

第六章第六節審查意見

編 號	6.6-01-203	分 組	審 查 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		意外事件	S30	2.2.2		結 案
第 1 次 審 查 意 見						
1.核二廠附近之斷層，包括崁腳斷層、金山斷層及山腳斷層。三條斷層距離場址約 5km 左右，其中以山腳斷層，其平均滑移速率約為每 1000 年 1.5~2m，屬於活動性高之斷層。請說明對貯存設施之耐震設計，是否有考慮此斷層（屬於近斷層）於耐震設計內，在設施之設計章節內看不到此方面之檢核。也就是考慮此斷層滑動時可能產生之近斷層效應，並予以檢核貯存設施是否在安全考量下之設計。至於如何決定此斷層活動時所造成之地震規模及引致之地表震動，可由專家予以判定，據此以檢核設施之安全度。 2.依報告所述山腳斷層可能產生之地震規模為 $M_w=6.6\sim7.0$，如何證明在此規模下之地震，核二廠週邊及核二廠仍在設計考量內，建議再予以詳細說明。其中應特別重視在此地震下（$M_w=7.0$），貯存設施之設計仍要在安全考量範圍下。						
第 1 次 審 查 意 見 答 復 說 明						
1.依據內政部台內營字第 0990810250 號令，中華民國 100 年 7 月 1 日生效之「建築物耐震設計規範及解說」2.5 節臚列臺灣地區必須考慮近斷層效應之活動斷層，其中不包括核二廠附近之崁腳斷層、金山斷層及山腳斷層。 2.我國核能電廠於廠址選擇時，均依相關法規嚴格選址，詳查廠址周邊地震歷史紀錄，保守預估廠址可能遭受之最大地震震度，以此基準設計核電廠安全設備之耐震防護能力，核二廠耐震設計之基礎岩盤基準值為 0.4g，反應器廠房地面層加速度值為 0.53g。在山腳斷層被列為為第二類活動斷層之新事證發現後，台電公司依據中央地質調查所公布之資料，委託國立中央大學辦理「核能電廠場址振動特性及地震反應研究」，依據新事證已知斷層震度進行初步評估（已於 98 年 5 月完成），結論為：斷層錯動時，將對核二廠之基盤產生 0.205g 之加速度，小於上述之設計基準地震值。						

本設施基於安全考量以及考慮山腳斷層為第二類活動斷層。在岩盤地震最大水平加速度 0.4g 及相關最大垂直加速度下，考量土壤結構互制效應，保守採用 0.88g 與 0.78g 作為最大水平與垂直加速度的分析輸入值進行設計。以 LS-DYNA 進行非線性動力分析，結果顯示護箱不會傾倒。台電公司仍持續在調查山腳斷層延伸海域範圍，若未來因山腳斷層長度延伸之新事証須提高耐震需求時，台電公司將重新檢視原設計之安全性，必要時加以補強。

第 2 次審查意見

1. 答復說明中提及包括核二廠附近之崁腳斷層、金山斷層及山腳斷層，依「建築物耐震設計規範及解說」中，這些斷層均非近斷層效應之活動斷層，故對此不予考慮斷層在耐震設計內。然核電廠及其相關設施之設計標準是否應高於「建築物耐震設計規範及解說」之標準？此 3 個斷層雖非規範所訂之近斷層。但在進行核電廠相關設計時，應將此斷層納入分析中（Blind Source 為一般核電廠及其相關設施設計最困擾之處）。
2. 至於在第 2 項之答復中，均強調核電廠之基盤產生之加速度值小於設計值，但若以上 3 個地底發生錯動（近斷層效應），其所產生之 Peak Ground Velocity 及 Long Period Waves 更應加以注意。當然若以建築物之設計規範而言，以上均可以不列入考量，但就核電廠及其相關設施而言，此方面應予以檢討。

第 2 次審查意見答復說明

1. 我國核能電廠於廠址選擇時，均依相關法規嚴格選址，詳查廠址周邊地震歷史紀錄，保守預估廠址可能遭受之最大地震震度，以此基準設計核電廠安全設備之耐震防護能力。

內政部營建署訂有「建築物耐震設計規範」，要求一般建築物在地震下即使嚴重破壞與變形，也不應倒塌，是以保護人民生命安全為出發點。然而，核電廠的耐震設計思考，是以「安全停機值」（Safe Shutdown Earthquake, SSE）作為核電廠耐震設計基準。在此震度下，廠房不但不能倒塌，甚至連出現結構性裂縫、變形也不被允許，以確保核反應器能夠安全停機。此 2 者相比，核電廠耐震能力遠高於一般建築物。

核二廠 FSAR 設計標準係假定 1909 年發生於板橋規模 7.3 的地震，是發

生在新莊斷層，且距核二廠最近距離約 5 公里處，經衰減後，推定安全停機地震基準值為 0.4g。

2. 依據「建築物耐震設計規範及解說」，核二廠附近之山腳斷層、金山斷層及炭腳斷層僅山腳斷層有活動性；在國立中央大學辦理「核能電廠場址振動特性及地震反應研究」報告中係依據定值法評估山腳斷層可能造成核二廠之地表最大加速度值，山腳斷層假設破裂點就以在核二廠位置下方 10 公里來計算最短距離，應已考慮近距離之斷層之影響。

第 3 次審查意見

同意答復。請台電公司依據101年10月9日放射性物料臨時管制會議第3項決議：「對於山腳斷層後續再擴大調查可能之新發現，乾式貯存設施應採保守之結構耐震設計，現階段應預留乾貯設施未來耐震強化的因應措施，以確保貯存設施安全。」

第3次審查意見答復說明

依審查意見辦理。

第4次審查意見

同意答復。

台電公司應依山腳斷層後續再擴大調查新事證，再驗證設施耐震安全並修訂安全分析報告。本議題列為重要管制事項。

編號	6.6-02-204	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		意外事件	F15	3.1.1 3.1.2	3.1.1-3 3.1.2-3	結案
第 1 次審查意見						
第 3.1.1-3 頁，安全保護系統之設計準則中提及「本系統主要包括密封鋼筒、混凝土護箱及傳送護箱，如本報告第一章圖 1.2-7，...」。另第 3.1.2-3 頁提及「貯存場混凝土基座之佈置位於核二廠北方，圍牆側，其佈置參見第一章圖 1.2-8 之貯存場一般佈置圖」。經查並無此二圖，請確認並更正相關內容。						
第 1 次審查意見答復說明						

文中所示圖 1.2-7 目前已改為 1.2-3，而圖 1.2-8 已刪除，相關內容將進行修正。

第 2 次審查意見

同意答復。請台電公司提供修訂內容。

第 2 次審查意見答復說明

將依審查意見辦理，詳見附件 6.6-02-B。

第 3 次審查意見

同意答復。

編 號	6.6-03-205	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		結構	S15	3.1.1	3.1.1-3	結案
第 1 次審查意見						
天然災害之設計基準說明本系統必須針對核二廠廠址天然災害設計基準情況下，維持：次臨界狀態、燃料護套及密封鋼筒之密封完整、燃料可再取出，以及合理之輻射屏蔽。但設計基準根據 10 CFR 72 和 10 CFR 50，缺乏考量核二廠場址特定條件下可能引起的天然災害，請增補。						
第 1 次審查意見答復說明						
本報告已經針對核二廠廠址特定條件下可能的天然災害進行評估，包括：地震、洪水、異常高溫、颱風、雷擊、土石流等天然災害。評估的基準皆假設遠超過核二乾貯場址之天然災害歷史記錄。評估結果顯示，即便遭遇 0.88g 地表加速度之地震(核二廠採用 0.4g 為設計基準地震)、50ft 深之洪水(以最新降雨資料保守計算得到之洪峰流量仍遠小於核二廠東側排水渠道與西側排水渠道之設計洪峰流量。)、56.1°C 之高溫(核二廠區 2001 年至 2010 年內發生最高時溫為 37.4°C)、風速 576 km/h(台灣北部基隆、台北、淡水等 3 處氣象測站 1950-2009 年期間出現之最大瞬間風速為 67 m/s，約 241 km/h)之狂風，核二乾貯系統皆安全無虞。						
第 2 次審查意見						

同意答復。

編號	6.6-04-206	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		意外事件	S02	3.1.1	3.1.1-4	結案
第 1 次審查意見						
1.請說明聯結插銷如何固定在其方管之固定位置上？方管間之應力如何傳遞？是否與角度有關？						
2.護箱傾倒分析時，方管的角度與傾倒的圓周角度關係如何？是否有分析最脆弱的角度？聯結插銷的受力情形如何？						
3.若聯結插銷受損，方管結構是否會被破壞？是否會影響燃料安全？						
第 1 次審查意見答復說明						
1. 聯接方式請參見圖 3.1.1-1，方管上銲接有固定的插銷孔座可插入插銷以串接方管。聯結插銷安裝在燃料題籃的頂部及底部，安裝時對齊兩相鄰燃料方管的頂部與底部的聯結插銷孔位，再以聯結插銷元件之插銷部位穿過兩相鄰燃料方管的聯結插銷孔位，即完成聯結，該連結方式類似一般門板之軸栓。兩燃料方管間只有在側向受力（如 tip-over）時才有應力傳遞，兩燃料方管間之負載傳遞包含兩種負載路徑，與提籃方位(basket orientation) 有關：一是由定位銷傳遞燃料方管與燃料方管間的負載(例：0° basket orientation, 如圖 6.2.A.1-8)；二是燃料方管 corner 承壓接觸部位所傳遞的承壓負載(例：45° basket orientation, 如圖 6.2.A.1-9)。						
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。						

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。

第 2 次審查意見

同意答復。由於分析發現聯結插銷組件並沒有傳遞側向負載，其負載為軸向承壓應力，在承壓負載時有很高的餘裕，而且聯結插銷組件受損並不會造成提籃潰散。所以聯結插銷設計合理。

編 號	6.6-05-207	分 組	審 查 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		意外事件	S02	3.1.1	3.1.1-5	結 案
第 1 次 審 查 意 見						
1.密封鋼筒之密封上蓋有雙重銲接密封，其第二層密封（銲道 2A）只經過最後液滲檢測，而未經漸進式液滲檢測，故其強度應假設為沒有的。請說明在各項密封鋼筒的應力分析中，密封鋼筒與密封上蓋之連接處，其可受力的厚度是如何假設的？						
2.由於密封鋼筒銲道 2A 未經水壓測試，不算有氣密功能，請說明在各項有關加壓的事件分析中，銲道 2A 是否也有考慮其貢獻？						
第 1 次 審 查 意 見 答 復 說 明						
1. 各項密封鋼筒的應力分析中，密封鋼筒與密封上蓋之連接處之銲道皆為全滲透銲道，故連接處之銲道應力分析之材料受力厚度為該銲道之全厚度。2A 銲道屬於複置銲道(redundant closure weld)，依據 ISG-15 與 ISG-18 的說明，只要通過 PT 後，不須加入事件分析之考慮中。						

2. 在各項壓力的應力分析中，有考慮鐸道 2A 的貢獻。密封鋼筒的應力分析的有限元素模型陳述於安全分析報告中之圖 6.2.A.2-2，評估結果列於表 6.2.A.2-1~表 6.2.A.2-17。圖 6.2.A.2-2 中之截面 11 為第一層密封鐸道，截面 14 與截面 15 為第二層密封鐸道。鐸道材料的強度一般高於鐸件母材的機械強度，但在評估時皆採用母材的機械強度計算。截面 11 第一層密封鐸道之容許應力值的採計是依據 ISG-15 R0 鐸道之容許應力值的使用必須考慮 0.8 的強度縮減因子之規定，所以表 6.2.A.2-1~表 6.2.A.2-17 中之截面 11 之容許應力直皆採考慮 0.8 的強度縮減因子之結果。但是對於截面 14 與截面 15 第二層密封鐸道，則依據 ISG-15 與 ISG-18，不須加入事件分析之規定，無需考慮 0.8 的強度縮減因子。分析數據也顯示在各種密封鋼筒內壓的情況下，第二層密封鐸道的應力值皆遠小於第一層密封鐸道。

第 2 次審查意見

1. 答復中「通過 PT 後，不須加入事件分析之考慮中」的意義為何？請說明。ISG-15 及 ISG-18 均無此說法。
2. 第 2 項同意答復。經查 ISG-18，雙重焊接只需要有一重為 confinement boundary，因此只需一層作氦氣探漏或大型焊接之多重 PT 測試，另一層僅需滿足 ASME Code Section III, Div.1 (NB) 有關結構強度的 NDT 檢測。此外，由於第二層鐸道已不需密封特性，同意使用外表 PT 量測，及全厚度於應力分析中。

第 2 次審查意見答復說明

多謝指正。第一次審查意見回覆中之【2A 鐸道屬於複置鐸道(redundant closure weld)，依據 ISG-15 與 ISG-18 的說明，只要通過 PT 後，不須加入事件分析之考慮中。】，應更正為【2A 鐸道屬於複置鐸道，無需考慮 0.8 強度折減因子。】

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	6.6-06-208	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
----	------------	----	------	----	----	----

		意外事件	S02 S30	3.1.1 3.1.2	3.1.1-8	結案
第 1 次審查意見						
混凝土護箱的碳鋼組件的外表塗裝為何？其設計壽命為 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，請予以檢討說明。建議於貯存場址建一 MOCKUP，可隨時檢查其腐蝕狀況。						
第 1 次審查意見答復說明						
參見 3.1.2-10 頁，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(此處有打字錯誤，將稍後更正)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 年設計壽命期間應無腐蝕劣化而影響其完整性之問題。故無需於貯存場址另建一 MOCKUP。						
第 2 次審查意見						
建議建立材料試片(Test Coupon)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						
將依審查意見修訂安全分析報告如附件 6.6-06-B，並於試運轉申請前完成監測規劃。						
第 3 次審查意見						
同意答復。請台電公司於試運轉申請前完成提報「維護與監測計畫(Maintenance and surveillance program)」。(同03-05意見)						
第3次審查意見答復說明						
將依審查意見於試運轉申請前完成提報監測計畫。						
第4次審查意見						
同意答復。本議題列為重要管制事項。						

編 號	6.6-07-209	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		意外事件	S02	3.1.1	3.1.1-17	結案
第 1 次審查意見						
請於表 3.1.1-3 增加燃料匣外徑一列，以瞭解燃料束放入燃料方管後之空隙大小。						
第 1 次審查意見答復說明						
最大燃料為 B8_62A，燃料匣外徑為 140.2mm。將依審查意見辦理。						
第 2 次審查意見						
同意答復。表 3.1.1-5 燃料管內部尺寸為 148.8mm，加上中子吸收板 2.5mm(x2)，有足夠空間可放置含燃料匣之燃料束。						
第 2 次審查意見答復說明						
謝謝委員。						

編 號	6.6-08-210	分 組	審 查 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		意外事件	F15	3.1.2	3.1.2-8 3.1.2-13 3.1.2-14	結 案
第 1 次 審 查 意 見						
1.依統一土壤分類法，SM 為沉泥質砂、SP 為不良級配砂、GP 為不良級配礫石、GM 為沉泥質礫石、SC 為黏土質砂。報告中此處並非採用正式中文名稱，請再次確認後更正。						
2.請說明表 3.1.2-2 中，Q 係代表何項參數，並請增列於表格下方之符號說明。另 3.1.2-3 之負載組合均以數字代號表示，無法看出為何種負載，請說明。						
第 1 次 審 查 意 見 答 復 說 明						

1. 統一分類法是依據土壤可能的工程行為提供土壤分類的系統方法，簡單地說，是工程師之間相互溝通語言。SM、SP、GP、GM 與 SC 為統一土壤分類法中，泛指某些工程性質接近的土壤予以歸納成一類後的統一簡稱，旨在說明這些土壤的工程性質取向，是依據統一分類法分類後的類別泛稱，無正式中文名稱。以 SM 為例，係指含細粒的沙土，工程性質屬於沉泥性沙土，或砂土—沉泥混合料；又如 SP 係指工程性質接近礫質性的砂土，但是級配不良，也可能含少量細砂或不含。(安全分析報告裡若有提到土壤分類之處，將依照委員意見，更改為統一土壤分類法正式中文名稱)
2. Q 為熱負載。依審查意見在表 3.1.2-2 下方增列 Q 之符號說明。表 3.1.2-3 是依據 NUREG-1536 與 NUREG-0800 所整理的密封鋼筒之負載組合，各負載組合說明如下表。

