

# 目 錄

第一章審查意見.....	1
第二章審查意見.....	21
第三章審查意見.....	52
第四章審查意見.....	83
第五章審查意見.....	89
第六章第一節審查意見.....	102
第六章第二節審查意見.....	108
第六章第三節審查意見.....	135
第六章第四節審查意見.....	146
第六章第五節審查意見.....	159
第六章第六節審查意見.....	167
第七章審查意見.....	214
第八章審查意見.....	222
第九章審查意見.....	224
第十章審查意見.....	226
第十一章審查意見.....	233
參考意見.....	234
新增參考意見.....	238

「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施」安全分析報告  
第一章審查意見

編號	A01-010-01-001	整體意見
第 1 次審查意見		
台電公司對於審查意見的回應，應儘可能反映於安全分析報告中。回應說明之各項承諾事項，應另於第一章彙整。		
答覆說明		
遵照委員意見，除針對審查意見加以說明回應，並將於完成審查後完整反映於安全分析報告中；且回應說明之各項承諾事項，將彙整於本報告第一章第一、二.(三)『使用年限說明及其作業時程規劃』章節中。		
第 2 次審查意見		
若針對審查意見的回應中有涉及安全分析報告的修改者，請在審查意見答覆說明中明確標示安全分析報告修改之相關章節，同時節錄作為審查意見答覆之附件。		
第 2 次審查意見答覆說明		
依照審查意見辦理。		
第 3 次審查意見		
同意答復。		

編號	A27-010-02-002	整體意見
第 1 次審查意見		
對於台電公司提送的 INER-HPS 系統與其技轉廠家 NAC-UMS 系統，兩者所有的差異應列表，並評估各項對安全的影響性。		
答覆說明		
同意將 INER-HPS 系統與 NAC-UMS 系統兩者與安全有關之差異，補充於本報告第一章表 1.2-1『INER-HPS 系統主要組件與 NAC UMS-56B 系統之差異』中(如附件 1)。		
第 2 次審查意見		
附件一「INER-HPS 系統主要組件與 NAC UMS-56B 系統之差異」，請補充『屏蔽塞』、『吊耳軸』、『密封鋼筒』變更之影響。		
第 2 次審查意見答覆說明		

『屏蔽塞』、『吊耳軸』、『密封鋼筒』變更之影響，說明如下：屏蔽塞改用混凝土係考量混凝土材料較 NS-3 不易老化、具較佳之熱移除能力、材料取得容易、製程簡化及品質易於控制等因素，故改採用混凝土材料；經評估改用混凝土材料，雖造成混凝土護箱頂部表面劑量率與廠界年劑量些微增加，惟仍在法規限值下。吊耳軸由兩組(四個)減為一組(二個)係基於核一廠燃料池空間有限之考量，其僅對操作方便性略有影響；且經分析吊耳軸的強度已滿足 6 倍安全係數於材料降伏強度，及 10 倍於材料極限強度的規範要求。至於密封鋼筒提籃頂部銲件總高度加高 0.5 in，燃料管下半部縮短 0.5 in 係基於確保用過核子燃料可穩定座於密封鋼筒提籃底座上，對結構分析與用過核子燃料貯存上沒有影響。已修訂附件 1(本報告表 1.2-1)。

### 第 3 次審查意見

同意答復。

編號	A15-010-03-003	整體意見
第 1 次審查意見		
<p>一般在護箱安全分析報告中，均會有驗收測試及維修計畫 (Acceptance tests and Maintenance Program) 章節，如 NUREG—1536 的第 9 章及 NAC—UMS SAR 第 9 章。這些內容對於由設計、製造到使用測試的連貫性均十分重要，是業者及主管單位對保障成品好壞及其持續性十分重要的事先評估依據，在國內二階段審查方式中，應放入第一階段審查。本報告未提供此項內容，請補充。</p>		
答覆說明		
<p>遵照委員意見，同意增補驗收測試及維護計畫(如附件 2)於本報告第五章相關章節中。</p>		
第 2 次審查意見		
<p>1. 同意放在第五章，請修正第五章章節。</p> <p>2. 驗收測試有別於品質查核，後者為品保單位查核製程或檢驗過程的方法，在製程中隨時按品質要求進行。驗收測試則為完工或接近完工時，對整體運轉或整體安全的驗證，考驗組合完成後的安全性，必須由驗收人員親臨測試，以為最後安全把關。本文提到很多組件品質檢驗項目，但部分為製程中品保項目，驗收時無法派員確實進行檢測。</p> <p>(1) 請將文中將於驗收時確實進行的測試項目與僅進行資料查核的部分分開敘述</p> <p>(2) 請增加整體測試項目內容，如：fit-up-test, 屏蔽測試之接收標準</p> <p>(3) 文字修正</p> <p>第 6 頁第 4 行請與第 3 行連接，不分段；15 行與 14 行連接</p>		

第 8 頁第 6 行應為 1.1.5.2 節  
第 9 頁第-17 行應為 .....寬/深  
(4)第 10 頁「本貯存設施第一個貯存護箱之熱負載小於等於 4 kW」，請  
確認 4KW 是否正確。

### 第 2 次審查意見答覆說明

已依審查意見增補修訂附件 2。  
經確認「本貯存設施第一個貯存護箱之熱負載小於等於 4 kW」無誤，此考  
量係基於本案為國內第一次執行用過核子燃料乾式貯存，為有較充裕之容  
許作業時間，故前兩組護箱之熱負載小於等於 4 kW。(自密封鋼筒吊出燃料  
池水面、屏蔽上蓋封銲至完成密封鋼筒排水作業階段與實際熱負載有關：7  
kW，容許作業時間 45 h；4 kW，容許作業時間 90 h)

### 第 3 次審查意見

- 1.附件二 p 11, L1：請說明「進行護箱表面逐格之劑量率量測，以獲得護箱  
表面劑量率之平均量測值」之平均量測值作何用途？  
另外屏蔽測試的接收標準係以「逐格檢驗護箱表面劑量率，須完全符合  
標準」，或是「進行護箱表面逐格之劑量率量測，以獲得護箱表面劑量  
率之平均量測值」，或者是兩者皆須符合？
- 2.請提供修訂後之第五章章節內容（驗收測試及維護計畫）以供審查。

### 第 3 次審查意見答覆說明

- 1.(i)「進行混凝土護箱表面逐格之劑量率量測，以獲得混凝土護箱表面劑量  
率之平均量測值」之平均量測值，係在實際裝填燃料後，針對混凝土  
護箱逐格進行劑量率量測，再按其代表之面積做平均，目的為驗證能  
符合輻射屏蔽之接受準則，即表面平均劑量率應小於設計限值。平均  
劑量率僅作為屏蔽分析之“設計基準”，而涉及工作人員輻射防護之劑  
量，則以局部之最高劑量率進行評估。
  - (ii) 護箱製造完成後，屏蔽測試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 1 m<sup>2</sup>平均密實度完全符合屏蔽密度設計(本報告表 6.4.5-1)  
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。
2. 已依委員意見於本報告第五章增補附錄 5.A “本系統主要組件驗收測試  
計畫”，另維護計畫內容大多已敘述於本報告第五章第六節設施各項系  
統及設備之驗收測試與維護保養計畫，以及 LCO 運轉條件限制中如附

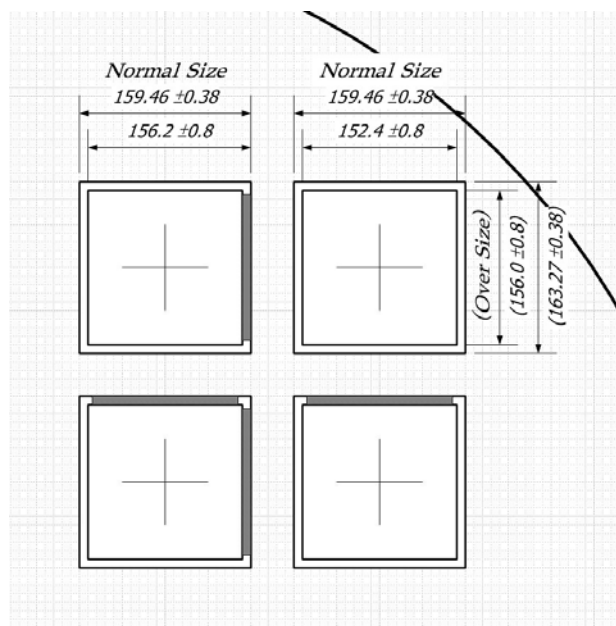
件 113。
第 4 次審查意見
原則同意答覆內容。由於護箱接收標準以平均劑量為原則，若護箱於裝填後發現局部高劑量而平均劑量仍合格時，應於貯存時在護箱上標註高劑量位置，以保護例行維護人員。請將以上及答覆 1. (ii) 項中屏蔽測試及驗收標準之內容放入附錄 5.A “本系統主要組件驗收測試計畫”內。
第 4 次審查意見答覆說明
已依審查意見將第 3 次審查意見答覆 1. (ii) 項中屏蔽測試及驗收標準之內容增補於本報告第五章附錄 5.A 『本系統主要組件驗收測試計畫』中，並加註，若護箱於裝填後發現局部高劑量而平均劑量仍合格時，應於貯存時在護箱上標註高劑量位置，以保護例行維護人員，如附件 116。
第 5 次審查意見
同意答復。

編號	A35-010-04-004	章節	1.1	頁碼	18	行數	2,3
第 1 次審查意見							
此處之「參考文獻」應為整本安全分析報告之參考文獻，此處僅列 NAC 的安全分析報告第 4 版與第 5 版，請說明各項設計係以第 4 版或第 5 版為設計參考的標準版。若兩版次有差異時，以何版次為主？							
答覆說明							
1. 本報告各章所引用或參考之資料已列於該章『參考文獻』一節中。本處之「參考文獻」係為本章所引用之參考資料。 2. 將更新本章「參考文獻」—NAC 安全分析報告為第 6.C 版-2007。							
第 2 次審查意見							
INER-PHS 系統要以 NAC 安全分析報告為第 6.C 版-2007 為參考版，請問： (1)請說明第 6.C 版-2007 與之前的第 4 版與第 5 版差異性。 (2)採用新版次是否會對原設計分析結果有所影響？							
第 2 次審查意見答覆說明							
(1)NAC 安全分析報告因應實際製造與運轉需要，以及客戶回應而有所更動，第 6.C 版-2007 與第 4、5 版之差異對照表請參考附件 50。 (2)新版次對原設計分析結果沒有影響。							
第 3 次審查意見							
同意答復。							

編號	A15-010-05-005	章節	1.2	頁碼	6	行數	2,3
第 1 次審查意見							
請說明密封鋼筒第一及第二種注、排水通道的間隙（提籃與密封鋼筒間，燃料管與圓盤間），其允許的最大及最小值各為多少？如何決定的？他們在結構分析（力與振動的傳遞）及熱傳分析（間隙熱傳）中是如何 model 的？如何確定其保守度？							
答覆說明							
<p>1. 密封鋼筒在提籃圓盤間共有三種主要的注水及排水通道。第一種通道位於提籃及密封鋼筒間之間隙；第二種通道是經過燃料管和承載圓盤與導熱圓盤間之間隙；第三種通道是經過每個圓盤的二個 57.2 mm (2.25 in) 直徑的圓孔。其中第一種間隙經查公稱間隙為 3.05mm，允許的最大值為 4.05 mm 及最小值 2.30 mm。為綜合考量一般工程製造誤差、組裝方便性、圓盤間排水與乾燥時氣體流道等綜合因素所決定之間隙值。</p> <p>2.</p> <p>a. 結構分析：密封鋼筒注水/排水通道並非鋼筒主要受力位置，在密封鋼筒結構分析中並未將注排水孔納入，密封鋼筒主要的結構分析工作以鋼筒外殼銲道及吊裝裝置(螺紋孔)與內部的組件分析為主。另外，在分析模式亦考慮承載圓盤在熱膨脹過程中與密封鋼筒的接觸行為所引發的應力，分析結果顯示應力值皆符合法規要求。</p> <p>b. 熱傳分析：本計畫密封鋼筒熱傳分析模式假設燃料管放置於圓盤孔槽(slot)正中央，而提籃則放置於鋼筒正中央，組件間不相接觸，且組件間間隙尺寸採用最大值；間隙處組件表面之輻射熱傳予以考慮，而間隙內則僅考慮鋼筒填充物質(水或氬氣)之傳導熱傳(heat conduction) (詳細分析方法及計算結果請參考安全分析報告第 6.3 節)。就熱傳分析而言，組件間間隙越大，則填充物質所造成熱阻(thermal resistance)越大，即組件間熱傳越差，故可得保守之計算結果。</p>							
第 2 次審查意見							
<p>1. 請增加說明燃料管和承載圓盤與導熱圓盤間之間隙為多少？允許誤差為何？</p> <p>2. 其他同意答覆內容。</p>							
第 2 次審查意見答覆說明							

燃料管有 normal size (52 支)、over size (4 支) 二種尺寸，其外表附有不等數之中子吸收板 (Boral 0, 1, 2 片)。燃料管穿過承載/導熱圓盤之開口，自由站立於底部銲件上，其與圓盤開口之間隙可自動調整，間隙尺寸介於 2.08 ~ 8.24 mm 之間，燃料管及圓盤之尺寸及允許誤差如下圖。

註：最大間隙 = 方孔內徑 - 方管外徑 (無 Boral) + 累積公差 = 8.24 mm  
 最小間隙 = 方孔內徑 - 方管外徑 (有 Boral) - 累積公差 = 2.08 mm



### 第 3 次審查意見

同意答復。

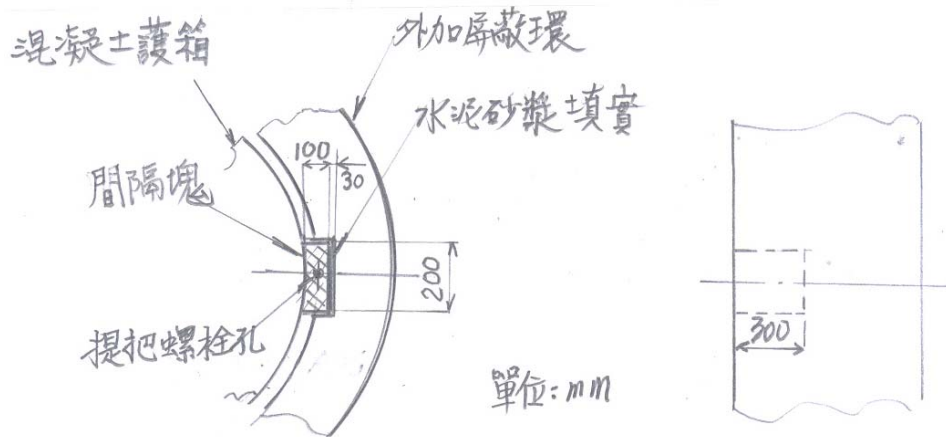
編號	A15-010-06-006	章節	1.2	頁碼	7	行數	18
----	----------------	----	-----	----	---	----	----

### 第 1 次審查意見

混凝土護箱與其外加屏蔽的間隙，其允許之最大及最小值各為多少？除頂部二者有螺栓結合外，二者在圓周方向的間隙是否有固定物來保持距離？該固定物設計尺寸、固定及安裝方法為何？在地震時其受力情形及完整性如何？

答覆說明

1. VCC 與 AOS 間隙之主要設計考量，只是於建造組合時容易施工與組合操作；間隙有四個間隔塊於各層屏蔽環組合完成時，再將各誤差間隙以水泥砂漿填實；所以，組合完成的 AOS 與 VCC 實際上被間隔塊頂住；間隔塊的尺寸、固定及安裝方法參見下圖：



2. 混凝土護箱與外加屏蔽間填充混凝土間隔塊，故二者在地震時無相對運動。經分析混凝土間隔塊在 0.5 g 地震規模下，仍可維持其結構完整性。詳細分析結果將補充於本報告第 6.6.E 節中，如附件 3。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	A15-010-07-007	章節	1.2	頁碼	9	行數	-9
----	----------------	----	-----	----	---	----	----

第 1 次審查意見

本安全分析報告之設計基準已列於表 3.1.1-2 及表 3.1.1-4 中，相信這是申請單位希望發照的基準。

1. 燃料裝填及傳送使用的傳送護箱並未單獨申請不同的基準，相關的分析如溫度、容許作業時間、及工作人員劑量當然應採同樣基準，即 14KW，而非此處的 7KW，請更正。不然，傳送護箱應單獨申請不同的設計基準。
2. 原混凝土護箱設計中，尚有些分析採用 7KW 之計算結果，如護箱傾倒事故之劑量分析。請再逐項檢視，確定各項安全分析均採用表 3.1.1-2 及表 3.1.1-4，或更嚴苛的設計基準。
3. 本計畫待運貯燃料，申照者承諾將管制其熱負載低於 7KW，在分析結果安全下，其對應的傳送護箱操作方式可列為另一可接受的方式，與 14KW 操作方式並列。

請參考以上意見修改安全分析報告內容。

答覆說明



● 本計畫設計基準規格如本報告第三章表 3.1.1-2，這也是本計畫準備申請發照之基準。

1. 燃料裝填及傳送使用的傳送護箱申請的也是同樣基準。即燃料束最大平均燃耗為 36,000 MWD/MTU，最小冷卻時間為 10 年，亦即所有申請均以此為設計基準；將刪除相關章節中有關 7 kW 之描述，惟仍保留短期裝載所需 7 kW LCO 操作條件。
2. 同 1 所述，將刪除相關章節中有關 7 kW 之描述，惟仍保留短期裝載所需 7 kW LCO 操作條件。
3. 本計畫將僅申請在燃料束最大平均燃耗為 36,000 MWD/MTU、最小冷卻時間為 10 年之設計基準，該設計基準已可涵蓋 7 kW。

#### 第 2 次審查意見

1. 表 3.1.1-2 並沒有列出燃耗值及冷卻時間，請將其列入作為發照基準。
2. 同意刪除有關 7KW 之描述，唯請補充 14KW 傳送護箱短期裝載及 14KW 混凝土護箱傾倒事故劑量分析等之計算結果。

#### 第 2 次審查意見答覆說明

1. 表 3.1.1-2 為「設計基準燃料束規格」，主要目的為說明燃料棒與燃料束之尺寸規格。燃料濃縮度、燃耗值及冷卻時間等設計基準，已列於表 3.1.1-4 「INER-HPS 系統主要設計基準及接受準則」內之一般性項下；另將修訂表 3.1.1-4 的內容，在一般性內之燃料束數目與衰變熱間，加入「核子燃料」，如附件 51，請參閱。

2.

- (1) 本公司預計於 96 年 8 月底補送燃料熱負載為 14 kW 時，燃料短期裝填與傳送期間設施熱傳分析結果。
- (2) 14 kW 傳送護箱短期裝載之劑量分析結果，請參閱本報告第六章第四節 96 年 2 月送原能會審查版本之表 6.4.7-6 及 6.4.7-7。(將來新版本 SAR 將刪除有關 7 kW 之描述，表編號會有所不同)
- (3) 14 kW 混凝土護箱傾倒事故劑量分析之結果如下：a. 本計畫所設計之護箱依評估不會發生傾倒。即使傾倒，對 14 kW/護箱並使用保守分析條件，由 MCNP 程式計算結果顯示：護箱底部表面之最大劑量率約 676 mSv/h，護箱底部表面之平均劑量率約 356 mSv/h。b. 如上述，本護箱設計不會發生傾倒。但若假設傾倒，其處理程序為：加圍籬及臨時屏蔽，撤離非必要人員，成立臨時管制區，再依應變作業程序處理。處理時，作業人員應配戴劑量筆，隨時監測人員劑量。必要時，進行擦拭檢驗及空氣取樣，以確認無放射性污染外釋。(詳細說明請參閱附件 91)

#### 第 3 次審查意見

同意答復。

編號	A15-010-08-008	章節	1.2	頁碼	25	行數	-1
第 1 次審查意見							
表 1.2-1 中說明 INER—HPS 裝載冷卻 20 年以上之用過核燃料，與表 3.1.1.4 (P 3.1.1-16) 所述冷卻時間 10 年以上不同。請按本文正確之設計基準數字更正之，以免前後不一。							
答覆說明							
表 1.2-1 所述：INER—HPS 裝載冷卻 20 年以上之用過核子燃料；係指 INER—HPS 系統於實際裝載時，擬選擇冷卻 20 年以上之用過核子燃料，以進一步降低人員輻射劑量，然 INER—HPS 設計及相關安全分析仍採冷卻 10 年之用過核子燃料；但為避免引起誤解，此段將修改為”選擇冷卻大於 10 年以上之用過核子燃料，以降低人員輻射劑量”。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	A15-010-09-009	章節	1.2	頁碼	7	行數	7
第 1 次審查意見							
混凝土護箱外加屏蔽上下共四層，請說明以何種機具將其吊起置放於混凝土護箱之外？其上下吊運空間是否足夠（原混凝土護箱吊高僅需 61 cm 之內）？							
答覆說明							
目前之規劃是以可移動式吊車，於混凝土護箱運送至貯存場定位後，逐層將外加屏蔽由上往下套在混凝土護箱外圍；由於係在室外作業，吊運空間經評估是足夠的。							
第 2 次審查意見							
請將上述移動式吊車之操作及簡單說明放入安全分析報告中。							
第 2 次審查意見答覆說明							
將於本報告第一章二、(二).1.(2)節中增加：“外加屏蔽由可移動吊車吊運，於混凝土護箱運送至貯存場定位後，逐層將屏蔽(環)由上往下套在混凝土護箱外圍，每套入一屏蔽環後，再置入四個間隔塊，以保持與混凝土護箱適當的間隙”(如附件 52)。							
第 3 次審查意見							
同意答復。							

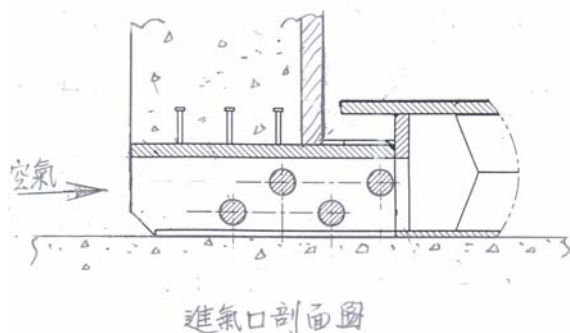
編號	A15-010-10-010	章節	1.2	頁碼	7	行數	1
----	----------------	----	-----	----	---	----	---

第 1 次審查意見

“混凝土護箱外之空氣通道”採非平行直線路徑，以將輻射洩漏降至最低。”請以圖示說明何謂非平行直線路徑？如何降低輻射洩漏？

答覆說明

在每個空氣入口通道中，加裝四個半徑(5.08 cm)的橫向實心碳鋼圓柱，這些橫向實心碳鋼圓柱可有效降低輻射滲留。如下所示：



第 2 次審查意見

很好的屏蔽設計。但是否會降低空氣流量使原熱傳分析不夠保守？NAC 並未有此設計，請提供分析評估結果。

第 2 次審查意見答覆說明

1. NAC 亦有此屏蔽之設計，依據 NAC 計算書(“Work Request and Report-Evaluation of the Effect of the Supplemental Shielding Inserts on VCC Air Flow Analysis,” EA790-3303)所示分析結果，混凝土護箱空氣進口內裝設屏蔽結構物對密封鋼筒殼體溫度之影響低於 1 %，由於本系統分析所得燃料護套及設施組件溫度與限值間尚有足夠之餘裕；因此，空氣進口內裝設屏蔽結構物對燃料護套及設施組件，在溫度上之考量上安全無虞，相同之說明見本報告第六、三節第 6.3.7-9 頁內容。
2. 另依據 NAC-UMS FSAR，未加裝輔助碳鋼圓柱之空氣進口表面平均劑量率為 6.45 mSv/h，加裝輔助碳鋼圓柱後降為 1.29 mSv/h。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	A38-010-11-011	章節	1.1	頁碼	7	行數	1
----	----------------	----	-----	----	---	----	---

第 1 次審查意見

ASME Code, Sec. II Material Specification, ASME Code, Sec. III, Div.1、ASME Code, Sec. III, NCA General Requirement for Div.1&2、ASME Code, Sec. V Nondestructive Examination、ASME Code, Sec. IX Welding and Brazing Qualifications 採用版次為 2004 版，與 10CFR50.55a 要求版次不符合，請說明採用理由，並評估其合理性。

#### 答覆說明

經查本計畫技轉廠商 NAC 公司於 Quality Assurance Manual Rev.6(2006)中，ASME Code, Sections III, V and XI 引用之版次為 2004 年版，此亦為 NRC 所接受；另 10CFR50.55a 中所要求之版次，係針對 Reactor Vessel，非貯存護箱，故本計畫擬採用 2004 年版。

#### 第 2 次審查意見

依 10CFR 50、55a(b)原文指使用 ASME CODE 於“Nuclear Power Plants”的版次要求，並非所僅針對 Reactor Vessel，前者涵蓋核電廠所有系統、組件與零件範圍廣泛。依申請時當時 10CFR 50、55a(b) NRC 僅批准採用 ASME CODE 到 2003 年 Addenda(D:V 1)。因此請提供 NRC 接受 NAC 公司 Quality Assurance Manual Rev.6 (2006)的書面文件。

#### 第 2 次審查意見答覆說明

美國 NRC 對一般標準或規範(code)的核准引用與否，端視 NRC 是否審查過引用該規範的申請案。NRC 批准採用 ASME 2003 Addenda，只因其審查過引用該年版之申請案；故 NRC 並非“不核准”使用其他年版，只因至目前為止未接獲引用較新年版之申請案並進行審查。

據與 NAC 公司澄清，NRC 不會“核准”任一家乾式貯存公司的 QA 手冊，因此無法提供相關證明文件(按第一次回覆稱 NRC 已接受 ASME 2004 年版有誤)。NAC 公司的作法係儘可能於其最近 QA program 中引用最新的相關規範，其考量點主要為顧客的需求。

#### 第 3 次審查意見

有關乾式貯存護箱系統使用的 ASME 版次，申請單位應就乾式貯存系統須使用的 ASME 條文內容，就技轉廠家使用之版次與申請單位使用版次內容，提出差異性比較分析。

#### 第 3 次審查意見答覆說明

遵照委員意見，完成 INER-HPS 系統與 NAC-UMS 系統引用 ASME 法規內容之差異比較，如附件 111。

#### 第 4 次審查意見

- 1.有關 Code Case N-284-1 部分，請說明美國核管會對 NAC 使用之評估。
- 2.Code Case N-71-18 之答覆評估結果，同意答復。

#### 第 4 次審查意見答覆說明

1. 依據 NAC-UMS SER 3.3.5.3 節(Original SER for NAC-UMS (CoC No. 1015)-10-25-00, 第 3-16 頁), NRC 已同意 NAC 使用 Code Case N-284-1 評估 Buckling Strength, 請參考附件 117。

第 5 次審查意見

同意答復。

編號	A38-010-12-012	章節	1.1	頁碼	12	行數	
----	----------------	----	-----	----	----	----	--

第 1 次審查意見

請說明設計準則所列之 ASME Code Case N595 Requirements for Spent Fuel Storage Canisters, Sec III Div.1 與 ASME Code Case N284-1 Metal Containment Shell Buckling Design Method, Class MC, Sec III Div.1 兩份文件用於何章節?

