護箱估計重達 98.3 公噸，但目前燃料廠房內的吊車，標示吊運容許值為 50 公噸，是否有作相關改善措施，以應付未來燃料乾貯作業，請說明。						
第 1 次審查意見答復說明						
核二廠燃料廠房吊車其原額定之設計吊運能力為 150 短噸(136 公噸)，啟用時曾作過額定吊運能力之測試，後因實際作業均未超過 50 公噸，故依工業安全衛生協會要求降低額定值為 50 公噸。現因應乾式貯存設施所需，燃料廠房吊車將改善為具有 single failure proof 之功能，其吊運將恢復為 150 短噸(136 公噸)，並於改善完成後，將進行法規規定之荷重測試。						

第 2 次審查意見
同意答復，請提供安全分析報告修正內容。
第 2 次審查意見答復說明
安全分析報告修正內容如附件 05-09-B 所示。
第 3 次審查意見
同意答復。

編 號	05-11-077	分 組	審 查 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		運 轉	S02	5.1	5.1.1-10	結 案
第 1 次 審 查 意 見						
第 8 及第 14 行，當不符合(A).TSC 筒內真空乾燥壓力限制，或(B).TSC 氮氣回填密度限制時，本表之採行措施均使 TSC 回到原分析所涵蓋的狀態。此說明不夠清楚，請增加說明究竟回復到什麼狀態。						
第 1 次 審 查 意 見 答 復 說 明						
謝謝委員提醒，此處所指為在規定之時間內回復到分析計算所涵蓋之真空度，即 10 分鐘內 TSC 內真空壓力小於或等於 10 torr。分析計算所涵蓋之氮氣密度 0.704~0.814kg/m ³ 。						
第 2 次 審 查 意 見						
同意答復。請將安全報告中本表之相關採行措施由”使 TSC 回到原分析所涵蓋的狀態”改為答復中之說明：(A) 10 分鐘內 TSC 內真空壓力小於或等於 10 torr，及(B) 氮氣密度 0.704~0.814kg/m ³ ，並請提供安全分析報告修正內容)。						
第 2 審 查 意 見 答 復 說 明						
安全分析報告修正內容如附件 05-11-B 所示。						
第 3 次 審 查 意 見						
同意答復。						

編 號	05-12-078	分 組	審 查 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		運 轉	F05	5.1	5.1.2-1	結 案
第 1 次 審 查 意 見						
「(二)運搬與傳送」請補充密封鋼筒移到混凝土護箱的詳細內容，尤其是門型吊車的操作條件與限制。						
第 1 次 審 查 意 見 答 復 說 明						
目前規劃吊運傳送護箱前，會先將門式吊車之勾頭移到待傳送之混凝土護箱中心，然後將門型吊車沿著混凝土護箱擺放之縱軸向移往 PAD 之傳送護箱起吊區域，起吊區之地面將標示傳送護箱起吊位置。牽引式多軸板車將傳送護箱運抵起吊之位置後，利用門型吊車將傳送護箱吊起，送至混凝土護箱上方坐於連接器(adapter)上。再利用遙控式之鍊條吊車將密封鋼筒抬起，打開傳送護箱下方之屏蔽門，將密封鋼筒傳送入混凝土護箱中。門型吊車為輔助設備，有關之操作條件與限制將於試運轉階段提出。依據我國法規規定，門型吊車操作人員需受過三公噸以上固定式起重機操作訓練合格，且具備政府核發之操作人員執照，才能操作該門型吊車。						
第 2 次 審 查 意 見						
請提出防止單一功能失靈吊車門型吊車的相關評估資料。						
第 2 次 審 查 意 見 答 復 說 明						
依據委員意見另案提出門型吊車專案報告送大局審查。						
第 3 次 審 查 意 見						
同意答復。						

編 號	05-13-079	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		運轉	S19	5.1	5.1.2-1	結案
第 1 次審查意見						
第 10 行，提及利用運送載具將傳送護箱移出燃料廠房，但在此作業程序之前，沒有提及傳送護箱與密封鋼筒間冷卻水排除作業之內容，請說明何時						

排除。
第 1 次審查意見答復說明
ACWS 中的冷卻水在氬氣充填結束後即可排清，其排清之方式為:拆除 ACWS 系統水管，並使水封環洩氣，則間隙中清潔水(除礦水)便可流出。
第 2 次審查意見
同意答復。請將 ACWS 系統拆除與間隙中清潔水排除作業，補列於安全分析報告中。
第 2 次審查意見答復說明
依據委員意見將兩項作業，補列於安全分析報告中，如附件 05-13-B 所示。
第 3 次審查意見
同意答復。

編 號	05-14-080	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		運轉	F05	5.1	5.1.2-8	結案
第 1 次審查意見						
表 5.1.2-2 運轉限制條件(LCO 3.3.1)採行措施 B.1(執行工程評估，並採取適當的改正行動，以確保劑量限值符合 10 CFR 20 及 10 CFR 72 之要求)，請參考採行措施 A.2 之描述方式，修改為符合國內相關法規標準。						
第 1 次審查意見答復說明						
依據委員意見，該段敘述改為:「由本系統移除所有燃料束(執行工程評估，並採取適當的改正行動，以確保劑量限值符合「游離輻射防護安全標準」工作人員有效劑量連續 5 年週期不得超過 100mSv，任一年內不超過 50 mSv 之要求。」						
第 2 次審查意見						
運轉限制條件(LCO 3.3.1)除上述劑量要求之外，請增加考量合理抑低的精神，並建議參考核二廠相關程序書，研擬運送作業及正常與異常狀況的劑量限值(dose constraint)。						

第 2 次審查意見答復說明

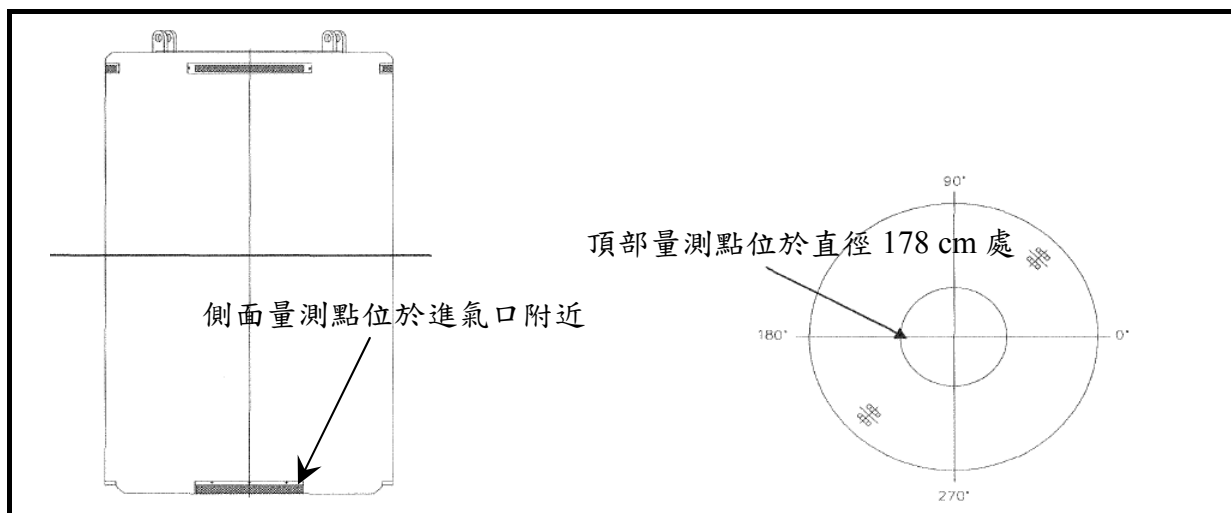
用過核子燃料乾式貯存作業，須遵守核二廠輻射防護計畫之規定。依本公司核二廠輻射防護計畫書，如在「運送作業及正常」之狀況下，工作人員有效劑量連續 5 年週期不得超過 100mSv，任一年內不超過 50 mSv(輻防計畫第 3.5.2 節)；如在「異常緊急」之狀況時，若為搶救生命，劑量儘可能不超過游離輻射防護安全標準第七條第一項第一款單一年劑量限度之 10 倍；除搶救生命外，劑量儘可能不超過游離輻射防護安全標準第七條第一項第一款單一年劑量限度之 2 倍。(輻防計畫第 8.3.3 節)。因此，本公司已訂有相關人員劑量管制規定並可據以實施。

依據第 1 次審查意見修訂 LCO 3.3.1，安全分析報告修正內容如附件 05-14-B。

第 3 次審查意見

同意答復。

編 號	05-15-081	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		運轉	S02	5.1	5.1.2-9	結案
第 1 次審查意見						
1.請於本圖中明確標註混凝土護箱上表面及圓周面須做輻射量測的位置，並請說明如何得到其平均表面劑量率。						
2.混凝土護箱圓周表面之垂直中心面是否有測量？上下量測各在何位置？						
第 1 次審查意見答復說明						
1. 混凝土護箱做輻射量測的位置位於頂部直徑 178 cm 處，其側面則位於進氣口附近，如圖所示。量測之後頂部與側面各計獲得 4 點數據，平均計算以求得平均劑量。						
2. 量測混凝土護箱表面劑量之位置為劑量率最大處，故其側面測量進氣口位置，頂部則是位於直徑 178 cm 處。						



第 2 次審查意見

1. 同意如本運轉限制條件(LCO)，混凝土護箱表面劑量最大處作為輻射劑量管理之限制。
2. 為瞭解混凝土護箱是否裝載妥當以及護箱是否有瑕疵，請增加出氣口（90 度共 4 處）及側面中央高度（90 度共 4 處）的輻射量測及記錄。

第 2 次審查意見答復說明

安全分析報告修正內容如附件 05-15-B。

第 3 次審查意見

請台電公司確認偵測位置。（屏蔽分組意見）

第 3 次審查意見答復說明

相關量測位置已依大局第 3 次審查意見修定，詳如附件 05-15-C

第 4 次審查意見

同意答復。

編 號	05-16-082	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		運轉	S19	5.1	5.1.3-1	結案
第 1 次審查意見						
第 7 行，此章節所述為運轉限制條件 LCO 3.1.2，然其整段內容未見運轉限制條件 LCO 3.1.2 之字眼，請修正。第 5.2.1-1 頁第 4 行，亦有同樣情況，						

請修正。

第 1 次審查意見答復說明

謝謝委員提醒：

- 將於第 5.1.3-1 頁“2.貯存”中加入有關 LCO 3.1.2 之敘述，原文將改為：「每日仍應定時檢視監測數據至少一次，確定其符合運轉限制條件 LCO 3.1.2 之規定。如發現…」
- 將於第 5.2.1-1 頁“(一) 檢視混凝土護箱之熱移除功能”中加入有關 LCO 3.1.2 之敘述，原文將改為：「每日仍應定時檢視監測數據至少一次，確定其符合運轉限制條件 LCO 3.1.2 之規定，出口溫度…」