負載	ASME 服役狀況	負載 組合	負載組合內容
正常	A	1	自重(密封鋼筒含燃料)+溫差(在混凝土護箱 32 °C 環境)+內壓(正常)
		2	自重(密封鋼筒含燃料)+溫差(在傳送護箱 32 °C 環境)+內壓(正常)+操作負載(正常)
		3	自重(密封鋼筒含燃料)+溫差(在混凝土護箱 32 °C 環境)+內壓(正常)+操作負載(正常)
異常	B	1	自重(密封鋼筒含燃料)+溫差(在傳送護箱 32 °C 環境)+內壓(異常)+操作負載(正常)
		2	自重(密封鋼筒含燃料)+溫差(在混凝土護箱 -40°C 或 41.1°C 環境)+內壓(異常)
	C	3	自重(密封鋼筒含燃料)+溫差(在傳送護箱 32 °C 環境)+內壓(正常)+操作負載(異常)
		4	自重(密封鋼筒含燃料)+溫差(在混凝土護箱 32 °C 環境)+內壓(正常)+操作負載(異常)
		5	自重(密封鋼筒含燃料)+溫差(在混凝土護箱 -40°C 或 41.1°C 環境)+內壓(正常)+操作負載(異常)
意外	D	1	自重(密封鋼筒含燃料)+溫差(在混凝土護箱 32 °C 環境)+內壓(正常)+地震(60g 垂直負載)
		2	自重(密封鋼筒含燃料)+溫差(在混凝土護箱 32 °C 環境)+內壓(正常)+地震(混凝土護箱傾倒)
		3	自重(密封鋼筒含燃料)+溫差(在混凝土護箱 32 °C 環境)+內壓(正常)+水災
		4	自重(密封鋼筒含燃料)+溫差(在混凝土護箱 32 °C 環境)+內壓(正常)+颱風
		5	自重(密封鋼筒含燃料)+溫差(在混凝土護箱 32 °C 環境)+內壓(意外)
		6	自重(密封鋼筒含燃料)+溫差(在傳送護箱 32 °C 環境)+內壓(意外)

第 2 次審查意見

同意答復。

第 2 次審查意見答復說明

修改 SAR 內容如附件 6.6-08-B。

編 號	6.6-09-211	分 組	審 查 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		意外事件	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，請在密封鋼筒出氣口增加環境測試試片。						
第 1 次 審 查 意 見 答 復 說 明						
此試片主要監測目的監控腐蝕是否影響密封鋼筒之材質，為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。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，故試片應擺放於進氣口，並且出氣口無需增設環境測試試片。						
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。仍請增加出氣口材料測試試片。						
第 2 次 審 查 意 見 答 復 說 明						
將依照審查意見修訂安全分析報告如附件 6.6-09-B，並於試運轉申請前完成監測試片規劃。						
第 3 次 審 查 意 見						
同意答復（即在混凝土護箱進，出口設置密封鋼筒環境試片）。(同03-05意見)						

編 號	6.6-10-212	分 組	審 查 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		結 構	S15	3.1.2	3.1.2-15	結 案
第 1 次 審 查 意 見						
表 3.1.2-4 混凝土護箱之設計載重為何未將墜落/撞擊(drop/impact)的設計載重列入考量，請詳細說明。						
第 1 次 審 查 意 見 答 復 說 明						
核二系統之混凝土護箱為在貯存場址之混凝土基座現場澆注而成，因此並無搬運混凝土護箱之過程，也就沒有墜落撞擊之意外。原 MAGNASTOR 系統因為考慮各電廠乾貯操作所需，可能有吊運混凝土護箱之操作需求，所以有垂直撞擊之 60g 加速度評估來涵蓋混凝土護箱垂直墜落意外事故(MAGNASTOR 混凝土護箱 24 in 垂直墜落時的密封鋼筒最大加速度為 25.2g，評估時以 60g 涵蓋計算)。在核二乾貯安全分析報告中，因無混凝土護箱搬運操作，故無混凝土護箱垂直墜落意外事故，但安全分析報告中仍保留 60g 垂直負載評估，用以說明地震所造成的護箱振動行為的加速度皆可被 60g 垂直負載所涵蓋。						
第 2 次 審 查 意 見						
同意答復。						

編 號	6.6-11-213	分 組	審 查 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		意外事件	S30	3.1.2		結 案
第 1 次 審 查 意 見						
混凝土護箱之設計其 Load combination 載重組合採用何種公式進行設計，請補充說明（如 Dead load 及 Wind load 之 combination 公式等）。						
第 1 次 審 查 意 見 答 復 說 明						
混凝土護箱之負載組合說明在安全分析報告表 3.1.2-4，該負載組合係依據 ANSI/ANS-57.9 及 ACI 349 之規定。該規定在於 NUREG-1536 3.7 節之 Table 3-3 有更清楚之說明。說明如下：						

項目	NUREG-1536 section 3.7 Table 3-3 負載組合	安全分析報告表 3.1.2-4
1	$U > 1.4D + 1.7 L$	負載組合 1
2	$U > 1.0 D + 1.275(L+H+T)$	負載組合 2
3	$U > 1.05 D + 1.275(L+H+T+W)$	負載組合 3
4	$U > D + L + H + T_a$	負載組合 4
5	$U > D + L + H + T + (E \text{ 或 } F)$	負載組合 5 與負載組合 6
6	$U > D + L + H + T + W_t$	負載組合 7

U: 所需容量

T: 熱負載

D: 呆載重

Ta: 意外狀況之熱負載

L: 活載重

W: 風負載

H: 側面土壤壓力(此處用不到)

Wt: 颱風負載(龍捲風規模)

E: 地震負載

F: 洪水負載

第 2 次審查意見

同意答復。請將答復說明之附表補列於安全分析報告相關章節中，並提供修訂內容。

第 2 次審查意見答復說明

將依照審查意見辦理，詳見附件 6.6-11-B。

第 3 次審查意見

同意答復。

編 號	6.6-12-214	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		結構	S14	6.2		結案
第 1 次審查意見						

福島核子事故發生後，對於超越設計基準的事故，不宜僅採用發生機率做事故分析之說明，請就發生超越設計基準事故評估其後果，並預擬可行的防範機制。

第 1 次審查意見答復說明

目前核二乾貯設施之設計符合 10 CFR 71，NUREG-1567，NUREG-1536，ANSI N14.6，ASME Code 與 ACI-349 等相關法規與規範之要求，除了對於 SSE 地震引發的 SSI 效應的地震加速度值已經保守使用到 0.88 g 之外，對於颱風天然災害也非常保守地使用足以涵蓋龍捲風規模的風速來加以評估，並且在力學上已經證明混凝土護箱因地震在基座上傾倒與傳送護箱運送時傾倒的意外狀況是不可能發生的，仍以假設該意外發生後的狀況來加以保守評估，證明即使發生該不可能發生的意外，系統依然可以安然渡過該不可能之意外狀況。

本系統在安全評估工作上，僅在飛機撞擊事故之評估工作上按照 NUREG-1567 與 NUREG-0800 針對乾式貯存設施設置地點受飛機撞擊之可能性以機率的方法加以評估，其餘皆以事發後的狀況來評估系統的安全性。美國 NRC 規定乾式貯存場受到飛機撞擊的機率若小於 10^{-6} 次/年，則可免除進一步的風險評估。現今已經證明核二乾貯系統受到飛機撞擊的機率小於 10^{-7} 次/年，已經遠低於法規要求的機率，並且滿足等同核電廠的設置標準。

若依據上述美國核管會的規定，核二廠用過核子燃料乾式貯存設施的興建並不需要做飛機撞擊事故分析，但為了讓民眾對核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全性的了解，台電公司特蒐集下列美國的評估報告作為說明，基於國土保安的理由，美國不將分析的細節提供給民眾，僅提供一般性分析結果。

(1)美國電力研究所(EPRI)

假設波音 767-400 型客機撞到混凝土護箱表面中心點及上端，分析結果顯示：雖然撞擊點有混凝土粉碎現象，但是對混凝土護箱內部裝用過核子燃料的密封鋼筒而言，只是產生凹痕，並沒有裂痕，因此不會造成放射性物質外釋到環境中。

(2)美國 NAC International

假設波音 747 型客機撞到混凝土護箱，分析結果顯示，護箱會發生滑移或傾倒外，並不致造成密封鋼筒之密封蓋焊接失效，無放射性物質外釋。

(3)美國核管會

依據 Indian Point Energy Center 之分析資料，NRC 曾經針對假設 F-16 戰機撞擊混凝土護箱乙節進行評估，評估結果顯示，無放射性物質外釋。

第 2 次審查意見

請台電公司提供美國或其他國家之評估報告作為本項意見答復之補充文件。並請澄清說明飛機燃油經撞擊貯存護箱發生火災之影響。

第 2 次審查意見答復說明

附件 6.6-12-B 為 NAC 公司所提供之飛機撞擊分析報告，為針對 F-15 戰鬥機及波音 747 飛機撞擊事故的 EPRI 報告及 NAC 公司的技術論文(必須特別聲明，此篇論文為 NAC 公司的專屬財產)。前述飛機撞擊分析報告除了波音 747 飛機的撞擊研究之外，還針對 F-15 戰鬥機撞擊混凝土護箱進行分析，其分析結果指出，由 TSC 上最大的有效塑性應變可以證明，在遭受撞擊之後 TSC 的密封邊界並未發生破裂，且飛機的燃油造成的火災並未對所貯存的用過燃料造成不利影響。

第 3 次審查意見

同意答復。

編 號	6.6-13-215	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		意外事件	S30	6.2.3		結案
第 1 次審查意見						
有關混凝土護箱外殼使用波特蘭 II 型水泥，其抗壓強度為 4000psi。此重要設施是否要考慮採用 High strength concrete 進行施做。另外混凝土護箱之配筋在報告中並無說明，請補充。						
第 1 次審查意見答復說明						

使用高強度混凝土雖具備高強度之優點，但是並不利於撞擊負載。本系統以抗壓強度為 4,000 psi 之混凝土材料進行混凝土護箱製作，但在結構評估中保守考慮混凝土材料因為高溫造成的材料強度的縮減(如呆載重，混凝土護箱負載組合及颱風負載等評估皆以 3,700 psi 之抗壓強度計算)，經分析計算並以相關規範檢核證實，足敷使用。

混凝土護箱之配筋主要用以承受熱負載，其評估說明於安全分析報告六.二.(六).2.(3).B 節，圓周向鋼筋為 131.01 MPa，垂直鋼筋為 127.56 MPa。並且安全分析報告六.二.(六).2.(3).C 節中的混凝土護箱在正常狀況下的負載組合可以涵蓋其熱負載之應力狀況，鋼筋在熱應力下之安全係數為 2.23。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	6.6-14-216	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		密封	S25	6.6		結案
第 1 次審查意見						
本章節列出 31 個參考文獻，其中 Ref. 2~3, 5, 12, and 18~26 皆欠詳實（無出版年、頁數、甚至中文文獻欠缺作者）請補足？另外，Ref.30~31 資料已老舊，請以最新版年之資料(民國 99 或 100 年)為參考依據？						
第 1 次審查意見答復說明						
1. 為了防止惡意破壞，相關飛航情報資料如 Ref. 30 ~31，目前已經被列為機密，因此，改版的 SAR 將不列入。 2. Ref. 2~3, 5, 12, and 18~26，有些為法規，並未明確標示作者；有些為 NAC 公司內部計算書，基於工程慣例，僅列出 NAC 公司名稱及計算書編號。其餘，若可依照一般期刊文獻格式，將依審查意見辦理。						
第 2 次審查意見						
1. 若如第 1 項所述，改版的 SAR 將不列入參考文獻 30 ~31，是否相關章節及敘述皆要刪除？ 2. 又第 2 項所述，建議仍須列出「出版年及頁數」，以利查證。						

3. 請台電公司重新答復說明。

第 2 次審查意見答復說明

1. 核二乾貯廠址屬於禁航區，距離航道不得少於 3.7 km，已經大於 NUREG0800 第一階段之要求 3.2 km。因此，文獻 30~31 屬於補強說明文件，其內容並不會影響計算結果。

2,3 文獻格式將採一般期刊論文格式慣例。引用到的所有文獻都會提供出版年。若引用範圍為期刊論文，則會依慣例標出冊數與頁數；若為書籍與報告的少量範圍內容，則會清楚標明頁數；若引用範圍涉及整本書籍或報告，頁數將不標出。相關修改詳見附件 6.6-14-B。

第 3 次審查意見

同意答復。

編 號	6.6-15-217	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		密封	S25/F02	6.6		結案
第 1 次審查意見						
本章節之模擬參數以及設定條件非常多，而繁複之計算結果都以無影響、不會發生、甚至確保安全無虞做結語。是否從工程實際的角度著想，例如，under any possible condition 而發生 TSC 或 TFR 之意外傾倒，台電、NAC 及施工單位之應變措施為何？						
第 1 次審查意見答復說明						
乾貯系統之設計基本概念除了遵照現有法規規定之外，還考慮了深度防禦 (defense in depth) 概念。雖然 VCC 或 TFR 業已證實 SSE 強震侵襲下不會傾倒，但仍分析其萬一傾倒後的結構損傷情況，結果顯示安全無虞。相關傾倒後之應變措施，請參考 VCC 與 TFR 傾倒意外事故之矯正行動說明。						
詳細之相關應變措施將依照物管法施行細則第 26 條之規定，於申請運轉執照時，提送意外事件應變計畫，供主管機關審查。						
第 2 次審查意見						

請於未來提送「意外事件應變計畫」時，強調此回復措施，以確保安全無虞。

第 2 次審查意見答復說明

將依審查意見辦理。

第 3 次審查意見

同意答復。請台電公司參照現行國際標準訂定事故內容(包括天然災害)及類別，建立因應措施及緊急應變程序，於試運轉作業申請前提報審查。

第3次審查意見答復說明

將依審查意見辦理。

第4次審查意見

同意答復。本議題列為重要管制事項。

編 號	6.6-16-218	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		意外事件	S09	6.6		結案
第 1 次審查意見						
核二廠乾貯設施附近地區之火山活動及其可能的影響是否須納入意外事故，請進一步說明。						
第 1 次審查意見答復說明						
與核二乾貯場址最接近之陸地火山為大屯火山。根據中央地調所資料，其為一潛在性活火山。意思是，大屯火山群還需要更多的科學證據，才能證明它是有再爆發活動可能的「活火山」或是趨向逐漸停止活動的「死火山」。目前調查研究的結果，大屯火山群過去的活動屬於較寧靜式的噴發。最近學者發現之 5000 年前的火山灰其量甚微，可見當時即使有活動，規模與能量遠不及毀滅龐貝城的火山以及目前世界各地的活火山，因此大屯火山群也有很大的可能是逐漸趨向停止活動。即使大屯火山群定義為「活火山」，僅表示火山地區地殼深處仍有岩漿庫存在，亦不表示它會變得很活躍而突然大規模噴發。一般而言火山活動之前，會持續數日至數月之久的前兆，						

以目前科技，可以予以監測與預警。直到目前為止，大屯火山群並未發現明顯之噴發活動徵兆。

在 921 地震之後，為確保核電廠之安全，台電公司於 2001 年委託中央大學進行「核一、二、三廠廠址附近之地質與地震資料彙整、評估研究工作」。該研究亦由海底地形資料說明，台灣北部外海的火山活動區，大多屬於淺海地形，根據海嘯波傳遞理論分析，若有火山爆發的狀態發生，由於海底垂直變位所激發的海嘯，在淺海地形中傳遞較慢，因此，累積的海嘯振幅相對較低，此行為可與台灣海峽地震引起海嘯的評估相比較。報告中並引用李孟芬(1996)「對台灣西部海峽地震分析可能引起的災害評估」之研究，顯示在相對規模 7.5 級以上之地震，才可能引發災害性海嘯。而北部各區火山範圍約在 20 km 至 30 km 之間，相對於地震規模的大小約為 5 級至 6 級，故不致發生災害性海嘯。

「核一、二、三廠廠址附近之地質與地震資料彙整、評估研究」報告也考慮東北外海龜山島一帶有一連串的火山活動。龜山島位於淺海地形上，其東部外海一帶的帶狀火山區，位於海底深度 1,000~1,500 m 之間，此區的海底地形所造成海嘯的特性，可以與台東外海地震的海嘯評估做比較。報告中引用李孟芬(1996)的分析，該區形成災害性海嘯的地震規模，約為 6.6 級至 6.8 級。此區若發生火山爆發，其一連串的火山行為約涵蓋 80 km 範圍，相當於規模 6.8 級至 7 級之地震的變形長度，因此，其引起災害性海嘯的可能性較高。但以火山活動行為來看，其中最活躍的範圍約僅有 20 km 至 30 km，在 80 km 長範圍內同時爆發的機率相對較低。而且台灣東北部的海灣地形，應能有效地降低東北部區域引起海嘯的振幅，可減輕對核二廠的威脅。