兩份文件不被 NRC 在 Reg. Guide 1.84 和 1.193 接受採用, 請說明本計畫採用的理由與其適用性。

答覆說明

1. ASME N 595-4 用於表 3.1.1-8 密封鋼筒採用 ASME 替代方案一覽表, 主要為用於銲接修復與檢測, 因 TSC 在現場封銲作業, 在高輻射且空間狹小的環境(TFR 內)下, RT、UT 等檢測技術上尚無法執行, 所以才用 PT 的替代方案; 另 MT 無法使用於不銹鋼的 TSC 封銲。上述內容, 亦獲技轉廠商 NAC 澄清, 資料如附件 4。另查 R.G. 1.193 文件中, 並未提到不接受 N 595-4, 詳如附件 5。

2. 依上述理由, 修訂 ASME Code Case N595 為 ASME Code Case N595-4, 同時刪除 ASME N 284-1。

第 2 次審查意見

1. N595-4 在 R、G 1.84 內, NRC 並未同意採用 (及提到此文件), 附件 4.5 亦未提供 NRC 同意正式文件, 請提出 NRC 同意使用的書面文件。

2. 因本案 N-284-1 於使用上無法理依據, 須刪除, 待提供 N284-1 在本案使用範圍、章節, 並提出修改項目變更事項說明。

第 2 次審查意見答覆說明

1. ASME 已將 Code Case N595 之要求, 併入新版 ASME Sec III Div.3 WC-3262, "Containments for transportation and storage by spent nuclear fuel and high level radioactive material and waste"。因大部分 NRC 之文件多出版於 ASME Sec III Div.3 出版之前, 文件中仍使用 ASME Sec III Div.1, NB。N595 的確未獲 NRC 之大體接受(generic acceptance), 但 NRC 於日後對個案申請引用 N595 則採個案方式進行審理。以 NAC 之 UMS 系統為例

，其個案申請中引用 N595 即獲 NRC 接受(即 NAC-UMS CoC Amendment No. 4 Table B3-1 List of ASME Code Exceptions for the NAC-UMS System，如附件 101)，此點已再次於 2007/7/30 獲 NAC 公司回函證實。

2. NRC 對 ASME Code Case N284-1 之不接受處為部份圖表標示錯誤，但公式數字引用皆正確，不影響分析結果。NRC 並說明可依乾式貯存個案申請經 NRC 審查核可，詳見附件 53。本案引用 NAC 已獲 NRC 核准在案之 UMS 系統的 FSAR 內容，詳見附件 102。

### 第 3 次審查意見

1. Code Case N284-1 之說明與附件 53、102 等所提僅說明 NRC 依 RG 7.6 使用，惟附件 53 中 NRC 之 RG 1.193 未同意使用 N284-1，請提出具體資料佐證。
2. Code Case N595-4 說明及附件 101，同意使用。
3. Code Case N-71-17，於 SAR 第六章第二節與第六章第三節中採用（內文誤植為 NC-71-17）
  - (1) 依據 RG 1.84 表 5 應將 N71-71 修正為 N-71-18。
  - (2) 依 RG 1.84 表 2，NRC 判定 N-71-18，為有條件接受（Conditionally Acceptable），請針對 RG 1.84 表 2 提出使用 N-71-18 之適用性評估

### 第 3 次審查意見答覆說明

1. 具體佐證資料如所附的附件 102，附件 102 為 NAC 公司依 ASME Code Case N284-1 對 NAC-UMS 所做的密封鋼筒挫屈(Buckling)分析，該分析記載於 NAC 提送 NRC 的安全分析報告中，並已獲 NRC 認可，並頒發 NAC 公司其 UMS 的使用執照。本案技轉於 NAC-UMS，並且對於密封鋼筒的設計並未修改，故計算仍引用 ASME Code Case N284-1。從 RG1.193 之 2006 最新草案得知，目前 NRC 對於乾貯設備挫屈強度計算方式尚未明確指定認可之方法，且增加一項規定：只要是曾經被 NRC 審查合格案例，那麼使用 N284-1 是可接受的。所以本公司仍決定採用 N284-1 的方法來進行挫屈的計算。

草案原文如下：

- (3) The rules applicable to evaluate the buckling and instability of containment shells for Section III, Division 3, are under development. Currently, use of Code Case N-284-1 by licensees for storage canisters and transportation casks is permissible provided it has been reviewed and approved by the NRC.

3. 針對 N71-18 之使用，RG 1.84 規定是屬於 Conditionally Acceptable，接受條件判定如下：

- (1) Ultimate Tensile Strength(UTS) 不可超過 170 ksi，計算書內採用之機械性質分別為 A36(58 ksi)、A588(70 ksi)，並未違反最大值之規定。
- (2) 當材料 UTS 超過到 190 ksi 以上時，RG1.84 要求必須進行衝擊測試。本案採用之 A36 & A588 之 UTS 未達到 190 ksi，所以不需進行衝擊測試。
- (3) 本案依標準作業執行銲條使用的管控，可適用 N71-18 的使用。
- (4) RG 1.84 針對 A710 材料修正 N71-18 的內容，不影響 A36 & A588 的使用。
- (5) 本案依標準作業執行焊接時的銲件夾持時間管控，可適用 N71-18 的使用。
- (6) RG 1.84 規定 N71-18 中關於破裂韌性(Fracture Toughness)只能用在 Piping supports，本案採用 A36 & A588 主要用在 VCC 基座& TFR 壁體結構，不屬 RG1.84 對 N71-18 所列的管制範圍，故不影響本案 A36 & A588 材料的選用。

以上說明本案引用 N71-18 中 A36 及 A588 碳鋼兩種材料之機械性質，並未違反 RG 1.84 使用條件之限制。

#### 第 4 次審查意見

(一)有關附件 111，請澄清下列事項：

1. 第 50 項，ASME Sec III IWB-3644(或 IWB-3642)，有正常運轉與緊急(失敗)等 2 種條件，而評估之安全係數僅取 1 個條件，或以兩種條件評估。
2. 第 53 頁 ASME Sec III Appendix F, F1331.3 所述，係指 sec III 內那個 Subsection 的 F1331.3？
3. 第 55 頁 Code Case N-71-18 同意答復；待建造時參 R.G1.84， Rev.33，追蹤檢查該引用的焊接之焊條(Electrodes)儲存、焊後熱處理(PWHT)與焊接厚度之保持時間(Holding Time)要求的符合情形。

(二)在 NAC-SAR Rev.4 包含以下要求，本案 SAR 文件是否有其資料：

- 1.(第 1.2-24 頁)Table 1.2-3 之焊接後需做以下檢測
  - (1)VT 依 ASME Sec. V Article 9 檢測；VT 及格標準依 ASME Sec 8 UW-35 與 UW-36。
  - (2)PT 依 ASME Sec. V Article 6 檢測；PT 及格標準依 ASME Sec III NB-5350。
  - (3)RT 依 ASME Sec.V Article 2 檢測；RT 及格標準依 ASME Sec III NB-5320。
  - (4)UT 依 ASME Sec.V Article 5 檢測；UT 及格標準依 ASME Sec III NB-5330。
- 2.(第 3.3-16 頁)第 3.3.2 節
  - (1)BWR basket supports disks 之材料熱處理需依 ASME Sec III NG-2320。

(2) 材料 SA 533，需依 ASME Sec. III NG-2311(a)(1) 做衝擊試驗。

(3) 材料 A 537 要做破裂韌性試驗，需依 ASME Sec III NF-2311(b) 13 和圖 NF-2311(b)-1。

以上第(二)1&2 項(除 NB-5350.5320.5330.外)，並請比較 2004 與 1995 年版次之差異性。

3.(第 9.1-2 頁)第 9.1.1 節，提籃組件之焊接，須依 ASME NG-4000 施工。VT 檢測依 ASME Sec. V Article 9；VT 及格值依 ASME Sec. III NG-4424 和 NG-4427，若有任何焊接修理，須依 NG-4450 來做複檢。

以上各項，並請比較 2004 與 1995 年版次之差異性。

4.(第 9.1-3 頁)第 9.1.1.1 節，提籃組件之焊接，做 VT 檢測依 ASME Sec. V Article 9；VT 及格值依 ASME Sec. III NG-5360，並請比較 N G-5360 在 2004 與 1995 年之差異。

5. (第 9.1-6 頁)第 9.1.2.1 節，Transfer Casks- Following completion of...，all trunnion welds and all load bearing surfaces shall be VT...，PT(or MT for ferrous material)依 ASME Code Sec. V Article 1,6 and/or7;VT.PT 或 MT 之及格值，依 ASME Code Sec. III ,NF-5340 or NF-5350....

請說明:(1)本護箱 VT 之及格值，依何標準？

(2)以上 VT/PT 或 MT 有否反映在中文 SAR 中。

6.(第 9.1-7 頁)第 9.1.2.2 節，Concrete Cask-The test load...，all load bearing surfaces of the lifting lugs shall be VT....PT or MT...依 ASME Code Sec. V Article 1,6 and/or7，及格值依 ASME Code Sec. III NF-5350 or NF-5340...

請說明:(1)混凝土護箱 VT 之及格值，依何標準？

(2)以上 VT/PT 或 MT 有否反映在中文 SAR 中。

(三)NUREG-1536 包含以下要求，本案 SAR 文件是否有其資料：

1. (第 3-7 頁)第 V.1.b.ii 節，Structural Design Features-Review confinement boundary weld designs...Acceptable requirement appear...ASME Code Sec III NB-3352...NB-4240....”Requirements for weld Joints in Components”

請說明:(1)NB-3352 有關 Cat. A.~D 焊道分類

(2) NB-4240 有關 Cat. A.B.D 焊道分類

以上，並比較 1995 年與 2004 年版之差異。

2. (第 3-8~3-9 頁)第 V.1.C 節 Structural Materials- Additional material requirements ...ASME Code Sec. III NB or NC. Specifically , these requirements... In particular, the SAR...Sec. III Paragraphs, or their equivalent :NB-2121 ,NB-2130 , NB-2500 , NB-2400

並請將以下做 1995 年與 2004 年版之比較:

(1) NB-2500 之 NB-2510、NB-2530、NB-2550

(2) NB-2400 之 NB-2430

第 4 次審查意見答覆說明



(一)

1. IWB-3644 對於 Service Level A, B, C & D 安全係數之要求分別為 2.7, 2.4, 1.8 與 1.4。本計畫在密封鋼筒封銲評估中，對正常運轉以 7.48 ksi 拉應力進行評估，為實際應力 1.57 ksi 的 4.76 倍安全因子，同時滿足 IWB-3644(2004 版)之 2.7、2.4 與 1.8 倍要求，與 IWB-3642 (1995 版)之 3 倍要求。對意外事故以 11.4 ksi 拉應力進行評估，為實際應力 7.3 ksi 的 1.56 倍安全因子，同時滿足 IWB-3644(2004 版)之 1.4 倍要求，與 IWB-3642 (1995 版)之 1.5 倍的要求。故不論正常運轉與意外事故狀況下，封銲設計皆符合法規要求。
2. 附件 111 第 53 頁所述之 ASME Sec III Appendix F, F1331.3, 係指 ASME Sec III, Dev.1, Nonmandatory Appendix F 之內容。請參考附件 118。
3. 依審查意見辦理。

(二)

1. 有關密封鋼筒銲接後之 VT, PT, RT 及 UT 檢測及合格標準概述於本報告第五章“附錄 5.A 本系統主要組件驗收測試計畫”第 1.1.1 節及 1.1.1.1 節中；詳細之作業規範及要求則明訂於“密封鋼筒製造規範書”。
2. (1) 本系統承載圓盤係以非加熱方式之切割加工，不需熱處理程序。  
(2) 本系統承載圓盤厚度為 5/8”，依照 ASME Sec III NG-2311(a)(1) 不需做衝擊試驗。本案技轉廠家 NAC 公司於第 11 版之 TSC 製造規範已刪除 7.6 節 Charp V- notch test，如附件 119。NG-2311 及 NG-2320, 2004 與 1995 年版之差異性，僅 2004 年版增加公制標示。  
(3) 本計畫未採用 A537 之材料。本系統吊軛之吊鈎(Hook)係採用 A517 材料，並規劃執行破裂韌性試驗。
3. 本計畫提籃組件之焊接，係依據 ASME Sec. III NG-4000 規範之要求，VT 檢測依 ASME Sec. V Article 9；VT 合格標準依 ASME Sec. III NG-4424 和 NG-4427；焊接修理則依據 NG-4450 之規定，詳細作業規範及要求明訂於“密封鋼筒製造規範書”。2004 與 1995 年版次之差異性，僅 2004 年版增加公制標示。
4. 本計畫“密封鋼筒製造規範書”明訂提籃組件之焊接作業。2004 與 1995 年版次之差異性，僅 2004 年版增加公制標示。
5. (1) 傳送護箱 VT 之合格標準係依據 AWS D1.1 之規定。  
(2) 傳送護箱銲道之檢測及合格標準說明於本報告第三章附錄 3.A 圖 TFR-001(3/3) 中。
6. (1) 本計畫選擇 PT 檢測，合格標準依 ASME Code Sec. III NF-5350 規範之規定。  
(2) 混凝土護箱銲道之檢測及合格標準概述於本報告第五章“附錄 5.A

本系統主要組件驗收測試計畫”中，詳細之作業規範及要求則明訂於“混凝土護箱鋼材銲件及其零組件製造規範書”。

(三)

1.(1) NB-3352 規範中之銲道分類係以銲道在壓力槽之位置分類。有關本系統 TSC 外殼銲道之分類，說明於本報告第六章第五節表 6.5.1-1 中。

(2) NB-4240 規範係根據上述分類之各銲道開槽形狀之加工製造需求。

2.2004 與 1995 年版次之差異性，僅 NB-2557(b)(1)對於有銲接後熱處理 (PWHT)時，UT 之檢測時機有不同之規定，但本計畫無 PWHT，因此無影響。

第 5 次審查意見

同意答復。

編號	A38-010-13-013	章節	1.1	頁碼	10	行數	
第 1 次審查意見							
請將 NRC Reg. Guide 1.84 Design, Fabrication, and Materials Code Case Acceptability, ASME Sec. III, Rev.33 與 NRC Reg. Guide 1.193 ASME Code Case Not Approved Use, Rev.1 增列為引用法規及設計準則。							
答覆說明							
遵照委員意見辦理。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	A35-010-14-014	章節	1,3,6	頁碼		行數	
第 1 次審查意見							
請確認下列數值的一致性。							
1.未密封鋼筒厚度 15.9mm 或 16mm? (p1.2-4; p3.1.1-18)。							
2.密封鋼筒高度、半徑、底座厚度、結構上蓋厚度、屏蔽上蓋厚度，與 3.1.1-18 設計參數 (p3.1.1-18; p6.1.3-2)。							
3.承載圓盤厚度、導熱圓盤厚度，與 3.1.1-19 設計參數 (3.1.1-19; 6.1.3-3)。							
4.燃料間格開口方孔(較大型)與 3.1.1-27 設計參數 (3.1.1-27; 6.1.3-3)。							

- 5.以 8min 燃燒時間評估溫度為 801.7°C 或 802°C ? (3.1.1-17 ; 6.6.3-12) 。  
6.混凝土高度 573.7cm 或 570.2 cm ? (3.1.1-20 ; 6.6.G-2 ; 6.6.G-4) 。

#### 答覆說明

- 本報告第三、一節『設施之設計』係將 INER-HPS 系統各項設計基準及接受準則等重要參數彙整成總表，為求表中數字之小數位數一致，故採四捨五入之方式；分析時之輸入值則依據設計圖(如附錄 3.A『INER-HPS 系統之重要組件設計示意圖』)之尺寸或較保守值作為依據。
- 如混凝土護箱設計高度為 5,702 mm，於颱風負載分析中則採用 5,737 mm (225.8 in)之保守分析。如此，可使護箱承受較大之風力負載。另於臨界分析時，所採用之密封鋼筒高度、半徑及承載圓盤厚度等分析輸入值，皆較設計圖面之尺寸大，亦可得較保守之分析結果。
- 修訂本報告第六、一.(三).3 節『計算機程式模式』中之密封鋼筒底座厚度為 4.45 cm 及燃料間格開口方孔(較大型)為 15.37 cm。另修訂本報告第六、六.(三).8 節『火災意外』火場溫度為 802 °C。

#### 第 2 次審查意見

請將安全分析報告中的設計值列表。設計值與分析值不一致者，其分析較保守者，應說明為何分析結果會較保守。

#### 第 2 次審查意見答覆說明

本案技術廠家 NAC 公司係以英制作為其標準單位，本案依原能會規定改為公制。在換算過程中視需要採四捨五入之作法，因此在小數點後面數位將出現微小誤差。按所有換算均經多次檢視已確認引用之正確性與保守度。以下僅就委員關心部份，分別說明：

1. 本報告之主要設計參數詳如表 3.1.1-5~7，其中密封鋼筒厚度：圖面尺寸為  $(1703.3-1671.6) \div 2 = 15.85$  mm，以小數下第一位做四捨五入為 15.9 mm，以個位數做四捨五入則為 16.0 mm。修訂 p3.1.1-18 密封鋼筒的外殼厚度為 15.9 mm，以與 p1.2-4 之值一致(如附件 54)。
2. (1)密封鋼筒高度：圖面尺寸為 4,835 mm，同 p3.1.1-18 所列之值，p6.1.3-2 所列 483.616 cm 係從 NAC BWR Class 5 密封鋼筒高度 190.4 in 直接轉換而來，僅用在本報告第六章一.(五).7 節「傳送護箱內部水位高度變化和頂部結構對反應度的影響評估」之分析中。使用該值密封鋼筒內部可以注滿較多的水，對臨界評估而言可以得到較保守的結果。  
(2)密封鋼筒半徑：圖面尺寸列出直徑 1703.3 mm，除以 2 得到半徑 851.65 mm。p3.1.1-18 所列之值為 1703 mm，是以個位數做四捨五入之結果，分析值使用 85.1662 cm。為求數據一致，修訂 p3.1.1-18 所列值為 1703.3 mm(如附件 54)，修訂 p6.1.3-2 密封鋼筒半徑之值為 85.165 cm(如附件

- 54)。此值用 85.1662 cm 或 85.165 cm，對臨界評估而言影響非常小。
- (3)密封鋼筒底座厚度：圖面尺寸為 44.5 mm，同 p3.1.1-18 所列之值。p6.1.3-2 所列 4.445 cm 為 1.75 in 直接轉換而來，未做四捨五入。修訂 p6.1.3-2 密封鋼筒底座厚度之值為 4.45 cm(如附件 54)，以與 p3.1.1-18 值一致。此值用 4.45 cm 或 4.445 cm，對臨界評估而言影響非常小。
- (4)結構上蓋厚度：圖面尺寸為 76.2 mm，同 p6.1.3-2 所列之值，p3.1.1-18 所列 76 mm 係以個位數做四捨五入之結果。修訂 p3.1.1-18 所列結構上蓋厚度之值為 76.2 mm(如附件 54)。
- (5)屏蔽上蓋厚度：圖面尺寸為 177.8 mm，同 p6.1.3-2 所列之值，p3.1.1-18 所列 178 mm 係以個位數做四捨五入之結果。修訂 p3.1.1-18 所列結構上蓋厚度之值為 177.8 mm(如附件 54)。
3. (1)承載圓盤厚度：圖面尺寸為 15.87 mm，p3.1.1-19 所列 16mm 係以個位數做四捨五入之結果。p6.1.3-3 所列 1.5875 cm 為 0.625 in 直接轉換而來。為求數據一致，修訂 p3.1.1-19 所列值為 15.87 mm(如附件 54)，修訂 p6.1.3-3 承載圓盤厚度之值為 1.587 cm(如附件 54)。此值用 1.5875 cm 或 1.587 cm，對臨界評估而言影響非常小。
- (2)導熱圓盤厚度：圖面尺寸為 12.7 mm，同 p6.1.3-3 所列之值，p3.1.1-19 所列 13 mm 係以個位數做四捨五入之結果。修訂 p3.1.1-19 所列導熱圓盤之值為 12.7 mm(如附件 54)。
4. 燃料間格開口方孔(較大型)：圖面尺寸為 153.7 mm，p3.1.1-27 所列 154 mm 係以個位數做四捨五入之結果。p6.1.3-3 所列 15.367 cm 為 6.05 in 直接轉換而來。為求數據一致，修訂 p3.1.1-27 所列值為 153.7 mm(如附件 54)，修訂 p6.1.3-3 所列值為 15.37 cm(如附件 54)。此值用 15.367 cm 或 15.37 cm，對臨界評估而言影響非常小。
5. 8 min 燃燒時間內依 10 CFR71.73C(3)規定之溫度上限為 801.7°C (列於 p6.6.3-12)，p3.1.1-17 所列之值為以個位數做四捨五入後的結果。修訂 p3.1.1-17 火災項目的溫度上限為 801.7°C(如附件 51)，以與 p6.6.3-12 值一致。
6. 混凝土護箱實高設計值為 570.2 cm (列於 p3.1.1-20)，而在 p6.6.G 混凝土護箱颱風荷重情況分析所用的分析值為 225.98 in (573.99 cm) (已修正原報告 225.8 in 為 225.98 in，如附件 99)，較設計值大，可讓護箱承受較大之風力負載，會比用設計值分析保守。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	A35-010-15-015	章節	1,1	頁碼	27	行數	
----	----------------	----	-----	----	----	----	--

第 1 次審查意見

1.1-27 所列作業程序書項目(11 項)與 1.2-12 所列項目(15 項)不一致。

答覆說明

謝謝委員指正，擬修訂本報告第一章表 1.2-2「試運轉核准前提交之文件清單」第 16 項「運轉相關程序書」(p1.2-27)與第一、二.(四)節作業程序一致(共 15 項)(p 1.2-12)。

第 2 次審查意見

同意答復。

「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施」安全分析報告  
第二章審查意見

編號	B11-020-01-016	章節	綜合	頁碼		行數	
第 1 次審查意見							
<p>1. 依 96.03.27 審查說明會議及分組會議之簡報補充說明，「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施興建計畫安全分析報告」之場址特性描述得引用原核子反應器設施之資料，基本上是合理而且必要，惟應考量是否已獲其更新內容融會於該場址所需之場址特性。</p> <p>2. 「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施」所在場址，在核一廠西南隅之山邊，就「核子反應器設施」而言，位處較不具安全影響之區域，重要性亦降低，尤其在地形、地質、水文及其地工特性方面，惟此重要之「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施」場址，以核一廠 FSAR 對該場址所能顯現之重要性、敏感性及安全性似乎是不足的，請正視其差異性，並妥適且務實分析評估該場址之特性，期使整體設施設計與安全分析結果得以合理接受，除未來能據以安全施工及運轉外，更重要的是獲取公眾之信任。</p>							
答覆說明							
<p>1. 謝謝委員指導。本分析報告場址特性已依照安全分析需求引用「核一廠終期安全分析報告第十四版(2005)」內所調查分析之資料，並已視其內容不足與資料過舊之部份，另外再補充與安全分析相關之資料，整合於本報告中。</p> <p>2. 本章場址特性描述部份參考核一廠 FSAR 資料為場址周圍整體之調查與分析資料。關於地形、地質、水文與其他地工特性等直接與安全分析有關之部份，則另外採用場址本身所進行之調查資料，如場址鑽探報告、水土保持計畫書、環境影響評估、環境差異分析、中央氣象局資料、核一廠本身監測資料以及其他與場址安全分析相關之研究報告及文獻，應能對於 FSAR 時效性、重要性、敏感性及安全性不足之部份加以補充。</p>							
第 2 次審查意見							
<p>1. 「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施」所在場址，在核一廠西南隅之山邊，就「核子反應器設施」而言，位處較不具安全影響之區域，惟此重要之「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施」場址，以核一廠 FSAR 對該場址所能顯現之重要性、敏感性及安全性似乎是不足的。引用該電廠 FSAR 時，除需注意內容之更新外，亦應正視其差異性，並補足該場址所應呈現之所有場址特性，期使整體設施設計與安全分析結果得以合理接受，除未來能據以安全施工及運轉外，更重要的是獲取公眾之信任。</p>							

2.請台電公司於下次報告更新送審前，由相關專業人士先行審閱，以提昇報告之品質，其審查意見與回覆隨同安全分析報告一併送審。

### 第 2 次審查意見答覆說明

1. 本章場址特性描述，部份係參考核一廠 FSAR 資料為場址周圍之調查與分析資料。關於地形、地質、水文與其他地工特性等直接與安全分析有關之部份，則另外採用場址現地進行之調查資料，如場址鑽探報告、水土保持計畫書、環境影響評估、環境差異分析、中央氣象局資料、核一廠本身監測資料及其他與場址安全分析相關之研究報告及文獻，並依審查意見所述之時效性、重要性、敏感性及安全性不足之部份進行補充。
2. 本報告相關章節之內容及審查意見答覆說明均依 貴會核定之專案品保計畫之權責分工，經本公司相關技術單位會同審查核可，審查過程均留有相關審查紀錄可供查閱。

### 第 3 次審查意見

同意答復。

編號	B11-020-02-017	章節	綜合	頁碼		行數	
第 1 次審查意見							
<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 報告中許多資料引用環評及水保計畫資料，惟此二份資料內容僅止於一般環評或水保，而「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」所需之場址特性內容應為本設施安全直接相關資料引用，除另行提供參考文獻資料外，應依分析評估結果撰寫於安全分析報告中。</li> <li>2. 土壤液化、邊坡穩定等，已知安全係數不足問題經整治後可達要求，但如何得知之資料應予詳述，並且其設施載重影響之安全分析應於其他章節有呼應之結論。</li> </ol>							
答覆說明							
<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 環評與水保場址特性調查時，已考慮將來在安全分析報告中使用，其調查廣度與深度符合核能相關規定。</li> <li>2. 設施載重影響與土壤液化之問題將採用土壤置換方式，將較高液化潛能之土層以碎石級配置換，以達設計規範要求，所用之碎石級配深度約 2.5 m，其安全分析詳細內容請參考本安全報告「第六章第二節結構評估、(六)分析計算及結果、3. 貯存場混凝土基座評估」。西側邊坡穩定問題本公司均有分析報告及計算書討論安全係數及對策，所採取之克服方法包括：道路微型樁、坡趾直徑 1.5 m 間距 1.8 m 之擋土排樁、擋土牆、10 m 之退縮深度，及萬一邊坡坍塌時，透過行政處理方式即時清除土壤，</li> </ol>							

以維持貯存設施之正常運作。

### 第 2 次審查意見

就「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」之屬性而言，環評及其差異分析與水土保持計畫資料僅可做為參考或相關資料彙整時引用，其相關內容不應劃上等號。且環評差異分析及水土保持計畫，目前仍未完成審查。未來若該計畫書未能通過審查，或內容有重大更新，將影響本安全分析報告之審查結果。

### 第 2 次審查意見答覆說明

已依審查意見將邊坡穩定、土壤液化等分析評估結果撰寫於安全分析報告。邊坡穩定詳如本報告第二章第二節(一)、4.邊坡穩定(如附件 55)，土壤承载力與土壤液化等內容請詳參本報告「第六章第二節(六)、3.貯存場混凝土基座評估」。

### 第 3 次審查意見

同意答復。

編號	B11-020-03-018	章節	綜合	頁碼	行數
第 1 次審查意見					
場址特性描述主要引用之資料文獻包含環評報告及水土保持計畫書等，有關水土保持計畫書，目前仍未完成審查。未來若該計畫書未能通過審查，或內容有重大更新，將影響本安全分析報告之審查結果。					
答覆說明					
本案環差報告已歷經近十次審查會議的審查，所有關於場址之審查意見均已獲得解決，近 5 次審查會已幾乎沒有對場址問題提出審查意見，因此對本安全分析報告之規劃或分析應不致產生重大影響。水土保持計畫本公司現已完成規劃，目前正與主管機關（台北縣政府）就相關事務進行協商，審查之期程尚未決定；由於場址之水土保持工程是本案安全分析必要的條件，場址達成穩定之狀態，方能確保本安全分析報告之各項設計。故本公司對於委員於審查本案安全分析報告時所提有關場址條件之審查意見，均予以審慎評估並適時納入修訂本案水土保持計畫書，務使本案之水土保持工作均能符合相關法規之要求。本案環差報告及水保計畫之審查相關結論如涉及重大變動，因而影響本安全分析報告之規劃或分析。本公司將遵照環差報告及水保審查結論，對應修正本安全分析報告相關內容，並適時陳報原能會。					
第 2 次審查意見					



審查意見同 B11-020-02-017。

第 2 次審查意見答覆說明

由於本案環差審查及水保審查均尚未通過，因此任何環評審查及水土保持審查結論均會影響本案規劃或分析。本公司將遵照環差及水保審查結論修正本安全分析報告相關內容。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	B11-020-04-019	章節	綜合	頁碼		行數
第 1 次審查意見						
場址特性之描述內容，若有資料文獻之引用時請註明所引用的資料內容，並請註明資料來源及研判依據，而非僅以應該或合理的字眼陳述。						
答覆說明						
場址特性已再審視其內容文字，確認其重點在於引用資料之結果陳述，分析結果部份已於各相對章節說明。						
第 2 次審查意見						
引用資料文獻時，應注意引用資料內容之妥適性，並請註明資料來源及研判依據，而非僅以「應該」或「應屬合理」的字眼陳述。						
第 2 次審查意見答覆說明						
依照審查意見辦理。場址特性將再審視其內容文字，補充註明資料來源及研判依據。另移除「應該」或「應屬合理」的字眼陳述。						
第 3 次審查意見						
同意答復。						