第 2 次審查意見

LCO 3.1.2 中所列「SR3.1.2.1 檢查確認 ISFSI 環境溫度及混凝土護箱排氣口平均溫度之差異不高於 60 °C。」與「採行措施 A.2 恢復混凝土護箱熱移除系統至可用狀態，完成時間為 30 天」，請說明 60 °C 與 30 天的依據為何？

第 2 次審查意見答復說明

1. 60°C 是依據在熱傳分析計算的各情況（正常，異常，事故）下，出入口溫度差最大值與主要元件（燃料，混凝土）溫度餘裕之最小值相加所定出的限制條件。在極高環溫下，出入口溫度差為 40°C（較其他情況略高），而在正常貯存狀態，混凝土護箱的溫度具有最小之餘裕，約為 20 °C，因此限制條件定為 60°C (20+40)。根據 Ch. 5 的規定，若發現任何阻塞，應立即清除到至少有兩個進口為通暢狀態（滿足 A.1 “確保適當之熱移除”之要求）。30 天為恢復混凝土護箱熱移除系統至正常使用狀態的完成時間。
2. 已將審查意見要求修訂安全分析報告，如附件 05-16-B。

第 3 次審查意見

1. 正常貯存狀態混凝土護箱的溫度之最小餘裕為何約為 20°C，且此 20°C 為何與 SR3.1.2.1 檢查確認 ISFSI 環境溫度及混凝土護箱排氣口平均溫度之差異有關，請說明。
2. 依據答復說明，在正常，異常，事故下，出入口溫度差為 40°C，因此 LCO

3.1.2 中所列 SR3.1.2.1 檢查確認 ISFSI 環境溫度及混凝土護箱排氣口平均溫度之差異應為不高於 40°C，而不是 60°C，請澄清。

3. LCO 3.1.2 中有提及 30 天為恢復混凝土護箱熱移除系統至正常使用狀態的完成時間，但 30 天的依據與考量為何仍未答復，請說明。
4. 依據熱傳評估 6.3-19 第 2 次審查意見答復說明，全阻塞事故發生下，混凝土護箱在 100 小時後將接近其溫度限值 (176.6°C)，此時間限值應考量列入 LCO 3.1.2 中。

第 3 次審查意見答復說明

1,2 請參考審查意見 6.3-31-3 回覆說明，簡述如下：

在混凝土護箱空氣入出口溫度監測方面，考量空氣通道不同堵塞狀況下之分析結果如下表所示來說明。下表計算顯示不同程度阻塞，進出口溫差之變化。當阻塞率超過 70%時，進出口溫差開始出現顯著變化。由溫差量測可偵測出嚴重之阻塞。當阻塞率達 85.8%時，溫差為 52°C，但此時系統內各組件最高溫仍遠低於限值。因此，本系統以溫差 50°C 作為設定點，一方面反應可能發生之嚴重阻塞，須及時處理；另一方面因餘裕很大亦充分考慮計算與量測不準度及環境因素之影響。安全分析報告與 LCO3.1.2 修改如附件 05-16-C。

Inlet % Blocked	Max Fuel T (C)	Max Concrete T (C)	Bulk Concrete T (C)	T = Mean Outlet T – Ambient T (C)
0	251	92	63	39
50.0	251	92	63	39
69.0	252	94	64	41
85.8	258	104	67	52
91.6	266	116	71	63

3. 常 NRC 針對無時間限制的運轉限制條件，會以 30 天做為界定長時間或短時間貯放的行政管制限制。預估移除作業需耗時 5 天完成，因此使洩漏率符合限值之時間定為 25 天。
4. 100 小時的限值已經為 LCO 3.1.2 中“立即”處理的要求所涵蓋。委員

意見則於 LCO 3.1.2 註記中說明。如附件 05-16-C。

第 4 次審查意見

1. 2. 根據熱傳分析結果，正常貯存狀態時，ISFSI 環境溫度及混凝土護箱排氣口平均溫度之差異應不高於 40°C，即溫差設定點為 40°C，因此 SR3.1.2.1 檢查的要求是 40°C，而不是 50°C。
3. 同意答復。
4. 同意答復。

第 4 次審查意見答復說明

有關混凝土護箱熱移除系統運轉限制條件(LCO 3.1.2)之議題，委請 NAC 公司蒐集美國 NRC 已核照之電廠相關資料。NAC 公司提供兩類資料：分析計算數據以及實際量測值。其中分析數據為美國三家電力公司所使用的 MAGNASTOR 與 UMS 兩種系統的穩態分析結果。而實際量測值為某公司之 M 核電廠之 7 組 UMS 系統混凝土護箱量測數據，如下表：

M 電廠 VCC ID	Heat Load (kW)	T _{amb} (Ambient Temperature) °F	T _{out} (Average Outlet Temperature) °F	ΔT (T _{out} – T _{amb}) °F
006	13.7	77	114	37
007	16.0	37	91	54
008	15.0	39	75	36
010	13.5	34	86	52
011	14.8	51	92	41
012	13.9	70	106	36
020	15.4	80	141	61

由上表 VCC 編號 008、011、020 三護箱之熱負載均約為 15 kw 上下，但 ΔT 變化從 36°F 到 61°F 相差 25°F (14°C)。這主要是受到季節、日夜、環境溫變、日照、降雨以及風速等因素變化影響。例如夏日黃昏時太陽落下，可能受涼風影響其環境溫度下降，但因混凝土已受全天日照，本身質量因素導致混凝土及出口空氣降溫緩慢，便會發生 ΔT 增加。

LCO 3.1.2 訂定的目的是在系統進入貯存狀態，透過進出口溫差(ΔT)的量測可確認系統已建立自然對流熱移除機制，並符合設計功能。若設定 ΔT 值與

分析計算 ΔT 值一致，將可能容易因為環境因素導致誤訊號之發生。所以 LCO 之 ΔT 設定應將環境因素納入考量，應使用比穩態分析較高之值來因應前述量測值受環境因素的變化，避免不必要誤信號現象。

以核二廠分析設計與採用 NAC 公司乾貯系統之美國電廠作一比較如下表，採用 UMS 系統之穩態分析值為 42°C ，LCO 設定值為 57°C ；採用 MAGNASTOR 系統之穩態分析值為 52°C ，LCO 設定值為 74°C 。二者訂定 LCO 值時均使用比穩態分析較高之值來因應前述量測值受環境因素的變化。核二乾貯系統穩態分析的結果 $\Delta T=39^{\circ}\text{C}$ ，係假設固定之環境天候條件，設定 LCO 時須考慮上述實際量測應環境變化效應。第三次審查意見答覆說明之分析已顯示當 ΔT 達 63°C 時，系統內部組件燃料、局部混凝土及整體混凝土最高溫距正常狀態下之溫度限值仍分別有 134°C 、 33°C 及 22°C 之餘裕。故以 50°C 作為 LCO 設定值仍非常保守。

核二廠與美國電廠 ΔT LCO 比較

電廠	設計基準熱負載	系統	LCO	穩態分析
美國電廠	23 kw	NAC-UMS	57°C	42°C
美國電廠	35 kw	MAGNASTOR	74°C	52°C
核二廠	17 kw	MAGNASTOR	50°C	39°C

從本表亦可凸顯本系統具很大之熱餘裕。

第 5 次審查意見-1

所提美國電廠量測數據，在 Heat Load 13 kW 左右這組量測數據，當環境溫度從 34°F 升至 77°F 時，環境溫度與排氣口平均溫度之差異 ΔT 從 52°F 降至 37°F ，但在 Heat Load 15 kW 左右這組量測數據，當環境溫度從 39°F 升至 80°F 時， ΔT 也從 36°F 升至 61°F ，請說明 ΔT 走向為何呈現相反的趨勢。

由表 6.3.2-1 與表 6.3.7-2 得知，核二廠環境溫度若從 32°C 、 41.1°C 升至 56.1°C （正常、異常高溫與極高溫），分析結果混凝土護箱排氣口平均溫度分別從 70°C 、 80°C 升至 96°C ，環境溫度與排氣口平均溫度之差異 ΔT 為 38°C 、 38.9°C 與 39.9°C ，皆小於 40°C ，上述核二廠分析環境溫度的變化為 24.1°C （ $56.1^{\circ}\text{C}-32^{\circ}\text{C}$ ），大於所提美國電廠實際量測環境溫度的變化 22.8°C （ $80^{\circ}\text{F}-39^{\circ}\text{F}$ ），而核二廠分析結果顯示環境溫度與排氣口平均溫度差異 ΔT 之變化小於 2°C ，但美國電廠實際量測值差異 ΔT 之變化竟達 14°C ，請說明原因。

所提 ΔT 受到季節、日夜、環境溫變、日照、降雨以及風速等因素變化影響，但上述因素已直接、間接，或者以保守假設列入核二廠安全分析報告中，若還有遺漏會影響溫差，請說明。

另所提太陽落下，混凝土已受全天日照，本身質量因素導致混凝土及出口空氣降溫緩慢，便會發生 ΔT 增加，請提出暫態分析結果。

美國電廠採用 NAC-UMS 與 MAGNASTOR 系統之穩態分析值分別加上 15°C 與 22°C ，作為 LCO 的設定值，是否表示分析模式的假設或者分析方法仍有改善空間，且 15°C 與 22°C 其根據為何，請說明。

如前所述核二廠安全分析結果顯示環境溫度對 ΔT 的影響不是很大，且所提美國電廠環境溫度值有接近 0°C ，而核二廠四季實際環境溫度的變化應沒有美國電廠所處環境溫度變化的大，因此核二廠 LCO 的設定值，目前不宜跟隨美國電廠的作法，且在安全分析報告審查階段時，核二廠有的數據就是分析的結果，因此核二廠 LCO 的設定值應按照分析結果來設定，即 LCO 檢查的要求是 40°C ，而不是 50°C ，此 40°C 不只是運轉限值，且是驗證乾貯作業是否依安全分析報告之內容確實執行。

未來核二廠乾貯正式運轉時，若發生環境溫度與排氣口平均溫度之差異 ΔT 大於 40°C 時，台電公司亦應請 NAC 公司說明分析結果與實際量測之差異性，且提供相關資訊如有足夠的餘裕等，再來考量是否有必要修正 LCO 的設定值。