第 2 次審查意見

同意答復。併入第二章審查意見 02-05 處理。

編 號	6.6-17-219	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		意外事件	S02	6.6.1	6.6.1-1	結案
第 1 次審查意見						

原 NAC 公司的 MAGNASTOR 護箱(本設計的原型)安全分析中，在異常事件種類中包含密封鋼桶(TSC)表面不慎污染的事件，如防水材料破裂或安裝不完整等，由於本案密封鋼桶及傳送護箱與該設計相同，請於本節增加此項異常事件之分析。

第 1 次審查意見答復說明

護箱吊入水池前，ACWS 會先進行測試，確定無破裂或是漏水才會吊運入池，且正式作業時 ACWS 供水系統將會重覆配置，故應無因破裂與漏水導致鋼筒污染之可能。但為仍將針對漏水或是破裂之相關評估辦法與處理方式，訂定於相關作業程序書中。

第 2 次審查意見

同意答復。針對 **ACWS 漏水或是破裂之相關評估辦法與處理方式**，請台電公司訂定於相關試運轉作業程序書中，並列為重要管制追蹤事項。

第 2 次審查意見答復說明

將依審查意見辦理，並於試運轉申請前提出。

編號	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
6.6-18-220	意外事件	S02/S03/S16	6.6.1 6.6.3	6.6.1-1 6.6.1-3 6.6.3-8 6.6.3-22	結案
第 1 次審查意見					
1.原 NAC 公司的 MAGNASTOR 護箱（本設計的原型）安全分析中，使用混凝土護箱作為廠房外的運送，所以在其意外事件種類中包含混凝土護箱的 24 英吋墜落事件分析。由於本案使用傳送護箱作為廠房外運送，請說明其操作及運送過程中的最高離地面距離為若干？請增加該高度的傳送護箱墜落事件分析。 2.請說明門型吊車是否能滿足 single-failure-proof 的法規需求？它的哪些設計能滿足這些安全需求？如何驗證這些設計？ 3.地震分析內容中，請加入門型吊車將密封鋼筒由傳送護箱吊入混凝土護箱過程中，若發生地震的分析。					

4. 傳送護箱傾倒之肇因非僅在多軸板車上因地震而發生，當傳送護箱吊至混凝土護箱上方，準備將密封鋼筒裝入混凝土護箱時，此時傳送護箱高度最高，遇地震更容易導致傾倒。此雖為可能性相當低之假設性議題，但也建議在矯正行動中說明如何操作以防止此種意外事件之發生。
5. 請將 NAC 公司計算多軸板車不會因地震而傾倒的分析資料中，所用的假設及分析方法放入本安全分析中，以建立多軸板車的設計需求及分析的可接受度。

第 1 次審查意見答復說明

1. 傳送護箱在廠內運送時，以 single failure proof 吊車吊運至多軸板車上，並以 Tied down system 將其固定於多軸板車上，且頂部配置了防撞緩衝器。經分析證實，當裝載 TFR 的多軸板車遭遇 SSE 等級之地震時，仍未發生翻覆，TFR 亦無墜落之狀況。因此 TFR 置於多軸板車時，無須進一步分析護箱墜落之分析。雖然如此，NAC 公司仍進行了假設性的傾倒分析，結果證實傳送護箱的最大加速度值仍在安全範圍。
2. 乾貯場上的吊運作業以 Gantry crane 進行吊運，此門型吊車主要由油壓裝置、桁架及吊掛用台車樑所組成，其設計符合 single failure proof 與 NUREG-0554、NUREG-0612、ASME NOG-1 及 ASME NUM-1 中的相關要求。相關評估將於試運轉前提出。
- 3, 4, 5 有關門型吊車及多軸油壓板車，係與未來之運轉作業相關，目前尚在設計、分析或評估階段，其詳細評估資料，擬建議於申請試運轉許可時提交主管機關審查。

第 2 次審查意見

1. 請提供裝載 TFR 的多軸板車遭遇 SSE 地震之分析，驗證其未翻覆，TFR 亦無墜落之狀況。
2. 3, 4, 5 項有關門型吊車及多軸油壓板車之安全分析均甚重要，請台電公司於第 2 次審查意見答復說明時補充相關內容。
3. 並未答復傳送護箱在操作及傳送過程中的最高離地面距離，亦未針對此評估最高離地情況下，發生地震時是否會發生傾倒，或於矯正行動中說明如何防止傳送護箱傾倒。

4. 若 TFR 發生墜落(估計重心離地高約 9 米)，此事故對 TSC 與其內之用過核子燃料影響為何？是否會造成用過核子燃料再取出的困難？

第 2 次審查意見答復說明

1. , 2. 請參閱審查意見編號 05-09 第 2 次審查意見答復說明，簡要說明如下：

傳送護箱裝載在板車 (載貨低板)上之地震分析，係以 ANSYS 10.0 程式對核二廠三維地震歷時加速度與傳送護箱與多軸板車(Greiner Dolly)及固定鋼索的組合進行評估，評估地震過程中的固定鋼索的最大受力，並以 ASME Code Section III, Appendix F 的 Service Level D 判斷準則決定鋼索及各部吊耳與操作所需之各部結構的安全係數，評估結果為鋼索之最小安全係數為 3.2，吊耳及各部結構之最小安全係數為 2.0，證明地震時傳送護箱不會自板車上傾倒。而傳送護箱自板車上傾倒至地面的評估中，則是以上雖已證明地震時傳送護箱不會自板車上傾倒，但也保守進行即使發生傳送護箱自板車上傾倒的意外事故時，密封鋼筒依然可以保持其結構完整性。

在門型吊車分析分析方面，則同時考慮 DBE 等級之地震以及 70 m/sec 之風速所造成的載重。並以顯示有限元素軟體 LS-DYNA 進行三維非線性動力分析。透過分別考慮兩種不同的吊舉高度及位置後，找出吊車組件內最大應力，並與 ASME-NOG-1-2010, Section 400, Subsections 4311, 4311, 4321, 4322, 4324 之法規進行檢核。結果顯示，門型吊車所有之構件皆通過檢核，亦證實了吊車在地震時之穩定性。另，依 04-02 之審查意見，將另案提出們型吊車專案報告。

3. 傳送護箱在傳送過程中的最高離地面距離為 0.32 m，傳送時以鋼索固定傳送護箱於多軸板車，防止傳送護箱傾倒，經分析傳送護箱在此固定措施下不會在核二 SSE 地震規模下傾倒(見編號 05-09 第 2 次審查意見答復說明)。為了將密封鋼筒由傳送護箱中傳送至混凝土護箱，操作時會將傳送護箱吊舉至稍高於混凝土護箱的高度，此高度為所有傳送護箱操作過程中的最大離地高度，吊舉時傳送護箱全程以 single failure proof 吊車吊運，故無墜落之虞。
4. TFR 於場內及貯存場上，皆以 single-failure proof 的吊車進行吊運；分析結果顯示，在板車的運送過程即便是遭遇 DBE 等級的地震，也不會發生

翻覆傾倒事故。因此無自 9m 高度掉落之可能性，燃料再取出不會有問題。

第 3 次審查意見

1. 仍請提供裝載 TFR 的多軸板車遭遇 SSE 地震之分析，驗證其未翻覆，TFR 亦無因此墜落之狀況。意見編號 05-09 第 2 次審查意見答復說明未包含此狀況。
2. 門型吊車地震分析之地表加速度為若干？分析中是否包含吊舉傳送護箱至混凝土護箱上之狀況？風力為何不採用與混凝土護箱相同的 160m/sec？
3. 福島第一核能電廠事故後，核安的考量為嚴重事故後之對策。因此日本對於用過核子燃料傳送護箱要進行 10 米墜落實驗，密封鋼筒要進行 6 米墜落實驗。第 3、4 兩項答覆以 single-failure proof 吊車在 DBE 時不會墜落。但是若發生超過 DBE 的事故，則沒有回答。請就此部分，提出對策分析說明。
4. 請澄清在 TFR 的操作及運送過程中，相關的地震分析究竟是用 SSE、DBE，還是水平 0.88g、垂直 0.78g 來作的？
5. 門型吊車設計分析之地表加速度如為 0.78g，為何混凝土護箱耐震設計卻使用 0.88g？

第 3 次審查意見答復說明

1. 審查意見編號 05-09 第 2 次審查意見詢及板車高度，並要求將板車長度、寬度與重量等參數列入安全分析報告中，故其回覆內容未述及裝載 TFR 的多軸板車之地震分析。

裝載 TFR 的多軸板車之地震分析已經於第二次回覆中簡要說明，本次根據更新的評估報告，修正鋼索與吊耳之最小安全係數分別為 2.87 與 1.84，更新的評估中使用的地震加速度歷時包括了 UB-Inter Case (水平 PGA = 0.88g，垂直 PGA = 0.78g)及 BE-Full Case (水平 PGA=0.78g, 垂直 PGA = 0.78g)。另外，本公司將依委員意見提供分析報告如附件 6.6-18-C。
2. 門型吊車結構評估時使用的地震加速度歷時中，最大的垂直加速度(PGA)為 0.78g，最大的水平加速度(PGA)為 0.88g。分析使用 ASME NOG-1 的

載重組合，吊運的最大可能荷重為裝載燃料的 TFR 的吊舉加上 30 mph 的風速負載與地震力。一般來說，當風速超過 30 mph 時，核電廠戶外的吊車操作是禁止的，所以吊車並不會在颱風發生時進行操作。風速超過 30 mph 時的運轉限制將加入核二乾貯的運轉程序書。160 m/sec (360 mph) 風速為極端惡劣氣候狀況，該風速遠超出 30 mph 的運轉風速限制，故在此條件下不會進行運貯操作。

3. 日本所發展的乾貯系統通常具有貯存及場外運送雙重功能，因此需進行 10m 墜落試驗，以滿足類似 10CFR71 的法規。核二系統傳送護箱的設計目的是在廠內密封鋼筒的傳送，因此無須滿足 10CFR71 的法規。此外，運貯時傳送護箱的吊運高度不高，而且使用具有 single-failure proof 的吊車，因此不可能發生墜落意外。電廠設計基準地震 DBE 為假設電廠營運四十年所必須抵抗的最大地震；從地震危害度(seismic hazard)觀點來看，相較於電廠營運週期，傳送密封鋼筒的時間相當短暫，因此遭遇 DBE 等級地震的機率遠比電廠還低；換言之，使用 DBE 地震力來設計相關運貯吊裝設備，已經比電廠設計還保守。並且傳送護箱結構設計的安全係數為相對於材料降伏強度與極限強度的 6 倍與 10 倍，遠超出負載重量，吊車亦為 single-failure proof 的吊車，因此明顯降低墜落意外的可能性。除了各種計算評估的輸入皆經由層層保守的假設，並獲致某種程度的安全餘裕之外，對於預估中不可能發生的意外事故，也有因應的應變措施，詳細之恢復程序、措施將在試運轉申請時提出。
4. 所謂 DBE 乃是指電廠因基礎下方岩盤所引發的最大設計地震加速度。藉由 DBE 可以計算出廠房各樓層以及地表的設計地震加速度，以作為組件設計之安全停機加速度(SSE)依據。核二乾貯基座表面的最大地震加速度 0.88g 與 0.78g，與 SSE 一樣是由 DBE 而來。也就是，考慮場址岩盤最大加速度為 0.4g 的地震(DBE)，並保守考慮震波傳過土層及土壤與結構互制的放大效應(SSI)，所得到的地震加速度歷時。由於在 0.4g 的 DBE 地震加速度下，相關廠內結構及組件可以讓反應爐安全停機，因此，0.4g 的岩盤地震力又被視為 SSE 等級的地震力。TFR 的穩定性評估時使用了幾個不同的地震加速度歷時，最大的垂直加速度(PGA)為 0.78g，最大的水平加速度(PGA)為 0.88g。
5. 結構物的地震位移量除了與最大加速度值 (PGA)有關之外，與加速度歷

時的組成特性有更密切的關係。混凝土護箱地震穩定性評估使用的加速度歷時共有 6 筆(參表 6.6-18-1，摘自安全分析報告表 6.2.6.4-12)，其中 UB-Inter 的最大水平加速度為 0.88g，但是其 Bounding Case 卻是 BE-Full Case (原土壤結構互制分析結果的最大水平地震加速度 PGA 為 0.627g，在混凝土護箱地震穩定性分析時保守將該地震加速度放大至 0.78g，經分析計算，此筆加速度歷時資料造成混凝土基座上的混凝土護箱有最大的垂直位移量 11.7 in)。門型吊車結構評估主要使用這 6 筆中的 bounding case (BE-Full)，但也用同樣的 LS-DYNA 模型，以 UB-Inter Case (PGA = 0.88g)的地震加速度歷時作了靈敏度分析，其結果仍為 BE-Full case 所涵蓋。

表 6.6-18-1 Summary of PGAs

	UB-Full	UB-Initial	UB-Inter	BE-Full	BE-Initial	BE - Inter
A _x (SSI) (g)	0.839	0.862	0.851	0.635	0.627	0.631
A _y (SSI) (g)	0.871	0.722	0.88	0.627	0.625	0.631
A _z (SSI) (g)	0.434	0.429	0.434	0.496	0.455	0.497
SF _x	1.0	1.0	1.0	1.228	1.244	1.236
SF _y	.0	1.08	1.0	1.244	1.248	1.236
SF _z	1.797	1.818	1.797	1.592	1.714	1.569
Analysis A _x (g)	0.839	0.862	0.851	0.78	0.78	0.78
Analysis A _y (g)	0.871	0.78	0.88	0.78	0.78	0.78
Analysis A _z (g)	0.78	0.78	0.78	0.78	0.78	0.78
VCC Tip Height H (in)	4.8	5.5	3.9	11.7	9.6	5.9

A_x, A_y, A_z = X, Y 與 Z 各別方向之加速度

SF_x, SF_y, SF_z = 用於加速度歷時之放大因子 (若其 PGA 小於 0.78 g)

Full:表示混凝土基座排列 27 個裝填燃料之混凝土護箱

Initial:表示混凝土基座排列 1 個裝填燃料之混凝土護箱與 26 個空混凝土護箱

Inter:表示混凝土基座排列 14 個裝填燃料之混凝土護箱與 13 個空混凝土護箱

第 4 次審查意見

1. 所提供之裝載 TFR 的多軸板車地震分析，未能提供車輛未翻覆之驗證。仍請提供該項驗證數據或圖形。
2. 同意門型吊車吊運之風速限制為 30mph，請列入相關程序書。仍請評估吊車本身能承受與護箱相同的 160 mph 最大風力，以保證惡劣氣候（如颱風）下不會受損而影響其他設備如護箱之安全。
3. 同意答復。傳送護箱因為沒有通過放射性物質安全運送規則所規定的碰撞與墜落試驗，不同意可以廠外運送。
4. 同意答復。
5. 表 6.2.6.4-12 中分析護箱地震用了 6 種加速度歷時，安全餘裕最小的是 BE-Inter，而地震之門型吊車結構評估只用了 BE-Full 及 UB-Inter 兩種，請提供其他 4 種加速度歷時的分析或至少提供 BE-Inter 的分析以確保其安全。如此則護箱及吊車的防震能力可謂相同。

第 4 次審查意見答復說明

1. 提供之裝載 TFR 的多軸板車地震分析，該分析之有限元素模型(附件 6.6-18-C 的 Figure 6.1-1)中，多軸板車輪胎與地面間使用了 ANSYS CONTACT52 元素進行模擬，以便反映輪胎與地面之間的實際接觸條件。CONTACT52 元素僅能承受壓力，不能承受拉力，因此多軸板車在外力作用下是有可能會被抬起的。但由分析結果得知，在現有之 SSE 地震力作用下，裝載 TFR 的多軸板車並不會發生傾倒。此外，由附件主文的 Figure 6.2-2 及 Appendix F 的 Figure A-3 可以看到，TFR 的傾斜角度為時間的函數，這兩個圖表示 TFR 雖然來回晃動，但最大傾角不會大於 4.11 度。由於 TFR 以纜索固定在多軸板車上，因此多軸板車載貨台(deck)的轉動將會近似於 TFR。因此，分析的結果已經清楚揭示 TFR 及多軸板車在地震事故下不會發生傾倒。
2. 門型吊車吊運之風速限制 30 mph，將依審查意見列入操作程序書中。另外，在門型吊車結構評估時已經依照 ASME NOG-1-2010, Section 4140 負載組合中的 (c) Severe Environmental Loads, 考慮惡劣天候下 156 mph (70.0 m/sec)風速對門型吊車的作用力。
3. 審查意見 5，謝謝委員提醒。類似於對 UB-Inter 加速度歷時的靈敏度分