編號	B19-020-05-020	章節	綜合	頁碼		行數
第 1 次審查意見						
第 2 章場址特性之內容，除滿足導則之基本要求外，對於安全分析結果之可能影響範圍及受體，應提供相對之環境基本資料，例如經分析有污染地面水或地下水之風險，則應有影響範圍及受體資料，如使用地面水或地下水之戶數、灌溉範圍....等。如認定該用過核子燃料乾式貯存設施之設計及安全分析結果，無前述之風險與疑慮，請在安全分析報告中之適當章節提出分析驗證，並於本章呼應引述。						

### 答覆說明

根據本章三、水文、(二)地下水之內容，地下水流向皆往乾華溪方向流動，並由本章(一、地形)之說明得知此一區域內並無民家存在(西南民家所在地位於地下水上游處)，故場址下方之地下水應無被利用之可能性。加上本安全報告第六章第五節「密封評估(二)密封分析」中已對密封系統與密封鋼筒進行評估，因為密封邊界是藉由雙層封銲所構成，銲接的作業方式亦經過NRC 審查通過之標準作業方法，且依 ISG-5 Rev.1 進行，因此符合 10 CFR 72.24 與 10 CFR 72.122 之要求，銲接的密封邊界無放射性物質外釋之虞，無須考量洩漏的影響。因此本計畫之設施無放射性污染外洩之風險與疑慮。

### 第 2 次審查意見

區域調查之遙測影像的應用，可藉航照判釋作為初步之區域地形地質判釋或環境特性之標示與對比，有助於區域特性之瞭解，並從中取得場址與此區域環境之關係。圖 2.1.1-1 及 2.1.1-2，所顯示內容及其解析度而言，實在看不出所要呈現之重點為何，若該二圖無法呈現相關區域特性，請補充前述航照判釋圖及其區域特性說明，或提出更佳之描述內容。例如乾華溪上游集水區是否具敏感地質，如地表侵蝕及崩塌地等，以及是否具土石流潛勢亦應藉由區域特性圖說及相關蒐集之資料彙整補充說明。其他如設施可能影響之範圍及受體，亦應提供相對之環境基本資料。如認定該設施之設計及安全分析結果，無前述之風險與疑慮，請在安全分析報告中之適當章節提出分析驗證，並於本章呼應引述。

### 第 2 次審查意見答覆說明

1. 本報告圖 2.1.1-1 與圖 2.1.1-2 主要說明場址週遭環境之相關性與現況，並已修訂與補充說明場址與此區域環境之關係，並陳述於本章(一)地形與地貌之中(如附件 56)。
2. 根據內政部營建署「台灣地區環境敏感地劃設與土地使用適宜性分析—北部區域、南部區域」之調查，說明核一廠廠區並未處於地質敏感區(益鼎公司，1995)。另根據農委會水土保持局 94 年 3 月之公告，上游地區存在兩條土石流潛勢溪流。一般而言土石流只影響於堆積段，本場址土石流潛勢溪流之堆積段距離場址約 5 km，對場址尚不致造成立即之危害，詳細說明增列於本報告第二章二、地質與地震、(一)地質、5. 土石流潛勢(如附件 57)。
3. 設施可能影響之範圍及受體，已提供相對之環境基本資料如水文、氣象與人口等，並已列入本安全報告中。其可能造成之影響在本報告第六章第六節中有進一步之說明。

### 第 3 次審查意見

同意答復。

編號	B37-020-06-021	章節	2.1.1	頁碼	1~4	行數	
第 1 次審查意見							
<p>圖 2.1.1-1 已指出預定場址之地理位置及其區域地形，而圖 2.1.1-2 為此預定場址之衛星影像圖，就其影像之內容及解析度而言，實在看不出所要呈現之重點為何。一般從事區域調查作業在遙測影像之應用，可用航空照片作為初步之區域地形地質判釋或環境特性之標示與對比，有助於區域特性之瞭解，並從中取得場址與此區域環境之關係，例如場址所在地主要流域，其上游區之開發情形、區域地形地質發育對本場址之影響，均為安全評估分析所應進行之初步作業。本章節中，所附二圖未能顯示這些重點，亦未見對此區域特性有具體安全分析評估之說明，請修正及補充。</p>							
答覆說明							
<p>由於乾式貯存設施場址位於核一廠廠內，且已經環評同意(目前進行環差分析)，另根據 RG 3.62 “Standard Format and Content for a Topical Safety Analysis Report for Onsite Storage of Spent Fuel Storage Cask”所描述，已獲 10CFR50 執照電廠之廠內乾貯設施，其標準審查程序為 NUREG-1536，其區域地形地質資料應可直接引用核一廠 FSAR 內容與相關之調查，因此應無以遙測影像作區域地形地質判釋或環境特性分析之必要性，僅因 NUREG 1567 要求安全分析報告須有此二圖。圖 2.1.1-1 與圖 2.1.1-2 主要所要表達之內容為場址周遭環境之相關性與現況。本區域地形地質資料應可直接引用核一廠 FSAR 內容與相關之調查。另場址主要流域於本章第三節已有說明，區域地質部份於本章第二節中亦有描述。</p>							
第 2 次審查意見							
<p>審查意見同 B19-020-05-020。</p>							
第 2 次審查意見答覆說明							
<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 本報告圖 2.1.1-1 與圖 2.1.1-2 主要說明場址週遭環境之相關性與現況，並已修訂與補充說明場址與此區域環境之關係，並陳述於本章(一)地形與地貌之中(如附件 56)。</li> <li>2. 根據內政部營建署「台灣地區環境敏感地劃設與土地使用適宜性分析—北部區域、南部區域」之調查，說明核一廠廠區並未處於地質敏感區(益鼎公司，1995)。另根據農委會水土保持局 94 年 3 月之公告，上游地區存在兩條土石流潛勢溪流。一般而言土石流只影響於堆積段，本場址土石流潛勢溪流之堆積段距離場址約 5 km，對場址尚不致造成立即之危害，詳細說明增列於本報告第二章二、地質與地震、(一)地質、5. 土石流潛勢(如附件 57)。</li> <li>3. 設施可能影響之範圍及受體，已提供相對之環境基本資料如水文、氣象</li> </ol>							

與人口等，並已列入本安全報告中。其可能造成之影響在本報告第六章第六節中有進一步之說明。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	B11-020-07-022	章節	2.2.1	頁碼		行數	
----	----------------	----	-------	----	--	----	--

第 1 次審查意見

乾華溪上游集水區是否具敏感地質，如地表侵蝕及崩塌地等，以及是否具土石流潛勢應予補充說明，尤其土石流之可能威脅應溯及上游，須分析未來上游陸續開發後之可能性。

答覆說明

根據「核一廠用過核燃料中期貯存計畫環境影響說明書」(業已通過主管單位之審查)之調查，核一廠廠區並未處於地質敏感區。另根據農委會水土保持局公布之土石流潛勢溪流分佈資訊(如附件 6)，乾華溪上游雖存在有兩條土石流潛勢溪流，但根據資料顯示其可能影響區域不大，且距離場址 3 km 以上，對場址應不致造成影響，目前乾華溪上游地區目前地質情況穩定，未來乾式貯存設施開始建造及貯存時，將對此一地區加強監測工作，除將進行不定期的巡視，注意是否有河道阻塞淤積、坡地地表異常改變或異常坍塌等土石流成因產生，另增加進行一年二次之福衛二號衛星影像變異監測，以瞭解核一廠區及乾華溪上游地區四周地形及植被等之變化，分析其變異原因，掌握預防災害之先機。

第 2 次審查意見

審查意見同 B19-020-05-020。

第 2 次審查意見答覆說明

根據內政部營建署「台灣地區環境敏感地劃設與土地使用適宜性分析—北部區域、南部區域」之調查，核一廠廠區並未處於地質敏感區(益鼎公司，1995)。另根據農委會水土保持局 94 年 3 月之公告，上游地區存在兩條土石流潛勢溪流。一般而言土石流只影響於堆積段，本場址土石流潛勢溪流之堆積段距離場址約 5 km(經查第一次答覆說明 3 km 係為筆誤)，對場址尚不致造成立即之危害。為考慮乾華溪上游不當土地利用對下游造成危害，未來乾式貯存設施開始建造及貯存時，將對此一地區加強監測工作，除進行不定期的巡視，注意是否有河道阻塞淤積、坡地地表異常改變或異常坍塌等影響河道正常輸水之情事產生外，另進行一年二次之福衛二號衛星影像變異監測，以瞭解核一廠區及乾華溪上游地區四周地形及植被等之變化，並注意是否有濫墾濫伐等情形。若集水區內產生潛在危險因素時，將即時

通報地方主管機關處理，掌握預防災害之先機。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	B24-020-08-023	章節	2.2.1	頁碼	1	行數	
第 1 次審查意見							
請於本章「地質」乙節(2.2.1)中詳細說明該區域與場址之地質構造，特別是斷層的分佈及其活動性。							
答覆說明							
原文中已有說明場址之地質構造(包含斷層分佈與活動性)，為求更進一步說明場址地質特性，同意於安全分析報告第二章二、(一)節增補資料如附件 7，加強說明區域與場址之地質構造和斷層之分佈、活動性。							
第 2 次審查意見							
請詳細說明該區域及場址相關之地質構造，特別是斷層的分佈及其活動性。							
第 2 次審查意見答覆說明							
本報告第二章二、(一)地質一節中已說明場址之地質構造(包含斷層分佈與活動性)，並已依審查意見增補資料，加強說明區域與場址之地質構造和斷層之分佈、活動性(如附件 58)。相關斷層的分佈及其活動性回覆意見亦請參考 B11-020-25-040。							
第 3 次審查意見							
同意答復。							

編號	B37-020-09-024	章節	2.2.1	頁碼		行數	
第 1 次審查意見							
針對場址鄰近之邊坡，96.03.27 審查說明會議之分組會議簡報，對於判斷此區邊坡為穩定之依據是因 921 地震及納莉颱風後皆未發現有山坡之崩塌情形，並非妥當。							
答覆說明							
該次說明會中所提及之邊坡穩定乃為由地表植生、歷年天災影響觀察結果(此邊坡 921 地震及納莉颱風後皆未發現有山坡之崩塌情形)研判此區地表處於穩定之狀態，為初步研判結果；判斷邊坡穩定之方式主要為採用 Spencer 分析法對邊坡之穩定性進行分析，並討論安全係數及對策。發現此邊坡部							

份破壞面安全係數不足，而採用被動攔阻工程與退縮安全距離因應。

### 第 2 次審查意見

邊坡穩定方面：所分析之剖面是否合理且具代表性應提出說明。相關穩定分析結果 FS 不足的因應對策為何？請同時考量處理排水問題。另請增加評估地震引發西側邊坡崩塌之情境對該貯存設施安全之影響及因應對策。對於表 2.2.1-5 邊坡穩定性分析檢核結果表係出自水土保持計畫，表中規定之安全係數值是否考慮本場址設施之重要性。

### 第 2 次審查意見答覆說明

1. 所分析之剖面位於場址之西北側，此處山坡地地形頗一致，鄰近鑽孔點，且為地形較陡處，應足以代表場址處之地形與地質特性。
2. 考量排水問題，現有之山溝改建後，沿擋土牆兩側皆設置排水溝，順地勢分別匯入南北兩側新建之排水系統，並於北側設置沉砂池，將水疏導入集水井後再排入乾華溪。另在新建護岸排樁之背側設置橫向排水管。
3. 表 2.2.1-5 中安全係數將採用農委會邊坡穩定分析之安全係數，常時  $FS \geq 1.5$ ，地震時  $FS \geq 1.2$ ，地震加速度則耐震設計規範所定義之  $0.23 g$ ，並考慮暴雨時  $FS = 1.1$ 。另考慮本場址設施之重要性，採用  $0.30 g$  之較高地震力檢核，其安全係數  $FS \geq 1.0$ 。

### 第 3 次審查意見

同意答復。

編號	B24-020-10-025	章節	2.2.1	頁碼	4,23	行數	
第 1 次審查意見							
p.2.2.1-4「岩層」及圖 2.2.1-8：請整合場址地區所有歷年鑽孔之地質資料，特別是鄰近 C6 的鑽孔，如 C5、B1、B2、C9、B14 等，並參考相關資料，重新繪製詳細的岩盤頂面等高線圖，以免誤導後續設計工作。							
答覆說明							
已依照委員之意見，整合場址地區鑽孔資料後，重新繪製岩盤頂等高線分佈圖(如附件 9)。由重繪之圖面顯示場址內岩盤高差僅有 2~3 m 之間，屬合理之範圍；且場址基礎設計(請參照安全分析報告第六章第二節結構評估(六)分析計算及結果)時皆採用保守之參數，因此岩盤高度之變化並未影響現在之設計參數。							
第 2 次審查意見							
場址位於山坡與溪谷之間的狹隘空間，需要特別注意建物基礎與邊坡穩定相關問題，請整合場址地區所有歷年鑽孔之地質資料，重新繪製詳細的岩盤頂面等高線圖，並合理說明其依據，以免誤導後續設計工作，同時亦應							

分析是否對場址設施造成穩定性的影響？。對於圖 2.2.1-6 四幅標示為場址地層柱狀圖，形式差異頗大，並未進一步彙整評估合理且具代表性之地質剖面，以供場址安全分析及設計。另圖 2.2.1-7 亦同，與一般地質報告慣用圖名及表示內容差距頗大。

第 2 次審查意見答覆說明

依照審查意見重新檢視鑽探資料，並繪製岩盤頂面等高線圖(附件 59)。另依據場址範圍、地層位態、鑽孔位置等考量，重新繪製地層剖面圖(剖面線分佈圖如附件 60、地層剖面圖如附件 61)。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	B11-020-11-026	章節	2.2.1	頁碼	4,23	行數	
----	----------------	----	-------	----	------	----	--

第 1 次審查意見

有關地質鑽孔之岩盤深度分部描述，是否因鑽孔數量不足而造成怪異的分佈，若把異常去除則岩盤是否應僅為單斜而已。現狀的形貌對本區場址的分析是否會造成影響，若為單斜呢？影響是否會相同？

答覆說明

依核一廠 FSAR 及其他相關文獻，本區域岩層為桂竹林層，層面走向約北 55 度東，向西傾斜約 25 度，岩層單斜，與上覆火山角礫堆積是屬交角不整合，並未發現有任何構造。81 年鑽探報告所繪之岩盤深度圖，其可能受場址地層內存有大石(附件 8 為本場址對岸 84 年某工程開挖時出現之大量巨石照片)影響而使得該圖之分佈較為不合理。為避免資料造成誤解，將三次鑽探報告之資料整合後重新繪圖，取代 81 年鑽探報告之結果。根據重繪之圖所示，場址內各鑽孔岩盤面深度略異，但僅 2~3 m 差異，未達怪異分佈程度。另以土木大地工程的專業立場，本範圍內鑽孔數達 27 孔，已足夠作為地層判斷之依據，另由室內岩石力學試驗結果，岩層可做為承載基盤。目前的設計係將混凝土筏基置於地面，將荷載往下傳，只要上覆土層承載力、沈陷量、液化、地震力等影響處理好，岩盤的形貌(是否單斜)對本案之分析設計並無影響。

第 2 次審查意見

審查意見同 B24-020-10-025。

第 2 次審查意見答覆說明

依照審查意見重新檢視鑽探資料，並繪製岩盤頂面等高線圖(附件 59)。另依據場址範圍、地層位態、鑽孔位置等考量，重新繪製地層剖面圖(剖面線分佈圖如附件 60、地層剖面圖如附件 61)。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	B11-020-12-027	章節	2.2.1	頁碼	6,27	行數	
----	----------------	----	-------	----	------	----	--

第 1 次審查意見

地下水位等高線分佈是否也與岩盤分佈一般？由一樣的鑽孔不均勻分佈造成。對現狀的分析是否會有改變？

答覆說明

為避免資料造成誤解，現已將三次鑽探報告之資料整合後重新繪圖(如附件 10)。另在進行液化分析時，已將地下水位提昇至筏基下方，地下水位等高線之分佈，並不會對分析的結果造成影響。

第 2 次審查意見

請整合場址地區所有地下水位資料，修正地下水位等高線圖，並說明其依據及合理性，及其對場址設施之影響與相關之因應作法。

第 2 次審查意見答覆說明

依照審查意見重新檢視地下水監測資料，並繪製地下水位等高線圖(附件 62)。本報告邊坡穩定、承载力與液化分析中，皆已考慮地下水對場址設施之影響，若經評估地下水對場址之安全性造成威脅時，亦已提出相關之因應作法。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	B24-020-13-028	章節	2.2.1	頁碼	6,27	行數	
----	----------------	----	-------	----	------	----	--

第 1 次審查意見



有關場址地下水位及圖 2.2.1-12：

- 1.請整合場址地區所有地下水位資料，特別是鄰近 C6 的鑽孔，如 C5、B、B2、C9、B14 等，並參考相關資料，修正地下水位等高線圖，必要時重新繪製，以免誤導後續設計工作。
- 2.C3 與 B3 鑽孔呈現自流現象係因地下水未能自坡壁滲出所致，如此有可能在坡趾累積孔隙水壓，而導致當地的有效應力降低，對廠址的安全可能會有影響。請修正報告中「對場址之安全性並無影響」之論述，並於此處或後續章節(亦須於此處註明)說明將如何因應該影響。

#### 答覆說明

- 1.為避免資料造成誤解，已依照委員之意見，整合場址地區三次鑽探報告資料後，重新繪製地下水高程分佈圖(如附件 10)，所得結果屬合理之範圍，另進行液化分析時，已將地下水位提昇至筏基下方，地下水位等高線之分佈，並未影響現在設計之參數。
- 2.同意於文中修正「對場址之安全性並無影響」文字，C3 與 B3 鑽孔呈現自流現象，可能係受岩盤單斜之影響，此乃本場址下伏岩盤層面向西傾斜約 25 度，各岩層多由砂岩、粉砂岩、泥岩及其互層等組成，粉砂岩透水性較佳，常為地下水通路，泥岩透水性較差，如果泥岩在粉砂岩之上，可能使粉砂岩地下水局部受壓，造成部份鑽孔鑽到較高水頭，以致鑽孔孔頂有水緩慢流出，累積之超額孔隙水壓確會使土壤有效應力降低；本章之文字也已加註本分析報告「第六章第二節 結構評估、(六) 分析計算及結果、3. 貯存場混凝土基座評估」中對處理後之地層已進行安全分析。依目前的設計，乾式貯存筏基下土壤因增加護箱及筏基重量，使土壤增加應力平均達 5 MT/m<sup>2</sup> 以上，亦即增加有效應力 5 MT/m<sup>2</sup> 以上，將可有效克服超額孔隙水壓使土壤有效應力降低之疑慮。

#### 第 2 次審查意見

審查意見同 B11-020-12-027。

#### 第 2 次審查意見答覆說明

依照審查意見重新檢視地下水監測資料，並繪製地下水位等高線圖(附件 62)。本報告邊坡穩定、承载力與液化分析中，皆已考慮地下水對場址設施之影響，若經評估地下水對場址之安全性造成威脅時，亦已提出相關之因應作法。

#### 第 3 次審查意見

同意答復。

編號	B24-020-14-029	章節	2.2.1	頁碼	6~10	行數	
----	----------------	----	-------	----	------	----	--

第 1 次審查意見
本計畫預定場址位於山坡與溪谷之間的狹隘空間，需要特別注意建物基礎與邊坡穩定相關問題，相關之分析及驗證資料應附錄於安全分析報告，以利審查作業。
答覆說明
邊坡穩定分析之相關資料請參見「台北縣石門鄉下腳段阿里磅小段 104 地號等七筆土地核能一廠用過核燃料乾式貯存計畫貯存設施水土保持計畫」，本文 6.4 節之「邊坡穩定設施」及「附錄四 一、邊坡穩定分析結果」，上述章節有完整之邊坡穩地分析成果；建物基礎（即筏基）亦已考慮承載液化、沉陷及地盤穩定等大地工程相關問題。另本章亦節錄其分析方法、分析結果與對策以說明邊坡之穩定性。
第 2 次審查意見
審查意見同 B24-020-10-025。
第 2 次審查意見答覆說明
依照審查意見重新檢視鑽探資料，並繪製岩盤頂面等高線圖(附件 59)。另依據場址範圍、地層位態、鑽孔位置等考量，重新繪製地層剖面圖(剖面線分佈圖如附件 60、地層剖面圖如附件 61)。
第 3 次審查意見
同意答復。

編號	B11-020-15-030	章節	2.2.1	頁碼	7	行數	
第 1 次審查意見							
場區內的鑽孔分佈並不均勻，土壤液化潛能是否會因此低估或誤判？							
答覆說明							
依據土壤液化潛能分析結果，其中 C-3、C-4、C-7 及 C-10 孔具有液化潛能，為地表下 2.5 m 內之表土層，故採用置換方式將全區表土層挖除後，以級配或良質土取代，並加以夯實強化，故場區內的鑽孔分佈均勻與否，不致於低估或誤判。							
第 2 次審查意見							
土壤液化之分析及其影響與因應，需於其他章節有呼應之結論。							
第 2 次審查意見答覆說明							

土壤液化潛能分析及其影響與因應，已說明於本報告「第六章第二節結構評估、(六)分析計算及結果、3. 貯存場混凝土基座評估」。場址表土層具液化潛能，因應方式為採用置換方式將表土層挖除後以級配或良質土置換，以防止土壤液化。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	B14-020-16-031	章節	2.2.1	頁碼	7,31	行數	
----	----------------	----	-------	----	------	----	--

第 1 次審查意見

有關場址設計參數說明及評估結果表 2.2.1-1，土壤參數之選取應有較詳細之說明，包括來源、根據、判斷及簡化之過程。

答覆說明

本報告之土壤參數主要參考本公司於 81、86、95 年進行的三份鑽探報告。土壤參數的引用與簡化皆經過檢討。如：

- 81 年地質鑽探報告書中，第二層次之卵礫石層材料強度  $C=0$ ， $\psi=37^\circ$  係由平鈹載重試驗所得之承载力再經由 Terzaghi 極限承载力公式反推而來。本報告書參考中興工程顧問社於 87 年針對林口地區之一般礫石層進行現地試驗所得的結果，其數值為： $C_p'=0.03\text{MPa}$ (約  $3.0\text{ MT/m}^2$ )， $\psi_p'=40^\circ$  及  $C_p=0.6\sim 1.3\text{ kg/cm}^2$ ( $6.0\sim 13.0\text{ MT/m}^2$ )， $\psi_p=46^\circ\sim 50^\circ$ ，以上述試驗值與本案地質鑽探報告進行比對修正，故本報告書採  $C'=1.96\text{ MT/m}^2$ 、 $\psi=33^\circ$  已屬保守之參數值。
- 86 年地質鑽探報告書中，第三層次之砂岩層材料強度試驗結果： $C=2.0\sim 7.1\text{ kg/cm}^2$ ( $20.0\sim 71.0\text{ MT/m}^2$ )， $\psi=24.4^\circ\sim 33.2^\circ$ 。本報告書採用  $C'=19.6\text{ MT/m}^2$ 、 $\psi=32^\circ$  屬保守參數。
- 地質鑽探報告之值為動態包森比  $v_d=0.42\sim 0.47$  可能為局部地區試驗值，為安全起見，故  $v$  值參考 Bowles(1982)及 Das(1995)之建議，保守採：  
 砂土、礫土 之  $v=0.15\sim 0.35$ ，取 0.3  
 岩層之  $v=0.1\sim 0.4$ ，取 0.2

第 2 次審查意見

場址地質方面：有關場址設計參數說明及評估結果表 2.2.1-1，土壤參數之選取應有較詳細之說明，包括來源、根據、判斷及簡化之過程。針對引用之鑽探報告中僅有益鼎公司(1992)之報告有三孔(C7、C9 與 C12 孔)有波速量測之資料，且其中僅 C7 孔位於貯存設施混凝土基座之範圍內，資料不足，無法界定其變異性，對於地震安全分析無法作敏感度之分析。

第 2 次審查意見答覆說明

1. 場址內之參數決定係依據地質調查與鑽探資料「候選場址工程地質調查報告」(益鼎公司, 1992)、「核一廠用過核燃料中期貯存設施興建計畫第一期工程基地地質鑽探與試驗報告書」(富國公司, 1997)及「核一廠乾式貯存場址地質鑽探與試驗報告書」(豪捷工程有限公司, 2006)等報告, 進行綜合研判與數據分析而得。由鑽探資料可知, 基地地層具有高程與深度變化, 且因為地層不均勻性, 材料參數具有變異性, 修訂本報告第二章表 2.2.1-1 為土層/岩層特性參數彙整表(如附件 63)。簡化土層乃根據工程之性質、施工範圍與設計需求, 以各參數對分析的敏感度為依據, 採用合理/保守的數值進行分析。所以, 同一個場址在不同工程的範圍與分析目的, 所選用的土層參數會具有差異, 但數值仍是在鑽探報告書的土層參數範圍內。而現地數據經專業判斷後仍有安全上之顧慮者, 則參考相關研究與現地工程之經驗進行參數修訂。如:
- 81 年地質鑽探報告書中, 卵礫石層材料強度  $C=0$ ,  $\psi=37^\circ$  係由平鈹載重試驗所得之承载力再經由 Terzaghi 極限承载力公式反推而來。本報告書參考中興工程顧問社於 87 年針對林口地區之一般礫石層進行現地試驗所得的結果, 其數值為:  $C_p'=0.03 \text{ MPa}$ (約  $3.0 \text{ MT/m}^2$ ),  $\psi_p'=40^\circ$  及  $C_p=0.6\sim 1.3 \text{ kg/cm}^2$ ( $6.0\sim 13.0 \text{ MT/m}^2$ ),  $\psi_p=46^\circ\sim 50^\circ$ , 以上述試驗值與本案地質鑽探報告進行比對修正, 故本報告書採  $C'=1.96 \text{ MT/m}^2$ 、 $\psi=33^\circ$  已屬保守之參數值。
  - 86 年地質鑽探報告書中, 砂岩層材料強度試驗結果:  $C=2.0\sim 7.1 \text{ kg/cm}^2$ ( $20.0\sim 71.0 \text{ MT/m}^2$ ),  $\psi=24.4^\circ\sim 33.2^\circ$ ; 而該報告最後建議之參數值為:  $C=20\sim 33 \text{ MT/m}^2$ 、 $\psi=30^\circ\sim 32^\circ$ 。本報告採用  $C'=19.6 \text{ MT/m}^2$ 、 $\psi=32^\circ$  屬合理範圍。
  - 81 年地質鑽探報告所列之柏松比  $\nu_d=0.42\sim 0.47$  為動態柏松比, 該參數與沉陷量評估所使用之柏松比  $\nu$  意義不同。故柏松比  $\nu$  值參考 Bowles(1982)及 Das(1995)之建議:
  - 砂土、礫土之  $\nu=0.15\sim 0.35$ , 因場址第一層為回填後之碎石級配與級配砂土, 第二層為原有之礫石層, 皆為壓縮形變量較小之土層, 故柏松比之值應該較小, 但因應場址之安全考量, 取較保守之 0.3 作為代表值。  
岩層之  $\nu=0.1\sim 0.4$ , 因岩層受壓形變量小, 加上深度較大, 對場址沉陷量影響較不敏感, 故取 0.2 仍屬合理範圍。
2. 由於 C7 孔位於貯存設施混凝土基座之範圍內, 且具備作為土壤-結構互制地震分析之用之動態土壤特性參數。土壤變異性及敏感度之分析係另以  $G_{max}$  之 1/2 及 2.0 為 lower bound 及 upper bound 執行土壤-結構互制地震分析, 符合 SRP 指引之相關規定。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	B14-020-17-032	章節	2.2.1	頁碼	8,31	行數	
第 1 次審查意見							
針對引用之鑽探報告：三次鑽探報告中僅有益鼎公司（1992）之報告中有三孔（C7、C9 與 C12 孔）有波速量測之資料，且其中僅 C7 孔係位於貯存設施混凝土基座之範圍內，此項資料似嫌不足，無法界定其變異性，對於爾後之地震安全分析亦無法作敏感度之分析。							
答覆說明							
由於三次鑽探報告中僅益鼎公司（1992）報告中 C7、C9 與 C12 等三孔有波速量測之資料，但此三孔在地震安全分析所需之相關參數如波速及動態剪力模數等值仍有些許差異(詳如附件 11)。考量其中僅 C7 孔係位於貯存設施混凝土基座之範圍內，其他 C9 與 C12 孔不在基座範圍內，但在進行後續地震分析時考量以 C7 上述參數值之一半(LB)及二倍(UB)作為變異性/敏感度分析，且作為設計分析之用。因 C9 與 C12 之相關參數均介在 C7 之 LB 與 UB 之間，故應是適當的作法。							
第 2 次審查意見							
審查意見同 B14-020-16-031。							
第 2 次審查意見答覆說明							
1. 場址內之參數決定係依據地質調查與鑽探資料「候選場址工程地質調查報告」(益鼎公司，1992)、「核一廠用過核燃料中期貯存設施興建計畫第一期工程基地地質鑽探與試驗報告書」(富國公司，1997)及「核一廠乾式貯存場址地質鑽探與試驗報告書」(豪捷工程有限公司，2006)等報告，進行綜合研判與數據分析而得。由鑽探資料可知，基地地層具有高程與深度變化，且因為地層不均勻性，材料參數具有變異性，修訂本報告第二章表 2.2.1-1 為土層/岩層特性參數彙整表(如附件 63)。簡化土層乃根據工程之性質、施工範圍與設計需求，以各參數對分析的敏感度為依據，採用合理/保守的數值進行分析。所以，同一個場址在不同工程的範圍與分析目的，所選用的土層參數會具有差異，但數值仍是在鑽探報告書的土層參數範圍內。而現地數據經專業判斷後仍有安全上之顧慮者，則參考相關研究與現地工程之經驗進行參數修訂。如： <ul style="list-style-type: none"><li>• 81 年地質鑽探報告書中，卵礫石層材料強度 <math>C=0</math>，<math>\psi=37^\circ</math> 係由平鈹載重試驗所得之承载力再經由 Terzaghi 極限承载力公式反推而來。本報告書參考中興工程顧問社於 87 年針對林口地區之一般礫石層進行現地試驗所得的結果，其數值為：<math>C_p'=0.03 \text{ MPa}</math>(約 <math>3.0 \text{ MT/m}^2</math>)，<math>\psi_p'=40^\circ</math></li></ul>							