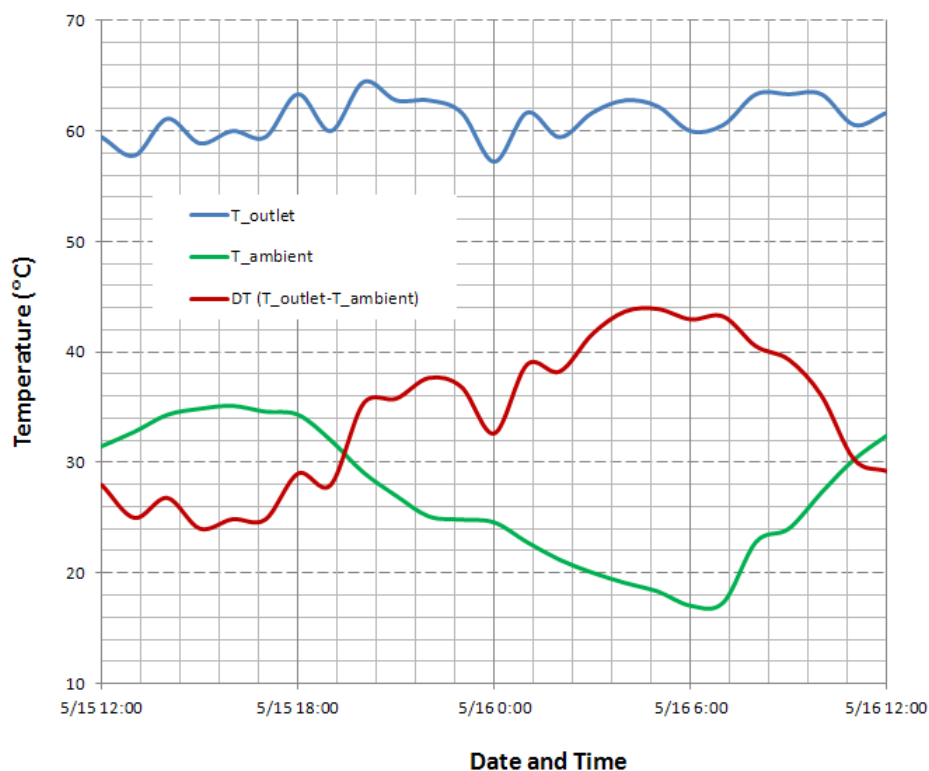
第 5 次審查意見答覆-1

前次回覆中 NAC 公司提供委員審閱之 UMS 系統資料，是不同護箱不同時間所得之紀錄。提供這些數據的目的，僅在說明實際系統實測的 ΔT 可能的變化；這些數據並不能用來討論 ΔT 與環境溫度或熱負載的關係和變化趨勢。

穩態分析是假設了一組固定的邊界條件，諸如：固定的環境溫度與太陽能照射，且不考慮風雨等外在環境因素，分析之主要目的在於計算系統中各組件的最高溫度，並且確定系統中所有的組件(尤其是 TSC 內部的燃料與提籃等)的溫度是低於各材料之溫度限值的。核二廠乾貯系統的穩態分析使用了保守的熱負載（ 17.39kW ；實際最大熱負載為 14.6kW ），且保守地忽略了風所產生對流效果自 VCC 表面所帶走之熱量，並且使用了固定的太陽照射能

量；由於各系統組件皆具相當大的質量，各組件的最高溫度並不會因各種環境因素的變化而有顯著改變，因此穩態分析的結果足以保守計算系統組件的最高溫度。

下圖為 NAC 公司提供之某電廠一組實際裝載燃料之 MAGNASTOR 護箱的 24 小時溫度監控曲線，此護箱熱負載為 25kW，溫度紀錄時間為:2013 年 5 月 15 日中午~:2013 年 5 月 16 日中午。由出口溫度曲線(藍色)可以發現出口溫度也是會受到環境因素影響而變動，只是變動幅度不大，即令是在沒有日照的晚上，出口溫度曲線亦未出現明顯變化。而綠色曲線所代表的是環境溫度，可以看出其溫度自 5/15 下午的 35°C(最高點)下降 5/16 清晨的 17°C (最低點)，變動幅度達 18°C。這種劇烈的環境溫度變化導致實際量測的溫差(ΔT)最低約 24°C， ΔT 最高可達 44°C。這張曲線圖也證實了，即使在系統正常之狀態下，因溫度感知儀器對於環境溫度之變化會立即反應，而較快導致溫差變大，故溫差 ΔT 會受到環境因素的影響可能發生劇烈波動。因此，以計算值為設定值將有可能造成人員對系統狀態之誤判。



如前所述，核二乾貯系統的穩態分析保守且適切地確認了系統的熱移除效

能，並且顯示出系統各組件均具有相當溫度裕度的安全性。而 LCO 中與溫差有關的規定，其目的是在確定 VCC 熱移除系統之移熱機制是否有發揮功效，及進氣口是否發生嚴重堵塞。在考慮各種可能環境影響因素造成時，NAC 公司的 UMS 系統或 MAGNASTOR 系統 LCO 溫差的設定是依據混凝土的溫度餘裕（分別為 15°C 與 22°C），將穩態分析 ΔT 的計算值分別各再加計 15°C 與 22°C 作為設定值。依據同樣的方法，核二乾貯系統中組件溫度餘裕最小者為 VCC，其溫度餘裕為 20°C，所以 LCO 設定值應該是 60°C，現僅用一半之餘裕(10°C)更嚴謹地訂定 LCO 值 50°C(即計算值僅再加計 10°C)，乃合理且保守。

其次，考量溫差(ΔT)會明顯隨環境溫度變化而波動，在美國每日環境溫度變化可達 20°C 以上，而在台灣每日溫度變化較為溫和，所以以 50°C (40+10) 為設定值亦應屬合理。如本題第 3 次答覆內容所述，即使溫差達到 63°C 系統仍有足夠的安全餘裕，故設定值為 50°C 是安全且適切的。根據 NAC 公司所提供美國某電廠實際已經完成裝載之 MAGNASTOR 護箱系統詳細之實際測量佐證數據與評估說明，LCO 訂定確有需要考量合理之餘裕，基於本公司核二乾貯系統係採用美國 NAC 公司之 MAGNASTOR 系統，因此，建議將 LCO 設定值定為 50°C，俟將來於熱測試取得實際量測值，再於安全分析報告修訂本檢視 LCO 設定值，並於申請運轉執照時一併陳報主管機關審查。

第 5 次審查意見-2

前次回覆所提不同護箱不同時間所得之紀錄，其溫差 ΔT 皆未超過 16°C，因此應提供實測 ΔT 超過 ΔT 穩態分析值的案例。

所提供某電廠一組實際裝載燃料之 MAGNASTOR 護箱的 24 小時溫度監控曲線，很有參考價值，但未見其 ΔT 穩態分析值。因未提供護箱熱負載為 25kW 的 ΔT 穩態分析值，假設熱負載與 ΔT 是成線性關係，由前次回覆中 35 kW 的 ΔT 穩態分析值為 52°C，加上本安全分析結果 ΔT 穩態分析值為 39°C，可估算 25kW 的 ΔT 穩態分析值約 45°C，假如將此 45°C 作為 LCO 檢查的要求，實際量測的最大 ΔT 為 44°C，仍小於估算的穩態分析值，應不會造成人員對系統狀態之誤判。

另所提供溫度紀錄發現出口溫度並不隨環境溫度趨勢而變化(如核二廠乾貯

設施安全分析報告中所述)，且出口溫度亦不隨日照有無而變化，又環境溫度變動幅度 18°C 會導致實際量測 ΔT 的變動幅度達 20°C ，顯示本安全分析仍有改善空間。若原因如答覆所述是混凝土的溫度餘裕所造成，應檢討在安全分析報告中為何未提及其影響，並應將此參數列入補作相關分析，再依據分析結果所得 ΔT 值作為 LCO 設定值，而不是直接將 ΔT 穩態分析值加上國外廠家的混凝土溫度餘裕作為核二廠 LCO 設定值。

系統仍有足夠的安全餘裕與此 LCO 設定應是不同議題，不應混在一起討論，且 LCO 並非不能改，核電廠早有相關案例。但在安全分析報告審查過程中，加上未有核二廠乾貯設施運轉的實際量測值時，應以其分析結果作為 LCO 制定的依據，因此目前此核二廠 LCO 的設定值為 40°C ，而不是 50°C ，沒有必要隨國外業者加上某個數值，否則 ΔT 穩態分析值 40°C 有何意義。未來核二廠乾貯設施正式運轉時，若真的發生量測 ΔT 大於 40°C 時，可提出 LCO 設定值修改案，但絕不是現在為一個尚未確定的狀況，就隨便加一個數值。

第 5 次審查意見答覆-2

穩態分析是假設了一組固定的邊界條件，諸如：固定的環境溫度與太陽能照射，且不考慮風雨等外在環境因素，分析之主要目的在於計算系統中各組件的最高溫度，並且確定系統中所有的組件(尤其是 TSC 內部的燃料與提籃等)的溫度是低於各材料之溫度限值的。核二廠乾貯系統的穩態分析使用了保守的熱負載 (17.39kW ；實際最大熱負載為 14.6kW)，且保守地忽略了風所產生對流效果自 VCC 表面所帶走之熱量，並且使用了固定的太陽照射能量；由於各系統組件皆具相當大的質量，各組件的最高溫度並不會因各種環境因素的變化而有顯著改變，因此穩態分析的結果足以保守計算系統組件的最高溫度。

LCO 中與溫差有關的規定，其目的是在確定 VCC 熱移除系統之移熱機制是否有發揮功效，及進氣口是否發生嚴重堵塞。NAC 公司的 MAGNASTOR 與 UMS 系統 LCO 的 ΔT 的設定方式已經美國核管會(US NRC)核准，包括下列兩個考量：

1. 以穩態分析 ΔT 值為基準。
2. 決定一個合理又安全的“ ΔT 的變化值”，來涵蓋因環境溫度變化而導致 ΔT

測量值的暫態變化。

a. 安全（保守）方面：NAC 公司的 UMS 系統或 MAGNASTOR 系統 LCO ΔT 的設定是依據其系統穩態分析結果加上所有組件中溫度餘裕最小組件之溫度餘裕。NAC 公司的 UMS 與 MAGNASTOR 系統的最小溫度餘裕組件均為混凝土，兩系統混凝土護箱的溫度餘裕分別為 15°C 與 22°C ，此設定方式的考量是即使保守假設整個系統每一個組件的最高溫度（包括 ΔT ）都增加了 15°C 或 22°C ，仍無安全顧慮。

b. ‘合理’方面：影響 ΔT 測量值最大因素是日夜的溫差，在美國的日夜溫差達 20°C 為常有之事，因此，將 ΔT 的變化值設定在 20°C 上下為合理。因此，NAC 的 UMS 和 MAGNASTOR 系統的 LCO 的設定是將穩態分析 ΔT 的計算值分別各再加計 15°C 與 22°C 作為設定值。

本公司核二乾貯系統採用 NAC 公司之 MAGNASTOR 系統加以修改而成，核二 MAGNASTOR 系統 LCO 的 ΔT 的設定方式與美國核管會核准的方式一致，依據同樣的方法，核二乾貯系統中組件溫度餘裕最小者為 VCC 的混凝土，其溫度餘裕為 20°C ，所以 LCO 設定值可定為 60°C ，但考慮台灣每日溫度變化較為溫和，所以以 50°C （即計算值僅再加計 10°C ）為設定值，乃合理且保守，前次回復也分析說明強調此設定值下系統仍屬非常安全，兼顧國內環境與系統設定方法一致性。