析，本公司將針對門型吊車以 BE-Inter 加速度歷時進行地震分析。

第 5 次審查意見

同意答復。

編號	6.6-19-221	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		意外事件	S22	6.6.1	6.6.1-1	結案
第 1 次審查意見						
1. 6.6.1-1 頁提及「...本章說明核二系統符合 10 CFR 72.24 及 10 CFR 72.122 [3]法規針對異常及意外事故的相關需求及規定，經過保守的假設與評估及分析，證明核二系統在分析的異常及意外事故下，可確保用過核子燃料的運貯安全。...」。有鑑於日本福島核能事件的教訓，是否需要評估或是說明一旦若是發生超過設計基準事件(或是複合性災害)時的可能影響與緊急措施以減輕民眾疑慮？例如密封鋼桶因故氣密破壞導致氦氣或微量輻射物質外洩時應如何處置？ 2.另提及「依據 NUREG-1567 第十五章建議，本章節分析考慮下列項目：...」。針對本節意外事故及天然災害之選擇是否涵蓋或考慮過台灣天然環境的特殊性或是台灣曾經發生的嚴重天然災害？建議在文中明確說明以增加可信度。						
第 1 次審查意見答復說明						
1. 福島事件證實，相對於濕式貯存，乾貯系統具有較佳的安全性。本系統已經通過最嚴苛之分析，結果顯示即便是在最嚴苛之條件下，TSC 之結構完整性仍然可以維持，無輻射洩漏之虞。請參考 6.6-12 審查意見回覆內容。 2. 本報告已考慮到場址天然環境的特殊性或是場址曾經發生的嚴重天然災害，詳見場址調查章節。意外事故與天然災害分析評估時皆已考量場址附近歷史紀錄最嚴重之災害，加以涵蓋。						
第 2 次審查意見						

請補充資料說明福島事件中乾貯系統的經驗，比較福島電廠乾貯系統與核二乾貯系統設計上的主要差異以加強佐證。

第 2 次審查意見答復說明

福島事件發生後，乾式貯存場之乾貯系統經目視檢查其外觀後，確認並無異常。福島乾貯系統與核二系統比較如下表：

乾式貯存	福島第一原子力發電 Fukushima-Daiichi NPS	第二核電發電廠
電廠型式	BWR 電廠	BWR 電廠
種類	9 個金屬護箱	27 個混凝土護箱
護箱型式 1 內含量	5 個為大型護箱 52 束用過核子燃料	27 個為大型護箱 87 束用過核子燃料
護箱型式 2 內含量	4 個為中型護箱 37 束用過核子燃料	NA
總數	408 束用過核子燃料	2349 束用過核子燃料
擺放方向	水平擺放	垂直擺放
放置位	在獨立乾式貯存廠房內	放置在反應器廠房外 獨立混凝土平台上
放置高程(m)	5.7	12.3
設計地震	0. g	0.88g
Weight(t)	115(大),96(中)	237(含 VCC)
Length m)	5.6(大),5.6(中)	5.99(含頂蓋)
Diameter (m)	2.4 (大), 2.2(中)	4.25
Fuel type	8 x 8	8 8
冷卻時間	> 7(years)	> 20(years)
燃料耗損	<2 , 0(MWD/)	35,000(MW /T)
起用時間	199	NA
總容量	20 組護箱	27 組護箱
目前狀況	日本原子力災害對策本部於 3 月 18 日發布：乾式貯存場經目視檢查其外觀後，確認並無異常。	NA

第 3 次審查意見

同意答復。

編 號	6.6-20-222	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		意外事件	S22	6.6.2	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						
混凝土護箱出氣口溫度自動監測的規劃將於試運轉申請時提出。						
第 2 次審查意見						
同意答復。						

編號	6.6-21-223	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		意外事件	S22	6.6.2 6.6.3	6.6.2-4 6.6.3-25	結案
第 1 次審查意見						
6.6.2-4 頁提及「...故全部劑量為 $0.01727 \text{ mSv/h} \times 2 \text{ 人} \times 1 \text{ 小時} \times 4 \text{ (貯存護箱)}$ = 0.13816 man-mSv ，平均個人劑量為 0.06908 mSv ，仍遠低於個人年劑量限制值(50 mSv)。」另 6.6.3-25 頁提及「...清理每個全堵塞進氣口之總人-劑量為 $0.01727 \text{ mSv/h} \times 2 \text{ 小時} \times 2 \text{ 人} \times 4 \text{ (貯存護箱)}$ = 0.27632 mSv ，...」。請將劑量改為以 μSv 表示。						
第 1 次審查意見答復說明						
錯誤之字型將依審查意見修正，謝謝委員指正。						
第 2 次審查意見						

同意答復。請台電公司提供修訂內容。

第 2 次審查意見答復說明

將依照審查意見辦理，詳見附件 6.6-21-B。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	6.6-22-224	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		意外事件	S03 S22	6.6.2	6.6.2-5	結案
第 1 次審查意見						
6.6.2-5 頁提及「...由於密封鋼筒的表面輻射劑量較高，因此，假如需要檢視密封鋼筒的表面的話，應依相關輻射防護規定進行。」密封鋼筒表面的可能劑量率範圍是多少？請於文中列出相關數字以利輻防參考。並請將中子與加馬的劑量率分別列出，如此才能準備必要的輔助屏蔽，來因應需要矯正行動時的輻防。請明確說明採取矯正行動時，所必須採行的輻防措施。並請評估因矯正行動所造成的人員劑量和集體有效劑量。						
第 1 次審查意見答復說明						
TSC 並非獨立系統，其不是裝在 TFR 就是在 VCC 內。原文易造成誤解，相關將刪除，故無此問題。						
第 2 次審查意見						
本節主要針對異常、意外、天災情況進行安全分析，設想可能情節並評估最大影響以預做準備，還是建議能夠針對密封鋼筒的表面輻射劑量率進行合理或簡化估計。						
第 2 次審查意見答復說明						
核二乾貯系統在整個運轉及服役過程中，在正常狀況下不允許裝有燃料的 TSC 直接暴露在外；在異常及意外事故下亦證實 TSC 不會脫離 TFR 或 VCC，相關分析可參考 6.6-40 之審查意見回復。因此，並不需要考慮 TSC 表面的輻射劑量率。						

第 3 次審查意見	
TSC 除污時，要偵測 TSC 上端污染，因此有必要預先獲得此部分的輻射劑量率，以做為相關輻防準備之依據。請提供此輻射劑量率。	
第 3 次審查意見答復說明	
如同 6.4-03 回覆說明，簡述如下： 密封鋼筒裝載於傳送護箱內後，密封鋼筒頂部表面與傳送護箱頂部表面之間距離於劑量計算模擬時僅為 1.8 cm，故可合理假設密封鋼筒頂部表面輻射劑量率可用保守計算之傳送護箱頂部表面輻射劑量率作為代表，並以此評估除污人員之工作劑量。密封鋼筒內部有水，未使用鉚接用屏蔽板時，密封鋼筒頂部表面最大輻射劑量率為 567 μSv/h，如附件 6.6-22-C 所示。	
第 4 次審查意見	
同意答復。	

編 號	6.6-023-225	分 組	審 查 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		意外事件	S02 S16	6.6.3	6.6.3-1 6.6.3-2	結 案
第 1 次 審 查 意 見						
1.密封鋼筒意外壓力係假設鋼筒內所有燃料棒均破損時，內部壓力僅上升 53 psig，此意外狀態之設計壓力採 250 psig 應屬保守；但會造成所有燃料棒均破損之原因，100%燃料破損的狀況，可能由於燃料溫度太高造成，請分析在燃料最高溫度的狀況下（如進氣口全阻塞事故或最大預期環境溫度），100%燃料破損後密封鋼筒的內壓是否還在設計範圍內。 2.請將內壓上升值 53psig 改為內壓絕對值，以便與允許值作比較。						
第 1 次 審 查 意 見 答 復 說 明						
1. 評估密封鋼筒意外最大壓力係分別考慮 100%燃料破損、全阻塞及極高環境溫度。但三者造成的內壓均遠小於 250psig。意外事故分析僅須考慮單一事件之影響。 2. 依審查意見改為內壓絕對值 132.5 psig。						

第 2 次審查意見
雖 100%燃料破損、全阻塞及極高環境溫度，單獨產生之內壓均小於 250 psig，但請台電公司研判上述三者是否確為獨立事件？若否，應再評估倘若三者同時發生時之情況為何，是否仍小於 250psig？
第 2 次審查意見答復說明
全阻塞事故以及極高環溫發生時，其燃料最高溫均在限值內，不致造成破損。100%燃料破損為假設性議題，只有在氬氣洩漏，空氣進入密封鋼筒內，造成燃料氧化，才有可能發生破損。既然氬氣洩漏則無內壓問題，故三者為獨立事件，並不會同時發生。
第 3 次審查意見
燃料破損有許多發生的可能性，如燃料強度低於預期，鋼筒內水未抽乾，或鋼筒操作時發生碰撞。如何在發生狀況後避免繼續裝載，才是避免發生雙重事故的方法。如不能避免，仍應作 100%燃料破損+燃料最高溫度狀況的分析。
第 3 次審查意見答復說明
用過核子燃料裝載之前皆經過相關檢驗(書面記錄與抽檢)，故其強度與完整性可以確保。此外本系統乾燥度之要求極高(真空壓力 10 torr)，如發生無法達成情形經工程判斷則須重回水池將燃料移除，應不至於發生殘水導致破損事件，而且所有起重設備皆屬 single failure proof 等級，無鋼筒墜落重碰撞之可能。因此無須進行 100%燃料破損+燃料最高溫度狀況的分析。 當計算正常及異常狀況下之內壓時，已分別考慮 1%及 10%之燃料破損。如將 100%破損加上因全阻塞造成最高氬氣溫度(299℃) 則內壓僅達 176 psig，仍遠小於 250 psig。顯示系統在此條件下仍然安全無虞。
第 4 次審查意見
同意答復。 燃料破損釋出之分裂氣體會使氣體熱傳變差，氣體最高溫度會再上升。但即使再增加此項考慮，由於餘裕度仍大，溫度及壓力仍應在安全範圍，答復可接受。

編號	6.6-24-226	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		意外事件	S16	6.6.3	6.6.3-2	結案
第 1 次審查意見						
密封鋼筒因內部氦氣充填 9.98 atm 之氦氣，在正常、異常及意外狀態下之設計內壓為 110 psig、130 psig 及 250 psig，若儲存期間密封鋼筒內部氦氣逐漸漏失至約 1atm 時，應再加以計算此情況下之鋼筒內部溫度，是否仍在安全範圍內。						
第 1 次審查意見答復說明						
本案例中，台電公司採用 NAC 公司所設計的 MAGNASTOR 系統。NAC 公司針對 MAGNASTOR 系統中之 TSC 於長期貯存情況下的密封性，發表白皮書，說明從設計、運轉、測試、工程及法規層面說明 TSC 的密封邊界在 50 年的設計壽命下仍能保持氦氣的漏密性（氣密性）。其說明密封鋼筒密封邊界的密封銲接的設計、驗證與檢驗皆須滿足 ASME Code、ANSI N14.5 與 USNRC（ISG-15 與 ISG-18）的相關規定。而密封鋼筒也經分析驗證在正常、異常、與意外情況下，均能確保其密封完整性。另依據結構分析結果顯示，本系統的密封鋼筒在正常、異常與意外情況下皆能滿足法規對結構完整性的要求。 在美國，NAC 公司已有超過 260 個的系統運轉經驗，而其中每一個系統中的密封鋼筒密封邊界之密封銲接皆依循且滿足上述的要求，截至目前為止，所有已運轉的系統在氦氣測漏與運轉階段皆沒有發現有洩漏的情事發生。 在設計階段已考量相關腐蝕對銲道強度及完整性的影響，原則上腐蝕狀況超過設計範圍的情況是不會發生的，但為更進一步地確保運轉的安全性，在實際的運轉作業中，將會有環境監視試片來監看銲道的腐蝕狀況，以判定銲道的腐蝕狀況仍在可接受的設計範圍內或需更進一步的修理活動。 在本案例中，系統實際所承受的熱負載遠低於原始系統的熱負載規範值，所以依目前的氦氣設計壓力而言，系統在熱移除的能力上具有相當大的安全裕度。						
第 2 次審查意見						

雖然 MAGNASTOR 系統從設計、製造及測試均依據相關法規；但密封鋼筒微小瑕疵未必在短時間內顯現出異常情形，NAC 公司超過 260 個系統均未曾運轉長達 50 年，亦未有足夠實際數據證明 50 年後仍與原預期的內部壓力一致。密封鋼筒內部氦氣壓力漏失雖為假設性議題，但仍須探討漏失到哪種程度會對密封鋼筒造成危害，以供設計者或管理者參考，必要時可以考慮增加監測或其他補救設計。

第 2 次審查意見答復說明

氦氣為乾貯設計的基石之一，用以保護燃料，燃料設計限值的前提在於氦氣環境，故一切設計施工皆以密封為前提。MAGNASTOR 系統從設計、製造及測試均依據相關法規，密封鋼筒生產過程皆依照法規嚴格製作與檢驗，因此在使用前並不會洩漏問題發生。此外，密封鋼筒滿足 ANSI N14.5-1997 的漏密要求（低於 $2 \times 10^{-7} \text{cm}^3/\text{sec}$ ），因此在申照期限的 50 年後其洩漏量只讓氦氣體積減少低於 0.3%，並不會造成熱傳特性之改變。而且，Decay Heat 也隨時間在下降中，如下圖所示，在二十年後已經減少了 30%，五十年後更將減少約 55%，核二乾貯的 Design Basis Heat Load 是 14.6kW，而熱傳分析保守使用 17.39 kW 的計算結果，燃料最高溫度只有 251℃，遠低於容許溫度（400℃），有相當大的餘裕，因此並無安全顧慮。



第 3 次審查意見

已能完全瞭解密封鋼筒從設計、製造及測試皆依照法規執行，理論上不會有洩漏問題發生。問題的重點在於人為執行不能完全排除可能發生之疏漏因素，尤其密封鋼筒內之氦氣含量對於熱傳特性之改變具有相當之影響，是

否應定期辦理漏失偵測之必要？

另一個假設性議題，若不幸其中某一個密封鋼筒在儲存期間氦氣發生漏失（氦氣體積減少高於 0.3%），能否製作一份時間與氦氣安全含量之圖表，讓後續管理人員瞭解漏失後可能產生之影響及補救方式。

第 3 次審查意見答復說明

一旦密封鋼筒經封焊通過各種測試，進入貯存階段後，唯一洩漏之途徑為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。保守估計氦氣減少 40%，燃料最高溫度將上升約 50℃，達到 300℃，此溫度距離限值 400℃ 仍有餘裕。因此，本系統在 17.39 kw 熱負載狀況下，在上述情節下仍然安全無虞。

第 4 次審查意見

同意答復。

編 號	6.6-25-227	分 組	審 查 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		意外事件	S18	6.6.3	6.6.3-3	結 案
第 1 次 審 查 意 見						
第 6.6.3-3 頁文中只針對誤裝新燃料進行評估並進行矯正行動，但由於因應福島事件後，各燃料池執行 NRC 所建議的 NEI 06-12 中 B.5.b 之處置與相關建議，將燃料池至少挪移成棋盤式擺置。此改變將造成誤吊新退出燃料之可能。考量新退出燃料之衰變熱極高，請針對此疑慮進行評估，並擬定因應措施。						
第 1 次 審 查 意 見 答 復 說 明						
根據 EPRI-1016635 研究報告"Criticality Risks During Transportation of Spent Nuclear Fuel,"中指出在層層把關、多重獨立驗證下，誤裝燃料之機率極低。實際裝填燃料時，除了層層把關外，另有 IAEA 針對燃料編號進行 pool scan 以及獨立監控，加上台電公司內部的監控機制，不會有誤裝填之情況發生。						