及  $C_p = 0.6 \sim 1.3 \text{ kg/cm}^2 (6.0 \sim 13.0 \text{ MT/m}^2)$ ， $\psi_p = 46^\circ \sim 50^\circ$ ，以上述試驗值與本案地質鑽探報告進行比對修正，故本報告書採  $C' = 1.96 \text{ MT/m}^2$ 、 $\psi = 33^\circ$  已屬保守之參數值。

- 86 年地質鑽探報告書中，砂岩層材料強度試驗結果： $C = 2.0 \sim 7.1 \text{ kg/cm}^2 (20.0 \sim 71.0 \text{ MT/m}^2)$ ， $\psi = 24.4^\circ \sim 33.2^\circ$ ；而該報告最後建議之參數值為： $C = 20 \sim 33 \text{ MT/m}^2$ 、 $\psi = 30^\circ \sim 32^\circ$ 。本報告採用  $C' = 19.6 \text{ MT/m}^2$ 、 $\psi = 32^\circ$  屬合理範圍。
- 81 年地質鑽探報告所列之柏松比  $vd = 0.42 \sim 0.47$  為動態柏松比，該參數與沉陷量評估所使用之柏松比  $v$  意義不同。故柏松比  $v$  值參考 Bowles(1982)及 Das(1995)之建議：
- 砂土、礫土之  $v = 0.15 \sim 0.35$ ，因場址第一層為回填後之碎石級配與級配砂土，第二層為原有之礫石層，皆為壓縮形變量較小之土層，故柏松比之值應該較小，但因應場址之安全考量，取較保守之 0.3 作為代表值。  
岩層之  $v = 0.1 \sim 0.4$ ，因岩層受壓形變量小，加上深度較大，對場址沉陷量影響較不敏感，故取 0.2 仍屬合理範圍。

2. 由於 C7 孔位於貯存設施混凝土基座之範圍內，且具備作為土壤-結構互制地震分析之用之動態土壤特性參數。土壤變異性及敏感度之分析係另以  $G_{max}$  之 1/2 及 2.0 為 lower bound 及 upper bound 執行土壤-結構互制地震分析，符合 SRP 指引之相關規定。

### 第 3 次審查意見

同意答復。

編號	B24-020-18-033	章節	2.2.1	頁碼	9	行數	
第 1 次審查意見							
請於本章「邊坡穩定」小節(若於其他章節請註明)評估地震引發西側邊坡崩塌之情境(scenario)對該貯存設施安全之影響及因應對策。							
答覆說明							
於水土保持計畫中，已針對地震引發西側邊坡崩塌之情境(scenario)對該貯存設施安全之影響及因應對策，納入設計考量。根據分析，在西側淺層邊坡坍塌之情況，其土石坍塌量為 $54 \text{ m}^3$ 。而坡趾擋土排樁處設置山溝、1 m 至 2.3 m 之擋土牆，此均能有效抵擋落土。且混凝土護箱離坡趾有 10 m 之距離，這些均已提供足夠之機制抵抗邊坡坍塌；而深層滑動之情況，於邊坡上方之原有道路面設置微型樁並在坡趾處設置單排場鑄擋土排樁之強固方式提高深層邊坡穩定性，將經過處理後之條件再次進行分析，其安							

全係數值已能合乎規定要求。另本安全分析報告第六章第六節「異常狀況、意外事故及自然災害事件之安全評估」中，亦考量兩種影響設施安全之情節：1.淺層土石流淹沒護箱進氣口。2.落石擊中護箱。該節內容中即包含詳細分析內容與因應對策。

第 2 次審查意見

審查意見同 B37-020-09-024。

第 2 次審查意見答覆說明

表 2.2.1-5 中安全係數將採用農委會邊坡穩定分析之安全係數，常時 FS  $\geq$  1.5，地震時 FS  $\geq$  1.2，地震加速度則耐震設計規範所定義之 0.23 g，並考慮暴雨時 FS = 1.1。另考慮本場址設施之重要性，採用 0.30 g 之較高地震力檢核，其安全係數 FS  $\geq$  1.0。此考量已較一般設計嚴格，能減少西側邊坡崩滑機率。

坡趾擋土排樁處設置山溝、1 m 至 2.3 m 之擋土牆，均能有效抵擋落土，如遇地震力大於設計地震力情況。且混凝土護箱離坡趾有 10 m 之距離。這些措施，均能對萬一西側邊坡崩滑情況提供額外之保護。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	B37-020-19-034	章節	2.2.1	頁碼	9	行數	
第 1 次審查意見							
<p>有關場址邊坡穩定性之評估，分析重點在於地質剖面之正確性及其參數之合理性。「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施興建計畫安全分析報告」所述之地質剖面已整合核一廠 FSAR 及 81、86、95 年度之鑽探報告，分析參數亦已考慮不確定性。本審查意見再度重申，所引用文獻報告，應就安全分析所需，全盤彙整分析評估其合理之地質剖面及參數等，依報告中現有場址特性描述內容，並未能顯示前述資料是經過專業分析評估之結果，請提供前述引用之整體評估結果報告書，並請再針對本「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」，重新檢討分析，並將分析用邊坡地質剖面呈現於報告中。</p>							
答覆說明							
<p>場址西側邊坡穩定分析及整治措施屬水土保持計畫範圍，水土保持計畫由本公司委託專業顧問公司研擬並已提送主管機關。專業顧問公司參酌本公司於 81、86、95 年之鑽探報告成果與核一廠 FSAR 等資料，研判其地質剖面並用於邊坡穩定分析上。邊坡穩定分析採用 SLOPE/W 程式，所需之資料如地形、地下水位、地震力均依規定輸入，土壤岩盤強度參數採用凝聚力</p>							

$C=0.0981$  至  $353 \text{ kN/m}^2$  及內摩擦角  $\psi=30$  至  $34$  度。分析常時、地震及高水位三種情況，分析結果如水保計畫內容。現地土層、岩盤並非均勻，其現地或室內試驗強度參數是分布在一範圍內，設計評估者應就所獲資料依經驗及試驗數據綜合推估其代表性強度參數，上述水土保持計畫所用參數就本地層而言確屬保守，此由基金公路邊可發現部分路段山坡陡峭挺立，如反推其強度參數將大大超過水土保持所用參數。另邊坡穩定分析所用之「地層剖面圖」略異於地質學上之「地質剖面」，後者可能對岩性較為重視，然前者僅須瞭解其強度參數即可，如層間無弱面存在，兩岩層強度差異不大，則視為一層，簡化分析亦屬可行且對分析結果差異不大。水土保持計畫對邊坡穩定分析及整治措施其結論應屬合理可行。

#### 第 2 次審查意見

審查意見同 B37-020-09-024。

#### 第 2 次審查意見答覆說明

1. 所分析之剖面位於場址之西北側，此處山坡地地形頗一致，鄰近鑽孔點，且為地形較陡處，應足以代表場址處之地形與地質特性。
2. 考量排水問題，現有之山溝改建後，沿擋土牆兩側皆設置排水溝，順地勢分別匯入南北兩側新建之排水系統，並於北側設置沉砂池，將水疏導入集水井後再排入乾華溪。另在新建護岸排樁之背側設置橫向排水管。
3. 表 2.2.1-5 中安全係數將採用農委會邊坡穩定分析之安全係數，常時  $FS \geq 1.5$ ，地震時  $FS \geq 1.2$ ，地震加速度則耐震設計規範所定義之  $0.23 \text{ g}$ ，並考慮暴雨時  $FS = 1.1$ 。另考慮本場址設施之重要性，採用  $0.30 \text{ g}$  之較高地震力檢核，其安全係數  $FS \geq 1.0$ 。

#### 第 3 次審查意見

同意答復。

編號	B24-020-20-035	章節	2.2.1	頁碼	9,33	行數	
----	----------------	----	-------	----	------	----	--

#### 第 1 次審查意見

p.2.2.1-9 「邊坡穩定」及 p.2.2.1-33 表 2.2.1-5：對道路至坡趾間淺層邊坡穩定分析結果  $FS$  不足的因應對策，請同時考量處理排水問題。

#### 答覆說明

邊坡穩定性分析，可參考本計畫之「水土保持計畫」。西側邊坡安全係數不足之部份，規劃在邊坡上方原有道路面設置微型樁，並在坡趾處設置深入地下之單排場鑄擋土排樁，用以提高深層邊坡穩定性。於道路外側建構防落石柵欄，並於坡趾處設置擋土牆，用以攔阻淺層坍塌土石，以達延遲及防護之目的，同時不破壞現有坡面植生，故可強化邊坡穩定。又將現有之



山溝改建，延擋土牆兩側皆設置排水溝，順地勢分別匯入南北兩側新建之排水系統，並於北側設置沉砂池，將水疏導入集水井後再排入乾華溪。又為排除低窪處地下水，除挖除表土層，回填排水性良好之級配碎石作為混凝土基座之基礎，用以排除地表滲流及地下水，並在新建護岸排樁之背側設置橫向排水管，降低護岸排樁之地下水壓。有關邊坡穩定之分析，在本公司提供之水土保持計畫書內有說明。

第 2 次審查意見

審查意見同 B37-020-09-024。

第 2 次審查意見答覆說明

1. 考量排水問題，現有之山溝改建後，沿擋土牆兩側皆設置排水溝，順地勢分別匯入南北兩側新建之排水系統，並於北側設置沉砂池，將水疏導入集水井後再排入乾華溪。另在新建護岸排樁之背側設置橫向排水管。
2. 表 2.2.1-5 中安全係數採用農委會邊坡穩定分析之安全係數，常時  $FS \geq 1.5$ ，地震時  $FS \geq 1.2$ ，地震加速度則耐震設計規範所定義之  $0.23g$ ，並考慮暴雨時  $FS \geq 1.1$ 。另考慮本場址設施之重要性，採用  $0.30g$  之較高地震力檢核，其安全係數  $FS \geq 1.0$ 。此安全係數可藉由排樁、微型樁及地錨達成。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	B37-020-21-036	章節	2.2.1	頁碼	22	行數	
第 1 次審查意見							
圖 2.2.1-6 四幅標示為場址地層柱狀圖，形式差異頗大，目的在於提供該場址地層土壤及岩性柱狀分佈或是表示為地質剖面，並不明確也不清晰，大致是剪貼自鑽探報告，並未進一步彙整評估合理且具代表性之地質剖面，以供場址安全分析及設計。另圖 2.2.1-7 亦同，與一般地質報告慣用圖名及表示內容差距頗大。							
答覆說明							
謝謝委員指正。同意將圖 2.2.1-6 四幅圖之資料整合後，取場址縱橫各一剖面重繪鑽孔地質柱狀剖面圖補充於本安全報告中(如附件 12)，應可符合清晰明確之要求。類似圖 2.2.1-6 於核一廠 FSAR 名稱為「鑽孔地質柱狀剖面圖」(附件 13)。另圖 2.2.1-7 名稱修正為場址地層剖面圖。							
第 2 次審查意見							
審查意見同 B24-020-10-025。							
第 2 次審查意見答覆說明							

依照審查意見重新檢視地下水監測資料，並繪製地下水位等高線圖(附件 62)，並依據鑽探資料，考量場址範圍、地層位態、鑽孔位置等，重新繪製鑽孔地質柱狀剖面圖(附件 61)。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	B14-020-22-037	章節	2.2.1	頁碼	31	行數	
第 1 次審查意見							
表 2.2.1-1 之場址設計參數評估結果表是否與第 6.6 節地震反應分析模型所用之參數一致，應仔細重新檢討，列表比較。							
答覆說明							
第二章所列之地質參數乃現地資料彙整後之參數，而地震分析模型之參數乃參考本章所列之參數。							
第 2 次審查意見							
場址地質方面：表 2.2.1-1 之場址設計參數評估結果表是否與第 6.6 節地震反應分析模型所用參數一致，應重新檢討並列表比較。							
第 2 次審查意見答覆說明							

本報告第二章所列土/岩層參數係依據地質調查與鑽探資料「候選場址工程地質調查報告」(益鼎公司, 1992)、「核一廠用過核燃料中期貯存設施興建計畫第一期工程基地地質鑽探與試驗報告書」(富國公司, 1997)及「核一廠乾式貯存場址地質鑽探與試驗報告書」(豪捷工程有限公司, 2006)等報告, 進行綜合研判與數據分析而得。由鑽探資料可知, 基地地層具有高程與深度變化, 且因為地層不均勻性, 材料參數具有變異性。簡化土層係根據工程之性質、施工範圍與設計需求, 以各參數對分析的敏感度為依據, 採用合理與保守的數值進行分析。所以, 同一個場址在不同工程的範圍與分析目的, 所選用的土層參數會具有差異, 但數值仍是在鑽探報告書的土層參數範圍內。由於三次鑽探報告中僅益鼎公司(1992)報告中 C7、C9 與 C12 等三孔有波速量測之資料, 故直接採用 C7 孔做為地震分析之輸入參數, 其與本報告第二章所彙整資料之比較如下表。

土層/岩層特性參數比較表

屬性	章節	表土層/回填層	卵礫石層	岩層
層底深度 GL(m)	土層/岩層特性參數範圍	表土層: 0~2.5 回填層: 0~4.07	整地前: 4.36~10.7 整地後: 6.36~12.7	NA
	地震分析	2.37	9.56	NA
層底高程 EL(m)	土層/岩層特性參數範圍	19.93~24.76	11.89~21.02	NA
	地震分析	21.63	14.44	NA
總體單位重 $\gamma_m$ (MT/m <sup>3</sup> )	土層/岩層特性參數範圍	1.61~2.19	1.68~2.25	2.02~2.26
	地震分析	2.00	2.00	2.03
動態剪力係數 Gd (MT/m <sup>2</sup> )	土層/岩層特性參數範圍	表土層: 13830~24710 回填層: NA	21180~51420	59510~92540
	地震分析	24710	24710	59510
動態柏松比	土層/岩層特性參數範圍	表土層: 0.43~0.47 回填層: NA	0.43~0.47	0.44~0.45
	地震分析	0.47	0.47	0.44

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	B14-020-23-038	章節	2.2.1	頁碼	33	行數	
第 1 次審查意見							

表 2.2.1-5 邊坡穩定性分析檢核結果表係出自水土保持計畫，表中規定之安全係數值是否有考慮核一廠用過核子燃料乾式貯存設施為重要設施。

答覆說明

邊坡穩定性分析考慮核一廠用過核子燃料乾式貯存設施為重要設施，故採用微型樁、擋土排樁、擋土牆、10 m 之退縮深度，及行政處理方式清除土壤，以保證貯存設施之安全。

第 2 次審查意見

審查意見同 B37-020-09-024。

第 2 次審查意見答覆說明

表 2.2.1-5 中安全係數將採用農委會邊坡穩定分析之安全係數，常時  $FS \geq 1.5$ ，地震時  $FS \geq 1.2$ ，地震加速度則耐震設計規範所定義之 0.23 g，並考慮暴雨時  $FS \geq 1.1$ 。另考慮本場址設施之重要性，採用 0.30 g 之較高地震力檢核，其安全係數  $FS \geq 1.0$ 。

另坡趾擋土排樁處設置山溝、1 m 至 2.3 m 之擋土牆，此均能有效抵擋落土，如遇地震力大於設計地震力情況。且混凝土護箱離坡趾有 10 m 之距離。這些措施，都是針對此一重要設施，提供額外之保護之考量。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	B30-020-24-039	章節	2.2.3	頁碼	1	行數	
第 1 次審查意見							
有關 2.2.3-1 頁(三)海嘯之內容，雖引用核一廠安全分析報告(2005)，惟海水水位上升不超過 12m 之評估並未分析說明，請補充並說明此場址特性之影響。主管機關審查安全分析報告 以後的安全評估報告，對於普通的敘述不一定有回應，但對安全分析一定會有回應，如此對民眾關心的海嘯安全問題是否可接受才會有定論。							
答覆說明							
根據核一廠「終期安全分析報告第十四修訂版，2005」第 2.6.10 節，預測所造成之最大海嘯高度則介於海拔高 6.5 m 至 9 m 之間。因此，核一廠建廠時所用之設計海拔高度標準為海拔高 10.73 m (9 m 海嘯高度加上 1.73 m 之暴風浪)。目前核一廠廠區之高程多在海拔高 11 m 以上，兩主要機組之高程高於 12 m，而乾式貯存場址完成整地後之高程則約為 24 m，皆較設計基準為高。另根據「台灣電力公司核能四廠海嘯研究報告」之資料，該研究利用 Imamura (1949)與 Wilson et al. (1968)之經驗公式推算在海嘯強度 m							

= 2.257 (相當於地震規模 7.93) 之情形下，海岸之溯上高度分別為 7.02 m 與 7.54 m，另以數值方式模擬基隆東北方 134 km 的海底火山爆發所引起造成之海嘯，顯示當海嘯強度 1.88(相當於地震規模 7.78)時，在東北海岸一帶所造成之最大波高為 8.75 m(金山鄉沿岸)，其結果應能說明海嘯不致對場址造成影響。

### 第 2 次審查意見

海嘯之評估分析，雖引用核一廠安全分析報告(2005)，惟海水水位上升不超過 12m 之評估並未分析說明，請補充並說明此場址特性之影響。另於第六章第六節問題 I11-066-14-167 內有關海嘯之意見，請提出一致的答覆內容。並就第 1 次答覆說明所提之「台灣電力公司核能四廠海嘯研究報告」提供審查參考。

### 第 2 次審查意見答覆說明

根據核一廠「終期安全分析報告第十四修訂版，2005」第 2.6.10 節，預測所造成之最大海嘯高度則介於海拔高 6.5 m 至 9 m 之間。因此，核一廠建廠時所用之設計海拔高度標準為海拔高 10.73 m (9 m 海嘯高度加上 1.73 m 之暴風浪)。根據「台灣電力公司核能四廠海嘯研究報告」之資料，該研究利用 Imamura (1949)與 Wilson et al. (1968)之經驗公式推算在海嘯強度  $m = 2.257$  (相當於地震規模 7.93) 之情形下，海岸之溯上高度分別為 7.02 m 與 7.54 m，另以數值方式模擬基隆東北方 134 km 的海底火山爆發所引起造成之海嘯，顯示當海嘯強度 1.88(相當於地震規模 7.78)時，在東北海岸一帶所造成之最大波高為 8.75 m(金山鄉沿岸)。

乾式貯存場場址所在地之高程平均為 EL. 22 m，經整地後升高為 EL. 24 m，遠較海嘯最大波高為大；其次，場址距離海岸 1 km 之外，即使發生海嘯，海嘯波之能量亦會被場址與海岸間地形所消耗；另外場址所處海岸為凸岸，對於海嘯波除了沒有放大效應外，而且還有分散能量之作用；且乾華溪河口寬度均勻，並非喇叭形狀，並不會造成類似錢塘潮一樣規模的海水上溯。由以上數點綜合來看，海嘯對於場址安全並不致造成影響。

### 第 3 次審查意見

第 2 次審查時，要求提供「台灣電力公司核能四廠海嘯研究報告」，迄今仍未收到，無法判斷是否會發生海嘯災害，請速提供該研究報告。另於報告中所列之表 2.2.3-1 核一廠附近海域海嘯紀錄，請註明引用之參考文獻，並請校對修正上下兩表之日期與海嘯資料內容。

### 第 3 次審查意見答覆說明

已提供該報告供參考。另表 2.2.3-1 資料來源為「核一廠終期安全分析報告第十四版」，已補充說明，並新增參考文獻「我國東北角海嘯警報系統建立之初始研究」，以增加與校對海嘯資料內容。

#### 第 4 次審查意見

同意答復。

編號	B11-020-25-040	章節	2.2.2	頁碼	1~2	行數	
----	----------------	----	-------	----	-----	----	--

#### 第 1 次審查意見

有關地震及斷層：

- 1.除了金山斷層外，山腳斷層也是在此區域非常重要的斷層，近年來相關之研究指向該斷層之活動性極為重要，應列入考慮及說明。
- 2.核一廠歷年地震修正紀錄，但 g 值小於 0.3 之分析為何？請補充說明，以確認滿足 0.3g 設計值及民眾安全疑慮。
- 3.場址 20km 內之淺層地震活動並未說明，核一廠內曾經紀錄之 g 值資料亦宜全數載明。

#### 答覆說明

1. 山腳斷層於本章第二節(一)地質中已有說明。其影響雖因近年山腳斷層活動已有許多重大發現，已有學者主張山腳斷層之位置已延伸至金山，與金山斷層平行並相當之接近而增大，但根據過去研究顯示，金山斷層屬逆衝性斷層，已許久未有活動，另山腳斷層為擴張性斷層，因此兩斷層並無同時活動的可能性。再者山腳斷層延伸之位置與在金山斷層東側約 200 m，故距核一廠約 8.7 km，仍在法規規範之 8 km (5 mile)外。另根據 Shyu 等人 2005 之研究，山腳斷層所可能引發之地震規模為 6.8，亦小於當初核一廠建廠之假設，故核一廠設計基準地震值仍能應對山腳斷層資料改變後之情形。
2. 地震加速度 0.3 g 為假設金山斷層處發生地震規模 7 之地震，歷年所發生之地震對核一廠所造成影響皆未超過此一震度。根據蔡義本、溫國樑和李錫堤(2001)所進行之研究，指出核一廠所在之區域，雖然附近斷層有可能向外海延伸，但因外海存在地形多呈西北-東南走向，與斷層不同，因此其延伸至海外之長度應不大於 10 km；而陸地上斷層都有大規模火山熔岩覆蓋(大屯火山群、基隆火山群)，因此金山斷層北段，從大屯山至外海延部份長度應小於 30 km。該研究亦利用 Wells and Coppersmith (1994)及 Tsai et al (1987)之研究，推算金山斷層發生地震之可能規模：在斷層破裂長度(SRL)為 30 km 及 40 km 時，所會發生之地震規模為 6.97 及 6.88，均小於核一廠建廠之設計值。
3. 根據中央氣象局與鄭世楠等(2005)之地震資料顯示，震源在場址 20 km 範圍內且震源深度小於 70 km 之地震(地震規模大於 3)共有 19 筆，其大多數為地震規模小於 4 之地震，僅有一筆發生於 1988 年 7 月 3 日之地震其地震規模 5.1，距離場址約 14 km。另同意補充核一廠廠區內所測得之有感地震 g 值資料(如附件 14)以資參考。

## 第 2 次審查意見

有關地震及斷層：(1)除了金山斷層外，山腳斷層也是在此區域非常重要的斷層，近年來相關之研究指向該斷層之活動性極為重要，應列入考慮及說明。(2)核一廠歷年地震修正紀錄，但 g 值小於 0.3 之分析為何？請補充說明，以確認滿足 0.3g 設計值及民眾安全疑慮。(3)場址 20km 內之淺層地震活動並未說明，核一廠內曾經紀錄之 g 值資料亦宜全數載明。

## 第 2 次審查意見答覆說明

1. 山腳斷層已於本報告第二章二、(一)節中說明。目前中央地質調查所與學術界之研究均指出山腳斷層可能延伸至金山地區。核一廠建廠時乃假設金山斷層為一活動斷層進行設計，而山腳斷層延伸之位置與金山斷層相近，仍在核一廠當初建廠之考量範圍之內。另根據 Shyu 等人 2005 之研究，山腳斷層所可能引發之地震規模為 6.8，亦小於當初核一廠建廠之假設(假設金山斷層處發生地震規模 7 之地震)，故即使山腳斷層延伸至金山地區，其可能發生之地震規模仍在核一廠原始設計考量之內。
2. 根據核一廠歷年所測得之地震紀錄中，地表最大加速度值以 88 年 921 地震與 91 年 331 地震期間之測值為最大，其值分別為 0.037 g 與 0.023 g，仍遠小於核一廠 DBE 0.3 g，顯示核一廠已通過該兩次地震之考驗。另根據蔡義本、溫國樑和李錫堤(2001)所進行之研究指出：核一廠所在之區域，雖然附近斷層有可能向外海延伸，但因外海存在地形多呈西北-東南走向，與斷層不同，因此其延伸至海外之長度應不大於 10 km；而陸地上斷層都有大規模火山熔岩覆蓋(大屯火山群、基隆火山群)，因此金山斷層北段，從大屯山至外海延伸部份長度應小於 30 km。利用 Wells and Coppersmith (1994)迴歸之正斷層係數來計算金山斷層之可能規模大小，可估算令斷層破裂長度(SRL)為 30 km 及 40 km 時，所可能會發生之地震規模(ML)為 6.81 及 6.97；而利用 Tsai et al (1987)所提之臺灣地區斷層破裂長度與地震規模關係式進行推算，可得令斷層破裂長度為 30 km 及 40 km 時，所可能會發生之地震規模為 6.59 及 6.88；所得結果均小於核一廠建廠之設計值，因此核一廠設計地震 ML =7 仍屬安全之範圍內。
3. 根據中央氣象局與鄭世楠等(2005)之地震資料顯示，震源在場址 20 km 範圍內且震源深度小於 70 km 之地震(地震規模大於 3)共有 19 筆，其大多數為地震規模小於 4 之地震，僅有一筆發生於 1988 年 7 月 3 日之地震其地震規模 5.1，距離場址約 14 km。另修訂附件 14，增列 84 年之資料，該附件顯示核一廠廠區內所測得之有感地震測值均遠小於設計地震 0.3 g。

## 第 3 次審查意見

同意答復。

編號	B11-020-26-041	章節	2.3.1	頁碼	2	行數	
----	----------------	----	-------	----	---	----	--

第 1 次審查意見

乾華溪之最大洪流量水位高 5.5M 是何時發生？次數共幾次？

答覆說明

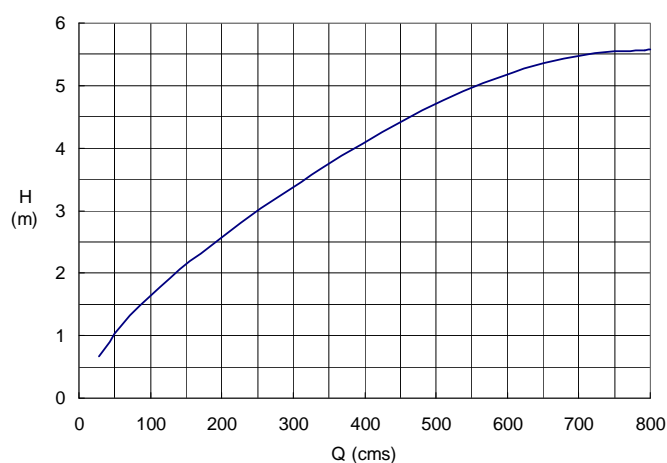
5.5 m 為推估發生 10,000 年迴歸週期降雨強度之河川流量，自乾華溪以此設計基準改建人工河道後從未發生此一深度洪水。