前次回覆中由 NAC 公司提供委員審閱之 UMS 系統資料，是不同護箱不同時間所得之紀錄。提供這些數據的目的，僅在說明實際系統實測的 ΔT 可能有的變化，這些數據並不能用來討論 ΔT 與環境溫度或熱負載的關係和變化趨勢。而從委員本次所提醒的 13kW 護箱群組當中也可發現，護箱熱負載增加而進出溫差反而下降之情形，正可說明計算溫差的變化趨勢與實際量測溫差趨勢是有差異的。

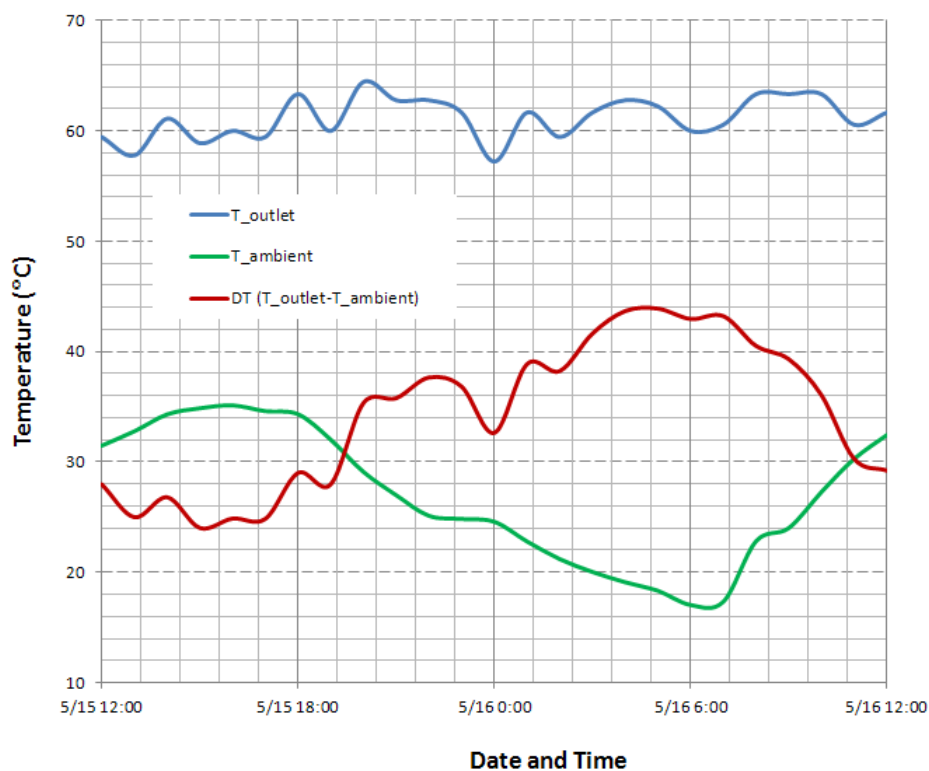
本次 NAC 更提供了與核二乾貯同型，美國某電廠採用之 MAGNASTOR 系統新進裝載完成之實際量測數據，補充說明 NAC 公司乾貯系統 LCO 設定方式提供了實際運轉彈性與裕度，系統穩定安全的運轉。

下圖為 NAC 公司提供之某電廠一組實際裝載燃料之 MAGNASTOR (PWR) 護箱的 24 小時溫度監控曲線，此護箱熱負載為 25kW，溫度紀錄時間為：2013 年 5 月 15 日中午~2013 年 5 月 16 日中午。由出口溫度曲線（藍色）可以發現出口溫度也是會受到環境因素影響而變動，只是變動幅度不大，即令是在沒有日照的晚上，出口溫度曲線亦未出現明顯變化。而綠色曲線所代表的是環

境溫度，可以看出其溫度自 5/15 下午的 35°C(最高點)下降 5/16 清晨的 17°C(最低點)，變動幅度達 18°C。這種劇烈的環境溫度變化導致實際量測的溫差(ΔT)最低約 24°C， ΔT 最高可達 44°C。

由於 VCC 系統有巨大的 thermal mass，整個 VCC 系統的溫度(混凝土護箱，密封鋼筒及其內部組件)並不隨日夜環境溫度變化而有顯著改變，當夜間較低溫的空氣由進氣口進入 VCC 與 TSC 間的 annulus 時，已具穩定溫度的 TSC Shell 和 VCC 碳鋼內襯及 Standoff 因有相當大的表面積而使得 annulus 中的空氣溫度一路上升，當空氣到達出氣口時，其溫度會接近於日間的空氣出口溫度。

曲線圖顯示了即使在系統正常之狀態下，因溫度感知儀器對於環境溫度之變化會立即反應，但因出口溫度變化不大，導致溫差會因環境溫度之變化而發生顯著改變。



NAC-MAGNASTOR PWR 系統的設計熱負載為 35.5 kW，其正常之狀態之穩態分析的 ΔT 值為 52°C，假設熱負載與 ΔT 是成線性關係，此護箱熱負載為 25kW，可估算 25kW 的 ΔT 穩態分析值約 37°C ($52 \times 25 / 35.5$)。以上 NAC-MAGNASTOR PWR 系統 5/15-5/16 的測量記錄 ΔT 的平均值是 36°C(與估計的穩態分析 ΔT 值 37°C 幾乎相同)， ΔT 測量值最高為 44°C (比穩態分

析值高出 7°C)，最低 24°C (比穩態分析值低 13°C)。以上溫度記錄清楚顯示實際量測的溫差(ΔT)是一個暫態溫度差，隨環境溫度變化而波動，與穩態分析的 ΔT 值有明顯差異。【註：MAGNASTOR PWR 系統與核二的 BWR 系統不同，核二的混凝土護箱的厚度比 PWR 系統護箱厚許多，較多的熱量是經由 annulus 中的空氣帶出，故 17 kW 系統穩態分析的 ΔT 就達到 39°C ；故核二的穩態分析的 ΔT 不能用於估計 PWR 25 kW 的 ΔT 穩態分析值】。

根據 NAC 公司所提供美國某電廠實際已經完成裝載之 MAGNASTOR 護箱系統詳細之實際測量佐證數據與評估說明，並採用與 NAC 公司所有乾貯系統設定 LCO 的 ΔT 相同的方法，建議將 LCO 設定值定為 50°C ，俟將來於熱測試取得實際量測值，再於安全分析報告修訂本檢視 LCO 設定值，並於申請運轉執照時一併陳報。

第 5 次審查意見-3

貯存護箱用環境溫度與排氣口平均溫度之差異 ΔT 作為運轉時之監測值，是基於由 ΔT 、空氣流量與空氣比熱，即可估算出空氣自然對流可帶走多少用過核燃料所釋放的衰變熱，正常運轉時，空氣流量與空氣比熱值變化不大，由 ΔT 數值即可代表空氣自然對流所帶走衰變熱的大小，因此 ΔT 有其代表的意義。衰變熱不變， ΔT 也應不變，即環境溫度變化，排氣口平均溫度亦應隨環境溫度之變化而變化，而不影響到 ΔT ，因此使用 ΔT 作監測值，可排除監測值受到環境溫度變化的影響。另此 ΔT 是貯存護箱唯一的監測值，關係著空氣帶走用過核燃料所釋放衰變熱的大小，為監測用過核燃料的溫度不超過限定值，以確保核能安全，宜慎重考量。

乾貯設施內用過核燃料所釋放衰變熱的變化應該很小，即 ΔT 變動也應該很小，但由所提供美國電廠量測數據， ΔT 變動幅度達 20°C ，表示由空氣自然對流所帶走的熱量除受衰變熱，應該還摻雜其他因素的影響，以此未作處理的 ΔT 作為貯存護箱運轉時之監測，有待商榷。

另所提美國電廠量測數據，顯示出口溫度不隨日夜環境溫度而有顯著改變，此應作暫態分析，看是否亦能得到類似的結果，或者再檢討是否有其他因素導致如此的結果，如量測儀的性能、裝設的位置、量測的方法等。

在未將影響 ΔT 變動幅度的其他因素排除前，為防止實測 ΔT 超過穩態分析值，就將實測 ΔT 加上某值作為 LCO 檢查的要求，似乎有點本末倒置，就算美國核管會(US NRC)已核准，因為實測 ΔT 加上某值究竟代表甚麼，有何

意義？因已不能代表空氣自然對流所帶走的熱量，如此怎能作為乾貯設施運轉時之 LCO 監測值？

又作為一個理想的監測值，最好是此參數在正常運轉時變動幅度不大，以避免造成困擾，由所提供美國電廠量測數據， ΔT 變動幅度達 20°C ，幾乎是穩態分析值的一半，且受環境溫度變化的影響，又若實測 ΔT 加上某值後，變動幅度仍大，實不宜作為監測值，因此應評估其他較適合的方法來解決，如下所述使用平均值。

由所提美國電廠量測數據，顯示 ΔT 變動幅度大的原因，主要是受到環境溫度變化的影響，環境溫度變化的週期是一天，因此可使用一天環境溫度的平均值與出口溫度求出 ΔT ，以排除其受環境溫度變化的影響，此經處理的 ΔT 應較實測 ΔT 加上某值更具有其代表性，且 ΔT 的變動幅度也會減小，若此方法經評估確認合理且可行，則此經處理的 ΔT ，可作為貯存護箱運轉時之 LCO 監測值。

以所提美國電廠量測數據為例，使用上述方法平均 ΔT 為 34.19°C ，小於 25kW 的 ΔT 穩態分析值 37°C 。又所提 25kW 的 ΔT 穩態分析值 37°C ，是估算出來的，不是該電廠乾貯設施安全分析報告的 ΔT 穩態分析值，但正常狀況下，貯存護箱內實際所放置用過核燃料的最大熱負載，應皆小於安全分析報告的設計值，如核二廠乾貯設施安全分析報告的設計值為 17.0KW ，但未來存放的最大熱負載為 14.6KW ，因此所提美國電廠乾貯設施的 ΔT 穩態分析值應大於 37°C ，如此與處理過的 ΔT 更有明顯差異，即表示不需要額外加上 20°C ，也沒有超過 LCO 檢查的要求。

綜合所述，核二廠 LCO 的設定值應按照分析結果來設定，即 LCO 檢查的要求是 40°C ，而不是 50°C 。

第 5 次審查意見答覆-3

依審查意見，本公司將修訂安全分析報告中 LCO 3.1.2 的檢查要求（SR 3.1.2.1）內容為「確認 ISFSI 環境溫度（連續 24 小時平均）及混凝土護箱 4 個排氣口平均溫度之差異不高於 40°C 。」，安全分析報告修訂內容如附件 05-16-E，並將依據乾貯設施之熱測試結果，於熱測試完成後，再檢討運轉溫度監控限值（LCO 3.1.2）之合宜性。