即便是發生燃料誤裝填，可以該護箱實際之燃料進行安全評估，若有安全之虞則回運燃料池。

第 2 次審查意見

同意答復。

編 號	6.6-26-228	分 組	審 查 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		意外事件	S12	6.6.3	6.6.3-3	結 案
第 1 次 審 查 意 見						
1.假設之事件為「誤裝新燃料至密封鋼筒」。因原先規定之臨界安全分析基本假設，即是保守地要求使用新燃料，不採計燃耗效應，故分析結果自然與前相同，小於 0.95 之 Keff 上限值。報告中之用語「並無不利影響」並不恰當，建議改為「並不致引起臨界事故」。 2.臨界事故分析中，表 6.1.5-10 顯示 Keff 最大值發生在水進入密封鋼筒外部及內部，以及護套間隙的狀況下。日本福島核災後，專家會關心如果是海水進入乾貯系統，是否可以確保臨界安全？因此，請增加此項分析，以除疑慮。						
第 1 次 審 查 意 見 答 復 說 明						
1. 將依審查意見修改。 2. 密封鋼筒在正常、異常及意外事故下皆能保持其完整性，因此不會有海水進入到密封鋼筒內部的情況。假使海水進入密封鋼筒內部，純水每單位體積下的氫原子數較海水略多(~1%)，因此純水的緩和效果較好，對反應度較保守；而海水的其他成分(如 Na、Cl、Mg 等)占有比重很小，且會增加中子之吸收，造成負反應。而密封鋼筒以外的變化對於反應度沒有影響，所以假使海水進入乾貯系統，較之純水不會有顯著的反應度差異，分析報告中的安全餘裕(0.9372-0.92246)可完全涵蓋。						
第 2 次 審 查 意 見						
1. 第 1 項同意答復。 2. 第 2 項意見答復僅是定性說明，不足以釋疑。請台電公司針對假設海水						

進入密封鋼筒之情景，執行臨界安全分析，以確保安全無虞。

第 2 次審查意見答復說明

1. 謝謝委員。
2. 根據保守評估，密封鋼筒在經歷本章所列舉之各種意外事故後，仍維持結構完整性，因此海水不會流入。即便是考慮海水進入到混凝土護箱與密封鋼筒內的反應度， $k_{eff}+2\sigma$ 為 0.88214，結果顯示較純水保守，與 USL(0.972)尚有 0.05506 的安全餘裕。因此安全無虞。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	6.6-27-229	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		意外事件	S02	6.6.3	6.6.3-4	結案
第 1 次審查意見						
1.爆炸分析中的本系統究竟包含哪些系統？請增加說明。						
2.爆炸分析請增加水泥護箱是否會傾倒的分析。						
3.傳送護箱與水泥護箱應做相同爆炸分析，請增加傳送護箱是否會傾倒的分析以及是否能承受爆炸壓力的分析。						
第 1 次審查意見答復說明						
1. 爆炸分析目地在於評估核二廠目前現有可能之爆裂物對乾貯所造成之可能最大爆壓，經評估變電箱、油槽及運儲車輛油箱之後，發現最大爆壓為運儲車輛油箱造成之爆壓 14.5psi。分析時，可保守將此一爆壓施加於乾貯系統的 TFR 或 VCC 結構，結果發現安全無虞。						
2. 爆炸時 VCC 不會傾倒，如附件 6.6-27-2-A。						
3. 14.5 psi 為表 8.2.4-1 所列之 50 加侖油箱爆炸之 1 m 距離之過壓值評估結果。傳送護箱運送所採用工具為多軸板車，其主要由承載傳送護箱的載貨底板(Deck)及兩個 3 軸油壓板車模組等三部分所組成，整部多軸油壓板車共有 6 軸 48 個輪胎，總長度為 14.6 m。多軸板車為一無動力板車，						

操作時需要額外的動力車聯結油壓板車模組，動力車油箱距離傳送護箱(直徑 2,235 mm)表面至少 8,182 mm 以上，經查表 8.2.4-1，50 加侖油箱爆炸之過壓值為 0.58 psi。傳送護箱與油壓板車的載運組合，經水平 0.88g 與垂直 0.78g 所組合的地震力評估，在該地震規模作用下，傳送護箱並不會傾倒。0.58 psi 的爆炸壓力作用在傳送護箱力表面所形成的作用力，遠遠小於以上地震力的影響，故該壓力不會造成傳送護箱傾倒。

第 2 次審查意見

1. 第 1 項答復可接受。
2. 請說明為何附件在分析爆炸是否會造成水泥護箱傾倒時，採用距離 2m 之 2.03psi 爆炸壓力，而非原安全分析對密封鋼筒採用之距離 1m，14.5psi 之爆炸壓力？若採用 14.5psi 之爆炸壓力水泥護箱是否會傾倒？
3. 若傳送護箱如答復採用距離 8.1m，0.58psi 來作分析，此距離會造成操作及管制限制，任何爆炸源都要在 8m 外，包含任何車輛。
4. 請重新整理本節，將密封鋼筒，傳送護箱，及水泥護箱受爆炸之分析，整合放入。爆炸源可以是任何車輛，請考慮採用一致的保守距離假設。

第 2 次審查意見答復說明

1. 謝謝委員。
2. 50 加侖油箱爆炸意外評估結果顯示距離爆炸 1 m 處的爆炸過壓值為 14.5 psi，但實際上多軸板車之動力車之 50 加侖油箱距離傳送護箱表面至少 8,182 mm 以上，該處之爆炸過壓值為 0.58 psi，評估時保守以距離爆炸點 2 m 處的過壓值來涵蓋計算。
3. 8,182 mm 之數據只用於說明目前規劃之多軸板車動力車油箱與傳送護箱表面之距離，不用在爆炸源之管制依據，並且在於正常之傳送護箱運送規劃中，具傳送護箱最近且具威脅性的可能爆炸物應該只有 50 加侖油箱。
4. 由於各種爆炸源與設施的距離不一，無法對不同爆炸源採用一致的保守距離假設，所以針對 50 加侖油箱，變電箱與油槽等貯存場址週邊及運送路徑沿線的可能爆炸源進行爆炸分析，分析結果顯示對於威脅性較大的爆炸源為距離運送中的傳送護箱最近的 50 加侖油箱，其爆炸過壓力

可涵蓋變電箱與油槽等遠處爆炸源的爆炸過壓力。

第 3 次審查意見

1. 在此討論的是VCC 不是TFR。由於分析只作2M遠的爆炸源，建議增加行政管制措施，任何車輛(油箱)距裝載之VCC應在2M以上。
2. 由於分析只作8.2M遠的爆炸源，為避免可能之爆炸事件，建議增加行政管制措施，任何車輛(油箱)距裝載之TFR應在8.2M以上。
3. 同意以50加侖油箱作為爆炸分析的依據。至於與50加侖油箱的距離，由於任何車輛都可能靠近，所以若不以0距離作分析，則分析時假設的距離，就會成為爾後車輛行政管制的項目，如第2及3項審查意見。

第3次審查意見答復說明

1. 運貯時將進行行政控管，禁止任何車輛靠近VCC 2m以內。
- 2.,3. 由附件6.6-27-2-C的傳送護箱分析顯示，距離2m處50加侖油箱發生爆炸，傳送護箱仍然不會發生傾倒，因此運貯時行政管制措施，禁止任何車輛靠近多軸板車2m內。

第4次審查意見

同意答復。請將答復內容放入SAR相關章節。

編 號	6.6-28-230	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		意外事件	S02	6.6.3	6.6.3-6	結案
第 1 次審查意見						
1.火災分析之護箱究竟是傳送護箱或是水泥護箱？請增加說明。						
2. 50 加侖油料洩漏火災對兩種護箱都有影響，均應做分析。						
3. MAGNASTOR 的火災分析中，50 加侖油料洩漏火災假設油料直接在護箱四周燃燒。本分析假設火源在護箱表面 2m 處，由於油料洩漏可能來自車輛碰撞或翻覆，距離 2m 的假設不夠保守，請增加油料直接在護箱四周燃						

燒的分析。

第 1 次審查意見答復說明

1. 火災分析包含傳送護箱與混凝土護箱，運送過程之護箱為傳送護箱，貯存場之護箱為混凝土護箱。
2. 50 加侖火災分析已考慮最嚴重之狀況，即假設 50 加侖油箱內之柴油完全洩漏，柴油洩漏至地面後之燃料厚度為 0.01 公尺，火源之面積為 18.93 m^2 ，經 210 sec 燒盡後，溫度仍在容許範圍。此一分析，對於兩種護箱皆適用。由於運貯車輛油箱較接近傳送護箱，50 加侖油料外洩火災對傳送護箱會有較大影響。因此，報告撰寫時偏重於火災對傳送護箱的描述。相較於傳送護箱，混凝土護箱距離火源更遠，混凝土絕熱性質優於傳送護箱，因此受火害之程度遠不及於傳送護箱。
3. MAGNASTOR 的火災分析與本處護箱表面 2 m 處的火源的分析不同的情節。MAGNASTOR 的火災分析為混凝土護箱自由站立在混凝土基座貯存用過核子燃料時，因周邊汽車 50 加侖柴油洩漏至混凝土護箱週邊，並將柴油燃燒殆盡之火災分析；本處之護箱表面 2m 處火源的火災分析係評估傳送護箱在運送時因車輛自身 50 加侖油箱引起的火災評估。如 6.6-28 審查意見回覆內容所述，傳送護箱運送時的多軸板車動力箱距離傳送護箱表面的最近距離為 8,182 mm，在評估時假設火源距離為 2 m，應該已經非常保守了。再者，多軸板車運送裝載用過核子燃料的傳送護箱的載運作業係在核二場場界內作業，透過多重行政管制、戒護與防範，不可能發生車輛碰撞與翻覆之意外事故造成油箱洩漏。

第 2 次審查意見

1. 第 1 項答復可接受。
2. 請分別提供傳送護箱及混凝土護箱火災分析的假設及結果。火災源可以是任何車輛，請考慮採用一致的保守距離假設。
3. 火災源—油箱可以是任何其他車輛，請回歸 MAGNASTOR 的保守火災分析假設，進行傳送護箱及混凝土護箱火災分析。
4. 既然運送路徑距二貯油槽均為 6.5m，安全分析中為何運送設施火災分析

採用較小之 150KL 油槽而非 650KL 油槽？且距離採用 10.5m？究竟輻射熱會使傳送護箱溫度上升多少？以車輛可以駛離現場來作為事故分析的結論，會使分析失焦。

第 2 次審查意見答復說明

2,3.如編號 6.6-27 審查回覆所述，多軸板車為一無動力板車，操作時需要額外的動力車聯結至油壓板車模組，動力車油箱距離傳送護箱表面至少 8,182 mm 以上。考量內含 50 加侖油料之油箱洩漏引發火災，保守假設火源位於距離護箱表面 2m 處，燃燒時間為 210 秒，最大熱通量為 29.3 kW/m^2 。TFR 的火災熱傳分析以三維對稱有限元模型進行（如 Figure 1），輸入熱源分佈為保守假設自 TFR 底部往上 1m 處皆保持最大熱通量 29.3 kW/m^2 ，接著往上逐漸遞減至 2m 處為零。熱通量共施加 210 秒，隨後將其移除並維持 30 分鐘的熱暫態分析。分析結果顯示，傳送護箱殼體溫度僅上升約為 51°C ，NS4FR 溫度上升為 40°C 。考量護箱在傳送階段的穩態分析（保守以 TFR inner shell 內表面的溫度為 NS4FR 的溫度），加上火災分析的升溫，NS4FR 最高溫度為 118°C （如 Figure 2），仍小於 NS4FR 的溫度限值 148.8°C 。因此，NS4FR 並無失效之顧慮。故可推測若發生 50 加侖油箱火災，對運貯設施不會有不利之影響。

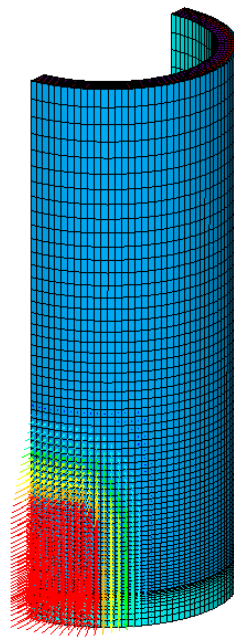


Figure 1: 3-D TFR Finite Element Model for Fire Transient Analysis

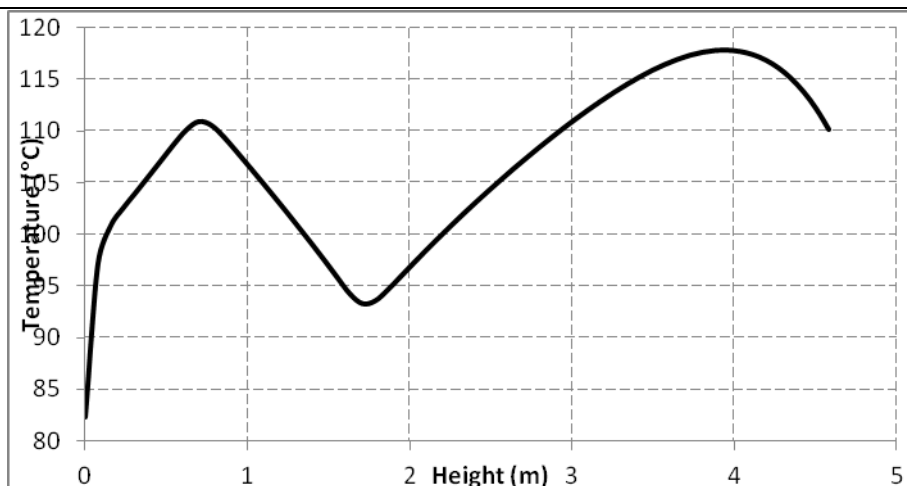


Figure 2: Temperature Profile of NS4FR in TFR for Fire Accident

原始 MAGANSTOR VCC 系統的火災分析使用進氣口之空氣溫度為 800°C ，在 8 分鐘後，TSC 溫度將會增加 31°C ，而燃料最大溫升只有 1.7°C ，此結果可以涵蓋核二乾貯系統，在火災情況下，保守計算出燃料溫度為 252.7°C ($251+1.7$)，TSC 溫度為 195°C ($164+31$)，兩者與其限值 570°C （燃料）及 426.6°C （TSC）皆有很大之餘裕。將採納委員的寶貴建議，將於火災分析章節加入此段說明，詳見附件 6.6-28-B。

4. (a) 150 KL 與 650 KL 油槽與運送路線距離皆為 6.5 m，二油槽火災對乾貯廠址與運送時護箱的影響皆有列入火災評估報告中，油槽火災評估主要以油槽防溢堤的熱釋放率為評估依據，150 KL 與 650 KL 油槽之防溢堤面積分別為 287m^2 與 132.73m^2 ，熱釋放率分別為 896,014 kW 與 414,383 kW，顯示 150 KL 油槽火災對於乾貯廠址與運送時護箱的影響遠大於 650 KL 油槽火災，所以安全分析報告中對於 150 KL 油槽火災有較多的描述。

(b) 對於 150 KL 與 650 KL 油槽火災評估，除了評估油槽與運送路徑最短距離(6.5 m)處及對場址(126 m 與 124 m)之影響外，另對 150 KL 油槽火災進行距離火源 10.5 m 處的評估，以作為火災發生時安全逃離之參考。

(c) 乾貯運貯前，會先沿運送路徑檢查，包括是否有可燃物，油槽為檢查重點之一。因此，TFR 運送時不會遭遇油槽火災。為了謹慎起見，特別針對 150 KL 發生油槽火災進行分析，用於評估火災發生時運貯車輛是否有足夠時間離開現場。最接近油槽之道路邊緣距火源邊緣 6.5 m 處，運送之 TFR 距離火源邊緣約 10.5m，由火災分析結果可得知，在 300 秒的火災分析結果，10.5m 處的溫度仍約在 40°C 以下。若保守以一般運送速度估計，

300 秒可讓運貯車輛行走至少 30m，因此，絕對有足夠時間遠離火災現場。TFR 運送屬於全程行政監控作業，如油槽火災意外事故發生時，行政控管作業會使運送車隊不進入或者盡速遠離火災現場。此外，TFR 運送時消防車會隨時機動待命，火災發生時，可以執行實際滅火行動，也可以對 TFR 灑水降溫，因此假設有實際火災，造成的溫度將遠低於計算值。由此可見，油槽火災可以透過行政成功控管。