第 2 次審查意見

報告中所提之設計洪峰流量係引用核一廠建廠前安全分析報告之結果，應予更新。另乾華溪是否曾經因颱風期間暴雨水患，致河道溢流情形發生。請說明乾華溪最大洪流量水位高 5.5M 之評估。

第 2 次審查意見答覆說明

1. 目前之核一廠之安全分析報告已以建廠前之資料為依據，經多次更新與通過換照。依 2004 年版核一廠 FSAR 第 2.4 節所述，本廠集水區域的洪水演算，係按水文分析與設計上常用的合理化公式 (Rational Formula) 推算。首先以台北、淡水、基隆地區超過 20 年之雨量紀錄推算 10000 年的迴歸週期 (recurrence period) 之降雨強度，其值為 252.7 mm/hr，並以上述可能最大降雨強度與集水區之面積、集流時間、逕流係數等參數，以合理化公式推算其最大可能洪峰流量(PMF)為 764.6 m<sup>3</sup>/sec。人工整治後河道截面為一高度約有 6.4 m，截面積約 87 m<sup>2</sup> 的長方形，設計時利用曼寧公式(Manning Formula)推算渠道流量與水深之關係(其水力坡降值為 5.8215/1000；渠道面之曼寧 n 值為 0.013)，其結果如下圖所示，以此一結果推求當乾華溪發生最大可能洪峰流量 764.6 m<sup>3</sup>/sec 時，河流水位高度約 5.5 m，尚有 0.9 m 之餘裕。



以曼寧公式所推算乾華溪流量與水深之關係圖



2. 經查乾華溪曾因颱風所造成之洪災而溪水高漲，但未曾發生溢流之現象。

### 第 3 次審查意見

2.3.1 河川—有關乾華溪洪流量的問題：

報告中推求之乾華溪發生最大洪峰流量時，溪流在場址之整治後河道中水位高度為 5.5 m，離河岸僅 0.9 m 之餘裕，是否應考慮土石流同時發生的狀況及因應之道？

### 第 3 次審查意見答覆說明

本報告第二章三、(一)節河川中之洪流量，為因應降雨量、河川表面糙度、地形等資料更新與法規需求，而重新評估乾華溪之安全性。根據「台北縣政府 89 年度縣管河川(乾華溪)治理規畫報告」推估 100 年重現期距之雨量，進而推求洪峰流量為 247.99 cms，再以此流量推求渠道流量與水深之關係(其水力坡降值為 0.012；渠道面之曼寧 n 值為 0.034)，可得當暴雨發生時，乾華溪本段水深為 3.87 m；因渠道於場址附近有一凹岸地形，經計算後洪水於該處所產生之超高為 1.24 m，總計最高為 5.11 m 的洪水深。於洪水位最高處之斷面，渠底高程為 EL. 16.49 m，堤岸高程為 EL. 24.00 m，發生洪水時，洪水位距堤頂仍有 2.40 m，不會有溢堤發生；另乾華新橋將於此斷面設置，其橋底高程為 EL. 22.69 m，洪水位距離橋底有 1.09 m，亦符合公路排水設計規範(2001)中，普通河川最小梁底淨空為 1.00 m 之規定。

根據本章二、地質與地震、(一)地質、5.土石流潛勢中說明，乾華溪本段因渠床甚緩，並無發生土石流之可能性。但需考慮河川中受滾入土石與樹枝等雜物阻礙排水能力，而加大通水斷面積。本段渠道扣除 1.24 m 之凹岸超高後，仍有 1.20 m 之空間，總合 2.44 m 之出水高度，可滿足前述之要求。

### 第 4 次審查意見

同意答復。

編號	B19-020-27-042	章節	2.3.1	頁碼	2	行數	
第 1 次審查意見							
報告中所提之設計洪峰流量系引用核一廠建廠前安全分析報告之結果，應予更新。另乾華溪約於六、七年前曾經因颱風期間暴雨水患，致河道溢流情形發生，資料及分析說明未見提及於報告中，請修正說明。							
答覆說明							
據查乾華溪曾因颱風所造成之洪災而溪水高漲，但未曾發生溢流之現象。							

對核一廠造成設備損失之洪水災害為 89 年 11 月 1 日之象神颱風，核一廠東側之小坑溪在南安橋附近洪水宣洩不及所造成(說明詳如附件 15)。而當時乾華溪之水位仍未發生溢堤。另根據中央氣象局資料，象神颱風所造成在鄰近雨量站所測得之日雨量最高為淡水站之 389.5 mm/d，以物部公式(經驗公式)換算成時雨量為 132.20 mm/h，遠小於乾華溪河道設計雨量 252.7 mm/h，由數據上來看該次洪災亦無造成乾華溪溢堤之可能性。

#### 第 2 次審查意見

審查意見同 B11-020-26-041。

#### 第 2 次審查意見答覆說明

答覆說明同 B11-020-26-041

#### 第 3 次審查意見

(1)2.3.1 河川一有關乾華溪洪流量的問題：

報告中指出因缺乏長期的雨量與流量紀錄，而使用基隆、台北、淡水等測站 30 年的紀錄。因考量乾華溪之溪水係源自大屯火山區，建議納入陽明山鞍部測站的紀錄，較能反映實際狀況。

(2)針對前項颱風及雨量可能影響因子，本章節相關內容之撰寫建議如下：第 2.4.1-6 頁颱風一節，建議比照地震、海嘯，列出 30 年來第 1、2、6 類路徑颱風的名稱。另文中寫出：颱風所伴隨的強風和豪雨為該期間主要特徵，近年來颱風帶來的豪雨常造成大災害，亦應列出各颱風來襲期間，淡水氣象測站、基隆氣象測站，及核一廠氣象測站所測得之降雨量。

#### 第 3 次審查意見答覆說明

(1)本報告第二章三、(一)河川一節，為因應資料更新，根據「台北縣政府 89 年度縣管河川(乾華溪)治理規畫報告」內容，重新評估乾華溪之安全性。鞍部站雖位於大屯火山區，但其與乾華區集水區最近之距離為 15 km 以上，且位於山之另一側，因此，降雨資料採用離場址最近之富貴角雨量站民國前 11 年至 88 年之紀錄做為分析依據，較能符合反映實際狀況之需求。

(2)依審查意見，於本報告第二章四、(一).7 颱風一節補充 30 年來第 1、2、6 類路徑颱風的名稱與台北、基隆、淡水氣象站最大降雨量排名。而近十年各颱風來襲期間，最大時雨量測值為基隆氣象站於 76 年 10 月琳恩颱風來襲時所測得，其值為 95.3 mm/h；山區時雨量最大為鞍部站於 68 年 8 月歐敏颱風期間測得，其值為 119.5 mm/h，仍小於設計降雨強度 141.86 mm/h。

#### 第 4 次審查意見

同意答復。

編號	B19-020-28-043	章節	2.4.2	頁碼	1~6	行數	
第 1 次審查意見							
空氣品質資料應有最近 3 年之資料，惟引用 82~83 年之資料過於老舊，請更新。							
答覆說明							
本報告第二章四、(二)節已詳列 94 年空氣品質監測相關資料，該資料與 82 年及 83 年資料比較後，可看出各項測值皆下降，代表空氣品質有提昇之趨勢。							
第 2 次審查意見							
空氣品質資料應為最近 3 年之資料，所引用 82~83 年之資料過於老舊，請更新並刪除過舊資料。							
第 2 次審查意見答覆說明							
本章已列有 94 年空氣品質監測相關資料供後續相關分析使用；82~83 年之資料雖年代較遠，但仍具參考價值，建議將其保留。							
第 3 次審查意見							
同意答復。							

編號	B11-020-29-044	章節	2.5.1	頁碼	1	行數	
第 1 次審查意見							
核一廠附近於假日時的人口進出數能否加以估計？							
答覆說明							
核一廠附近假日時的人口為流動人口，人口最大聚集處為附近的十八王公廟，人口聚集最多不超過 500 人。							
第 2 次審查意見							
核一廠附近於假日時的人口進出數能否加以估計？							
第 2 次審查意見答覆說明							
交通流量調查監測包含調查機踏車、小型車、大型車、與特種車等車種及數量，其內容詳見本報告第二章、六、(三))。尖峰交通量通常發生在假日之午後，尖峰車流量為 1,523 P.C.U./h。若假設平均每輛車乘坐人數為 3 人，則每小時最大可能進出之人數約 4600 人左右；附近觀光聚點最大可能							

人口聚集數包含新、舊十八王公廟約 500 人、北海高爾夫球場約 500 人。另外核一廠廠區附近常駐人口聚集處有茂林社區(不到 150 人)、乾華國小(60 人)、石門鄉公所(不到 500 人)、石門國中(164 人) 與石門國小(243 人)等，其總人數約 1100 人。

第 3 次審查意見

同意答復。

「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施」安全分析報告  
第三章審查意見

編號	D03-030-01-045	章節	3.1	頁碼	13	行數	
----	----------------	----	-----	----	----	----	--

第 1 次審查意見

由圖 3.1.1-1 顯示存放於密閉鋼筒內之用過核子燃料排列並非完全對稱，導致密閉鋼筒內熱阻不完全相同，因此核子燃料所產生之衰變熱傳至密閉鋼筒表面四周並不完全相同，請提供其量化差異。

答覆說明

下列圖 1 及圖 2 所示為密封鋼筒殼體表面熱通量於角度方向上之分布(本計畫設施熱傳分析模式採二分之一對稱)，其中圖 1 為 50%有效燃料高度處，殼體表面熱通量與平均熱通量之比(此處平均熱通量為  $791.6 \text{ W/m}^2$ )，而圖 2 為 30%及 70%有效燃料高度處，殼體表面熱通量與平均熱通量之比(30%處平均熱通量為  $891.0 \text{ W/m}^2$ ，70%處平均熱通量為  $749.7 \text{ W/m}^2$ )。由圖 1 及圖 2 所示可知，在用過核子燃料軸向衰變熱分布有較大尖峰因子(約為 1.2)之位置上，殼體表面熱通量與平均熱通量之比小於 5%，且殼體表面熱通量以角度 90 為界，呈左右對稱之分布。

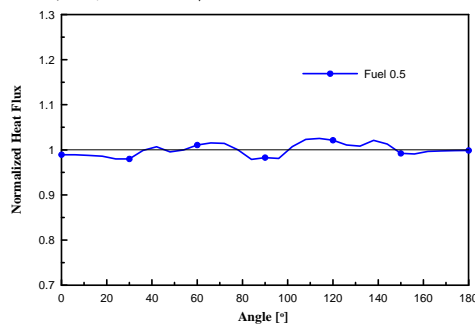


圖 1

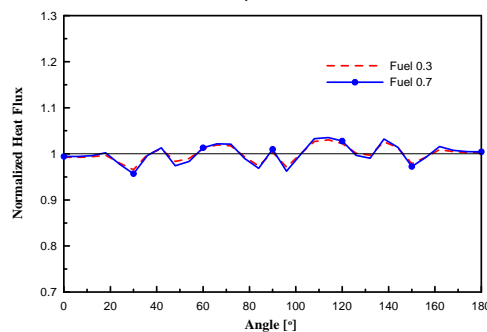


圖 2

第 2 次審查意見

答覆中 90° 位置的殼體表面熱通量，為何在 50%有效燃料高度處，殼體表面熱通量小於平均熱通量(圖 1)，而在 30%與 70%有效燃料高度處，殼體表面熱通量皆大於平均熱通量(圖 2)，請說明。另從圖 1 與圖 2 看不出

如答覆所述殼體表面熱通量以  $90^\circ$  為界呈左右對稱分布，請說明。

### 第 2 次審查意見答覆說明

1. 於三維 ANSYS 密封鋼筒模式中，若鋼筒內所有組件以均質化 (homogeneous) 方式處理，則鋼筒表面角度方向之熱通量分布形狀在不同高度位置應為一致。然而於本計畫之模式中，鋼筒內之用過核燃料、燃料管、承載圓盤及導熱圓盤等皆依據其實際裝設之位置(包括高度與角度)予以個別模擬，所以受鋼筒內各組件排列配置之影響，使得鋼筒表面角度方向之熱通量分布形狀在不同高度位置不盡相同，但以角度  $90^\circ$  為界呈左右近似對稱，即圖 1 及圖 2 所示之 50% 有效燃料高度位置與 30% 或 70% 高度位置之比較，其中 50% 高度約為鋼筒內承載圓盤及導熱圓盤交錯排列區域之中間位置，而 70% 及 30% 高度則分別位於承載圓盤及導熱圓盤交錯排列區域之上下邊界處(大於 70% 高度或小於 30% 高度之區域僅裝設有承載圓盤)，所以使得鋼筒表面角度方向之熱通量分布形狀在 50% 高度位置與 30% 或 70% 高度位置不相同。另外，相對於 50% 有效燃料高度位置，由於 30% 至 50% 高度間鋼筒內組件之配置與 70% 至 50% 高度間之配置相似，因此在 30% 及 70% 高度位置上，鋼筒表面角度方向之熱通量分布形狀亦相似。

本計畫密封鋼筒三維溫度分布及設施空氣通道溫度分布與流量係由 ANSYS 密封鋼筒模式與 RELAP5-3D 混凝土護箱模式耦合計算求得(見安全分析報告第 6.3.5.1 節內容所示)。由於空氣通道內流動之空氣具良好之 mixing 效果，因此對通道內之空氣而言，鋼筒表面熱通量在角度方向上分布所造成之影響變得不明顯，所以本計畫 RELAP5-3D 混凝土護箱模式採用鋼筒表面熱通量分布之平均值做為模式邊界條件，忽略熱通量在角度方向上之分布，此與國外廠家 NAC 做法一致。而圖 1 及圖 2 所示為不同有效燃料高度位置，在角度方向上鋼筒表面熱通量分布與其平均值之比較，主要用以說明熱通量分布與其平均值差異有限( $< 5\%$ )。

2. 觀察圖 1 及圖 2 所示鋼筒表面熱通量分布可知，自角度  $90^\circ$  轉向角度  $0^\circ$  之熱通量變化曲線與自角度  $90^\circ$  轉向角度  $180^\circ$  之熱通量變化曲線呈相似之形狀，即所稱鋼筒表面熱通量以角度  $90^\circ$  為界，呈左右對稱分布。

### 第 3 次審查意見

同意答復。

編號	D03-030-02-046	章節	3.1	頁碼	3	行數	6
第 1 次審查意見							

熱傳評估中用過核子燃料依據其衰變熱之不同，分三區(A、B與C，圖 3.1.1-1)存放於密閉鋼筒內，因此未來用過核子燃料實際置於密閉鋼筒時，請依熱傳評估中分三區存放，並避免 A-C-C 之排列，以免衰變熱梯度太大，產生其他困擾。排列方式應列於運轉技術規範。

#### 答覆說明

1. 下列圖 1 為用過核子燃料採 A-B-C (見圖 2 所示；A×12、B×18、C×26；燃料熱負載 7 kW)及 A-C-C (見圖 3 所示；A×8、C×48；燃料熱負載 4 kW)排列時，於燃料護套溫度為最高值之平面上，用過核子燃料、燃料管及圓盤溫度分布(燃料短期裝填與傳送期間設施熱傳分析結果)，即圖 4 中所示 AB 線段上之溫度分布。由圖 1 可知，在燃料採 A-C-C 排列，且密封鋼筒內為真空之狀況下，燃料與圓盤孔槽(slot)間有最大之溫度梯度 52.79 °C，即圖 4 中所示 CD 區間內之溫差(區間寬度為 12.73 mm，其內包含燃料匣、燃料匣與燃料管間間隙、燃料管、燃料管與圓盤孔槽間間隙等)。今假設 CD 區間內溫度為線性變化，則燃料管內外兩側溫差為 5.06 °C (燃料管厚度為 1.22 mm，由於燃料管材質為不銹鋼，因此其內外兩側實際溫差應遠低於 5.06 °C)，利用熱應力計算公式

$$\sigma = E \alpha L \Delta T$$

其中

$\sigma$  為熱應力；

E 為楊氏係數， $24.8 \times 10^6$  psi；

$\alpha$  為熱膨脹係數， $10.0 \times 10^{-6}$  1/in/°F；

L 為厚度，1.22 mm (0.048 in)；

$\Delta T$  為溫差，5.06 °C (9.108 °F)；

可得燃料管所受熱應力為 108.5 psi，此值遠小於不銹鋼降伏強度 17.2 ksi。所以於本計畫中，在燃料採 A-C-C 排列狀況下，因燃料束熱負載不同所造成之組件熱應力對組件安全而言影響極為有限，即燃料採 A-C-C 排列，設施組件安全無虞。

2. 本計畫用過核子燃料吊運裝載佈局排列將列於運轉程序書中。

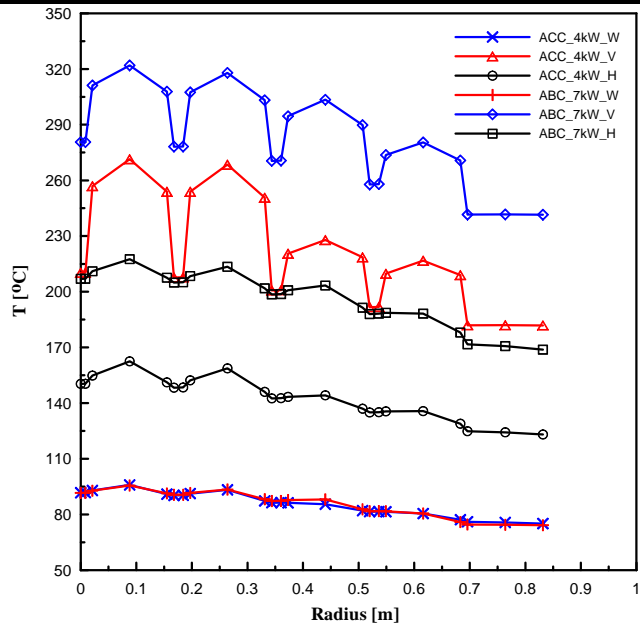


圖 1

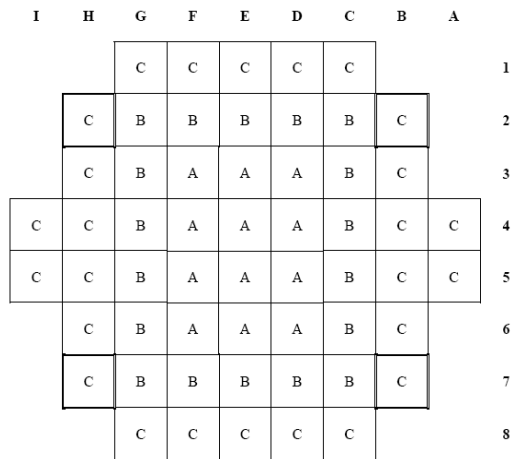


圖 2

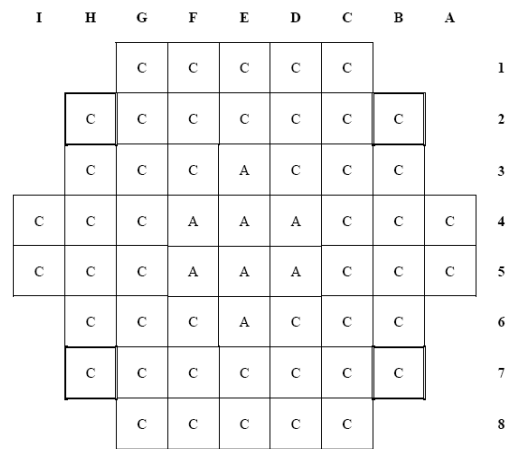


圖 3



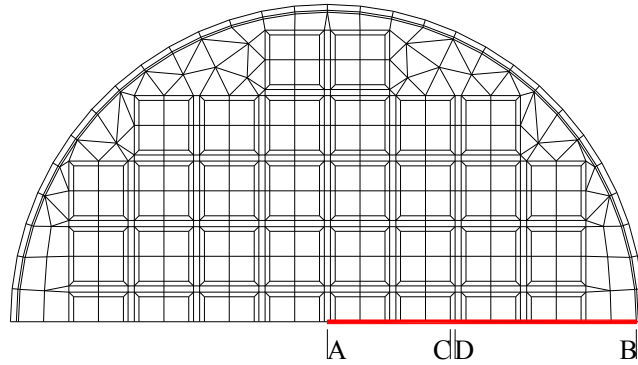


圖 4

### 第 2 次審查意見

1. 圖 1 線條註解中 W、V 與 H，以及各線條所代表之意義，請說明。
2. 熱應力計算公式中，膨脹係數的單位不對， $\alpha$  乘以  $\Delta T$  應該是 strain，沒有單位，strain 再乘以 L 就是變形量，單位是長度，長度乘以 E 不會是熱應力。請 修正。

### 第 2 次審查意見答覆說明

1. 圖 1 為燃料熱負載 4 kW 及 7 kW 時，燃料短期裝填與傳送期間之設施熱傳分析結果，圖中所示 6 條曲線係密封鋼筒內最高溫度位置自中心沿徑向上之溫度分布，即圖 4 中所示 AB 線段上之溫度變化。而註解中 W、V 及 H，分別表示密封鋼筒內部裝滿水(Water)、呈真空(Vacuum)及充滿氦氣(Helium)等階段之分析結果。
2. 謝謝委員指正，原熱應力計算公式錯誤，更正如下：
 
$$\sigma = E \alpha \Delta T$$
 其中：
  - $\sigma$  為熱應力；
  - E 為楊氏係數， $24.8 \times 10^6$  psi；
  - $\alpha$  為熱膨脹係數， $10.0 \times 10^{-6}$  in/in/°F；
  - $\Delta T$  為溫差， $5.06$  °C ( $9.108$  °F)；
 可得燃料管所受熱應力為 2.26 ksi，此值遠小於不銹鋼降伏強度 17.2 ksi。所以，本系統在燃料採 A-C-C 排列狀況下，因燃料束熱負載不同所造成之組件熱應力對組件安全而言影響有限，即燃料採 A-C-C 排列，設施組件安全無虞。
3. 在密封鋼筒內充滿氦氣之狀況下，當燃料熱負載為 4 kW，且用過核子燃料採 A-C-C 方式排列時，承載圓盤自中心到邊緣處之溫差為  $27.29$  °C，遠低於本計畫承載圓盤熱應力計算時所採用之溫差  $222.2$  °C，即在熱負載 4 kW，且 A-C-C 排列狀況下，承載圓盤結構安全分析所考量之熱應力遠較實際值為大且保守；而當燃料熱負載為 7 kW，且用過核子燃料採 A-B-C 方式排列時，承載圓盤自中心到邊緣處之溫差為  $38.18$  °C，亦遠低於本計

畫承載圓盤熱應力計算時所採用之溫差，即在熱負載 7 kW，且 A-B-C 排列狀況下，承載圓盤結構安全分析所考量之熱應力亦遠較實際值保守。

第 3 次審查意見

第 1 與 2 次審查意見答覆說明中提及密閉鋼筒內用過核燃料束採 A-C-C 排列之燃料熱負載為 4 KW，然從圖 3.1.1-1 中所列用過核燃料束 A 與 C 衰變熱，保守計算燃料熱負載約為 5.8 KW，請澄清。

第 3 次審查意見答覆說明

下列圖 1 為以 A-C-C 排列第一罐護箱之**實際**裝載用過核燃料配置圖，總衰變熱為 3,997 W，保守取 4,000 W。中央以紅色字顯示衰變熱數值者即為 8 束 A 類燃料。此 8 束 A 類燃料係 1 號機週期 8 所退出，48 束 C 類燃料係 1 號機週期 2 所退出且挑選衰變熱較低者。並非以 A 類燃料的衰變熱下限和 C 類燃料的衰變熱上限(140 W×8+98 W×48=5,824 W)來計算。

DJ	DH	DG	DF	DE	DD	DC	DB	DA	
		50W	58W	60W	58W	50W		1	
	51W	63W	63W	68W	63W	63W	51W	2	
	55W	65W	69W	140W	69W	65W	52W	3	
45W	56W	68W	142W	161W	143W	67W	56W	45W	4
45W	56W	67W	142W	160W	143W	67W	57W	46W	5
	52W	65W	69W	141W	69W	65W	52W		6
	51W	63W	63W	68W	66W	64W	53W		7
		50W	58W	58W	58W	50W			8

圖 1

第 4 次審查意見

同意答復。

編號	D31-030-03-047	章節	3.1	頁碼	14	行數	6
第 1 次審查意見							
此貯存設施之消防系統除新設 5 只手提式滅火器，其餘皆靠核一廠目前現有者，屆時核一廠除役時，其系統是否仍存在？程序書是否仍能引用？請說明。							
答覆說明							
我國核能電廠相關法規大體依循美國之現有的法規體系，目前針對除役後之消防規劃，美國已有具體明確之規定（請參閱美國 National Fire Protection Association NFPA 805 “Performance-Based Standard for Fire Protection for Light Water Reactor Electric Generating Plants”2001 Edition Chapter 5 Fire Protection During Decommissioning and Permanent Shutdown）；而乾式貯存設施設於核一廠廠區內，亦即乾式貯存設施屬於核一廠內設施之一，未來若核一廠除役之時，自應依據相關法規規定納入消防規劃中。							
第 2 次審查意見							
請補充說明美國法規重要規定，並於安全分析報告中加入「未來若核一廠除役時，應依據相關法規建置本設施之消防系統。」，以作為申請者對發照機關之承諾。							
第 2 次審查意見答覆說明							
<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 遵照辦理，於本報告第三章一、(二).5 節加入「未來若核一廠除役時，應依據相關法規建置本設施之消防系統。」(如附件 64)。</li> <li>2. 針對除役後之消防規劃，將參考美國 National Fire Protection Association NFPA 805 “Performance-Based Standard for Fire Protection for Light Water Reactor Electric Generating Plants”2001 Edition, Chapter 5 “Fire Protection During Decommissioning and Permanent Shutdown”辦理；本乾式貯存設施屬於核一廠內設施之一，若核一廠除役之時，將參考上述法規納入消防規劃中。</li> <li>3. 乾式貯存設施內無可燃物及易爆裂物等之陳設，故僅設置 5 只手提式滅火器；惟於核一廠除役時，其整廠消防防護計畫之設計規劃，會將乾式貯存設施納入其中。</li> </ol>							
第 3 次審查意見							
同意答復。							

編號	I15-030-04-048	章節	3.1.1	頁碼	18~23	行數	
第 1 次審查意見							

為確定安全分析之保守度，請提供與安全分析相關之本系統重要設計參數誤差容允度(tolerance)，如在表 3.1.1-5 密封鋼筒及提籃設計參數，表 3.1.1-6 混凝土護箱設計參數，及表 3.1.1-7 傳送護箱設計參數中，增加相關尺寸設計之誤差容允度。

答覆說明

本報告相關分析資料/數據均採保守假設，並經計算證明在各種情況下，均能確保安全。經查國外一般安全分析報告中之圖示或設計參數之呈現均為單一(保守)值，用於分析已證明該設計為安全的，本貯存設施在製/建造之設計圖中才会有誤差容允度 (tolerance) 之標示。

第 2 次審查意見

在核能組件設計階段，設計者必須知道各組件關鍵尺寸及物性之可能製造誤差，並以分析所需，設定保守的誤差範圍，且為資料管理所需，設計之上下誤差容允範圍需要統一。分析者只要證明能涵蓋此範圍即可。由於本安全分析報告看不出此範圍，僅有一設計平均值，無法評估分析的保守度。申照者即使因資料保密需求，可能不將其放入安全分析報告，但在審查過程有需求時，申照者應提供該資料，國內外皆然。在此請確實提供表 3.1.1-5 密封鋼筒及提籃設計參數，表 3.1.1-6 混凝土護箱設計參數，及表 3.1.1-7 傳送護箱設計參數之相關尺寸設計誤差容允度。

第 2 次審查意見答覆說明

於本報告表 3.1.1-5~7 重要尺寸內，增列公差如附件 54。

第 3 次審查意見

附件 54 之三表內，仍有許多重要參數之相關尺寸設計誤差容允度未提供。請提供所有參數之相關尺寸設計誤差容允度。申照者若因資料保密需求，可不將其放入安全分析報告。

第 3 次審查意見答覆說明

已於表 3.1.1-5 密封鋼筒及提籃設計參數，表 3.1.1-6 混凝土護箱設計參數，以及表 3.1.1-7 傳送護箱設計參數中增加：「若未註明公差者，元件尺寸小於 152 mm，公差為±0.5 mm；尺寸在 152-457 mm，公差為±0.8 mm；尺寸大於 457 mm 時，公差為±1.5 mm。」之文字說明(附件 112)。

第 4 次審查意見

同意答復。

編號	I15-030-05-049	章節	3.1.1	頁碼	15	行數	
----	----------------	----	-------	----	----	----	--

第 1 次審查意見						
請於表 3.1.1-2 設計基準燃料束規格中，加入燃料燃耗及冷卻時間，二者均為此次發照及未來修改執照中，對護箱各種內容物之重要核准項目。設計基準燃料可有多種，如需用到，7KW 燃料亦可放入。						
答覆說明						
表 3.1.1-2 是說明核子燃料束的基本資料，設計基準燃料燃料燃耗和冷卻時間已列於表 3.1.1-4 內。						
第 2 次審查意見						
表 3.1.1-4 為 INER—HPS 系統設計基準，沒有燃料規格，卻列下燃料濃縮度及燃耗；表 3.1.1-2 是說明將放入護箱的核子燃料束基本資料，卻沒有燃料濃縮度及燃耗，如此排列增加尋找資料的困擾，且不合表格名稱，請修正。尤其設計基準燃料可有多種，未來由於燃料或其燃耗、濃縮度改變，修改執照內容時僅需增加或修正設計基準燃料即可，此方式可參考 NAC 作法。						
第 2 次審查意見答覆說明						
<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 表 3.1.1-2 為「設計基準燃料束規格」，主要目的為說明燃料棒與燃料束之尺寸規格。</li> <li>2. 燃料濃縮度、燃耗與冷卻時間，已列於表 3.1.1-4 內之一般性項下；將修訂表 3.1.1-4 的內容，在一般性內之燃料束數目與衰變熱間，加入「核子燃料」，如附件 51，請參閱。</li> </ol>						
第 3 次審查意見						
同意答復。						

編號	I15-030-06-050	章節	3.1.1	頁碼	16~17	表 3.1.1-4
第 1 次審查意見						
<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 請說明 INER—HPS 系統中影響其壽命的因素有哪些？50 年壽命的限制條件有哪些？如何分析得到此數字？</li> <li>2. 混凝土護箱表面劑量限值均採用平均值，如何得到表面劑量之平均值（是由哪些點來平均，應加以說明）？由平均值作為“設計基準”是廠家的方法，尚可接受，而輻射劑量必須考慮各處局部之最高劑量才夠保守，故“接受準則”應以局部之最高劑量為準，而非平均值，請取消平均二字。尤其考慮護箱有製作缺陷或受損之可能，更不應以平均值來評估其接受性。</li> <li>3. 請說明最大平均 U235 濃縮度的平均是如何得到的？是燃料束平均或軸向平面平均值？其限值 4.5% 與 P 6.1.3-5 之 4.0% 不合，請說明，如有必要請更正。</li> <li>4. 請說明在作射源分析時，所採用之 U235 濃縮度是多少？</li> </ol>						

5.請說明日照之設計基準是如何得到的？與廠址日照資料比較如何？由於它用在考慮高溫的影響，應以夏季日照為準。

#### 答覆說明

1.