第 6 次審查意見

同意答復。

編 號	05-17-083	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		運轉	S06	5.1	5.1.3-1	結案
第 1 次審查意見						
1.第 5.1.3-1 頁「接收」作業說明過於簡單，請詳細說明。						
2.接收作業後，建議填報用過核燃料資料、密封鋼筒編號、混凝土護箱編號、貯存場位置編號等資料。						
3.混凝土護箱裝填資訊，不應只有標誌在標示牌上，所有的裝填資訊建議雙重建檔，以便未來的再取出作業。						
4.在(三)接收及貯存一節中，請再增加一小節，說明傳送護箱的回運作業、及暫存作業。						
第 1 次審查意見答復說明						
1.~3. 有關委員所指「接收」部分之細節，將於日後試運轉階段所提送相關程序書中明訂之，並將同時提送「貯存量及其明細」及「識別與貯放位置」送審。						
4. 有關空傳送護箱回運或暫存之敘述已撰寫於第 5.1.2-4 頁，5. 護箱傳送之第(8)小節中。每次運貯前後空的傳送護箱之準備作業將於試運轉階段相關程序書中敘明。						
第 2 次審查意見						
「接收」作業之細節，雖可明訂在程序書中。但用過核子燃料乾式貯存，其中之重要工作之一就是如接收與貯存用過核子燃料密封鋼筒，故仍應在安全分析報告中詳加說明。						
第 2 次審查意見答復說明						
依委員意見將增加如下之說明：						
(3) 混凝土護箱除標誌在標示牌上，所有的裝填資訊雙重建檔。						
(4) 接收作業後，需填報用過核燃料資料、密封鋼筒編號、混凝土護箱編號、貯存場位置編號等資料。						
修正如附件 05-17-B。至於接收細節，將於試運轉階段提送相關程序書明訂						

之，並將同時提送「貯存量及其明細」及「識別與貯放位置」送審。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	05-18-084	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		運轉	S19	5.6	5.6.1-1 5.6.1-4	結案
第 1 次審查意見						
有關「設施各項系統及設備之驗收測試與維護保養計畫」作業之意見如下：						
1.第 5.6.1-1 頁第 8 行，混凝土護箱外加屏蔽之外觀，除每年目視檢查外，亦請於週期檢查中增列此項檢查。						
2.第 5.6.1-4 頁第 10 行，門型吊車除依我國相關勞安法規辦理年度檢查外，亦應增列相關的週期檢查。						
第 1 次審查意見答復說明						
1. 混凝土護箱裝載燃料後並不會移動或是吊運，考量減少檢驗人員之劑量，其外觀目視檢查之檢查週期定為一年，故應每年執行目視檢查。另本案之混凝土護箱厚度增加，屏蔽能力提升，故無外加屏蔽之需要，原文有關外加屏蔽之字句為誤植，將刪除之。						
2. 有關門型吊車之週期檢查，除依我國相關勞安法規外，並根據供應商之操作手冊規定對各組件執行檢查。門型吊車為輔助設備，有關操作手冊中規定之檢查規劃將於試運轉階段提出。						
第 2 次審查意見						
1.第 1 項同意答復。						
2.第 2 項意見併編號 05-12 意見辦理。						
第 2 次審查意見答復說明						
1. 第 1 項答覆內容，已依委員意見刪除“外加屏蔽”等字句，詳如附件 05-18-B。						

2. 依據委員意見另案提出門型吊車專案報告送大局審查。

第 3 次審查意見

第六節「設施各項系統及設備之驗收測試與維護保養計畫」(二)密封鋼筒「密封鋼筒裝填燃料並完成封銲後，屬符合 ASME III, 1, NB 級壓力容器，且經符合 ANSI N14.5 規範洩漏測試合格，故不需週期檢查或年度保養。」

1. 密封鋼筒的週期檢查應依「維護及監測計畫(maintenance and surveillance program)」執行，請修正文字內容。

2. 「維護及監測計畫」之內容併審查意見編號 6.5-10 處理。

第 3 次審查意見答復說明

1. 第 5.6.1 頁「(二)密封鋼筒 裝填燃料並完成封銲後，屬符合 ASME III, 1, NB 級壓力容器，且經符合 ANSI N14.5 規範洩漏測試合格，故不需週期檢查或年度保養。」之內容，擬修正如下：「(二)密封鋼筒 密封鋼筒之維護及監測計畫(maintenance and surveillance program)將於試運轉申請時提出，經原能會審查通過後實施。」如附件 05-25-4-C。

2. 如 6.5-10 回復：依照意見將於試運轉許可申請時提出維護與監測計畫。

第 4 次審查意見

同意答復。

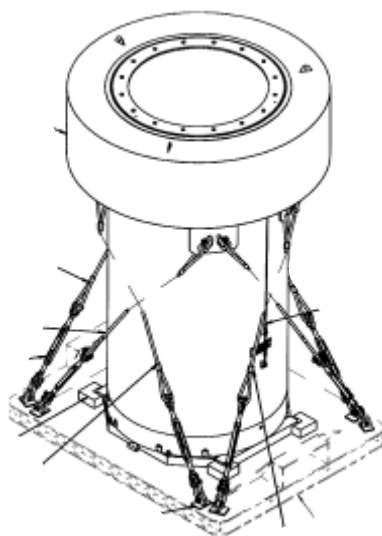
編 號	05-19-085	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		運轉	S19	5.7	5.7.1-1	結案
第 1 次審查意見						
有關「申請運轉執照時，須檢附設施運轉程序書清單」之意見如下：						
第 1 行，申請運轉執照時，除須檢附設施運轉程序書清單外，另請提出下列事項之說明：(1)必要之道路補強工作 ；(2)護箱裝載之防傾倒裝置； (3)護箱與板車間之固定裝置。						
第 1 次審查意見答復說明						

委員所提第(2)與第(3)應為同一裝置，故依委員意見於第 5.7.1-1 頁最末處修改為：「前述各作業程序書將於試運轉前提出。並提送傳送護箱裝載之防傾倒裝置(或是傳送護箱與板車間固定裝置)之相關圖說。倘若有道路補強之必要，則同時提送道路補強之相關文件。」

第 2 次審查意見

- 1.道路補強部分同意於試運轉前提出。
- 2.傳送護箱裝載之防傾倒裝置或是傳送護箱與板車間固定裝置應為安全裝置，請於安全分析報告中說明。

第 2 次審查意見答復說明



相關裝置之示意圖如上所示，將增補於安全分析報告中，如附件 05-19-B。

第 3 次審查意見

同意答復。

編 號	05-20-086	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		運轉	F05	5.A	5.A-4 5.A-15	結案
第 1 次審查意見						
1.第 5.A-4 頁，「1.1.2 結構及壓力測試」：本節將分別就傳送護箱、混凝土護箱及密封鋼筒分別敘述其結構及壓力測試之要求。惟本節內容僅有						

「1.1.2.1 傳送護箱」、「1.1.2.2 密封鋼筒壓力測試」，缺乏混凝土護箱部分之測試之要求，請補充後再審。

2.第 5.A-15 頁，「1.2.4 屏蔽測試」一節沒有說明傳送護箱與混凝土護箱製造完成後的屏蔽測試方法與接收標準，請補充後再審。

第 1 次審查意見答復說明

1.由於密封鋼筒係屬壓力容器，其密封邊界製造相關的檢查（液壓測漏 Hydrostatic pressure test）需符合 ASME Section III NB-6000 相關的規定。1.1.2.2 即描述相關的規定要求。由於傳送護箱係屬於特殊用吊具，故需符合 ANSI N14.6 相關的負荷測試要求，1.1.2.1 即描述相關的規定要求。在 Magnastor 原始設計中有運送用吊耳，該吊耳亦須滿足相關的負荷測試要求，然而在本案中混凝土護箱在現場澆注不須運送，故取消吊耳設計（請參考本報告表 3.1.1-1 所列的差異比較表），所以不須進行相關的負荷測試。在文中列出混凝土護箱係屬筆誤，將於改版後更正。

2.本案所使用傳送護箱的鉛屏蔽不是用澆鑄方式製作，而是以鉛磚堆疊方式來建造，依 NUREG-1536 rev1 規定不需進行鉛屏蔽驗收測試。在傳送護箱中的中子屏蔽 (NS4FR) 雖用澆注方式製作，但該澆注程序已用 mockup 測試其有效性並經美國 NRC 同意，故藉由控制 NS4FR 的澆注程序來確保其澆注的有效性，所以不需進行相關的屏蔽測試。混凝土護箱裝載用過核子燃料後會做護箱表面劑量量測，可以佐證在 NUREG-1536 rev1 中屏蔽測試所要求證明的屏蔽有效性，故不需另做混凝土屏蔽驗收測試。

MAGNASTOR FSAR 第 10 章 (10.1.5) 已有同樣的說明並獲得美國 NRC 核可，在美國亦不執行相關屏蔽測試。本文中相關文字會做適當修正。

第 2 次審查意見

1.混凝土護箱因無吊耳設計，同意無須執行吊耳負荷測試。

2. NUREG-1536 rev1 無此規定，僅要求鉛屏蔽澆鑄要經屏蔽驗收測試。其他未規定。混凝土護箱以及傳送護箱的屏蔽測試，建議參酌核一乾貯作法：「傳送護箱屏蔽製造完成後，各護箱表面會畫格線，並使用適當強度之測試用射源置入護箱，逐格檢驗護箱表面劑量率，完全符合標準才驗收。屏蔽測試方式係利用輻射強度衰減之原理，其接收標準為：各護箱表面畫格

線(50 cm × 50 cm)，使用適當強度之輻射源置入護箱內，逐格檢驗護箱外表面劑量率，將其與護箱材質相同、已知密度之標準試體所測得之劑量率比較，以推算護箱各量測點之密實度值。於經評估護箱表面 1m² 平均密實度完全符合屏蔽密度設計之要求後才驗收，詳細驗收程序將明訂於施工規範中。另制訂『輻射防護作業程序書』執行用過核子燃料吊卸裝填及運搬作業之輻射管制，且整個作業過程均執行輻射劑量監測，如有超過標準，將會加以臨時屏蔽保護工作人員。若護箱於裝填後發現局部高劑量而平均劑量仍合格時，應於貯存時在護箱上標註高劑量位置，以保護例行維護人員。」

第 2 次審查意見答復說明

將依核一方式進行相關屏蔽測試，並將相關規劃放入安全報告中。如附件 05-20-B。

第 3 次審查意見

同意答復。

編 號	05-21-087	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		運轉	F05	5.A	5.A-4	結案
第 1 次審查意見						
本節描述「其最小測試壓力為密封鋼筒正常使用下的設計壓力 100 psig 之 1.25 倍」，與表 3.1.1-4 本系統主要設計基準及接受準則(p3.1.1-18) 密封鋼筒結構分析用壓力「正常：110 psig」不一致，請澄清。						
第 1 次審查意見答復說明						
本系統中，密封鋼筒正常使用下的設計壓力為 100 psig，而液壓測漏依 ASME Section III NB-6000 的要求，使用該壓力的 1.25 倍為測試壓力（在本案中保守地使用 130 psig 為實際的測試壓力）；而在結構計算中保守地使用 110 psig 來涵蓋該設計值，以確保其安全性。						
第 2 次審查意見						
同意答復。						