第 3 次審查意見

2,3.由於油箱火災分析只作 2M 遠的火源，為避免可能之火災事件，建議增加行政管制措施，任何車輛(油箱)距裝載之 TFR 應在 2M 以上。其他答覆可接受。

第 3 次審查意見答復說明

依審查意見辦理。

第 4 次審查意見

同意答復。請將「任何車輛(油箱)距裝載之 TFR 應在 2M 以上」放入 SAR 相關章節。

第 4 次審查意見答復說明

謝謝委員，將依審查意見辦理。

編 號	6.6-29-231	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		意外事件	S03	6.6.3	6.6.3-6	結案
第 1 次審查意見						
請評估混凝土護箱表面受損時，表面輻射劑量率最高為多少？若必須更換混凝土護箱時，需要多少人、時？個人所受的輻射劑量和集體有效劑量又各為多少？						
第 1 次審查意見答復說明						
如安全分析報告 6.4.7.5 所述，「以最嚴重的拋射物直接衝擊混凝土護箱的假設情況，亦僅局部損壞核二乾式貯存系統貯存護箱側邊屏蔽。以最保守的護箱側邊完全減少 22.9 cm（9 inch）厚度的混凝土的情況，平均燃耗度						

34,000 MWD/MTU、 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度 2.84 wt%、冷卻時間 20 年之燃料條件組合產生之射源項對護箱側邊與頂端 1 m 處之最大輻射劑量率為分別為 0.00194 mSv/h 與 0.00239 mSv/h。」

至於混凝土護箱更換之劑量估算內容，將依審查意見進行新增。

第 2 次審查意見

請補充混凝土護箱更換時之劑量估算相關資料。

第 2 次審查意見答復說明

混凝土護箱若遭投射物嚴重撞擊，導致需要更換混凝土護箱，可以先吊運 TFR 至混凝土護箱上方，然後將 TSC 裝入 TFR，先移回廠內貯存程序與運貯時剛好相反，因此，劑量與運轉時相同。待另一完好之混凝土護箱建造或修復完成之後，再移將 TSC 置入。相關修改內容，詳見附件 6.6-29-B。

第 3 次審查意見

同意答復。

編 號	6.6-30-232	分 組	審 查 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		意外事件	S02 S09	6.6.3	6.6.3-8	結 案
第 1 次 審 查 意 見						
1.請增加說明本節分析所假設的地震強度。						
2.請增加傳送護箱在運送過程中的地震分析。						
3.斷層對於乾貯的影響說明過於簡略，場址位於斷層的上盤，按集集地震經驗受震影響應該非常大。請補充場址的震動特性與耐震設計參數。						
第 1 次 審 查 意 見 答 復 說 明						
1. 本節分析所使用的地震之最大水平加速度為 0.88g，垂直為 0.78g。這兩個數字於 6.2 節中已有說明，將補充說明於改版 6.6 報告中。						
2. 多軸板車運送傳送護箱過程之傳送護箱傾倒為一不符合力學原理之意外事故(non-mechanistic event)，亦即已經由力學方法證明該意外不會發生，但基於保守評估仍假設發生該意外之事故分析。目前已完成的傳送護箱的傾倒分析已說明於安全分析報告中，傳送護箱在運送過程中的地						

震分析也已完成評估，證實在 SSI 時的場址最大地震加速度(水平 0.880 g 與 0.851 g，垂直 0.78 g)規模時，傳送護箱仍不會傾倒，固定傳送護箱的鋼索之安全係數維持在 2.5 以上。傳送護箱的運送分析將在運轉前提出。

3. 核二廠耐震設計係假定 1909 年發生於板橋規模 7.3 的地震，是發生在新莊斷層，且距核二廠最近距離約 5 公里處(核二廠皆位於新莊斷層、金山斷層、山腳斷層的上盤)，經衰減後，推定安全停機地震基準值為 0.4G。造成集集大地震的車籠埔斷層為逆衝斷層，位於斷層上盤之建築物損害確實遠大於下盤。然而，根據中央地調所資料，山腳斷層則為正移斷層。依據台電公司 98 年 6 月委託國立中央大學辦理之「核能發電廠場址振動特性及地震反應研究報告」，其中針對山腳斷層改列為第二類活動斷層之新事證(陸地長度 34km 及海上 16.6km，計 50.6km)，評估可能發生規模(地震矩規模 Mw)7.1 地震，在核二廠地表之最大水平加速度值僅為 0.56g，小於核二廠用過核子燃料乾式貯存設施設計水平加速度值 0.88g，本報告所採之地震設計基準乃經詳細評估，並考量多種震波衰減模式以及場址的震動特性後，所保守決定之基準。分析方式有別於一般靜力耐震設計，使用了時間域非線性動力分析。分析輸入加速度歷時，乃取自考慮自岩盤至地表之一維剪力波傳，以及土壤與結構互制行為後之加速度反應歷時。分析結果顯示，安全無虞。

第 2 次審查意見

1. 第 1 項同意答復。
2. 台電公司應注意有關山腳斷層新事證說明資料應與第二章場址特性一致。
3. 傳送護箱運送安全分析請在第 2 次審查意見答復說明時提供審查。其分析內容至少包括在運送過程(TFR 在板車上)以及吊卸過程(TFR 在門型吊車吊卸時)發生地震之評估。

第 2 次審查意見答復說明

1. 相關修改詳見附件 6.6-30-B。
2. 將依審查意見辦理。
3. 傳送護箱裝載在板車 (載貨低板)上之地震分析，係以 ANSYS 10.0 程式

對核二廠三維地震歷時加速度與傳送護箱與多軸板車(Greiner Dolly)及固定鋼索的組合進行評估，評估地震過程中的固定鋼索的最大受力，並以 ASME Code Section III, Appendix F 的 Service Level D 判斷準則決定鋼索及各部吊耳與操作所需之各部結構之的安全係數，評估結果為鋼索之最小安全係數為 3.2，吊耳及各部結構之最小安全係數為 2.0，證明地震時傳送護箱不會自板車上傾倒。而傳送護箱自板車上傾倒至地面的評估中，則是以上雖已證明地震時傳送護箱不會自板車上傾倒，但也保守進行即使發生傳送護箱自板車上傾倒的意外事故時，密封鋼筒依然可以保持其結構完整性。

在門型吊車分析方面，則同時考慮 DBE 等級之地震以及 70 m/sec 之風速所造成的載重。並以顯式有限元素軟體 LS-DYNA 進行三維非線性動力分析。透過分別考慮兩種不同的吊舉高度及位置後，找出吊車組件內最大應力，並與 ASME-NOG-1-2010, Section 400, Subsections 4311, 4311, 4321, 4322, 4324 之法規進行檢核。結果顯示，門型吊車所有之構件皆通過檢核，亦證實了吊車在地震時之穩定性。

第 3 次審查意見

1,2.同意答復。

3.問題併6.6-18題一同處理。

編 號	6.6-31-233	分 組	審 查 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		意外事件	S22/F02	6.6.3	6.6.3-10	結案
第 1 次審查意見						
第 6.6.3-10 頁提及「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)，...」及「發生洪水的可能原因有：...火山爆發或地震引起的海嘯。」此假設條件的根據為何？若是海嘯引起之洪水，流速可能不止於此？請加以評估說明。						
第 1 次審查意見答復說明						
為因應臺灣地區近年來發生的異常氣候事件，本公司於 2010 年完成「核二廠放射性廢棄物貯存設施對防洪及防水評估報告」，結果以最新降雨資料保守計算得到之洪峰流量仍遠小於東側排水渠道與西側排水渠道之設計洪						

峰流量。本案之洪水設計基準為 15.24m 深，流速 4.6 m/s (15 ft/s)，足以涵蓋一般洪水。

根據台電公司委託中興工程顧問公司所作的「核能發電廠海嘯總體檢評估、第二核能發電廠第二階段期末報告書」，其以 SEC-HY21 淺水波海嘯模式搭配 FLOW 3D 程式之 3 維 CFD 模式，評估海嘯對核二廠之衝擊。評估結果顯示，無須更動核二廠現有 FSAR 之海嘯設計基準。

而核二乾貯之海嘯設計高程，更是比核二廠保守。若保守以最小護箱重量以及最大受洪面積，且保守不考慮混凝土護箱固定樁之約束效應，進行分析後發現要將混凝土護箱推倒所需的最少洪水流速為 9.0 m/sec，保守使用公式 $V = \sqrt{gH}$ ，可以反算得到可抵抗之海嘯造成之越堤洪水高度為 8.25 m，加上加上場址海拔高程 12.3 m。應足以對抗大於西元 1867 年因為基隆嶼底下的海底火山爆發引發的海嘯。

火山所造成的海嘯衝擊，請參考 6.6-17 題之回覆。

第 2 次審查意見

SAR 本文均以 4.6m/s 水流速為代表，請說明其理由。若海嘯的水流造成流速更快，是否有可能超過護箱傾倒流速 9m/s，請說明。另海嘯高度 16.28m 之相關內容亦應補列於 6.6 節。

第 2 次審查意見答復說明

4.6 m/s 流速係針對一般性洪水，若以海嘯 16.28m 作為海嘯設計高程，海嘯越堤後之流速保守估算僅為 6.2 m/s，仍低於護箱傾倒流速 9 m/s。海嘯高度 16.28m 之相關內容將補列於 6.6 節。相關修改詳見附件 6.6-31-B。

第 3 次審查意見

1. 局部流速容易因為地形或結構物造成束縮而加速。目前安全流速為 9m/s，然而預估流速 7.7m/s 已達安全流速之 85%。此部份建議加強其安全值。第 3 次審查答覆之內容需加入報告書中。
2. 海嘯洪水衝擊力之分析需考慮：(1)海嘯衝擊力(含夾砂效應)；(2)地震後基礎與結構弱化程度；(3)底部沖刷情形(若可不需考慮亦需加以撰述)；(4) 海嘯反覆三次以上之衝擊情形；(5)結構物排列情形。

3. 前項意見請以目前較先進且可靠之計算流體動力學(CFD)軟體進行分析，而目前之線性化公式則以輔助校驗為主。

4. 本審查意見與意見編號 02-19 同步處理。

第 3 次審查意見答復說明

參照美國聯想法規 10 CFR Part 72. 212 (b) (6) 規定，核電廠內乾式貯存設施之設計基準應比照同廠址之核子反應器設施設計基準。經查核二廠建廠最終安全分析報告(FSAR)，核子反應器設施之海嘯設計基準高程為 10.28m。而核二廠乾式貯存設施場址之高程為 12.3m，高於 10.28m，因此，符合法規要求。惟為保守考量，本公司假設核二廠乾式貯存設施海嘯超過設計基準 6 m(即 16.28 m，以涵蓋海底火山、海底山崩等不確定性因素)，作為海嘯超過設計基準進行意外事故情節分析，經分析後仍有相當的安全餘裕不會傾倒。倘若混凝土護箱假設性傾倒或遭掩埋，經分析後各組件之最高(穩態)溫度、壓力仍低於設計限值，現場則以超出設計基準事故之緊急應變程序加以處理。未來如海底火山、海底山崩等非地震斷層對核電廠海嘯分析有新事證時，本公司將更新核二乾貯分析評估結果。詳細說明如下：

1. 謝謝委員建議。核二廠海嘯設計高程為 10.28m，此為建廠設計基準，亦符合日本 311 福島事件後，本公司所辦理之核能發電廠海嘯總體檢評估結果。核二乾貯場的高程為 12.3m，高於核二廠海嘯設計高程 10.28m，因此，符合法規要求。惟為保守考量，本公司假設海嘯超過設計基準 6 m(即核二廠建廠時所採用之設計海拔高度 10.28 m，另外加上假設海嘯溯上高度增加 6 m，以涵蓋海底火山、海底山崩等不確定性因素) 作為海嘯超過設計基準意外事故情節。雖然假設海嘯超過設計基準而溯上高度達海拔高度 16.28 m，仍小於安全分析報告內假設意外事件之檢核海拔高度 27.54 m (即洪水狀況水深 15.24 m 加上核二乾式貯存場海拔高度為 12.3m)。再者，依據本公司 101 年 04 月完成「核能發電廠海嘯總體檢評估」海嘯模擬結果中取得海嘯抵達核二廠近海區域水深 6 m 處之最大海水流速為 1.72 m/s，小於安全分析報告假設洪水意外事件之檢核流速 4.6 m/s。由於海嘯由外海進入陸地段後，流速會大幅降低，此檢核流速(4.6 m/s)可視為是在核二廠乾貯場址特性下，海嘯高度超過設計基準 6 m 之海嘯流速的保守檢核值。如不考慮近岸及核二廠場址特性情況下，以理

論推算流速，將海嘯波視為是一種重力長波，波傳播速度在深海為 $(gh)^{1/2}$ (g 為重力加速度， h 為水深)，假設抵達之海嘯水深 6 m，其流速約為 7.7 m/s，仍小於安全分析報告第 6 章第 2 節(六)4.意外事故，計算混凝土護箱完全浸沒入穩態流場中，發生傾倒的檢核水流速度 9 m/s。因此，倘若以深度防禦概念，考量超越設計基準的 16.28m 海嘯為假設的分析高程，海嘯越堤後之流速保守估算僅為 6.2 m/s，仍低於護箱傾倒流速 9 m/s，仍有相當的安全餘裕。顯見核二乾貯已具備深度海嘯防禦功能。另目前所保守考量之傾倒流速 9m/s 係以空護箱計算，若以有裝載之護箱計算之傾倒流速，則會更提高其安全值。

2. 根據本公司於 101 年 04 月完成「核能電廠海嘯總體檢評估」報告，海嘯所可能引發之海嘯溯上高度皆低於本乾式貯存場址之高程，評估海嘯應不會對乾式貯存場址造成安全上的影響。

另外，(1) 核二廠附近海岸為岩岸，海嘯發生時含沙量應遠低於山洪暴發時的河川含沙量，影響水流密度應該相當有限。根據動量守恆原理，當泥沙被水流沖刷時，水流會因為密度提高而降低流速，也會因為夾帶泥沙而提高黏滯係數導致流速降低；此外泥沙顆粒間會有撞擊及摩擦，也是屬於消耗能量的特性。由 drag force 公式， $F = 0.5 C_D \rho A V^2$ ，可以了解到 F 與密度成一次正比；但與流速成 2 次正比；換言之，密度提高對 F 的影響很容易因為速度降低而抵銷。(2) 核二乾貯場基礎混凝土厚度厚達 1m，下方還有樁基礎深達岩盤。足以抵抗至少 0.88g 的地震，因此不會有地震弱化情形發生。(3)核二乾貯場地為 1m 厚的混凝土板，下方還有樁基礎深達岩盤。貯存場與周圍土壤並無高低落差，而且植被良好，情況遠比一般橋梁樁基礎還好，因此不可能被底部沖刷。(4) 核二乾貯分析所考慮的是最大的可能衝擊情況，用以涵蓋其他次要衝擊。(5) 考量超越設計基準的 16.28m 海嘯越堤後之流速小於安全分析報告第 6 章第 2 節(六)4.意外事故，計算混凝土護箱完全浸沒入水流速度 9 m/s 之情形下，VCC 並不會產生滑動，也就沒有排列的問題。此外，VCC 下方設有固定樁(位移限制器)，因此實際狀況比分析還保守。

3. 根據本公司於 101 年 04 月完成「核能電廠海嘯總體檢評估」報告，海嘯所可能引發之海嘯溯上高度皆低於本乾式貯存場址之高程 12.3m，評估海嘯應不會對乾式貯存場址造成安全上的影響。安全分析報告針對海嘯

引發之洪水分析，以經驗公式 $F = 0.5 CD \rho A V^2$ 計算洪水對 VCC 的作用力。其中，係數 CD 值就是為了考慮不同流速狀態下流場對結構物的作用。此公式已廣泛被應用於許多水工結構設計，具有可靠度，因此無須訴諸於複雜的三維 CFD 流場分析。此外，若考量部份泥沙被捲離並掩埋護箱的情事，倘若混凝土護箱假設性傾倒或遭掩埋，經分析結果顯示燃料護套、燃料提籃及混凝土護箱相關組件之最高(穩態)溫度、壓力仍低於設計限值，本公司將以超出設計基準事故之緊急應變程序加以處理，處置方式則與混凝土護箱遭土石流掩埋方式相同(安全分析報告第6章第6節已描述)。護箱掩埋意外之相關處理，將依「放射性物料管理法施行細則」第26條第2款規定，向主管機關申請核發運轉執照時提送核二廠用過核子燃料乾式貯存設施意外事件應變計畫供主管機關審查。

第 4 次審查意見

併入意見編號 02-19 處理。

編 號	6.6-32-234	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		意外事件	F15	6.6.3	6.6.3-12	結案
第 1 次審查意見						
雷擊之偵測項目提及「多數核電廠附近，設有閃電偵測設備以做為確保電力穩定的輔助設施。」但並未說明本設施偵測雷擊之相關內容，請補充。						
第 1 次審查意見答復說明						
經查證目前核二確無閃電偵測設備，故此段內容將刪除，感謝委員指正。						
第 2 次審查意見						
同意答復。請台電公司提供修訂內容。						
第 2 次審查意見答復說明						
將依審查意見辦理，相關修改詳見附件 6.6-32-B。						
第 3 次審查意見						
同意答復。						