#### 1.1.影響系統壽命的因素

##### (1)密封鋼筒(TSC)

- a. 腐蝕：製造 TSC 的材質，是使用經過抗腐蝕(包括本身和因其它材料劣化而引起)程序處理過的 304 不銹鋼和鋁，在輻射環境下均為穩定。於密封前，會抽真空然後回填惰性氣體氬氣，以確保 TSC 內部不會有任何會造成氧化的液體或氣體。
- b. 結構疲乏：在執行乾貯作業時，每個 TSC 只有在封銲前會有短期的溫度梯度和壓力變化，一旦封銲密封完成，即不再會週期性地重複經歷同樣的溫度和壓力變化，因此正常的操作程序並不構成結構疲乏的原因。而異常或假想的情況並不是經常發生，同樣不具週期性，所以也不會造成 TSC 結構疲乏。
- c. 維持氬氣壓力：會依照相關程序書的規範，執行封銲作業和防漏檢驗，確保在整個設計壽命期間，TSC 內的氬氣壓力維持不變，以維持 TSC 內部是不會造成材料氧化的環境。
- d. 燃料護套的允許溫度：在整個貯存期間，都要維持燃料護套的溫度低於允許溫度，以防止護套破損。在熱傳分析時，已相當保守地評估此允許溫度，而隨者貯存時間的增加，用過燃料的衰變熱會逐年遞減，TSC 內部的氬氣，也有助於衰變熱的移除。
- e. 中子吸收物 B-10 的衰減：由於所貯存用過燃料的中子通率相當低，在 50 年的設計壽命下，不會造成顯著的 B-10 衰減量。於臨界分析時，也依據法規要求保守地只取用 B-10 面密度的 75%來進行分析。因此在整個貯存期間，TSC 內都有足夠的 B-10 來維持其臨界安全。
- f. 化學、電化學等反應：TSC 只有在封銲前會與用過燃料池水、循環水和除污水有短時間的接觸，封銲後則是長時間置於惰性氣體中，因此不會造成特殊的影響。
- g. 材料測試：依據 ASM 第 13 冊「腐蝕」報告 304 不銹鋼的腐蝕測試結果，在海水的環境下，其平均腐蝕率小於 0.001 mils/y(約 0.025  $\mu\text{m}/\text{y}$ )；在 15 年後局部金屬表面平均腐蝕深度為 0.011 mils(約 0.3 $\mu\text{m}$ )；在 50 年後，局部金屬表面平均腐蝕深度為 0.0037 $\pm$ 0.00005 吋(約 0.925 $\pm$ 0.013 $\mu\text{m}$ )。由此可知 TSC 的外殼在正常或意外條件下，因腐蝕所造成的厚度變化並不顯著。

##### (2)混凝土護箱

- a. 材料特性：使用碳鋼和第二型波特蘭水泥等材料，這些材料都是在

核能工業使用多年，能在比乾式貯存更為嚴苛的輻射環境下使用相當時間。

- b. 維護計畫：在整個貯存期間，系統本身與安全相關的各項功能都不需要額外的設備做監控，僅需注意天氣變化可能造成的影響和定期巡視通風口是否通暢。

### 1.2. 如何分析得到 50 年的設計壽命及其限制條件

(1) 美國曾將貯存在 INEEL 近 15 年的 Castor V/21 護箱重新開封，除了由 INEEL 對用過燃料束和護箱組件進行檢驗外，另外從編號 T11 的燃料束取出 12 束燃料棒，送交 ANL 實驗室，由 ANL 進行燃料棒的輪廓外徑(潛變)、分裂氣體和機械性質等檢驗。檢驗結果發現：

- a. 護箱本體沒有功能上的劣化
- b. 移出燃料束時，燃料束並沒有黏在護箱底座上，無顯著彎曲，沒有任何可見的劣化跡象(顏色、氧化、損傷)
- c. 燃料棒維持完整
- d. 沒有可偵測到的額外分裂氣體釋出
- e. 沒有顯著的氫化物重排
- f. 貯存期間幾乎或完全沒有潛變
- g. 貯存期間沒有明顯的退火現象
- h. 僅些微氫原子在軸向遷移

(2) 美國 Surry 乾式貯存系統在 2002 年四月向核管會提出貯存執照重申請(原 20 年期貯存執照在 2006 年 6 月到期)，在 INEEL 護箱重開封計畫報告 EPRI Report 1002882 "Dry Cask Storage Characterization Project" 的支持下，核管會經過近 8 個月的審查程序，於 2004 年 9 月 28 日重新核發 40 年期的貯存執照給 Surry 乾式貯存系統。

(3) 美國核管會的報告「Waste Confidence Decision Review」提到，乾式貯存系統從設計、製造、檢驗到運轉，若能全程符合法規的規範，則系統的壽命可至 100 年服務壽命(service life)。

(4) 綜合前述 3 點，考慮乾式貯存系統在全程符合法規規範的條件下可有 100 年的服務壽命和美國核管會已許可 60 年壽命的貯存執照案例，本案是以 100 年服務壽命的一半，即 50 年來作為 INER-HPS 系統的設計壽命。

(5) 其限制條件，就是整個系統從設計、製造、檢驗到運轉，必須全程符合法規的規範。

2. 表面劑量率之平均值是由 MCNP 計算所得混凝土護箱表面平均通量率乘上通量率-劑量率轉換係數所得。輻射防護劑量評估並非採用平均劑量率，此平均劑量率僅作為屏蔽分析之"設計基準"。實際工作人員劑量評估則已考慮局部之最高劑量，請參閱 6.4.8 節。

3.

- (1) 此最大平均  $^{235}\text{U}$  濃縮度是指燃料束軸向各層晶格的平均濃縮度之最大值。在 6.1 節(五)之 3 項關於均勻化與非均勻化濃縮度燃料束反應度評估的分析中，以 GE9B 燃料束軸向各層晶格中平均濃縮度最大的晶格為依據，證明以晶格平均濃縮度 3.69 wt%  $^{235}\text{U}$  均勻分佈，會比使用真實濃縮度分佈的燃料束更保守，均勻分佈是指該層晶格中的每根燃料棒，其濃縮度皆為 3.69 wt%  $^{235}\text{U}$ 。為了保守，將設計基準燃料 (DBF) 的濃縮度自 3.69 wt% 提升至 4.0 wt%  $^{235}\text{U}$ 。以此 DBF 分析護箱在正常、異常和事故狀態下的反應度，發現於最嚴重的事故狀態下 k 值為  $\sim 0.92$ ，離 0.95 的法規限值還有一段空間，因而在(五)之 6 項，於法規限值下評估濃縮度還能推升至多高，目的是希望能涵蓋核一廠現有的所有核子燃料，因此該分析項目中才會把 ATRIUMTM-10 燃料納入分析，其結果顯示 GE9B 的濃縮度可推升至 4.6 wt%  $^{235}\text{U}$ ，而 ATRIUMTM-10 的濃縮度則能推升至 4.5 wt%  $^{235}\text{U}$ ，所以取 4.5 wt%  $^{235}\text{U}$  作為上限。
  - (2) 只要軸向各層晶格的平均濃縮度在 4.5 wt%  $^{235}\text{U}$  以下，燃料密度在  $10.45 \text{ g/cm}^3$  以下的核子燃料，皆可被本分析所涵蓋。
4. 對 14 kW/護箱燃料條件，射源分析所採用之  $^{235}\text{U}$  濃縮度如下：
- (1) 燃料加馬射源分析之  $^{235}\text{U}$  初始平均濃縮度採用 3.25 wt%。雖然當燃料燃耗度和冷卻時間固定時， $^{235}\text{U}$  初始平均濃縮度的高低對燃料加馬射源強度影響不大，但為顯現計算結果的最大保守度，仍以  $^{235}\text{U}$  最大初始平均濃縮度 3.25 wt% 來進行燃料加馬射源強度分析。
  - (2) 燃料中子射源分析之  $^{235}\text{U}$  初始平均濃縮度採用 1.9 wt%。這是因為當燃料燃耗度和冷卻時間固定時，中子射源強度會隨  $^{235}\text{U}$  濃縮度的減少而增加。因為此時燃料內 Pu 的含量增加，使得燃料中其他超鈾元素如 Cm 的含量也會隨之增加。由於此濃縮度效應，中子射源計算時採用燃料最低  $^{235}\text{U}$  初始平均濃縮度可得到最保守的結果。
  - (3) 其他結構物 (hardware) 加馬射源分析之  $^{235}\text{U}$  初始平均濃縮度也採用 1.9 wt%。這是因為其他結構物的加馬射源主要來自中子活化產物，因此當燃料束採用最低  $^{235}\text{U}$  初始平均濃縮度可產生最大中子射源，並進而得到最保守的其他結構物加馬射源強度。
5. 本計畫採用之日照熱通量係依據法規 10 CFR Part 71 要求，並依據法規 NUREG-1536 取 24 小時平均，即設施頂部日照熱通量為  $800 \text{ cal/cm}^2 / 24 \text{ h}$ ，而側邊日照熱通量為  $400 \text{ cal/cm}^2 / 24 \text{ h}$ 。此外，上述日照量亦為美國亞利桑那州 Palo Verde 電廠 IFSFI 設施進行熱傳分析時所採用之數值，由於 Palo Verde 電廠地處沙漠地區，其所受日照量相對較核一廠嚴重，因此，法規給定日照量可涵蓋 Palo Verde 電廠之日照量，則法規給定日照量亦可涵蓋核一廠之夏季日照量。根據台北縣環保計畫(2005)中統計(附件 16)



，台北地區一年中年輻射量最高之月份為七月，其月輻射量平均為 421 MJ/cm<sup>2</sup> 經換算後為 324.58 cal/cm<sup>2</sup> / 24 h，因此設計標準應可涵蓋設施之安全需求。

#### 第 2 次審查意見

- 1.1 同意答覆內容。請將其整理後放入安全分析報告中。
- 1.2 僅提供間接證明說辭，且核一廠貯存條件與 Surry 不同，無法直接證明 INER-HPS 在核一廠貯存環境確有 50 年使用壽命？建議提供 INER-HPS 相關材料數據證明其設計，並提供「Waste Confidence Decision Review」文件。
2. 混凝土護箱表面劑量限值均採用平均值，但輻射劑量必須考慮各處局部之最高劑量，故此“接受準則”應以局部之最高劑量為準，而非平均值，請取消平均二字。尤其考慮護箱有製作缺陷或操作受損之可能，接收時或檢驗時量得之平均值不能保證其最大值的範圍，更不應以平均值來評估混凝土護箱的接受性。“接受準則”應以局部之最高劑量為準，平均值無法接受，請修正。
3. 可接受
4. 可接受
5. 可接受。

#### 第 2 次審查意見答覆說明

- 1.1. 將於本報告第三章一、(一)節增列 5.「影響系統壽命之因素」說明，如附件 65。
- 1.2 (1) 製造 INER-HPS 系統 TSC 外殼的 SS304 不銹鋼和製造 VCC 本體的碳鋼和 second type波特蘭水泥，其長期材料性質測試：依據 ASM 第 13 冊「腐蝕」報告 304 不銹鋼的腐蝕測試結果，在海水的環境下，其平均腐蝕率小於 0.001 mils/y(約 0.025 μm/y)；在 15 年後局部金屬表面平均腐蝕深度為 0.011 mils(約 0.3μm)；在 50 年後，局部金屬表面平均腐蝕深度為 0.0037±0.00005 吋（約 0.925±0.013μm）。由此可知 TSC 的外殼在正常或意外條件下，因腐蝕所造成的厚度變化並不顯著。其材料特性：使用碳鋼和 second type波特蘭水泥等材料，這些材料都是在核能工業使用多年，能在比乾式貯存更為嚴苛的輻射環境下使用相當時間。；而 TSC 的內部設計，能滿足長期貯存免於劣化的需求，說明如下：
  - a. 腐蝕：製造 TSC 的材質，是使用經過抗腐蝕(包括本身和因其它材料劣化而引起)程序處理過的 304 不銹鋼和鋁，在輻射環境下均為穩定。於密封前，會抽真空然後回填惰性氣體氬氣，以確保 TSC 內部不會有任何會造成氧化的液體或氣體。
  - b. 結構疲乏：在執行乾貯作業時，每個 TSC 只有在封鐸前會有短期的溫度梯度和壓力變化，一旦封鐸密封完成，即不再會週期性地重複經歷同樣的溫度和壓力變化，因此正常的操作程序並不構成結構疲

乏的原因。而異常或假想的事務情況並不是經常發生，同樣不具週期性，所以也不會造成 TSC 結構疲乏。

- c. 維持氦氣壓力：會依照相關程序書的規範，執行封銲作業和防漏檢驗，確保在整個設計壽命期間，TSC 內的氦氣壓力維持不變，以維持 TSC 內部是不會造成材料氧化的環境。
- d. 燃料護套的允許溫度：在整個貯存期間，都要維持燃料護套的溫度低於允許溫度，以防止護套破損。在熱傳分析時，已相當保守地評估此允許溫度，而隨者貯存時間的增加，用過燃料的衰變熱會逐年遞減，TSC 內部的氦氣，也有助於衰變熱的移除。
- e. 中子吸收物 B-10 的衰減：由於所貯存用過燃料的中子通率相當低，在 50 年的設計壽命下，不會造成顯著的 B-10 衰減量。於臨界分析時，也依據法規要求保守地只取用 B-10 面密度的 75% 來進行分析。因此在整個貯存期間，TSC 內都有足夠的 B-10 來維持其臨界安全。
- f. 化學、電化學等反應：TSC 只有在封銲前會與用過燃料池水、循環水和除污水有短時間的接觸，封銲後則是長時間置於惰性氣體中，因此不會造成特殊的影響。

(2) INER-HPS 系統之設計符合 NUREG-1536 法規規範，且設計分析所用之各項參數設定，已能涵蓋不同區域之貯存環境特性，如氣候變化、鹽害等影響。另本公司規劃於設施運轉時，於混凝土護箱進氣口設置環境測試試片，以作為耐久性及抗腐蝕性之長期監測，詳細內容請參閱本報告第三章一、(二).6 節「設施結構物耐熱性、耐久性、抗腐蝕性及抗磨損性等之設計」。因此，Surry 電廠合計 60 年期之乾式貯存執照，可說明使用類似材料之 INER-HPS 在核一廠貯存環境確有 50 年使用壽命。

(3) 「Waste Confidence Decision Review」文獻資料如附件 66。(Federal Register Vol. 55, No. 181, p. 38472~38473, September 18, 1990)。

2. 接受準則不宜以局部之最高劑量率為準，因該局部最高劑量率通常為輻射滲流通過位置，此位置之劑量率雖較其他位置劑量率高，但該位置之面積和整體屏蔽面積相較則僅為少數，若以該位置之劑量率為限值，其他位置之屏蔽厚度將可減少，則整體而言，如此將違反輻防與屏蔽設計之一般原則。另 NAC 亦採平均值為接受準則，並也為 NRC 所接受；本計畫也針對傳送護箱及混凝土護箱之各最高劑量率點做計算，其目的為用來評估工作人員可能接受之劑量，並據以做為輻射防護規劃之用。

### 第 3 次審查意見

1.1 及 1.2 可接受。

2. 無法接受。考慮護箱有製作缺陷或操作受損之可能，接收時或檢驗時量得之平均值不能保證其最大值的範圍，更不應以值來評估混凝土護箱的接受

性。“接受準則”應以任何位置之最高劑量為準，平均值無法接受，請修正。況且該任何位置的劑量限制值，自動限制了平均值在該值之下，完全沒有降低屏蔽厚度之顧慮。

#### 第 3 次審查意見答覆說明

1. 平均劑量率僅作為屏蔽分析之“設計基準”；而實際工作人員劑量評估則已考慮局部之最高劑量率，詳細結果詳述於本報告第六章四、(八)節。
2. 護箱製造完成後，屏蔽測試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 1 m<sup>2</sup> 平均密實度完全符合屏蔽密度設計(本報告表 6.4.5-1)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。
3. 美國某核能電廠 Nuclear Administrative and Technical Manual 其 Radiation Protection Requirements for Dry Cask Storage 報告之 Appendix F : Vertical Concrete Cask (VCC) Radiation Survey 如附件 108，該廠即採用 NAC-UMS 系統；由附件 108 顯示，其 VCC Surface Dose Rate 測量之接受標準，即為 VCC 表面各偵測點測量劑量率之平均值。另蒐集國外已獲照相關貯存系統資料，均顯示燃料裝填完成後之護箱表面劑量率，均採「平均劑量率」為接收標準(如附件 115)。

#### 第 4 次審查意見

同意答覆。唯請按 A15-010-03-003 之第 4 次審查意見處理。

#### 第 4 次審查意見答覆說明

已依審查意見，將第 3 次審查意見答覆第 1. (ii) 項屏蔽測試及驗收標準之內容，增補於本報告第五章附錄 5.A 『本系統主要組件驗收測試計畫』中，並加註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，如附件 116。

#### 第 5 次審查意見

同意答復。

編號	I15-030-07-051	章節	3	頁碼		整體意見
第 1 次審查意見						

請提供下列設計資料，以評估傳送護箱屏蔽的有效性。

- 1.鉛屏蔽的設計圖，包含形狀，設計尺寸及允許公差。
- 2.中子屏蔽的設計、構造、設計尺寸及允許公差。
- 3.底部屏蔽的構造、設計尺寸及允許公差。

#### 答覆說明

- 1.鉛屏蔽的有效性由它的厚度可以評估，其厚度 $[(1919.5 - 1760.7) \div 2 = 79.4\text{mm}]$ 與形狀在原圖已有明顯標示。鉛屏蔽可能延內殼板外圍以鉛塊堆砌，也可能加裝臨時外模整體灌製。製造細節(含形狀、尺寸、公差)皆符合上述厚度的需求。
- 2.中子屏蔽(NS-4-FR)，它的厚度從圖上也可算出 $[(2059.2 - 1919.5) \div 2 = 69.85\text{mm}]$ 。
- 3.底部屏蔽為厚度 160mm 之低合金鋼級 38.1mm NS-4，其形狀、尺寸、公差在 TFR/A-001-004 圖中標示。

#### 第 2 次審查意見

答覆說明中未能提供審查所需資料，無法評估護箱屏蔽設計分析是否保守以及是否達到要求效果。

#### 第 2 次審查意見答覆說明

傳送護箱屏蔽分析所用之鉛屏蔽厚度 73.25 mm，設計(圖)厚度 79.4 mm，裕度有 6.15 mm；中子屏蔽(NS-4-FR)分析所用為厚度 68.47 mm，設計(圖)厚度 69.85 mm，裕度有 1.38 mm；底部屏蔽厚度 160.0 mm 之低合金鋼及 38.1 mm 之 NS-4-FR 分析與設計(圖)厚度一致。

依設計圖若未註明公差者，在元件尺寸於 152 mm 以下時，公差為 $\pm 0.5$  mm；尺寸在 152-457 mm 時，公差為 $\pm 0.8$  mm。鉛屏蔽與中子屏蔽厚度之公差，均未超出上述裕度，因而分析屬保守。底部分析值雖與設計(圖)相同，但在傳送護箱屏蔽分析時，輻射源項與屏蔽分析計算模式，均有足夠之保守裕度。

#### 第 3 次審查意見

表 3.1.1-5 密封鋼筒及提籃設計參數，表 3.1.1-6 混凝土護箱設計參數，及表 3.1.1-7 傳送護箱設計參數等之相關尺寸設計誤差容允度，除附件 54 已列出者外，是否均可適用答覆說明中“若未註明公差者，在元件尺寸於 152 mm 以下時，公差為 $\pm 0.5$  mm；尺寸在 152-457 mm 時，公差為 $\pm 0.8$  mm。”若是，請將上述文字放入上述三表之說明中。

#### 第 3 次審查意見答覆說明

已於表 3.1.1-5 密封鋼筒及提籃設計參數，表 3.1.1-6 混凝土護箱設計參數，及表 3.1.1-7 傳送護箱設計參數中增加“若未註明公差者，元件尺寸小於 152 mm，公差為 $\pm 0.5$  mm；尺寸在 152-457 mm，公差為 $\pm 0.8$  mm；尺寸大於 457 mm 時，公差為 $\pm 1.5$  mm。”之文字說明(附件 112)。

第 4 次審查意見

同意答復。

編號	I15-030-08-052	章節	3	頁碼		整體意見
第 1 次審查意見						
<p>由圖 Vcc-01-07 及 Vcc-01-08 (頁 3.A-20 及 3.A-21) 中可看出，混凝土護箱內的傳送鋼桶正下方僅有鋼架結構，而此鋼架四周又大半為空氣通道所佔有 (見圖 6.4.5-4, 頁 6.4.5-9)，其屏蔽效果與混凝土護箱之上方及周圍相較相去太多：</p>						
<p>1. 請確實估算在各種不同熱負載下，(1) 護箱下通風口，(2) 護箱抬高 61cm 後下緣，(3) 護箱傾倒後之正下方等三種情形之最大表面劑量率及 1 m 劑量率，並表列於安全分析報告中。請根據計算結果，安排所需之輻射防護程序、機具及措施。</p>						
<p>2. 由於護箱有 50 年壽命，為確保其間操作時有良好之輻射防護，請於護箱下緣四方標註下列類似文字：護箱抬起後，注意下方高輻射。</p>						
答覆說明						
<p>1.</p> <p>14 kW/護箱：</p> <p>(1) 護箱下通風口 (尚未安裝外加屏蔽) 之表面平均劑量率約 <math>7.98 \times 10^{-1}</math> mSv/h。</p> <p>(2) 護箱抬高 61 cm 後，下緣之最大劑量率約 17.6 mSv/h，離下緣 1 m 之最大劑量率約 2.41 mSv/h，離下緣 2 m 之最大劑量率約 0.75 mSv/h，離下緣 5 m 之最大劑量率約 0.20 mSv/h。</p> <p>(3) 護箱傾倒後之正下方最大劑量率約 676 mSv/h，離正下方 1 m 之最大劑量率約 188 mSv/h。</p> <p>上述 1. 之數據將列於安全分析報告第六章四、六節中。</p> <p>輻射防護程序、機具及措施：</p> <p>依據放射性物質安全運送規則第 44 條，當運送包件外表面之輻射強度大於 2 mSv/h 時，採用專用運送；本計畫之廠內運送採用專用運送，符合該條規定。此外，IAEA Safety Series No.37 建議：當專用運送之包件外表面輻射強度大於 2 mSv/h 時，防護重點為防止人員接近運送車輛(1990 年版；A-469.1 節)。本計畫執行廠內運送時，除包件外表黏貼警示標誌外，將有保警及輻防人員等隨行，依 RWP 及 REP 之規定執行輻射管制，並管制人員與運送車輛保持安全距離。</p>						
<p>2. 將依據審查意見辦理。</p>						
第 2 次審查意見						

同意答覆內容，請將相關輻射防護說明整理後放入相關章節。

第 2 次審查意見答覆說明

將第 1 次審查意見答覆說明內容，納入本報告第六章四、(七).8 及第六章六、(三).6 節中(如附件 67)。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	I30-030-09-053	章節	3	頁碼		行數	
第 1 次審查意見							
傳送護箱中子屏蔽之相關資料、數據散見表 3.1.1-7、表 3.1.1-9，及表 3.1.5-2，希有一篇文字作綜合性敘述。NAC-UMS SAR 敘述 NS-4-FR 為 solid borated polymer，表 3.1.1-7 則敘述 NS-4-FR 為 solid synthetic polymer，兩者是否相同？							
答覆說明							
中子屏蔽材料 NS-4-FR 的規格如下： Nominal Volume:2,102,305.9 cm <sup>3</sup> Wet Density :1.620 g/cm <sup>3</sup> Dry Density :1.632 g/cm <sup>3</sup> Hydrogen Content :6wt% B4C Content:0.61 wt% min 澆置施工方法：於鉛磚堆疊與外殼組合完成後，將濕的中子屏蔽材料(由兩種材料在真空攪拌槽內充分混合與排氣)澆置入預留的空間內，經乾燥固化而成。 Solid synthetic polymer 與 Solid borated polymer 兩者差異為比重不同，此兩種物質於 NAC-UMS FSAR 中皆有提到。本計畫設計與屏蔽分析採用 Solid borated polymer，此部分修訂於表 3.1.1-7 中。							
第 2 次審查意見							
同意答復，答復請納入安全分析報告中。							
第 2 次審查意見答覆說明							
已依審查意見修訂本報告表 3.1.1-7，如附件 54。							
第 3 次審查意見							
同意答復。							