編號	05-22-088	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		運轉	S03	5.A	5.A-6~ 5.A-13	結案
第 1 次審查意見						
“1.1.6 中子吸收劑測試”。請台電公司說明中子吸收劑驗收測試之執行方法，並請提供中子吸收劑驗收測試程序書。						
第 1 次審查意見答復說明						
1.中子吸收劑相關測試與接受標準已於 1.1.6.4 小節(5A-8 頁)中說明。中子吸收劑須經 B10 面積密度、尺寸、熱傳導性（如果需要）、機械強度（如果需要）及目視檢查等項目之檢查，並滿足該小節內容說明之要求，始可判斷合格。而相關測試皆由中子吸收劑材料供應商依其中子吸收劑測試程序書執行，後續次由使用單位依照品保程序進行相關檢測結果的文件審查與基本的外觀與尺寸檢測。						
2.本公司將針對密封鋼筒於安裝中子吸收劑之過程，訂定停留檢查點，以確保品質。						
第 2 次審查意見						
1.台電公司應執行中子吸收劑製造廠家的製造品質查核。						
2.第 2 項同意答復。						
第 2 次審查意見答復說明						
本公司將執行並訂定相關查核計畫。						
第 3 次審查意見						
同意答復。						

編 號	05-23-089	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		運轉	F05	5.A	5.A-9	結案
第 1 次審查意見						

「中子吸收劑的於 100°F 時有效熱傳導係數需不小於 1.51 (徑向) 與 3.30 (軸向) BTU/(hr-in-°F)；於 500°F 時有效熱傳導係數需不小於 1.98 (徑向) 與 3.67 (軸向) BTU/(hr-in-°F)。」，與 NAC MAGNASTOR 的 SAR 不同(p 10.1-13)「中子吸收劑的於 100°F 時有效熱傳導係數需不小於 4.687 (徑向) 與 5.054 (軸向) BTU/(hr-in-°F)；於 500°F 時有效熱傳導係數需不小於 4.335 (徑向) 與 5.017 (軸向) BTU/(hr-in-°F)。」，請澄清。

第 1 次審查意見答復說明

目前核二乾貯系統安全分析報告的內容，中子吸收物之材料熱傳導係數，係採用 MAGNASTOR FSAR R2，Table 8.3-26 中的最小有效熱傳導係數。此數據為美國 NRC 核准最新的數據，但與先前 FSAR 版本中的數據不同。

第 2 次審查意見

1. 請提供 MAGNASTOR FSAR R2 資料。
2. 中子吸收劑有效熱傳導係數採用 MAGNASTOR FSAR R2 的理由，及對原系統的熱傳分析之影響。

第 2 次審查意見答復說明

1. 依意見提供 MAGNASTOR FSAR rev.2。
2. MAGNASTOR FSAR R2 (同 R1 版內容) 所用的有效熱傳導係數顯示如下：

應廠家要求：

本部分涉及廠家商業機密，屬其智慧財產權，

不予公開。

本案中所用的值為 PWR 的係數值，較原 R0 的值為小，故於分析上較為保守。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	05-24-090	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		運轉	S02/S30	3.1.1 3.1.2	3.1.1-8	結案

第 1 次審查意見

1. 混凝土護箱的碳鋼組件的外表塗裝為何？如何可保證在海邊環境使用 50 年？請於貯存場址建一 MOCKUP，可隨時檢查其腐蝕狀況。
2. 混凝土護箱之設計壽命為 50 年，此設計壽命是否有考慮此護箱暴露在沿海高鹽份之空氣中會造成使用壽命減短之因素在內，建議予以檢討。

第 1 次審查意見答復說明

1. 混凝土護箱的碳鋼組件僅有屏蔽與熱傳的設計要求，無結構部分的相關需求。在本案安全分析報告 3.1.2-10 頁說明，碳鋼組件外表塗裝油漆參考規格為 PPG 97-695/97-697P (GREEN) 與 UC59571 No. 1448 (GREY) 系列或同級或更高級品。如同頁所示，依據參考文獻 28(原文誤植為參考文獻 2)結果推估顯示，內襯鋼板於 50 年設計壽命期間曝露於較自然環境惡劣之含氯化鈉水氣環境中，其最大可能腐蝕深度約為原厚度之 1~2%，最大孔蝕深度約為 4~5% 左右。由上述保守推估可知，碳鋼材料於 50 年設計壽命期間無腐蝕劣化而影響其設計功能之問題，故不須於貯存場址另建一 MOCKUP。
2. 上述實驗數據係在模擬 100% 相對濕度且含飽和 NaCl 水汽環境，遠較本案貯存環境嚴格，故本案已考量內襯鋼板於 50 年設計壽命期間曝露於較自然環境更惡劣之含氯化鈉水氣環境，其設計功能不受環境腐蝕影響。

第 2 次審查意見

建議建立材料試片之測試，實地實材長期觀測，並提供預警。

第 2 次審查意見答復說明

依委員意見將增加碳鋼的環境測試試片，並於試運轉申請時於提出之監測計畫中納入，修正如附件 05-24-B。

第 3 次審查意見

請按修正附件，在混凝土護箱進、出氣口設碳鋼環境測試試片。

第 3 次審查意見答復說明

依照意見辦理。

第 4 次審查意見

同意答復。

編號	05-25-091	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		運轉	S02	3.1.2	3.1.2-9	結案
第 1 次審查意見						
由於混凝土護箱的出氣口溫度遠高於進氣口溫度，且更能代表密封鋼筒的外表操作狀態，請在出氣口增加將密封鋼筒的外殼環境測試試片。						
第 1 次審查意見答復說明						
此試片主要目的在監控腐蝕是否影響密封鋼筒之材質，考量鹽霧與溼度對材料腐蝕有加成之影響，故試片應擺放於氣流會將鹽霧帶入之位置或是濕度較高之區域，而出氣口處因為溫度較高，氣流中水分已蒸發，鹽霧影響也較進氣口小，故不需增加出氣口處之試片。						
另 3.1.2-9 頁也說明：「環境測試試片目前規劃置於進氣口內。(詳細之安置將於試運轉許可申請前提出說明)」。						
第 2 次審查意見						

由於進氣口只有室溫，出氣口溫度高出許多，在此之試片才有可能面臨與密封鋼筒的外表材料面臨的溫度，以及近似之鹽霧條件，較能代表高溫狀態，與進氣口之試片有互補效用。仍請增加出氣口環境試片。

第 2 次審查意見答復說明

依據委員意見增設出氣口環境試片，並於試運轉申請時於提出之監測計畫中納入。修正如附件 05-25-B。

第 3 次審查意見

1. 請提出密封鋼筒的「維護及監測計畫(maintenance and surveillance program)」。
2. 環境測試試片位置請於維護及監測計畫中整體評估後 SCC 效應後，再檢討確認。
3. 本意見併審查意見編號 6.5-10 處理。
4. 第 5.6.1 頁「(二)密封鋼筒 裝填燃料並完成封銲後，屬符合 ASME III, 1, NB 級壓力容器，且經符合 ANSI N14.5 規範洩漏測試合格，故不需週期檢查或年度保養。」，建議參考本意見修正。

第 3 次審查意見答復說明

1/2/3. 如同 6.5-10 的答復說明如下：

謝謝委員的意見，意見中的資料顯示鹽分濃度為正常沿海環境的 10,000 倍以上，因此呈現高 SCC 情況。在正常沿海環境鹽分濃度的貯存條件下，依據日本 CRIEPI 研究資料，當空氣中鹽分濃度超過 500 $\mu\text{g}/\text{m}^3$ 以上時，在 50 年的貯存期間內才可能會有 SCC 發生。台灣沿海環境的鹽分濃度與 CRIEPI 研究的背景條件相似(100 $\mu\text{g}/\text{m}^3$)，遠低於 500 $\mu\text{g}/\text{m}^3$ ，所以核二乾式貯存設施在 50 年的貯存期間內，SCC 應不會對核二乾貯設施安全造成立即性之影響。

據了解，美國 NRC 將發展一長期研究計畫，用以界定由 SCC 所引發的情況及其與時間的關係，預期最快在 2010 年代中期此計畫才能有初步結果發表，日本 CRIEPI 也已針對 SCC 進行長期研究計畫，因此，台電公司亦正規劃委託專業機構針對 SCC 對乾貯之安全性進行研究，並持續

注意美、日等核能先進國家之後續相關發展，以作為日後乾式貯存計畫運轉作業之參考。

因此，為確保乾式貯存設施長期貯存之安全性，並為加強民眾之信心，台電公司將依照審查意見，於申請運轉許可時提出核二乾貯設施維護與監測計畫，持續嚴密的監測以確認貯存安全，其中有關環境測試試片位置，將於維護及監測計畫中整體評估 SCC 效應後再檢討確認，而該計畫內容亦將研析沿海貯存環境發生 SCC 之閥值，以確認核二乾貯環境試片安裝位置有效性。此外，核二乾貯設施維護與監測計畫亦將參考上述 NRC 有關 SCC 之長期研究計畫結果，進行必要之修正。

4. 第 5.6.1 頁「(二)密封鋼筒 裝填燃料並完成封銲後，屬符合 ASME III, 1, NB 級壓力容器，且經符合 ANSI N14.5 規範洩漏測試合格，故不需週期檢查或年度保養。」之內容，擬修正如下：「(二)密封鋼筒 密封鋼筒之維護及監測計畫(maintenance and surveillance program)將於試運轉申請時提出，經原能會審查通過後實施。」如附件 05-25-4-C。

第 4 次審查意見

同意答復。

編 號	05-26-092	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		運轉	S22	5.1	6.6.2-3 6.6.2-7	結案
第 1 次審查意見						
6.6.2-3 頁提及「對於進氣口堵塞而減少空氣對流，造成溫度上升的異常事件偵測，可藉由混凝土護箱出氣口溫度之連續自動監測得知進氣口堵塞狀況...」。另 6.6.2-7 頁提及「核二系統可使用一套溫度感測系統，用於量測每個混凝土護箱出氣口的空氣溫度。因此，每天可記錄混凝土護箱出氣口的空氣溫度。...」。請補充說明混凝土護箱出氣口溫度自動監測的規劃或一些技術細節？						
第 1 次審查意見答復說明						
初步規劃有關溫度監控訊號將傳到核二廠廢控室並予以記錄，有關溫度自動監測的規劃或技術細節將於試運轉前提出，並將依核一廠乾貯設施之溫						

度監測系統為規劃之參考藍本。
第 2 次審查意見
請說明若溫度讀值異常時之處置方式。
第 2 次審查意見答復說明
依序執行以下之處置：
1. 檢查溫度監控系統，確定系統運作與信號功能是否正常。
2. 檢查信號異常之混凝土護箱進、出氣口，確定有無堵塞。
3. 若有堵塞，則設法清除之。
第 3 次審查意見
堵塞清除方式請列於運轉操作程序書。
第 3 次審查意見答復說明
將依審查意見於貯存場運轉作業相關之程序書中專節描述堵塞清除方式。
第 4 次審查意見
同意答復。