編號	6.6-33-235	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		意外事件	S09	6.6	6.6.3-19	結案

第 1 次審查意見

混凝土護箱單獨考慮時傾倒的可能性不符力學機制，但若自基樁承載層即納入數值模擬並考慮地震情況，且沖積層發生液化不具側向支撐的能力，是否具有傾倒的可能？設計過程是否進行不同設施基礎型式對於意外事故防範的比較以及預擬意外情境之影響？請補充說明。

第 1 次審查意見答復說明

混凝土基座用於承載 27 個混凝土護箱，每個混凝土護箱所處的混凝土基座底下皆有一支直徑 1.8 m 之基樁深入混凝土基座底下之岩盤 1 m 之深度，所以整體混凝土基座由 27 支相互平行的混凝土基樁支撐，若基座底下之土壤發生液化致使基座喪失側向支撐力時，仍然可確保混凝土基座保持水平狀態，不致因土壤局部或全面液化造成基座傾斜導致護箱傾倒。經評估，樁基礎之基座不會有基座下陷的顧慮，在考慮土壤液化後的基座最大側向水平位移為 1.65 cm，基座仍維持水平狀態，此微小的水平位移並不會對基座的安全性造成影響。

設計過程曾考慮數種款式的筏式基礎，但因筏式基礎無法確保土壤液化後之基座的安全性，故捨棄筏式基座之設計，而改採目前之樁基礎設計。基座底下之岩盤表面距離基座表面的距離不一，故採用長短不一的 1.8m 直徑之基樁深入岩盤 1m 深度，基樁頂部以混凝土基座連結固定，所以可以確保混凝土基座牢牢固定在岩盤上，並且護箱的重量直接經由基樁傳遞至岩盤，可以防範基座的沉陷與傾斜。以樁基礎取代筏式基礎，雖然大幅提升工程經費，但可以防範土壤液化的意外情形。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	6.6-34-236	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		意外事件	S02 S22	6.6.3	6.6.3-19 6.6.3-21 6.6.3-23	結案

第 1 次審查意見

第 6.6.3-19 頁提及「...評估結果顯示，若發生傾倒後，護箱的底部應加設輔助屏蔽，以降低不必要的人員接受劑量，直到護箱扶正為止。...」、6.6.3-21 頁提及「...在實際狀況下，混凝土護箱不會傾倒，故無輻射影響。...」及第 6.6.3-23 頁提及「...在實際狀況下，傳送護箱不會傾倒，故無輻射影響。...」上述敘述感覺有所衝突，請評估發生傾倒後，混凝土與傳送護箱底部可能的劑量率範圍，以及將其扶正之人員輻射劑量，以做為緊急時的參考。

第 1 次審查意見答復說明

混凝土護箱傾倒輻射影響：

保守假設其輻射強度為進氣口距離 1m 處的 100 倍， 1.727 mSv/h ($0.01727 \text{ mSv/h} \times 100$)。工作人員所受的輻射劑量，主要為設置圍籬、輻射標誌及臨時屏蔽時，接近護箱底部所可能接受之劑量，估計需 3 人作業 30 min，其所在位置約離開底部 1 m 處，三人共可能接受 2.5905 man-mSv ($1.727 \text{ mSv} \times 0.5 \text{ h} \times 3$)，個人劑量則約為 0.8635 mSv 。至於將傾倒的護箱扶正，工作人員同樣儘量避免面對護箱底部，估計以需 10 人次作業每次 30 min，其所在位置約離開底部 1 m 處，集體劑量約為 8.635 man-mSv ，個人劑量則約為 0.8635 mSv 。上述各工作處理階段之個人劑量(0.8635 mSv)均遠低於工作人員年劑量限值 50 mSv 。

假設由處理至回復期間為 10 天，保守推估 100 m 外民眾之劑量率約為 $1.727 \times 10^{-4} \text{ mSv/h}$ ($1.727 \text{ mSv/h} \times (1/100)^2$)，則將造成 0.0414 mSv ($1.727 \times 10^{-4} \text{ mSv/h} \times 24 \text{ 小時} \times 10 \text{ 天}$)之劑量；遠低於若發生設計基準意外事故，廠界上的個人全身輻射劑量，不可超過 50 mSv 之規定。

傳送護箱傾倒輻射影響：

假設傳送護箱傾倒，此時傳送護箱底部將裸露，其正下方中心點離 1 m 之最大輻射劑量率為 3.950 mSv/h 。此時工作人員所受的輻射劑量，主要為前處理設置圍籬、輻射標誌及臨時屏蔽（如 1 m 立方之混凝土塊）時，接近護箱底部所可能接受之劑量，估計需 3 人作業 30 min，其所在位置約離開底部 1 m 處，三人共可能接受 $3.950 \times 3 \times 0.5 = 5.925 \text{ man-mSv}$ ，個人劑量則約為 1.975 mSv 。至於後處理程序則為將傾倒的護箱扶正，工作人員同樣儘量避免面對護箱底部，估計以需 10 人次作業每次 30 min，其所在位置約離

開底部 1 m 處，集體有效劑量約為 $3.950 \times 10 \times 0.5 = 19.75$ man-mSv，個人劑量則約為 1.955 mSv，低於年劑量限值 50 mSv。

第 2 次審查意見

1. 針對混凝土護箱傾倒輻射影響，答復中「保守假設其輻射強度為進氣口距離 1m 處的 100 倍，1.727 mSv/h ($0.01727 \text{ mSv/h} \times 100$)。」請問其主要參考或依據為何？如何驗證其為保守的假設？
2. 因貯存場橫寬有限，若護箱向外側傾倒，可能會超過門型吊車可作業區域範圍，請說明此時扶正措施為何？相關作業程序內容應納入意外事故應變計畫中。

第 2 次審查意見答復說明

1. 經分析混凝土護箱傾倒時，護箱底部表面之最大劑量率約 55.46 mSv/h，距離護箱底部表面 1m、2m、4m 最大劑量率分別為 15.41 mSv/h、8.52 mSv/h、5.05 mSv/h。相關修改詳見附件 6.6-34-B
2. VCC 若不幸傾倒，扶正之措施應該視現場狀況而定，現有土木建築施工之大型吊運機具皆可視狀況而調派使用。相關作業將納入緊急應變計畫中。

第 3 次審查意見

1. 混凝土護箱傾倒時，護箱底部表面之最大劑量率約為原評估的 10 倍，是否過高？請台電公司提供意見。附件 6.6-34-B 之操作劑量評估將操作距離由原來的 1M 改為 4M，不合一般常理，且混凝土護箱間距即小於 4M，劑量低估。請回歸原來操作距離 1M 的分析。
2. 請以貯存場址圖示說明若需其他土木建築之大型吊運機具支援，其大致的組裝位置，以及其空間配置，以評估現有空間是否足夠。

第 3 次審查意見答復說明

1. 當護箱不幸傾倒時，會先在底部蓋上鉛毯或其他適當屏蔽，以降低工作人員接受之劑量。經分析後發現，當操作距離回歸為 1m 時，劑量率約為距離 4m 的 3 倍，個人所接受的劑量為 7.71mSv，未超過 50 mSv。相關修改詳見附件 6.6-34-1-C。

2. 若發生超過設計基準事故，造成混凝土護箱傾倒，且門型吊車無法作用時，可採用臨時門型吊車模組於現場組裝或採大型移動式吊車支援，相關機具安排示意圖如附件 01-10-C。

第 4 次審查意見

1. 請台電公司評估此個人劑量是否太高？如何處理？

2. 本小題併入綜合分組第 01-10 題。

第 4 次審查意見答復說明

1. 根據游離輻射防護安全標準第 18 條，當意外事故發生時，為了緊急搶救生命，執行搶救人員的最大可接受劑量為 500 mSv；除搶救生命之外，工作人員可接受劑量為 100 mSv，因此 7.71mSv 的輻射劑量應可符合國內法規標準。

第 5 次審查意見

同意答復。

編號	6.6-35-237	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		意外事件	S18	6.6.3	6.6.3-20	結案
第 1 次審查意見						
水泥護箱傾倒，燃料方管可以保持完整性，燃料棒本身呢？是否也可以保持完整性？						
第 1 次審查意見答復說明						
混凝土護箱傾倒時，燃料棒本身依然保持結構完整性。安全分析報告六.二.(六).5.(3)節評估側邊墜落時的燃料棒受力情況，評估時以 60 in (1524 mm)燃料格架跨距與燃料護套外徑 120 μm 氧化層的厚度縮減的高燃耗 PWR 燃料棒作為評估對象。在於側邊墜落中，燃料棒的最大撓度是燃料束中的燃料棒間距，且 PWR 燃料棒較 BWR 燃料棒容易側向撓曲，故以 PWR 燃料棒的評估來涵蓋 BWR 燃料棒的側向撓曲。混凝土護箱傾倒時，提籃頂部的最大加速度 26.6 g(密封鋼筒頂部為 29.6 g)，分析時以 60g 的負載進行評估，此負載遠超過燃料棒在混凝土護箱傾倒時的最大衝擊加速度(26.6						

g)。分析證實經高燃耗的 PWR 燃料棒在於 60g 的側邊墜落情況下，仍可保有結構完整性，此分析可涵蓋混凝土護箱傾倒意外狀況下的燃料棒受力情況。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	6.6-36-238	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		意外事件	S02	6.6.3	6.6.3-23	結案

第 1 次審查意見

- 1.傳送護箱傾倒分析中，其假設開始傾倒之離地高度為何？
- 2.請增加傳送護箱傾倒後之底面輻射強度評估值，以及將其扶正之人員輻射劑量評估。
- 3.由於傳送護箱傾倒後之安全性極端依賴防撞緩衝器中的發泡材料，請說明其驗收標準為何？是否有經過驗收測試？其結果為何？是否仍留有檔案文件(ARCHIVE)可作為爾後驗證之用？

第 1 次審查意見答復說明

1. TFR 傾倒分析時，係假設整個系統的重心(CG)投影於地面時，剛好落於 TFR 底部轉外緣上，而自 CG 到轉動軸的高度為 103 英吋，由此高度可以保守計算得到初始撞擊速度。
2. 假設傳送護箱傾倒，此時傳送護箱底部將裸露，其正下方中心點離 1 m 之最大輻射劑量率為 3.950 mSv/h。進行護箱扶正作業時，工作人員儘量避免面對護箱底部，估計以需 10 人次作業每次 30 min，其所在位置約離開底部 1 m 處，集體有效劑量約為 $3.950 \times 10 \times 0.5 = 19.75 \text{ man-mSv}$ ，個人劑量則約為 1.955 mSv，低於年劑量限值 50 mSv。
3. 核二系統的 TFR 防撞緩衝器供應商為 General Plastics，與核一跨機組計畫是相同的。NAC 先前曾經就這個議題對 General Plastics 進行稽查並已批可，並且有稽查存檔用以維持其資格。防撞緩衝器將於材料製造時，由 General Plastics 依照設計導則 Design Guide FR-3700 的規定進行相關測試及驗收。當發泡成形完成時，會進行取樣測試並驗證壓縮強度，因

此測試與驗收是需要的動作。由於目前該 TFR 防撞緩衝器尚未開始製造，因此目前並沒有相關測試。如果有需要，將取樣保留並存檔。

第 2 次審查意見

1. TFR 傾倒可能之一為翻車，請說明運送車輛的搬運高度。
2. 傳送護箱傾倒劑量分析可接受，請將此段放入安全分析之(5)輻射影響中。
3. TFR 防撞緩衝器製造時，請取樣保留並存檔。

第 2 次審查意見答復說明

1. 根據評估結果顯示，裝載 TFR 的 Dolly 並不會因為地震而翻車。TFR 使用多軸板車運送，裝載 TFR 的 Deck 板頂部距離地面為 320 mm。
2. 將依審查意見辦理，相關修改詳見附件 6.6-36-B。
3. 將依審查意見辦理。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	6.6-37-239	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		意外事件	S18	6.6.3	6.6.3-25	結案
第 1 次審查意見						
矯正措施中明確指出對於通氣口阻塞以 25 天為限，但並未考慮護箱周圍的掩埋情況，故建議應對此狀況依不同程度進行更細的評估與推演；例如，通氣口阻塞，且有超過一定高度之護箱受到掩埋物阻礙而導致散熱能力下降時，應該有不同的處置條件與時限要求。						
第 1 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。						
第 2 次審查意見						

請台電公司修正第一次審查意見答覆說明。並提供熱傳暫態分析，說明全堵塞事件對密封鋼筒及混凝土護箱材料之影響。

第 2 次審查意見答覆說明

已修正第一次審查意見答覆說明。在全堵塞狀況下，混凝土護箱在 100 小時後將接近其溫度限值（176.6°C），如下圖，而 TSC 的內部組件溫度則皆在容許範圍。根據第 5 章的要求，若發現任何阻塞，應立即清除到至少有兩個進口為通暢。

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。

第 3 次審查意見

同意答復。

編 號	6.6-38-240	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		結構	S17	6.6.3	6.6.3-26	結案
第 1 次審查意見						
在飛機撞擊機率評估過於粗略，請依照 NUREG-0800 第 3.5.1.6 節所要求分析流程提供更詳細之評估數據。						
1.在本節中飛機撞擊機率評估只考慮起降架次與相對距離，與 NUREG-0800 第 3.5.1.6 節所述相比過於簡略。						
2.例如 NUREG-0800 第 3.5.1.6 節有列出相對距離與機型的撞擊機率數字，						

本報告中則無。

第 1 次審查意見答復說明

核電廠設置地點受飛機撞擊之機率評估大致上可分為三階段，第一階段為篩濾分析，只討論場址與機場及航道的距離，若距離符合規範，則可判定其受飛機撞擊機率小於 10^{-7} 次/年；若不符合規範，則進行第二階段的詳細評估，此時必須依據各種可能的撞擊模式，分析並加總設置場址受飛機撞擊之機率，以確認機率小於 10^{-7} 次/年；若評估結果超過接受標準，則必須進一步進行第三階段風險分析，根據飛行器的重量、速度及設施的設計參數等來討論分析輻射外釋的危害是否能滿足 10CFR100 法規的要求，如無法達成則必須修改設計或另擇場址。

根據評估結果顯示，核二廠用過核燃料乾式貯存設施可符合第一階段的篩濾基準，不須進行第二階段評估，換言之，無須依據各種可能的撞擊模式，分析並加總設置場址受飛機撞擊之機率，以確認機率小於 10^{-7} 次/年。若依據上述美國核管會的規定，核二廠用過核子燃料乾式貯存設施的興建並不需要做飛機撞擊事故分析，但為了讓民眾對核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全性的了解，台電公司特蒐集下列美國的評估報告作為說明，基於國土保安的理由，美國不將分析的細節提供給民眾，僅提供一般性分析結果。

(1)美國電力研究所(EPRI)

假設波音 767-400 型客機撞到混凝土護箱表面中心點及上端，分析結果顯示：雖然撞擊點有混凝土粉碎現象，但是對混凝土護箱內部裝用過核子燃料的密封鋼筒而言，只是產生凹痕，並沒有裂痕，因此不會造成放射性物質外釋到環境中。

(2)美國 NAC International

假設波音 747 型客機撞到混凝土護箱，分析結果顯示，護箱會發生滑移或傾倒外，並不致造成密封鋼筒之密封蓋焊接失效，無放射性物質外釋。

(3)美國核管會

依據 Indian Point Energy Center 之分析資料，NRC 曾經針對假設 F-16 戰機撞擊混凝土護箱乙節進行評估，評估結果顯示，無放射性物質外釋。

第 2 次審查意見						
併入 6.6-12 意見處理。						

編號	6.6-39-241	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		品質保證	S28	6.6.3	6.6.3-26	結案

第 1 次審查意見

1. NUREG-0800 之美國機場起降架次宜僅供參考，不宜直接引用作為判定準則，必須考量美國國內航空發達程度與我國不同。判定準則數據宜參考國內現況適度本土化。
2. 有關飛機撞擊評估，建議考慮過去曾發生華航貨機在基隆附近空域失事墜毀事件之歷史記錄，再作保守之評估分析。

第 1 次審查意見答復說明

1. 進行飛機撞擊機率分析時，已經考量國內之民用、軍用及直昇機起降之次數及航道距離貯存場址距離等相關本土數據，因此評估結果是相當可靠的。
2. 核二乾貯場址為禁航區，一如分析結果，不可能發生飛機失事撞擊事故。考慮飛機失事之機率分析乃屬 NUREG0800 第二階段分析，本評估在第一階段已證明撞擊機率小於 10^{-7} ，因此無須再進行第二階段分析。