編號	I30-030-10-054	章節	3.1.1	頁碼		行數	
第 1 次審查意見							
<p>1. 此處說：「故無消防安全設備之設置需要」又說：「貯存場將增設五只手提式滅火器」，似乎信心不足。</p> <p>2. 此貯存設施之消防系統除新設 5 只手提式滅火器，其餘皆靠核一廠目前現有者，屆時核一廠除役時，其系統是否仍存在？程序書是否仍能引用？請說明。</p>							
答覆說明							
<p>1. 乾式貯存設施內並無可燃物或易爆裂物之陳設，故不致發生火災，又乾式貯存設施消防防護計畫，已將最為嚴重之三個可能火災情境，依火災危害分析方法分析之；其結果證實此三個可能之嚴重火災，皆不致造成乾式貯存設施受到威脅及危害；而貯存場增設之五只手提式滅火器，乃是用於廠內巡視人員，若發現灌木林地等場所起火時之初期滅火，其目的在爭取時效，並藉此提升核一廠整體消防防護之能力。</p> <p>2. 我國核能電廠相關法規大體參考美國之現有的法規體系，目前針對除役後之消防規劃，美國已有具體明確之規定（請參閱美國 National Fire Protection Association NFPA 805 “Performance-Based Standard for Fire Protection for Light Water Reactor Electric Generating Plants” 2001 Edition, Chapter 5 Fire Protection During Decommissioning and Permanent Shutdown）；而乾式貯存設施位於核一廠廠區內，故未來核一廠除役時，將參考相關法規並納入消防規劃中。</p>							
第 2 次審查意見							
第 1 項意見同意答覆。第 2 項意見請併入 D31-030-03-047 辦理。							
第 2 次審查意見答覆說明							
同 D31-030-03-047 第 2 次審查意見答覆說明。							
第 3 次審查意見							
同意答復。							

編號	I20-030-11-055	章節	3.1.1 3.1.3	頁碼	22 1	行數	
第 1 次審查意見							
<p>1. 第 3 章之「輔助系統及設備之設計」未針對現有 90MT 廠房吊車加以說明。只在 3.1.3-1 頁說明「90MT 廠房吊車經單一功能失效驗證(Single failure proof)，不會對反應器廠房既有設施之安全造成影響」，並於 5.1.2-6 頁說明「因傳送護箱係由核一廠廠房內具有單一失效防止功能（Single Failure</p>							

Proof) 之吊車進行吊運，依 NUREG-0612 無須考慮墜落之分析，故不須考量傳送護箱墜落之意外事故分析」。未針對核一廠現有 90MT 廠房吊車主機吊升載重 90 噸，額定載重 88.77 噸，吊運時設計最大載重為多少噸？

2. 表 3.1.1-7 內，傳送護箱全負載及 YOKE 之總重為 88.91 MT，但廠房吊車設計重量為 90 MT，極為接近，是否可以確保無安全顧慮？要求再確認如果加上 seismic load 是否會超過設計載重？有無防止人為操作失誤之設計？

#### 答覆說明

1. 核一廠反應器廠房吊車為核一廠既有的設備，平時即用來吊卸重物，例如反應器壓力槽蓋 (Reactor Vessel Head)，由於其非屬本計畫專用之輔助系統與設備，因此，未將其納入本安全分析報告第三章有關輔助系統與設備設計之範圍內討論；目前核一廠正在進行該吊車升級為 Single Failure Proof 吊車的計畫，並已另案陳報原能會審查。

核一廠既有反應器廠房吊車設計之主捲揚機的荷重能力 (鋼索以下) 為 103 短噸 (93.6 公噸)，額定荷重 (吊鉤以下荷重) 為 100 短噸 (90.9 公噸)。詳原吊車廠商 Nippon Crane 提供之設計圖 (圖號 B010076) 所示 (如附件 17)；惟當初核一廠反應器廠房吊車向主管機關 (勞委會北檢所) 申請許可係以主捲揚機 (Main Hoist) 設計荷重能力為鋼索以下 (吊升荷重) 90 公噸 (metric ton) 之基準提出申請，由於此一荷重需扣除吊車鋼索以下之負載滑車輪組 (Load Block) 1.23 公噸，故其額定荷重 (吊鉤以下荷重) 為 88.77 公噸。

1.1. 核一廠反應器廠房升級之吊車設計時在動力載重部分的評估已考慮 OBE 與 SSE，其結果顯示均可符合 ASME-NOG-1 之要求。

1.2. 新吊車設計均符合 NUREG-0554 對安全的要求，例如在橋型桁樑與吊運車的行走驅動與剎車系統均具備在喪失電源的情況下仍能移動及剎車的功能。

在捲揚系統部份的安全裝置包括：

- (1) 双重捲揚驅動裝置
- (2) 過速保護裝置
- (3) 三重剎車裝置
  - 喪失電源下，仍能懸吊荷重
  - 喪失電源下，仍能下放荷重
- (4) 双重荷重路徑
  - 双重穿索系統及四條鋼索
- (5) 斷索偵測裝置與過負荷預防裝置
- (6) 過捲預防裝置

過捲預防裝置包括齒輪式極限開關、重桿式極限開關、秤梢、壓力開



關、上組塊極限開關、液壓緩衝器(吸收過捲能量)等層層措施以避免發生上下組塊碰撞(Two Blocking)或荷重卡阻(Load Hangup)情況。

2.核一廠反應器廠房吊車經本次升級後，其設計 Maximum Critical Load 與 Rated Load (額定荷重)為 90 公噸，而吊車主捲揚機(Main Hoist)之鋼索以下設計荷重能力(吊升荷重)為額定荷重 90 公噸與負載滑車輪組(Load Block)(約 5.8 公噸)的總和，約為 95.8 公噸。由於核一廠反應器廠房吊車升級之設計與評估計算的安全因數均符合 NUREG-0554、NUREG-0612、ASME NOG-1 及 CMAA-70 等法規與標準，因此只要吊載的總重不超過 90 公噸，即無安全之顧慮。此外，該吊車未來執行護箱吊運相關作業之安全評估，本公司將於申請核一廠乾式貯存設施試運轉許可前完成所有的相關評估，再送主管機關審核。

#### 第 2 次審查意見

- 1.核一廠反應器廠房吊車荷重之審查將依據核能管制處之審查結論辦理。
- 2.核一廠反應器廠房吊車是核一廠既有的設備，也是未來執行護箱吊運成功否之關鍵設備，請增列反應器廠房吊車於第 3 章「輔助系統及設備之設計」，上列答覆內容也將是「反應器廠房吊車」章節說明之一部分。

#### 第 2 次審查意見答覆說明

- 1.目前反應器廠房吊車升級為具有防止單一失效(Single-Failure-Proof Crane)功能之計畫，已另案陳報原能會審查中，未來反應器廠房吊車荷重除依據原能會之審查結論辦理外，亦會根據勞委會北檢所之竣工檢查結果辦理。而有關該吊車執行傳送護箱吊運作業時，涉及在反應器廠房內其他相關作業所造成之影響(包括 FSAR 或運轉規範之修改)，本公司將於申請核一廠乾式貯存設施試運轉許可前，完成所有之相關評估，再送主管機關審核。
- 2.已於本報告第三章一、(三).16 節，新增「反應器廠房吊車」，內容涵蓋本審查意見之回覆內容(詳如附件 68)。

#### 第 3 次審查意見

同意答復。

編號	I18-030-12-056	章節	3.1.1	頁碼	20	行數	
第 1 次審查意見							
<p>所提出之混凝土護箱使用 ASTM A615 GR60、GR75 及 ASTM 706 三種鋼筋，如參照 UMS 護箱係使用 ASTM A615 GR60 鋼筋，如果再參照內政部結構混凝土設計規範，用於受壓構材之螺旋箍筋、剪力鋼筋、扭力鋼筋、非預力鋼筋、耐震設計所用鋼筋等，均限制降伏應力不得大於 4200 kgf/cm<sup>2</sup></p>							

(GR60)，請說明本計畫必須使用 ASTM A615 GR75 之理由。  
另外 A615 鋼筋之銲接性不如 A706，目前國內市場使用 A706 者已經非常普遍，建議應該使用 ASTM A706（或 CNS 560 SD420W）單一種鋼筋即可，以免施工時混淆。  
ASTM A615 GR60 → CNS 560 SD420  
ASTM A706 → CNS 560 SD420W

#### 答覆說明

在本案設計圖中係使用 ASTM A615 GR60 之鋼筋，並未使用 ASTM A615 GR75 之鋼筋；且不使用 ASTM 706 之鋼材。  
而本設計鋼筋銲接方式，係採搭接而非銲接且 SD420W 之抗拉強度( $550 \text{ N/mm}^2$ )，低於 SD420 之抗拉強度( $620 \text{ N/mm}^2$ )，為確保有較高之極限抗拉強度，故不採用 CNS 560 SD420W 之鋼筋。故將設計圖之鋼筋修正為 ASTM A615 GR60（或 CNS 560 SD420）。另 SAR 之表 3.1.1-6 中混凝土壁使用材料修正為：

Reinforced Concrete

Type II Portland Cement

卜作嵐材料(Pozzolanic Admixture)

Rebar—ASTM A615 GR60 或 CNS 560 SD420

#### 第 2 次審查意見

按「核一廠乾式儲存安全分析報告」混凝土護箱鋼筋混凝土圖 VCC-001-07 顯示，安全鉛封固定座將與鋼筋銲接；另鋼筋混凝土結構設計係以鋼筋降伏強度考量，而非極限強度，SD420 與 SD420W 之降伏強度相同，若依據內政部「結構混凝土設計規範」在耐震設計之特別考量 15.3.5 條，要求鋼筋之抗拉強度與降伏強度之比值不得小於 1.25，市場上 SD420W 鋼筋均通過此檢驗，SD420 則無此要求。目前國內 SD420W 鋼筋使用極為普遍，且售價與 SD420 差異不大，建議重新考慮適當之鋼筋。

#### 第 2 次審查意見答覆說明

依據國際原子能總署(IAEA)之要求，安全鉛封已修訂設計，如附件 69 圖 VCC-001-07(1/2)及 VCC-001-008-007。VCC 及外加屏蔽外表面噴漆變更為噴塗式水泥漆，如附件 69 圖 VCC-001-08，安全鉛封固定座將不與鋼筋銲接，故無鋼筋銲接問題。又混凝土護箱中之配筋僅為溫度鋼筋，並非承受因地震力所引致之彎矩與剪力，故護箱配筋可免依「結構混凝土設計規範」在耐震設計之特別考量 15.3.5 條之規定，又依據 CNS 560 A2006 之規定，SD420 鋼筋之抗拉強度( $620 \text{ N/mm}^2$ )與降伏強度( $420\sim 540 \text{ N/mm}^2$ )之比值為介於 1.476 至 1.148 間，若要符合耐震設計之特別考量 15.3.5 條之規定，則由“抗拉強度 620/降伏強度  $> 1.25$ ”，推算得降伏強度  $< 496$ ，且本系統 VCC、AOS 及 Pad 之結構高拉力之主筋皆以最保守之鋼筋降伏強度  $420 \text{ N/mm}^2$

為基準進行分析設計，故本案原則採用降伏強度為 420~496 N/mm<sup>2</sup> 之鋼筋，仍能符合法規。又為避免鋼筋綁紮過程中，因銲接鋼筋而損失鋼筋直徑，故施工規範規定護箱鋼筋組立時，應採用鍍鋅鐵絲綁紮，不採用點銲方式，故高拉力鋼筋採用 ASTM A615 GR60（或 CNS 560 SD420），故修改本報告表 3.1.1-6 混凝土護箱設計參數，如附件 54；另修改本報告表 3.1.2-1 貯存場混凝土基座設計參數，如附件 70。

### 第 3 次審查意見

同意答復。

編號	I18-030-13-057	章節	3.1.2	頁碼	5,13	行數	
----	----------------	----	-------	----	------	----	--

### 第 1 次審查意見

防洪設計：「...儲存場設計高程+24m 較一、二號機高出 5 m 以上，而原評估上述情況(淹水)皆不致造成一、二號機組不淹水，故合理研判本儲存設施不會有洪水發生」，此邏輯完全不合理。護箱儲存設施與核一廠一、二號機組在不同位置，就會有不同洪水位，如果推估乾華溪之 PMF 為 764.6 cms（對乾華溪這種小溪是一個非常大的流量，PP 3.1.2-11 所述流域面積僅 9.5 公頃，數據應有誤），就應該進行河道洪水演算，計算出在儲存場址的洪水位，依此數據才能知道儲存場高程之出水高是否  $\geq 1.5$  m，也才能知道鋼橋底之高程是否足夠。另外要注意儲存場址係位於乾華溪河道轉彎之凹岸，不但在洪水攻擊面上，洪水面還會有超高情形，尤其乾華溪河床較陡流速快，產生之超高將十分顯著，必須要由二維水理分析才能知道實際情況，若分析後洪水會溢過護岸，則建議應考慮加設一道防洪牆。所提報告尚無法知道洪水對場址之威脅有進一步之評估與防制辦法，感覺仍是一個不確定因素。

### 答覆說明

乾華溪之最大設計洪峰量可達 764 m<sup>3</sup>/sec，並非乾華溪依以往水文資料所推算之最大可能洪流量(PMF)，故實際不會達此洪峰量(764 m<sup>3</sup>/sec)，洪水亦不會溢出乾華溪河岸。又貯存場高程比一、二號機組高，且更接近乾華溪上游，在乾華溪人工河道不會受阻塞之條件下，依據核電廠 FSAR 評估一、二號機組，不會受到洪水淹沒之情況下，在位於上游之貯存場亦不會被洪水淹沒。

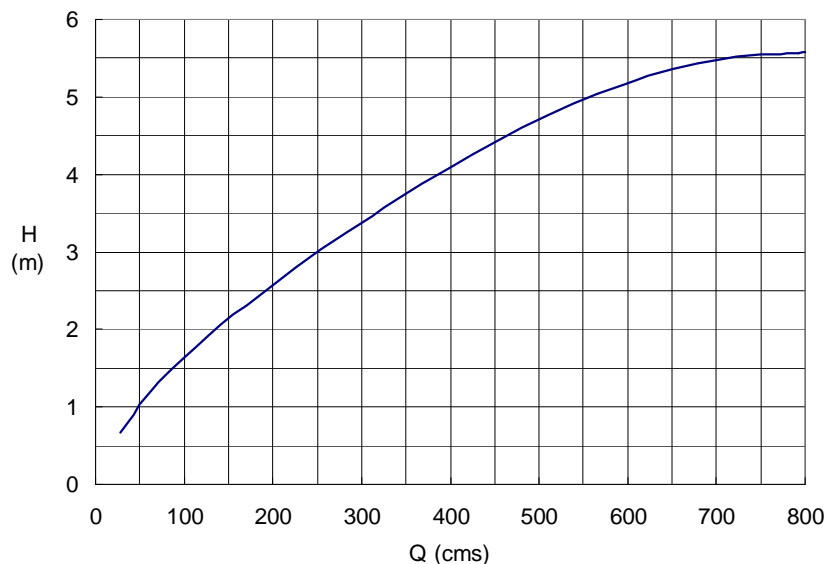
貯存場址雖位於乾華溪河道轉彎之凹岸，但在上游有設置多道之攔河堰，可阻擋並平緩水流，且乾華溪自進入廠區後即為人工河道，河岸設有適當安全之卵砌石鋼筋混凝土保護；且依水保計畫書設計，現有護岸後方設置護岸排樁，可保護河岸穩定性，故當產生最大可能洪流量(PMF)時，不會溢出乾華溪河岸。

### 第 2 次審查意見

報告及意見回復均無法說明乾華溪之設計洪水量要用多少？如果採 764 cms 之 PMF，就應以此洪水量分析，回答意見僅說明洪水不會溢出乾華溪河岸，卻沒有提供分析成果資料，如何能確保洪水不會對場址及護岸造成影響？(同 066-17-170)

### 第 2 次審查意見答覆說明

1. 根據核一廠終期安全分析報告第十四版(FSAR)之內容，乾華溪最大洪峰流量之推求方式，為使用基隆、台北、淡水等測站 30 年的紀錄，計算出乾華溪 10,000 年重現週期之一小時最大可能降雨量 (PMP) 為 297 mm，並以此 PMP 推算其最大可能洪峰流量(PMF)為 764.6 m<sup>3</sup>/sec。河道截面為一高度約有 6.4 m 的長方形，利用曼寧公式(Manning Formula)推算渠道流量與水深之關係(其水力坡降值為 5.8215/1000；渠道面之曼寧 n 值為 0.013)，其結果如下圖所示，以此一結果推求當乾華溪發生最大洪峰流量時河流水位高度約 5.5 m，尚有 0.9 m 之餘裕。



以曼寧公式所推算乾華溪流量與水深之關係圖

2. 設計基準洪水狀況為深 15.24 m、流速 4.6 m/sec，分析內容詳見本報告第六章第 6.6.3-15 頁及附錄 6.6.F。

### 第 3 次審查意見

本意見之後續處理，請併入意見編號 I18-066-17-170 答復說明。

### 第 3 次審查意見答覆說明

本報告第二章三、(一)節河川中之洪流量，為因應降雨量、河川表面糙度、地形等資料更新與法規需求，而重新評估乾華溪之安全性。

1. 乾華溪為縣管河川，根據經濟部水利署水利規劃試驗所「河川治理及環境營造規劃參考手冊」中所述，縣管河川防洪標準為 25 年至 50 年迴歸週期，但考量場址之重要性，因此，本河段重新採用中央管河川標準之 100 年重現期計算設計洪水位。
2. 以富貴角雨量站資料推估 100 年重現期之雨量，進而推求洪峰流量為 247.99 cms(設計洪水量)，再以此流量推求渠道流量與水深之關係(其水力坡降值為 0.012；渠道面之曼寧 n 值根據現況與文獻描述採 0.034 計)，得設計洪水位為 3.87 m，其對應之流速為 5.79 m/sec；因渠道於場址附近有一凹岸地形，經水土保持手冊中之超高公式計算後洪水於該處所產生之超高為 1.24 m，總計最高為 5.11 m 的洪水深。於洪水位最高處之斷面，渠底高程為 EL. 16.49 m，堤岸高程為 EL. 24.00 m，發生洪水時，洪水位距堤頂仍有 2.40 m，不致於溢堤；另乾華新橋將於此斷面設置，其橋底高程為 EL. 22.69 m，洪水位距離橋底有 1.09 m，亦符合公路排水設計規範(2001)中，普通河川最小樑底淨空為 1.00 m 之規定；而最大容許流速之限制，根據水土保持術規範第八十五條，混凝土或混凝土砌塊石之最大容許流速為 6.1 m/sec，本段之設計流速在此一限制內，且現有護岸後方將設置護岸排樁，更可增加護岸穩定性。

#### 第 4 次審查意見

請併入意見編號 I18-066-17-170 處理。

#### 第 4 次審查意見答覆說明

1. 乾華溪水理分析補充說明如附件 121。
2. 「根據核一廠內所實測之資料，民國 89 年至 94 年間(2000 至 2005)時雨量最高為民國 89 年之象神颱風，其值為 70 mm/hr，另 90 年納利颱風期間之最大時雨量為 44 mm/hr、93 年艾利颱風所造成之最大時雨量為 36 mm/hr，皆小於設計降雨強度 141.86 mm/hr 甚多。故資料雖僅至 88 年，但於水理分析時，各項計算皆以保守之方式估算，因而仍能涵蓋後續水文事件發生時之安全性」。
3. 按黎明公司民國 94 年之「乾華溪提出治理規劃報告」之分析，富貴角雨量站之降雨資料為對數皮爾遜 III 型分佈；以此為基礎，再根據民國 92 年經濟部水利署「台灣地區雨量測站降雨強度—延時 Horner 公式」之內容，富貴角雨量站之 Horner 公式計算如下：

$$I_T = \frac{a}{(b+t)^c}$$

式中：

$I_T$ ：重現期距為 T 年、降雨延時為 t 之降雨強度(mm/hr)

t：降雨延時(min)

a、b、c：Horner 公式參數。

當降雨資料呈對數皮爾遜 III 型分佈時，各參數與其降雨強度如下表所示。

T(年)	a	b	c	t(分鐘)	$I_T$ (mm/hr)
50	1513.673	15.04	0.5598	60	134.9718
100	1434.708	12.887	0.5217	60	153.1154

4. 於安全分析報告中，乾華溪所推算之降雨強度為 141.86 mm/hr (T =100)，雖然較 Horner 公式重現期距 100 年所得之降雨強度為小，但較重現期距 50 年所得之雨量為大；有此誤差可能因公式分析所採用之雨量資料在時間上間距有所不同所致。採用 100 年重現期標準為高於乾華溪法定安全標準，若以法定標準 50 年重現期來看，安全分析報告中推算值仍能符合 Horner 公式之結果；加上分析時無論是逕流係數、集流時間或流域面積，皆採用較保守之參數評估，因此仍能確保乾華溪之安全標準。

#### 第 5 次審查意見

同意答復。

編號	I03-030-14-058	章節	3.1.2 6.3.4	頁碼	2 2	行數	19 1
----	----------------	----	----------------	----	--------	----	---------

#### 第 1 次審查意見

表 3.1.1-2 中提及設計基準燃料經保守估算，每根燃料束之衰減熱均在 0.25 kW 以內，然表 6.3.4-1 中提及用過核子燃料於短期裝填與傳送期間之熱傳評估，其熱負載為 7 kW，因此核一廠用過核子燃料乾式貯存設施，僅適用於熱負載小於 7 kW 的用過核子燃料，顯然設計基準燃料之衰減熱應為 0.125 kW 以內，而不是 0.25 kW，請澄清。若要存放熱負載大於 7 kW 的用過核子燃料，請再補充提供短期裝填與傳送期間之相關熱傳評估。另請提供目前貯存於核一廠用過核子燃料池內熱負載小於 0.125 kW (7 kW/56) 之用過核子燃料束的數目。

#### 答覆說明

1. 本案混凝土護箱熱負載的設計基準確為 14 kW，但考慮傳送護箱在實際運貯過程中，屏蔽上蓋封鋸作業階段與實際熱負載有關，在分析操作時間規範時，以實際 7 kW 的傳送護箱熱負載來作分析。
2. 本計畫預計 96 年 8 月底補送燃料熱負載為 14 kW 時，短期裝填與傳送期間之設施熱傳分析結果。
3. 目前貯存於核一廠用過核子燃料池內熱負載小於 0.125 kW (7 kW/56) 之用過核子燃料束，共有 1,860 束。

#### 第 2 次審查意見

同意答覆，但燃料短期裝填與傳送期間設施熱傳分析結果將列後續追蹤事項。

#### 第 2 次審查意見答覆說明

燃料熱負載 14 kW 之燃料短期裝填與傳送期間設施熱傳分析應可於 96 年 9 月中完成初步計算，故預計於 96 年 9 月 20 日補送分析方法及結果之摘錄說明供委員參考。

#### 第 3 次審查意見

請補送「14 kW 之燃料短期裝填與傳送期間設施熱傳分析方法及結果」。

#### 第 3 次審查意見答覆說明

燃料短期裝填與傳送過程設施熱傳分析方法及結果摘要說明(含熱負載 14 kW 評估結果)請見附件 103 所示。

#### 第 4 次審查意見

請說明 vacuum 及 helium 階段由穩態熱傳分析改成暫態熱傳分析之理由。

#### 第 4 次審查意見答覆說明

在選定設施熱負載之狀況下，為評估燃料短期裝填與傳送過程各作業階段(即 Water、Vacuum 及 Helium 階段)燃料護套及設施組件之最高溫度，並規範各作業階段之容許作業時間，原則上須進行設施之暫態熱傳分析，以計算設施溫度及作業時間。然而，在設施熱負載相對較低之狀況下( $\leq 7$  kW，以本計畫為例)，由於燃料護套及設施組件溫度相對較低，部份作業階段(如 Vacuum 及 Helium 階段)可採用最終狀態(end-state)分析方式(此與國外廠家之處理方式相同，如 NAC)，以評估燃料護套及設施組件之最終溫度。如果燃料護套及設施組件最終溫度均低於對應之溫度限值，理論上該階段將不受操作時間之限制；惟美國 NRC 要求即使最終狀態溫度(end-state temperature)低於熱限值，操作時間上限仍需小於 600 小時。

於本計畫中，在設施熱負載為 14 kW 之狀況下，各作業階段燃料護套及設施組件最高溫度，以及各作業階段容許作業時間，均採用暫態熱傳分析方式進行評估，以規範各作業階段之容許作業時間，並避免燃料護套及設施組件最高溫度超過對應之溫度限值。而在設施熱負載不大於 7 kW 之狀

況下，本計畫 Water 階段仍採用暫態計算方式，評估密封鋼筒內部水溫隨時間之變化，以規範此階段之容許作業時間，避免水沸騰現象的發生；至於 Vacuum 及 Helium 階段，由於設施熱負載相對較小，燃料護套及設施組件溫度相對較低，本計畫直接計算燃料護套及設施組件之最終狀態溫度，且經確認燃料護套及設施組件最終溫度均低於對應之溫度限值，並依美國 NRC 要求，合理規範此二階段之容許作業時間均 600 為小時。詳細說明請參閱本報告第六章三、(七).1 節之內容。

第 5 次審查意見

同意答復。

編號	I16-030-15-059	章節	3.1.6 3.2.2	頁碼	2 1	行數	
第 1 次審查意見							
圍籬內劃分為輻射區，圍籬外劃分為監測區。請問在外圍籬的輻射劑量率是否符合表 7.1-1 核能電廠地區管制畫分之規定亦即小於 0.05m Sv/h。							
答覆說明							
經評估結果，圍籬外的輻射劑量率能符合表 7.1-1 核能電廠地區管制劃分之規定(亦即小於 0.05 mSv/h)。							
第 2 次審查意見							
同意答覆說明，並請將附件 18 的計算書送審。							
第 2 次審查意見答覆說明							
已將貯存場圍籬劑量計算假設之條件，增補於附件 18。							
第 3 次審查意見							
同意答復。							

編號	I16-030-16-060	章節	3.1.7	頁碼	5	行數	3
第 1 次審查意見							
輻射防護工作人員有兩項要求：1.劑量限值；2.在劑量限值下合理抑低本功能要求僅提及「合理抑低」，不周全請參考第七章 7.1-5 頁修正。							
答覆說明							



本報告係遵照「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」規定之格式撰寫，且前後一體，互相呼應。至於劑量限值，分別敘述於 3.1.6.1 節(3.1.6-1 頁)及 7.1.8 節(7.1-5 頁)，請卓參。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	I28-030-17-061	章節	3.1.6	頁碼	2	行數	
第 1 次審查意見							
貯存場對於廠內道路劑量率影響是否有評估（乾華溪旁靠近一號機氣機廠房附近）？是否超過廠內監測區標準？							
答覆說明							
已執行評估，並能符合核能電廠地區管制劃分之規定；亦即小於 0.05 mSv/h。核一廠用過核子燃料乾式貯存場(14 kW/護箱)之圍籬劑量率如附件 18。							
第 2 次審查意見							
1. 經查「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」第 7.1-9 表 7.1-1，核能電廠地區管制劃分，監測區劑量率應小於 5 $\mu$ Sv/h，請說明何數值為其監測區正確數值？							
2. 第 1 次審查意見答覆說明附件 18 部份區域有大於 5 $\mu$ Sv/h，是否有另外管制措施？							
第 2 次審查意見答覆說明							
1. 謝謝委員指正，第一次答覆說明之 0.05m Sv/h 係為繕打錯誤，正確值應為 5 $\mu$ Sv/h，本報告第七章第 7.1-9 頁表 7.1-1(核能電廠地區管制劃分表)規定監測區劑量率應小於 5 $\mu$ Sv/h 確為無誤。							
2. 附件 18 中，部份監測區域劑量率之評估值大於 5 $\mu$ Sv/h，但該位置鮮少有人員經過或停留。另附件 18 之數據係依 14 kW/護箱熱負載條件下加以評估，實際裝填的用過核子燃料熱負載 $\leq$ 7 kW/護箱，根據其分析結果為均 $<$ 2 $\mu$ Sv/h；未來實際貯存後，將加強貯存場圍籬之偵測，若監測區邊界圍籬處超過限值，立即採取懸貼警告標誌、禁止人員接近等行政管制措施。							
第 3 次審查意見							
用過核子燃料乾式貯存設施安全分析係以 14 kW/護箱熱負載條件申請，應以 14 kW/護箱熱負載條件下加以評估，如果監測區邊界圍籬處超過限值 5 $\mu$ Sv/h，請提出適當管制措施，而非以實際貯存 $\leq$ 7 kW/護箱答覆。							
第 3 次審查意見答覆說明							

附件 18 以 14 kW/護箱熱負載評估圍籬劑量率，分析結果最高點(位於新橋靠近貯存場端)劑量率為 11  $\mu\text{Sv/h}$ ，其餘偵測點皆小於 1  $\mu\text{Sv/h}$ ；雖部份監測區域劑量率大於 5  $\mu\text{Sv/h}$ ，但皆位於外圍籬之內側。若監測區邊界圍籬處劑量率超過限值 5  $\mu\text{Sv/h}$ ，本公司則將於超過限值之邊界圍籬處，執行懸貼警告標誌並禁止人員接近等行政管制措施。