編 號	05-27-093	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		運轉	F05	5.4	5.4.1-1	結案
第 1 次審查意見						
請參照美國 North Anna 電廠的作法，於核二廠乾式貯存設施增設地震紀錄儀器。						
第 1 次審查意見答復說明						
依委員意見，將增設相關儀器。						
第 2 次審查意見						
請說明地震紀錄儀器屬於公用設施或輔助設施，並請提供安全分析報告修正內容。						

第 2 次審查意見答復說明						
屬於輔助設施，安全分析報告修正內容如附件 05-27-B 。						
第 3 次審查意見						
同意答復。						

編 號	05-28-094	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		運轉	S09	5.6	5.6.1-1	結案
第 1 次審查意見						
第 5.6.1-1 頁有關混凝土護箱的年度保養，直徑或寬度超過 1 吋且深度也超過 1 吋的瑕疵才修補，此條件是否適用於裂縫？裂縫修補的條件為何？						
第 1 次審查意見答復說明						
此處所指之瑕疵為剝落式之瑕疵，若發生將以砂漿修補之。若有裂縫則以砂漿或是塗料塗補。						
第 2 次審查意見						
請提供安全分析報告修正內容。						
第 2 次審查意見答復說明						
安全分析報告修正內容如附件 05-28-B。						
第 3 次審查意見						
同意答復。						

編 號	05-29-095	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		運轉	S02	附錄 5.A	5.A.-4	結案
第 1 次審查意見						
請說明進行本項測試的單位，以及測試結果核准的單位。						
第 1 次審查意見答復說明						

於製造工廠與裝載現場所進行的測試，皆由相關的承包商執行。

製造部分將由俊鼎公司負責，俊鼎公司具有符合 ASME N certificate holder 的品質系統與相關的品質作業，每一組件皆會依循相關法規、訂單與相關的品質系統要求來進行必要的檢查、測試與記錄，以確保符合相關法規、訂單與品質系統的要求。

裝載操作現場的活動，將依循 NAC 公司的品質系統的要求。若該活動由 NAC 公司下包商執行，其品保計畫亦應滿足 NAC 公司之品保要求。

本公司將依專案品保計畫所制訂之見證點（witness point）及停留點（hold point）適時派員至現場查驗該項測試程序與結果是否符合規範之要求。

第 2 次審查意見

同意答復。

編 號	05-30-096	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		運轉	S02	附錄 5.A	5.A.-5	結案
第 1 次審查意見						
第 12 行，請說明此處密封上蓋的銲接銲道是否為在電廠內銲接之銲道？本章一（一）7（11）節說明密封上蓋銲接完成後進行水壓測試(P. 5.1.1-4)，而非此處的氣體洩漏測試，P.3.1.1-27 第二項亦在密封上蓋銲接完成後進行氣壓測漏，請澄清。						
第 1 次審查意見答復說明						
原文此處所提之“對於排水與排氣孔內層孔蓋與密封上蓋的銲接銲道部分” 是指兩個銲道：1.排水孔內層孔蓋與密封上蓋之間銲接接合銲道以及2.排氣孔內層孔蓋與密封上蓋之間銲接接合銲道，此二銲道皆為電廠內銲接之銲道，需經氬氣洩漏測試，但不需水壓測試。委員所提一（一）7（11）節所指「密封上蓋與外殼銲接接合銲道」，亦為電廠內銲接之銲道，惟密封上蓋與外殼之銲道需經水壓測試，但不執行氬氣洩漏測試。						
3.1.1-27 頁所述的氣壓測漏係為筆誤，將於改版後修正為液壓測漏。						
第 2 次審查意見						

依據審查意見 6.5-07 第一次答復說明，關於水壓測試分別在製造工廠與現場裝載作業中執行，請提供安全分析報告修正內容。

第 2 次審查意見答復說明

依意見辦理，提供相關修正內容，如附件 05-30-B。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	05-31-097	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		運轉	S02	附錄 5.A	5.A.-6	結案
第 1 次審查意見						
第 5 行，傳送護箱及水泥護箱均應在製造完成後進行屏蔽驗收測試。尤其傳送護箱，根據 NUREG-1536 rev1，有灌鉛或含特殊中子吸收材料者應進行屏蔽測試。至於混凝土護箱部分，請說明如何測試以確認其均勻性及是否含有氣泡？						
第 1 次審查意見答復說明						
本案所使用傳送護箱的鉛屏蔽不是用澆鑄方式製作，而是以鉛磚堆疊方式來建造，依 NUREG-1536 rev1 規定不需進行鉛屏蔽驗收測試。						
在傳送護箱中的中子屏蔽（NS4FR）雖用澆注方式製作，但該澆注程序已用 mockup 測試其有效性並經美國 NRC 同意。故藉由控制 NS4FR 的澆注程序來確保其澆注的有效性，所以不需進行相關的屏蔽測試。						
混凝土護箱裝載用過核子燃料後會做護箱表面劑量量測，可以佐證在 NUREG-1536 rev1 中屏蔽測試所要求證明的屏蔽有效性，故不需另做混凝土屏蔽驗收測試。						
本文中相關文字會做適當修正。						
第 2 次審查意見						
本項意見併審查意見 05-20 處理。						

編號	05-32-098	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		運轉	S02	附錄 5.A	5.A.-6	結案
第 1 次審查意見						
1. 請說明中子吸收劑測試由何單位進行？使用單位如何驗收？						
2. B10 的有效面密度是如何量測的？						
第 1 次審查意見答復說明						
1. 中子吸收劑供應單位須對中子吸收劑進行於 1.1.6.4 小節(5A-8 頁)中所要求的測試並滿足相關的要求，相關測試包含了 B10 面積密度、尺寸、熱傳導性（如果需要）、機械強度（如果需要）及目視檢查等項目。於驗收前，中子吸收劑供應單位須提供使用單位相關檢測報告，使用單位依照其品保程序進行相關檢測結果的文件審查與基本的外觀與尺寸檢測。本公司將針對密封鋼筒於安裝中子吸收劑之過程，訂定停留檢查點，以確保品質。						
2. 對 Borated Aluminum Alloy 與 MMC 的 B10 的有效面密度測試是使用中子衰減法，相關說明請見 1.1.6.4.5 小節（5A-10 頁）；對 Boral 的 B10 的有效面密度測試是使用濕化學法，相關說明請見 1.1.6.4.8 小節（5A-13 頁）的說明。						
第 2 次審查意見						
同意答復，請提供第 1 項說明之安全分析報告修正內容。另請留存中子吸收劑之文件內容，以供未來檢測用。						
第 2 次審查意見答復說明						
依意見將提供報告修正內容如附件 05-32-B。相關檢測報告彙集為成套文件供未來檢測用。						
第 3 次審查意見						
同意答復。						

編號	05-33-099	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
----	-----------	----	------	----	----	----

		運轉	F05	5	5.1.3-1	結案
第 2 次審查意見（新增）						
再取出作業皆係假設事故未改變混凝土護箱與密封鋼筒之間的狀態來進行的；當設施因為沉浸掩埋而導致空氣流道內堆積礫石時，是否可用相同之處置來排除並執行再取出作業？救援設備能力是否足夠（例如，吊車能力、吊耳承載能力等）？若否，應建立合宜的緊急處置措施加以因應。						
第 2 次審查意見答復說明（新增）						
乾貯系統的混凝土護箱進氣口裝有濾網，因此不會有大型礫石進入空氣流道。倘若空氣流道不幸因沉浸掩埋而造成泥漿阻塞，先拆除濾網，可以使用高壓水槍加以灌注清洗，確保流道暢通之後再行將 TSC 取出。再取出作業主要應由門型吊架進行，因此吊車能力及吊耳乘載力並無問題。						
第 3 次審查意見						
請說明沉浸掩埋而造成泥漿阻塞的清除時間限值。						
第 3 次審查意見答復說明						
進氣口阻塞意外事故雖有可能發生，但絕不可能發生混凝土護箱周圍遭掩埋之狀況。原因為：(a) 乾貯場址四周之山坡不具發生土石流之條件，(b) 當乾貯場開始啟用時，隨時會有相關管理人員進行監控，隨時保持貯存場地清潔。因此，不可能發生如此嚴重之掩埋或堵塞狀況。在全堵塞狀況下，混凝土護箱在 100 小時後將近其溫度限值（176.6°C），而 TSC 的內部組件溫度仍皆在容許範圍。全堵塞狀況，應依據 LCO 3.1.2 規定清理。但所謂沉浸掩埋而造成泥漿阻塞的情形，為超出設計基準事故，當不幸發生時，應盡量於 100 小時內，至少將兩個進氣口的堵塞物清理至半堵塞狀態，就沒有時間上的限制。若出現清理困難無法在 100 小時內回復至半堵塞狀態，則應對 VCC 進行灑水降溫，以爭取更多清理時間。						
第 4 次審查意見						
同意答復。						

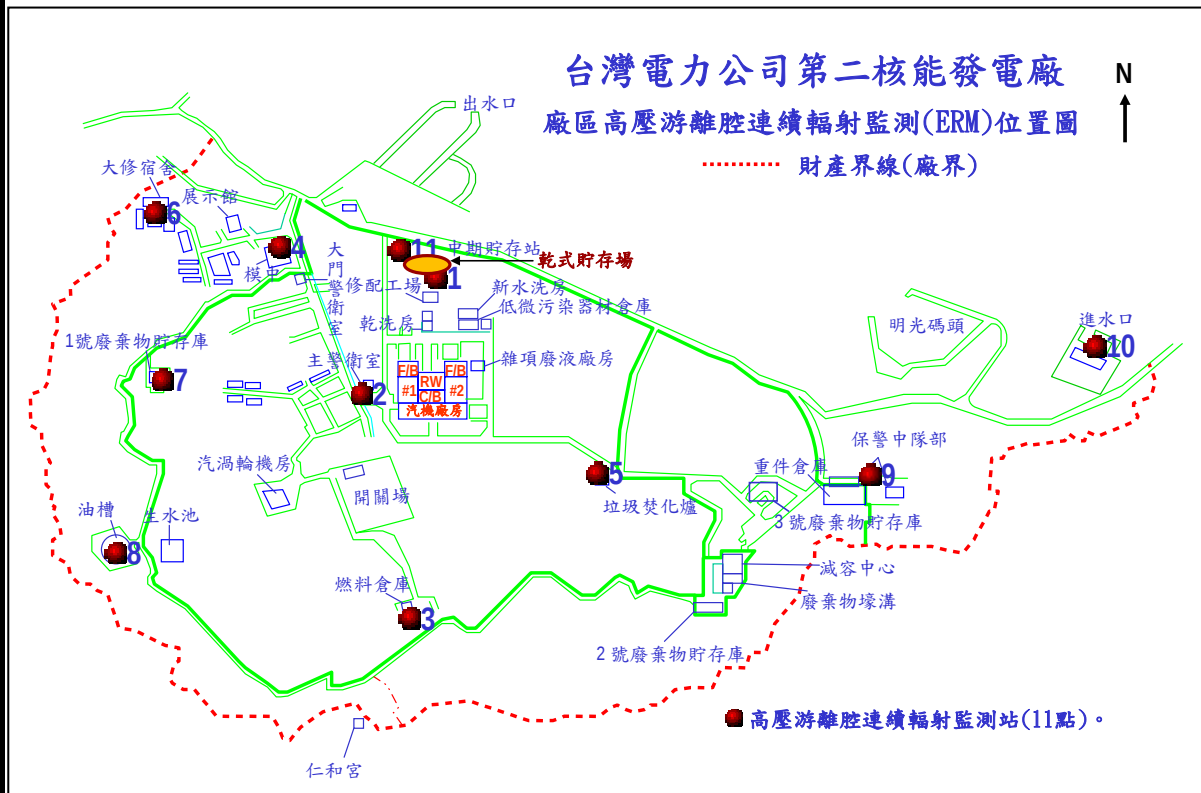
編 號	05-34-100	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		運轉	F05	5	5.1.3-2	結案
第 2 次 審 查 意 見（新增）						
依據核一廠的實務作業，「(18)連接氮氣至排水孔部分」係採用氮氣，請考量是否修正，及其理由。						
第 2 次 審 查 意 見 答 復 說 明（新增）						
再取出階段之氣體沖流主要目地在帶出鋼筒內可能殘留之放射性氣體，故使用氮氣或是氮氣皆可達到此依需求。為氣體管理之便利性，將會依據核一模式改以氮氣作為沖灌氣體，修正內容如附件 05-34-A。						
第 3 次 審 查 意 見						
同意答復。						