第 2 次審查意見

請說明分析所引用之數據為何？係依據目前（2011 年）數據，還是未來 50 年預估的數據？

第 2 次審查意見答復說明

飛機撞擊機率分析引用之數據為民國 92 年到民國 99 年(2010)之數據，引用之數據並未包含 50 年後之預估數據。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	6.6-40-242	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		意外事件	F02	6.6	6.6.3-19~21	結案
第 2 次審查意見（新增）						
傾倒過程的分析僅著眼於設施之應力部分，雖可證明其焊道強度；但由於傾倒過程中可能伴隨護箱上蓋脫離，並使 TSC 離開混凝土護箱的保護與屏蔽，請說明此部分之屏蔽效應的改變。						
第 2 次審查意見答復說明						
若混凝土護箱傾倒意外發生時，密封鋼筒會緊貼著混凝土護箱底座與碳鋼內襯直到混凝土護箱傾倒在混凝土基座表面。在於混凝土護箱傾倒過程中，密封鋼筒因為混凝土護箱的旋轉運動，造成密封鋼筒可能滑出混凝土護箱的加速度分量為平行混凝土護箱內襯，該加速度分量為 $130" \times 1.527^2 \times \cos(31.5)/386.4 = 0.67 \text{ g}$ ，其中 130"為混凝土護箱重心(C.G.)與傾倒時旋轉點的距離，1.527 為角速度，31.5° 是傾倒徑向加速度與混凝土護箱內襯的夾角。因為密封鋼筒表面與碳鋼的摩擦係數為 0.74 (取自 Marks Mechanical Handbook)，所以密封鋼筒在混凝土護箱傾倒撞擊混凝土基座前，不會在碳鋼內襯上移動($0.74 > 0.67$)。						
當混凝土護箱撞擊混凝土基座的瞬間，密封鋼筒重心高程處與混凝土護箱內襯的相互作用力約為 15 g，表示要使密封鋼筒在混凝土護箱撞擊混凝土護箱基座瞬間要滑出混凝土護箱，則密封鋼筒在平行混凝土護箱內襯的加速度分量至少要 15 g 以上才有可能，所以混凝土護箱傾倒過程中的密封鋼筒不會在撞混凝土護箱中滑動並衝撞混凝土護箱頂蓋，更不會滑出混凝土護箱($0.67\text{g} \ll 15\text{g}$)。						
第 3 次審查意見						
1. 請台電公司補充適切之答覆內容。 2. 請台電公司補充說明混凝土護箱屏蔽上蓋及頂蓋之固定裝置，俾確認傾倒過程中的密封鋼筒不會滑出混凝土護箱。						
第3次審查意見答復說明						
1. 在假設的混凝土護箱傾倒意外發生時，密封鋼筒將承受約15g的側向加速度，密封鋼筒外殼與混凝土護箱碳鋼內襯都會有些微的變形並緊密接						

觸，因此，當密封鋼筒要發生軸向運動時，密封鋼筒外殼與混凝土護箱碳鋼內襯間必然產生相當的摩擦力，但考慮摩擦力的不確定性，保守採用密封鋼筒表面與碳鋼的摩擦係數0.74 (取自Marks Mechanical Handbook)的50%，密封鋼筒外殼與混凝土護箱碳鋼內襯間的摩擦力仍然遠大於密封鋼筒滑出混凝土護箱內襯的力量（ $15 \times 0.74 \times 50\% = 5.56 >> 0.67$ ），因此，混凝土護箱傾倒過程中的密封鋼筒不會在撞混凝土護箱中滑動並衝撞混凝土護箱頂蓋，更不會滑出混凝土護箱。

2. 下圖1為混凝土護箱頂部處之頂蓋與混凝土護箱的結合，圖中元件4為混凝土護箱頂蓋鋼板，混凝土護箱頂蓋以6支5/8-11 UNC-2A的螺栓與混凝土護箱碳鋼內襯25 mm頂板連結。圖2為圖1中混凝土護箱碳鋼內襯頂部螺栓孔尺寸與位置。但如1.所述，在假設的混凝土護箱傾倒的情況下，密封鋼筒並不會撞擊混凝土護箱頂蓋而滑出護箱。

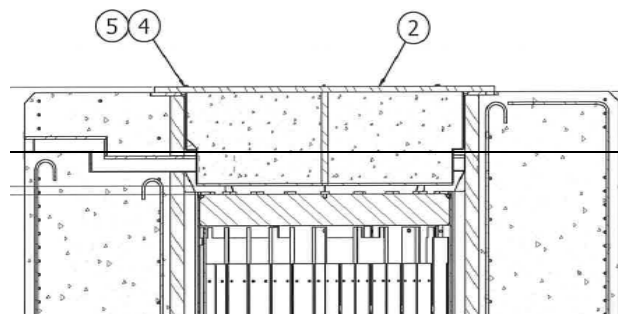


圖1 (DWG No. 630075-090-1-1/1)

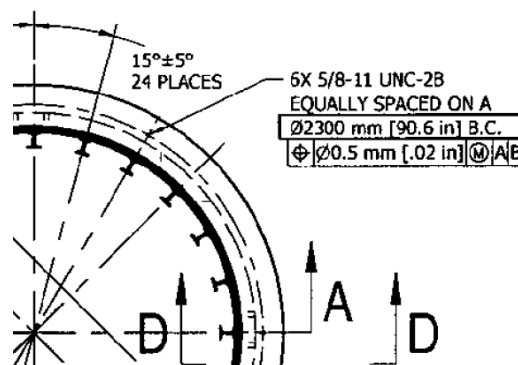


圖2 (DWG No. 630075-061-1-1/4)

第4次審查意見

同意答復。

編號	6.6-41-243	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		意外事件	F02	6.6		結案
第 2 次審查意見（新增）						
請評估海嘯對核二乾貯場址人工砂丘之影響，並請分析遭海嘯破壞之人工砂丘掩埋護箱之可能性，並依據分析結果檢討是否需要針對此一事件(或其他可能造成護箱掩埋事件)提出應變措施。						
第 2 次審查意見答復說明						
核二乾貯場地外圍牆外附近的沙丘總寬度約有 100m，高程約 20 米，大於海嘯設計高程 16.28 米，沙丘植被及水土保持良好，因此不會被海嘯淹沒。此外，乾貯場地外圍牆內沙丘植被及水土保持良好，沙丘兩側還築有水泥圍牆，兩道牆間隔約為 50m，應可抵抗海嘯短期沖刷。此外，由於海嘯經過的時間相當短暫，沙丘內的土壤之滲透率有限，不可能在極短時間內達到飽和，甚至造成土石流危害。倘若真的不幸發生土石流，應該立即調派挖土機具進行現場清理，並以高壓水槍進行 VCC 空氣流道的清洗，以確保乾貯系統之正常運作。						
第 3 次審查意見						
1. 請台電提供地形圖及照片說明廠內/外沙丘及水泥圍牆位置加以說明。 2. 砂丘土堤某種程度可阻擋風浪，這無庸置疑，然而海嘯為長波，波長以百公里計，破壞力遠較風浪巨大，因此土堤無法阻擋海嘯，國際間亦無以土堤抵擋海嘯之先例。 3. 砂丘土堤之砂礫被捲離上溯對護箱穩定性之影響以及掩埋護箱之相關具體評估請加以說明並補附於報告中。						
第3次審查意見答復說明						
1. 提供本公司核二廠1000地形圖總圖(TWD97_MT)，詳如附件6.6-41-1-C及核二廠廠內外沙丘及水泥圍牆位置照片，詳如附件6.6-41-2-C。 2. 謝謝委員提醒。當海嘯到達近岸時，原本以能量集中的層流形式進行的海嘯很容易受到地形、消波塊及堤防的破壞而產生耗能形式的亂流。土堤或許無法100%阻擋海嘯，但絕對有破水作用；也就是消耗海嘯能量的						

作用。核二乾貯進行海嘯設計分析時，已保守排除土堤對防禦海嘯的貢獻。換言之，土堤對海嘯有無阻擋作用，並不在分析考量範圍。

3. 參照美國聯邦法規10 CFR Part 72. 212 (b) (6) 規定，核電廠內乾式貯存設施之設計基準應比照同廠址之核子反應器設施設計基準。經查核二廠建廠最終安全分析報告(FSAR)，核子反應器設施之海嘯設計基準高程為10.28m。而核二廠乾式貯存設施場址之高程為12.3m，高於10.28m，因此，符合法規要求。

核二廠海嘯設計高程為10.28m，此為建廠設計基準，亦符合日本311福島事件後，本公司所辦理之核能發電廠海嘯總體檢評估結果。核二乾貯場的高程為12.3m，因此比核二廠反應器廠房還保守。為保守考量，本公司假設海嘯超過設計基準6 m(即核二廠建廠時所採用之設計海拔高度10.28 m，另外加上假設海嘯溯上高度增加6 m，以涵蓋海底火山、海底山崩等不確定性因素) 作為海嘯超過設計基準意外事故情節。海嘯超過設計基準而溯上高度達海拔高度16.28 m依舊小於安全分析報告內假設意外事件之檢核海拔高度27.54 m (即洪水狀況水深15.24 m加上核二乾式貯存場海拔高度為12.3m)。再者，依據本公司101年04月完成「核能發電廠海嘯總體檢評估」海嘯模擬結果中取得海嘯抵達核二廠近海區域水深6 m處之最大海水流速為1.72 m/s，小於安全分析報告假設洪水意外事件之檢核流速4.6 m/s。由於海嘯由外海進入陸地段後，流速會大幅降低，此流速(4.6 m/s)可視為是在核二廠乾貯場址特性下，海嘯高度超過設計基準6 m之海嘯流速的保守檢核值。如不考慮近岸及核二廠場址特性情況下，以理論推算流速，將海嘯波視為是一種重力長波，波傳播速度在深海為 $(gh)^{1/2}$ (g為重力加速度，h為水深)。假設抵達之海嘯水深6 m，其流速約為7.7 m/s，仍小於安全分析報告第6章第2節(六)4.意外事故，計算混凝土護箱完全浸沒入穩態流場中，發生傾倒的水流速度9 m/s。倘若以深度防禦概念，考量超越設計基準的16.28m海嘯為假設的分析高程，海嘯越堤後之流速保守估算僅為6.2 m/s，仍低於護箱傾倒流速9 m/s，仍有相當的安全餘裕。另，核二乾貯場的海拔高程為12.3m，高於核二廠的海嘯設計基準10.28m，核二廠圍牆外道路其高程由15.02m(新舊基金公路交叉路口)升至

20.05m(洗衣房外側)。由於道路高程大部份高於16.28m，海嘯對土堤可能之衝擊面積很小。由於海嘯不會上岸，也就沒有土堤泥沙被捲離並掩埋護箱的情事。倘若以深度防禦概念考量，核二安全分析報告已述及混凝土護箱傾倒分析，結果顯示即便混凝土護箱發生傾倒仍然安全無虞。

此外，假設混凝土護箱遭掩埋，則以超出設計基準事故之緊急應變程序加以處理，處置方式則與混凝土護箱遭土石流掩埋方式相同，另，安全分析報告分析時假設初始狀態為正常貯存狀態，並突然中斷混凝土護箱中的密封鋼筒的冷卻對流機制，以模擬進氣口的全堵塞事件。冷卻對流機制的喪失將導致密封鋼筒及混凝土護箱升溫。分析結果顯示，在全堵塞發生之後，系統在事故下達到穩態，燃料護套、燃料提籃及混凝土護箱相關組件之最高(穩態)溫度仍低於設計限值，此外，在利用計算所得密封鋼筒內部氣體之平均溫度進行內部壓力計算結果，雖然全阻塞事故所導致的溫度上昇將使內部壓力上昇，但仍遠低於本系統之設計限值。

再者，如前述，雖經分析系統之組件於此事件下達到穩態之最高溫度低於其限值，仍採行政規定應於一個月內，移除進氣口的堵塞(掩埋)物。護箱掩埋意外之相關處理，將依「放射性物料管理法施行細則」第26條第2款規定，向主管機關申請核發運轉執照時提送核二廠用過核子燃料乾式貯存設施意外事件應變計畫供主管機關審查。

第4次審查意見

併入意見編號02-19處理。

編 號	6.6-42-244	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		意外事件	F02	6.6		結案
第 2 次 審 查 意 見（新增）						
海嘯的影響是否僅考量其流體作用力，而忽略了其挾帶物的影響？例如大型車輛、船隻的衝擊與破壞能力可能對乾貯設施造成極大的影響。故請就挾帶物對設施安全性與對搶救處置之後續影響進行說明。						
第 2 次 審 查 意 見 答 復 說 明						

核二乾貯系統曾經依照 NUREG0800 就颱風引起的各種拋射物(包括車輛、鋼球等)進行分析，拋射物的速度假設為 201.6 km/h，相當於 56m/sec，這個速度遠大於 16.28m 海嘯的越堤流速度，6.2 m/sec。因此應可抵抗海嘯中所夾帶的大部分投射物。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	6.6-43-245	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		意外事件	F02	6.6		結案

第 3 次審查意見（新增）

台電公司應針對用過核燃料再取出程序，於試運轉作業申請前，提報實體模擬測試計畫，其測試結果報告應併同運轉執照申請文件送審。

第 3 次審查意見答復說明

依照意見於試運轉作業申請前，提報用過核燃料再取出程序。

本公司核二乾貯系統選用 NAC 公司 MAGNASTOR 系統，此系統已經美國 NRC 核可，已有多家核電廠採用陸續進行裝載中，除了書面審查再取出程序，NRC 並無另外要求模擬測試規劃。核一乾貯計畫執行時已有相關模擬測試，相關作業程序、經驗與機具亦可供核二計畫參考與使用，美國也已有發行相關影片詳細描述測試作業、經驗及紀錄，因此核二乾貯無須再次進行。

第 4 次審查意見

核二乾貯與核一乾貯係不同廠商承包，經驗回饋無法確認有效，並請提供美國多家電廠採用 MAGNASTOR 在試運轉階段不需執行再取出作業能力驗證之佐證資料。

第 4 次審查意見答復說明

謝謝委員提醒。核二乾貯與核一乾貯雖由不同廠商承包，但皆使用 NAC 公司的乾式貯存系統，所以核一乾貯系統與核二乾貯系統的燃料再取出程序的差異性並不大。

目前 NRC 對於美國各電廠再取出作業並無特別要求進行現場模擬測試。本

公司核二乾貯系統選用已經過美國 NRC 核可的 MAGNASTOR 系統，NRC 除了審查該系統之再取出程序的書面資料及預計使用的相關設備之外，並無另外要求模擬測試。美國電廠燃料再取出的自我要求演練項目也不一，以採用 NAC 公司 MAGNASTOR 的美國電廠如 Duke 公司 McGuire 與 Catawba 電廠為例，係以影片證明有再取出之能力，或執行部分項目的演練與驗證，譬如：僅執行密封上蓋以及排水排氣孔蓋之銲道切割作業驗證；或僅驗證將空 TSC 自 VCC 傳送至 TFR 中，以及在燃料池中將密封上蓋自 TSC 取出之工作，有時 NRC 相關人員如正好在現場則僅觀察目擊整個過程，並未進行稽查要求，也未進一步增加其他程序的驗證。對於自我要求演練的作業，一般同類的乾貯系統只需在第一次使用的電廠進行操演，例如，前述密封上蓋以及排水排氣孔蓋之銲道切割作業，已經在 McGuire 電廠已經進行過，NRC 不會要求其他電廠比照進行相關作業，Catawba 或者其他電廠就直接參考，無須再次進行。

核一乾貯計畫執行時已有相關模擬測試，相關作業程序、經驗與機具亦可供核二計畫參考與使用，另外，美國也已經發行相關影片說明用過燃料乾式貯存系統之燃料再取出測試作業、經驗及紀錄，採用 NAC 公司產品的美國電廠也有相關的演練驗證。本公司將於試運轉之前依據核一燃料再取出之演練與驗證經驗，以及 MAGNASTOR 系統特性與操作經驗，發展核二廠乾式貯存系統之燃料再取出作業能力之相關程序。因此核二乾貯應無需進行燃料再取出之模擬測試。

第 5 次審查意見

基於核二乾貯與核一乾貯傳送操作仍有所不同，請台電公司應提報再取出模擬測試計畫，並於熱測試前將模擬測試結果送物管局核備。

第 5 次審查意見答復說明

遵照辦理。

第 6 次審查意見

同意答復。