編 號	05-35-101	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		運轉	S19	5.1	5.1.10	結案
第 2 次審查意見（新增）						
LCO3.1.1 採行措施中提及 A.1 執行工程評估判斷 TSC 內殘留水份，與 B.1 執行工程評估判斷氬氣密度差異造成之影響，請說明如何執行上述兩項工程評估，另所列各項完成時間其依據為何，請說明。						
第 2 次審查意見答復說明（新增）						
A.1 之評估為：評估真空管路是否有洩漏、真空設備效能是否足夠等，是否為真空壓力無法下降的因素，評估是否應再注入氬氣將殘餘水氣帶出等。 B.1 之評估在於計算氬氣密度對熱傳效應之影響。由於核二乾貯系統之 TSC 真空乾燥作業階段並無時間限制，A.1/A.2 及 B.1/B.2 所列完成時間係保守依據 MAGNASTOR BWR 系統（33 kW）技術規範而定。						
第 3 次審查意見						

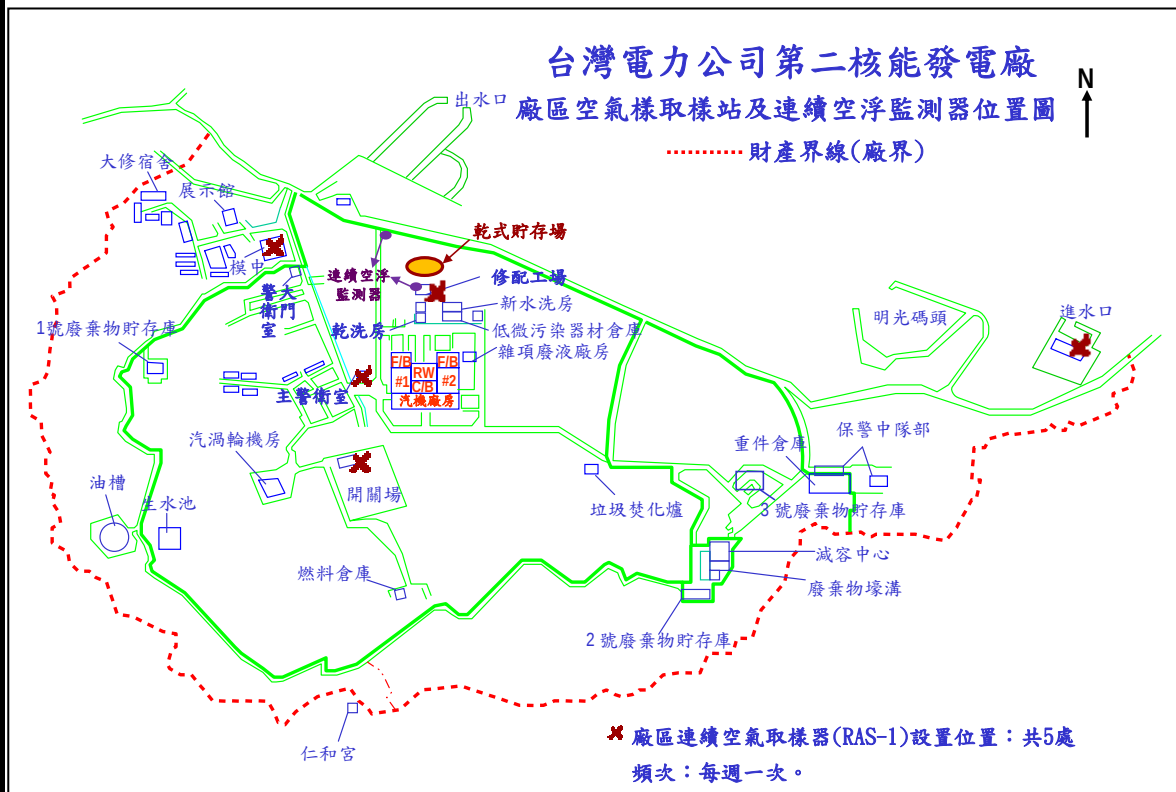
1. 同意答復。
2. 請修正第 2 次審查意見答復說明之「工程評估依據」。
第 3 次審查意見答復說明
當氬氣質量未達標準時，應先依據排出水量與氬氣密度重新計算氬氣質量。故明確訂定 LCO 當中有關敘述，如附件 05-35-C 所示。
第 4 次審查意見
同意答復。

編 號	05-36-102	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		運轉	F05	5.2	5.2.1-1	結案
第 3 次審查意見（新增）						
請依據「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」規定，於（三）輻射監測部分，補充「增設貯存期間環境輻射監測設備」之說明。						
第 3 次審查意見答復說明（新增）						
「增設貯存期間環境輻射監測設備」部分補充說明如下：						
1.將增設連續輻射監測站（高壓游離腔輻射偵測器）1 站，位於本乾貯設施西北側。						
2.已增設連續空浮監測器 1 站，位於本乾貯設施南側（廠區修配工場後側）。						
3.將於本乾貯設施邊界每 30 公尺增設 1 站 TLD 熱發光劑量計偵測站。						
上述內容將內入新版安全分析報告，如附件 05-36-C。						
第 4 次審查意見						
請補充「增設貯存期間環境輻射監測設備」之儀器配置圖。						
第 4 次審查意見答復說明						
有關「增設貯存期間環境輻射監測設備」之儀器配置圖補充說明如下：						
1.核二廠高壓游離腔連續輻射監測站共設置 11 站，設置配置圖如下，其中 1						

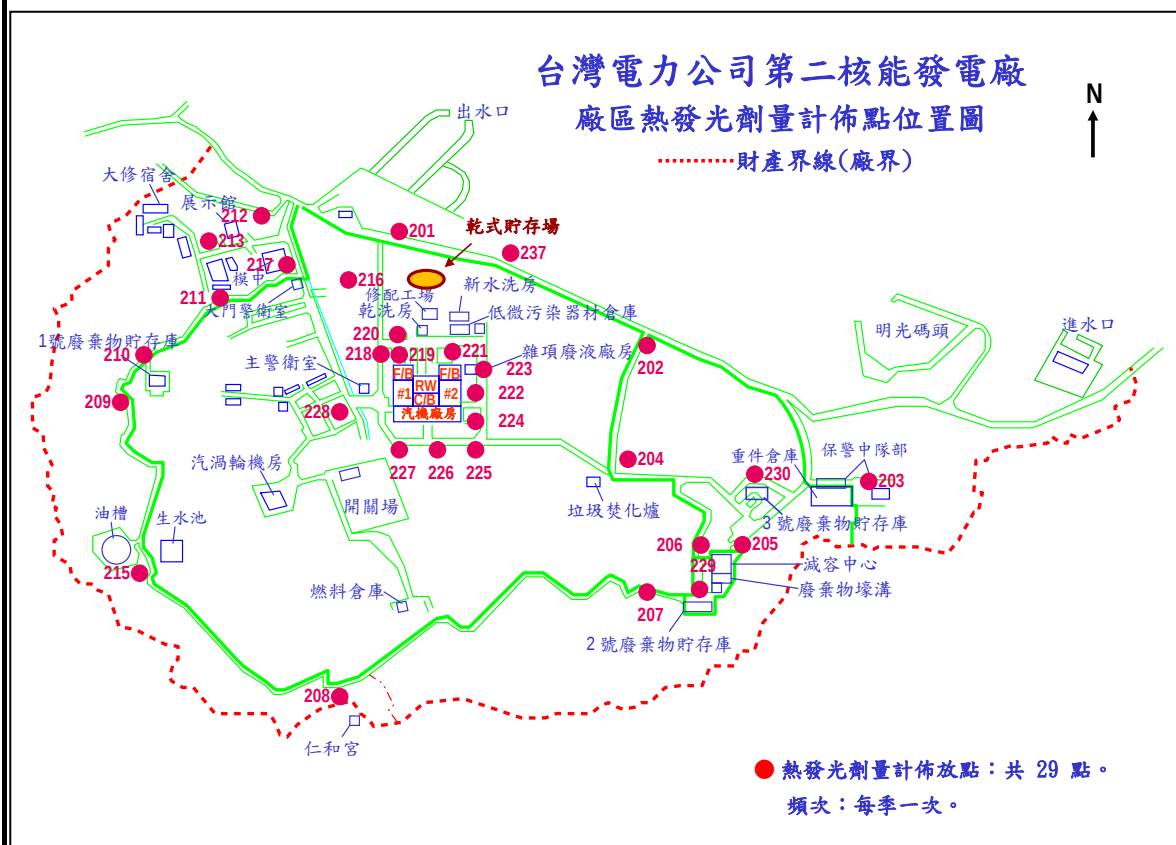
站為「中期貯存站」(編號 11)，係因應乾式貯存設施而將新增設置。



2. 核二廠「廠區連續空氣取樣器」共設置 5 處，配置圖如下，圖中 X 記號為設置位置；新增兩處連續空浮監測站為「修配工場站」及「中期貯存站」(如下圖紫色圓圈所示位置)：



3.核二廠現有 TLD 熱發光劑量計偵測站共已設置 29 站，設置配置圖如下。
其中依用過核子燃料運送路線設置，廠區 TLD216、218、219、220、221，共 5 個偵測站；廠外環境 212、237 及 201 偵測站，共 3 個偵測站，共計 8 站。



未來於熱測試前，將於乾式貯存設施周界每 30 公尺設置 1 站 TLD 熱發光劑量計偵測站(乾貯設施內圍籬總長約 218 公尺，假設 TLD 熱發光劑量計偵測站沿著內圍籬每 30 公尺設置 1 站，粗估約設置 8 站，確切數量將於試運轉計畫中詳述)。

第 5 次審查意見

同意答復。