第 4 次審查意見

同意答復。

編號	I35-030-18-062	章節	3.1.1	頁碼	8	行數	
第 1 次審查意見							
密封鋼筒之屏蔽上蓋與結構上蓋「NB-4243」之 ASME 替代方案：NAC「替代方案」中另外提及密封鋼筒的氣密性 (leaktightness) 藉由試驗來驗證。							
答覆說明							
此處是指屏蔽上蓋與密封鋼筒外殼銲接及孔蓋封銲之後用氦氣測漏試驗，將依 ANSI N14.5 之 leak tightness 之定義 $2 \times 10^{-7} \text{std cm}^3/\text{sec}(\text{He})$ 來驗證。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	I36-030-19-063	章節	3.1.1 3.1.2	頁碼	8,10 15	行數	
第 1 次審查意見							
應詳細說明混凝土護箱及其外加屏蔽所有碳鋼組件外表，擬採用之防水(鏽)塗料，及傳送護箱滑動屏蔽門之潤滑劑等材料種類及性質？法規依據為何？請增列在安全分析報告中。							
答覆說明							
本計畫擬採用材料如下(未來若取得困難，將採具相同功能之同級品)：							
1. 混凝土防水塗料：聚尿脂樹脂漆(CNS 標準)，具極佳耐候性、保色性、抗化性、耐水及耐刷性、高膜厚與極強的附著力，本身為高固成分能直接填補細微裂縫，不須底漆可直接施工。							
2. 金屬防銹塗料：擬採用 KEELER&LONG ACRYTHANE ENAMEL Y-1 系列，油漆施工依照 SSPC 油漆施工程序。							
3. 屏蔽門潤滑劑：為不影響核燃料水池水質的潤滑油，擬採 NEVER SEEZ(Nuclear Grade) NG-165 為特殊純鎳製品。							

第 2 次審查意見

同意答覆說明，並請增列於安全分析報告內容中。

第 2 次審查意見答覆說明

將第 1 次審查意見答覆說明內容，納入本報告第三章一、(二).6.(2)及(3)節中，請參閱附件 71。

第 3 次審查意見

同意答復。

「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施」安全分析報告  
第四章審查意見

編號	A13-040-01-064	章節		頁碼		行數	
第 1 次審查意見							
<p>安全管理計畫除依台電公司及核一廠現有規定外，應重新對本工程之進行加以研訂，依 PDCA 的持續改善精神及施工安全循環圖的理念，以風險管理為基礎，從政策承諾，實施運作，管理層級審查等機制，提出有系統且具制度化的安全衛生管理。</p>							
答覆說明							
<p>1.原計畫係依照申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則(94年10月28日版)之規定撰寫，本報告僅敘述安全管理之一般措施。 2.至於持續改善，本公司承諾遵照 ISO 9001: 2000 及核一廠 OHSAS-18001 現有安全衛生管理之規定辦理。</p>							
第 2 次審查意見							
<p>1.請將本工程危害鑑別，風險評估及風險控制的規劃方法，如何納入核一廠的職業安全衛生管理系統予以說明。 2.相關意見的答覆說明，請工安環保處檢附意見。</p>							
第 2 次審查意見答覆說明							
<p>1.本公司承諾遵照現行勞安法規相關規定，並依據核一廠現有勞工安全衛生規則，於申請試運轉前(施工前)提出本案之安全管理計畫，併入試運轉計畫送審。 2.本項目已依據審查委員建議，會請本公司工安環保處審閱並同意上述之答覆說明；相關審閱過程本公司內部均留有紀錄可稽。</p>							
第 3 次審查意見							
同意答復。							

編號	A13-040-02-065	章節		頁碼		行數	
第 1 次審查意見							
<p>施工、安裝、吊運作業可能產生之風險鑑識宜建立風險評估小組，並運用危害及可靠性分析 (HAZOP)，失誤模式與影響分析 (FMEA) 等定性及定量方法找出危害嚴重點、危害等級，以實施危害風險控制工作，並納入行政管理及運轉操作內容。</p>							

### 答覆說明

為執行本專案計畫，經使用勞工安全衛生之『工作安全分析』觀念，參考相關「操作程序」，針對操作人員工作中之危害因子，事先加以分析及評估。危害因子分析及評估之主要項目計有：(1)主要操作對象、設備、(2)前置作業操作、(3)燃料裝載操作、(4)密封鋼筒封銲操作、(5)密封鋼筒傳送到混泥土貯存設箱操作、(6)貯存護箱運送到貯存場指定之存放位置操作。

依據上述分析，本項操作主要環境及作業，包含：(1)高處作業；(2)池邊作業；(3)開口作業等造成『墜落』潛在危害，其頻率最高，應特別注意。另以作業型態分時，以吊掛作業、電銲作業、車輛運送作業等造成之衝撞、被撞、壓傷、感電等為潛在危害因子。

各項作業之潛在危害因子之解決對策等均分別列表提出，其中，加強操作人員操作技能之訓練、正確的使用適當的手工具，及合格的起重吊掛器具，以及建立各項設備的安全自主檢查制度等最有助於操作安全及消弭危害於無形。

### 第 2 次審查意見

- 1.除工作安全分析外，仍應依設計、試車、運轉、擴廠或修改等階段選用適當的危害分析方法，找出危害因素及防範對策。
- 2.相關意見的答覆說明，請工安環保處檢附意見。

### 第 2 次審查意見答覆說明

- 1.本公司承諾遵照現行勞安法規相關規定並依據核一廠現有勞工安全衛生規則，於申請試運轉前(施工前)提出本案安全管理計畫，併入試運轉計畫送審；另目前執行之設計工作，已將一般工作安全考量(如高架作業、吊掛作業之安全設施等)納入。
- 2.本項目已依據審查委員建議，會請本公司工安環保處審閱並同意上述之答覆說明；相關審閱過程本公司內部均留有紀錄可稽。

### 第 3 次審查意見

同意答復。

編號	A13-040-03-066	章節	頁碼	行數
第 1 次審查意見				
火災、爆炸、起重機調運等整體風險管理制度，應參考台電公司的作法，依危險場所審查檢查之評估技術與管理納入安全分析報告內。				
答覆說明				

本公司核一廠 731 系列營運程序書係管理消防系統維護作業；189.1 營運程序書為爆炸性氣體及儲存槽放射性監測計劃；782 系列營運程序書則管理各種裝吊設備維護作業。本計畫執行期間，自當遵照相關規定執行危險場所審查檢查之評估與管理。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	A13-040-04-067	章節	4.1 4.2	頁碼	5,6,7 3	行數	
----	----------------	----	------------	----	------------	----	--

第 1 次審查意見

- 1.圖 4-1-1，請依施工、吊運與運轉期間之不同需求，說明本計畫之組織系統，並分別繪製組織系統圖。
- 2.組織系統圖無法顯示承攬商與事業單位的權責分工，建議組織系統中台電公司宜加入環安處對承攬人勞安衛人員之指揮、監督、協調、諮詢、訓練協助之指導功能。
- 3.台電以原事業單位對水平及垂直承攬人之安全責任分工，主協辦單位清楚整理，以勞安法第 16-19 條之精神落實指揮監督工作，並以明確圖例表達。
- 4.表 4.1-1 勞工安全衛生管理人改為勞工安全衛生管理人員。
- 5.表 4.1-2 勞衛安管理員改為勞工安全衛生管理員。
- 6.工安與管理要點，應參考本工程之實際需要，依勞工安全衛生法第 25 條之規定，增訂安全衛生工作守則，以供勞工切實遵守。

答覆說明

- 1.圖 4.1-1 為參引自本公司業經主管機關審核通過之「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施興建專案品質保證計畫」，適用於本計畫各階段之作業；遵照審查意見修訂圖 4.1-1（於圖 4.1-1 上以不同顏色分別加註本計畫施工、吊運與運轉階段之組織），詳如附件 19。
- 2.依據本公司現行工安管理制度之分工，本公司工安環保處負責之業務以通盤性、原則性工安、環保業務為主，各單位委外承攬之案件，均由各主辦單位工安部門負責，本案將由主辦單位(核後端處)、現場管轄單位(核一廠)、施工單位(北部施工處)工安部門，分別就本案權責相關部分，對承攬商之勞安衛人員實施左列第 2.項指導功能，細節說明將在申照時於施工計畫陳報 鈞會。
- 3.請准於未來申請試運轉執照時，提送顯示承攬商與事業單位的權責分工詳細組織圖等資料。
- 4.其餘各項遵照審查意見更正或增訂。

第 2 次審查意見

- 1.組織系統圖仍請增加總公司的協調指揮及外稽功能，並在承攬垂直及水平分工作有效之權責規劃，以加強承攬安全管理工作。
- 2.相關意見的答覆說明，請工安環保處檢附意見。

第 2 次審查意見答覆說明

- 1.「本案現有組織系統圖(圖 4.1-1)係依本公司現行規定及 貴會核准之專案品保計畫所訂定。本公司總管理處工安環保處之安全衛生查核小組均針對高風險之工作場所及重大工程辦理不預警工安查核，屆時本項計畫工程施工時，亦將納入該處安全衛生查核小組加強查核及輔導之對象。」
- 2.本項目已依據審查委員建議，會請本公司工安環保處審閱並採行該處之建議完成上述之答覆說明；相關審閱過程本公司內部均留有紀錄可稽。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	A27-040-05-068	章節	4.1	頁碼	1	行數	
第 1 次審查意見							
針對不同階段之人員編製及權責，請增列資格要求（含 6.5 節洩漏測試檢驗人員資格要求）。							
答覆說明							
遵照審查意見及「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」規定，增訂各級主管人員之權責與資格，管理、監督及輻射防護人員之權責與資格。至於檢驗員資格，依「檢驗員訓練及資格檢定作業程序書」(ISFSI-02-QAP-05035-02)，檢驗員資格共分初級、中級及高級等三級；其專業分土木、機械、配管、電銲、電氣、儀控、非破壞檢測及防護塗裝等八類。							
第 2 次審查意見							
修訂內容應納入安全分析報告中。							
第 2 次審查意見答覆說明							
於本報告第四章一、(二)中增訂各級主管人員之權責與資格，管理、監督及輻射防護人員之權責與資格，如附件 72。							
第 3 次審查意見							
同意答復。							

編號	A35-040-06-069	表 4.3-1、4.3-2、4.3-3、4.3-4
第 1 次審查意見		
表 4.3-1、4.3-2、4.3-3、4.3-4 所列基礎訓練與專業訓練課程及內容相當充實，但訓練時數僅 4-6 小時，是否能按規劃內容進行訓練？請再考量訓練內容與訓練時數的相互配合。		
答覆說明		
1. 本計畫將遴選技術熟練的科技人員及技術人員參與並受訓； 2. 試運轉前，本計畫將延聘各專業的專家學者，就法規要求及實務經驗，選擇重點，編製教材並講授。		
第2次審查意見		
請說明訓練時數僅4~6小時是否足夠，其訓練範圍宜更明確化。		
第 2 次審查意見答覆說明		
經參考美國 NUREG-1567 10.4.4.2 (Selection and Training of Operating Personnel)建議之訓練範圍及我國相關法規規定項目，彙整訓練範圍如附件 73。本訓練係指課堂訓練，其時數雖僅 4~6 小時，已足以講授相關知識與注意事項；後續尚有模擬操作訓練，可充分讓工作人員了解運轉內容。		
第 3 次審查意見		
同意答復。		

編號	A35-040-07-070	章節	4.3	頁碼	2	行數	
第 1 次審查意見							
貯存階段訓練課程有「核工原理」，但表 4.3-4 中未列，請確認。							
答覆說明							
貯存階段訓練課程係針對核一廠現有員工，而核一廠現有員工均已有「核工原理」課程訓練，故不再重覆此課程。							
第2次審查意見							
同意答復。							

編號	H33-040-08-071	章節	4.2	頁碼	4	行數	7
----	----------------	----	-----	----	---	----	---



### 第 1 次審查意見

(二)審查與稽核：有關本案安裝/吊運階段之審查與稽核作業，其「審查」的權責單位為何部門，審查的範圍為何，執行所依據的程序書為何，請說明。

### 答覆說明

依「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施興建專案品質保證計畫」，「審查」的權責單位為台電公司總處各處室、北部施工處及核一廠等單位。審查之範圍包括品保計畫、品質文件、本專案設計、第三者檢驗計畫、報告及相關文件、人員訓練及銓定辦法、定期審查(承包商執行本品保計畫所需的各項作業程序書或辦法之執行狀況及適用性)等，所依據的程序書為「用過核子燃料乾式貯存設施設計文件審查管制作業程序書」、「承包商文件審查作業程序書」(及各種審查表)、「廠商稽查作業程序書」、「內部品質稽查作業程序書」。

### 第 2 次審查意見

同意答復。

「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施」安全分析報告  
第五章審查意見

編號	A16-050-01-072	章節	5.1.1	頁碼	5	行數	8
第 1 次審查意見							
熱負載為 7kW 時，時間限制為 600 小時，請問當熱負載為 14kW 時，此項時間限制為多少小時？							
答覆說明							
本公司預計於 96 年 8 月底補送燃料熱負載為 14 kW 時，燃料短期裝填與傳送期間設施熱傳分析結果(含時間限制)。							
第 2 次審查意見							
<ol style="list-style-type: none"> <li>1.待分析結果提報後再審。</li> <li>2.請將答覆說明中本計畫更正為本公司(指台電公司)。</li> <li>3.請說明該項分析為何需要於 96 年 8 月底才能補送資料。</li> <li>4.未經審查通過，將仍以 7kW 為核准操作條件。</li> </ol>							
第 2 次審查意見答覆說明							
<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 分析結果於 96 年 8 月底完成後，將立即送審。</li> <li>2. 已將答覆說明中本計畫更正為本公司。</li> <li>3. 由於程式運跑需 2-3 個月，故於 96 年 8 月底才能補送資料。</li> <li>4. 本公司將以熱負載 14 kW 為申請之操作條件。</li> </ol>							
第 3 次審查意見							
表 5.1.1-1 運轉時間限制條件(LCO3.1.1)僅有熱負載 7kW 時，600 小時的數據，請補送 14 kW 的資料。							
第 3 次審查意見答覆說明							
遵照委員意見，於本報告表表 5.1.1-1 運轉時間限制條件(LCO 3.1.1)中增補熱負載 14 kW 之資料，如附件 110。							
第 4 次審查意見							
<ol style="list-style-type: none"> <li>1.附件 110 圖 2 Fuel Cladding 的溫度在 Vacuum 至 Helium 介面先降再緩升，此與其他的曲線均不同。請說明原因。</li> <li>2.請將限制條件分別列於安全分析報告本文與將來的運轉計畫中。</li> </ol>							
第 4 次審查意見答覆說明							
<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 圖 2 Helium 作業階段開始初期，燃料護套最高溫度是呈下降之趨勢，而密封鋼筒組件最高溫度則呈急遽上升的趨勢。造成此現象之原因係在 Helium 作業階段中，密封鋼筒內充滿氦氣，即密封鋼筒內的熱傳機制包括熱傳導及熱輻射，此相較於前一作業階段(Vacuum 作業階段)密封鋼筒</li> </ol>							

內僅有熱輻射而言，密封鋼筒內之熱傳遞變得相對較好。由於傳導熱傳效應的加入，且在作業初期，燃料束與密封鋼筒組件間溫差較大，使得燃料束產生之熱變得較容易傳遞給密封鋼筒組件，因此，燃料護套最高溫度進而下降，而密封鋼筒組件最高溫度則隨之上升。詳細說明請參閱安全分析報告第六章三、(七) 節「分析假設與結果」第 p6.3.7-7~ p6.3.7-8。

2. 相關限制條件已列於安全分析報告第五章表 5.1.1-1~表 5.1.1-4「運轉限制條件」中，詳細內容請參閱安全分析報告第五章第 p5.1.1-5~ p5.1.1-9。此外，相關限制條件亦將納入設施運轉技術規範中。

第 5 次審查意見

同意答復。

編號	A15-050-02-073	章節	5.1.1	頁碼	1	行數	
第 1 次審查意見							
由於本計畫已規劃第一次之試運轉(共兩個護箱)，請於此章加入試運轉之裝運及測試規劃，詳列所需量測之項目及接收標準。							
答覆說明							
依物管局 941028 函頒之「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」第五章「設施運轉計畫」規定：於申請設施建造執照時，需說明初步規劃；申請運轉執照時，需詳細說明之。另導則內容並未要求撰述「試運轉」項目，故請同意依規劃於申請試運轉許可時提出。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	A15-050-03-074	章節	5.1.1	頁碼	1	行數	9
第 1 次審查意見							
由於護箱僅能貯存未受損之燃料，請速提出用過核子燃料完整性檢測規劃，方能趕上安全審查時程，順利進行計畫。							
答覆說明							
「待貯存用過核子燃料完整性檢測規劃」目前進行內部審查作業，將儘速提送主管機關；至遲於申請試運轉許可時提出。							
第 2 次審查意見							

由於護箱僅能貯存未受損之燃料，請盡早提出規劃，方能趕上安全審查時程，順利進行計畫。

#### 第 2 次審查意見答覆說明

已完成「待貯存用過核子燃料完整性檢測規劃」，如附件 95。

#### 第 3 次審查意見

1. 請說明 EPRI-7218 緊縮抽樣計畫所能給的 confidence level。
2. 抽樣計畫僅有數量而未有選取樣品的原則，請增加說明將如何選取樣品，因各群組內，仍有燃耗、製造批次、是否曾發生破損等的不同。
3. 請說明為何選取啜吸試驗而不用超音波檢驗法？

#### 第 3 次審查意見答覆說明

1. EPRI-7218 提供之核能級商品檢證非破壞檢驗抽樣緊縮計畫之群組與抽樣數基礎，附錄 C 說明簡縮計畫是基於 95 % Quality Level 進行抽樣設計，其操作特性曲線(OCC)請參考附錄 C 圖 C-3。抽樣母群體經過嚴謹的破損燃料鑑識程序(ANSI-N14.33, 2005)篩選，評估待運貯燃料之護套與結構無損，以確認燃料棒護套之完整性(Integrity)與可再取出性(Retrievability)。若有任何被判定為破損燃料或疑似破損燃料，將排除在乾式貯存待貯存及運送燃料之外。此次採樣設計的樣本平均期望值為 0，即無燃料破損，以 95 % Confidence Level 用於統計設計計算及繪製操作特性曲線評估抽樣結果，配合嚴謹的破損燃料鑑識篩選程序，將可以得到非常高的可靠度。
2. 燃料運轉後主要受燃耗、功率、週期等運轉因素影響，與製造批次相關性低，且同一週期之燃料與製造批次具有高相關性，故此次抽樣計畫主要考量燃耗、功率、週期、運轉績效等因素。所有乾式貯存待貯存及運送燃料皆必須經過嚴謹的破損燃料鑑識程序篩選，排除任何於運轉、吊卸、檢驗、碰撞等情形下曾發生破損之燃料，故無任何曾發生破損之燃料納入此次計畫中；抽樣檢驗樣品則是選取高燃耗、高功率燃料進行啜吸試驗。
3. 啜吸試驗與超音波都是相當可靠的檢測方法；超音波檢驗是利用冷却水進入燃料破損裂口，一般用於壓水式反應爐燃料破損檢測，啜吸試驗是利用燃料破損所釋出的惰性氣體進行檢測，適用於沸水式及壓水式反應爐燃料破損檢測；另外，啜吸試驗較超音波檢驗不會影響電廠作業，故採用啜吸檢測。

#### 第 4 次審查意見

台電公司貯存於核一廠乾式貯存設施的用過核子燃料，應具完整性。請台電公司於申請試運轉計畫前應提報「核一廠乾式貯存設施之用過核子燃料完整性檢測計畫」。

第 4 次審查意見答覆說明

遵照委員意見，於申請試運轉計畫前提報「核一廠乾式貯存設施之用過核子燃料完整性檢測計畫」。

第 5 次審查意見

同意答復。

編號	A15-050-04-075	章節	5.1.1	頁碼	5	表 5.1.1-1
第 1 次審查意見						
<p>由於水的飽和蒸汽壓在 10°C, 15°C 及 20°C 分別為 9.2, 12.8 及 17.5 torr, 為確保密封鋼筒內沒有殘留水分, 一般均需將真空抽到 3-4 torr 以下來測試是否壓力會因有殘留水份而上升, 因為達到飽和需相當長時間。原廠商 NAC 訂為 3 torr 以下保持 30 分鐘, 本文採用 10 torr 以下保持 10 分鐘, 太過寬鬆, 無法保證水分已抽乾, 請修正。若原廠商已修正, 請提供 NRC 核准資料及原廠商對修正原因之說明。表 5.1.1-2 請一併修正。</p>						
答覆說明						
<p>原廠商修訂事項及 NRC 核准資料如附件 20。            原廠商申請修訂密封鋼筒真空乾燥操作條件, 由原本小於 3 mm-Hg 維持至少 30 min, 改為小於 10 mm-Hg 維持至少 10 min。NRC 原關心若池水或環境溫度小於 65°F (18.3°C) 時, 上述修正後操作條件有可能會使水殘留於密封鋼筒中。當原廠商同意於操作程序增列警告事項, 同時說明真空乾燥後, 仍會執行氬氣回填, 並抽真空至壓力下降至 3 mm-Hg 以下以確保無殘留水分後, NRC 同意此項修訂。            (US NRC SAFETY EVALUATION REPORT Docket No. 72-1015, NAC-UMS STORAGE SYSTEM, Certificate of Compliance No. 1015 Amendment No. 4, October 11, 2005)</p>						
第 2 次審查意見						
<p>同意說明內容。請於安全分析報告中增列：密封鋼筒採用小於 10 mm-Hg 維持至少 10 min 之抽真空程序時, 操作區及燃料池溫度均需高於 18.3°C。若低於此限值, 則應採用小於 3 mm-Hg 維持至少 30 min 之程序。同時請檢視其後應有充氬氣程序, 包含兩次抽真空至小於 3 mm-Hg 之程序, 若無, 則亦應採用小於 3 mm-Hg 維持至少 30 min 之程序, 以保證沒有殘餘水分。</p>						
第 2 次審查意見答覆說明						

因應 NRC 關心若池水或環境溫度小於 65°F (18.3°C) 之議題，原廠商 NAC 於 UMS-FSAR Ch. 12 APPENDIX 12.C 增列：當溫度低於 65°F 時，抽真空之程序應採用 5 mm-Hg 維持 10 min 後，再抽真空至小於 3 mm-Hg 兩次(如附件 74)；本程序已撰寫於本報告第五章一、(一).8 節中(第 5.1.1-3~5.1.1-4 頁)。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	A15-050-05-076	章節	5.1.1	頁碼	5	表 5.1.1-1
----	----------------	----	-------	----	---	-----------

第 1 次審查意見

1. 有關密封鋼筒抽真空時間限制，第一項時間限制至鋼筒排完水止，共 45 小時，請說明其限制的功率為若干？其限制來自何因素？請提供計算結果來說明。
2. 第二項時間限制由排完水至抽真空、充氬氣止，允許 600 小時。由於抽真空是最耗時而最難完成的步驟，也是溫度上升最危險的步驟，限制卻比第一項時間限制長得多，十分不合理，請提供燃料管與導熱圓盤間隙、導熱圓盤與密封鋼筒內壁間隙之熱傳 modeling 方法，及其間隙溫差計算結果，以確定其保守性。
3. 本文已定義燃料設計基準為 14 kW (表 3.1.1-4)，此處卻分析其低功率者 (7 kW)，請將前後統一，以免造成發照困難。

答覆說明

1. 第一項時間限制(45 h)適用之最大燃料熱負載為 7 kW，此限制主要係避免密封鋼筒內之水發生沸騰，本計畫保守採用鋼筒內水溫需低於參考限值 93.3 °C (200 °F，< 水沸騰溫度 100 °C 或 212 °F)做為決定時間限制之條件，詳細設施熱傳分析結果請參考安全分析報告第 6.3.7.1 節。
2. 第二項時間限制(600 h，適用最大燃料熱負載 7 kW)之限制因素為燃料護套及設施組件溫度，其值不得超過材料容許溫度。由於此作業狀況之設施穩態熱傳分析結果顯示(請參考安全分析報告第 6.3.7.1 節)，燃料護套及設施組件溫度均低於材料容許溫度，即表示此作業無時間之限制，然本計畫仍參考國外廠家之做法，保守規定此作業之時間限制為 600 h。本計畫設施熱傳分析模式假設燃料管放置於圓盤孔槽(slot)正中央，而提籃則放置於鋼筒正中央；組件間不相接觸，且組件間間隙尺寸採用最大值；間隙處組件表面之輻射熱傳予以考慮，而間隙內則僅考慮鋼筒填充物質(水或氬氣)之傳導熱傳(heat conduction)。就熱傳分析而言，組件間間隙越大，則填充物質所造成熱阻(thermal resistance)越大，即組件間熱傳越差，故可得保守之計算結果。此作業狀況之設施熱傳分析方法及計算結果請

參考安全分析報告第 6.3.7.1 節。

3. 本案混凝土護箱熱負載的設計基準確為 14 kW，但考慮傳送護箱在實際運貯過程中，屏蔽上蓋封銲作業階段與實際熱負載有關，在分析操作時間規範時，以實際 7kW 的傳送護箱熱負載來作分析。另本計畫預計於 96 年 8 月底補送燃料熱負載為 14 kW 時，燃料短期裝填與傳送期間設施熱傳分析結果。

#### 第 2 次審查意見

同意答覆內容。由於目前運貯操作過程以 7KW 來分析，會限制整個計畫的允許功率。

#### 第 2 次審查意見答覆說明

本公司將以熱負載 14 kW 為申請之操作條件。

#### 第 3 次審查意見

請提供 14KW 運貯操作分析資料。

#### 第 3 次審查意見答覆說明

燃料短期裝填與傳送過程設施熱傳分析及結果摘要說明(含熱負載 14 kW 評估結果)，請見附件 103 所示。

#### 第 4 次審查意見

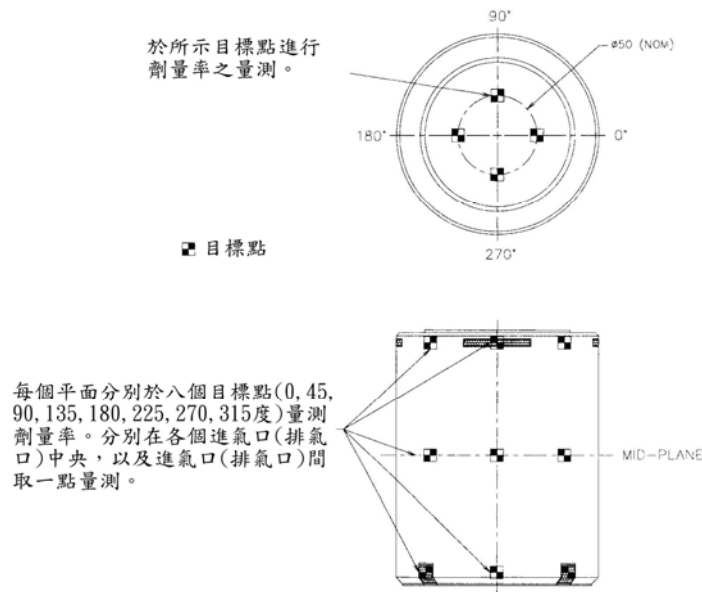
同意答復。

編號	A15-050-06-077	章節	5.1.2	頁碼	13	行數	
第 1 次審查意見							
表 5.1.2-3 為混凝土護箱表面劑量限之運轉限制條件，其限制均採用平均值。該表面劑量量測之平均值如何得到（其平均包含哪些點應註明，在此請加以說明）？由於輻射劑量限制必須考慮各處局部量測之最高劑量，而非平均值，請取消平均二字。							
答覆說明							
表面劑量率之平均值是由 MCNP 計算所得混凝土護箱表面平均通量率乘上通量率-劑量率轉換係數所得。輻射防護劑量評估並非採用平均劑量率，此平均劑量率僅作為屏蔽分析之”設計基準”。實際工作人員劑量評估則已考慮局部劑量，請參閱 6.4.8 節。							
第 2 次審查意見							
表 5.1.2-3 為混凝土護箱運轉時之表面劑量限值限制條件，是由量測值來與此限值比較，以決定是否可進行操作，不是 MCNP 計算的結果。請再回答							

：該表面劑量量測之平均值如何得到（其平均包含哪些點應註明，在此請加以說明）？並請考慮改為對最高劑量的限制而非對平均值的限制。

### 第 2 次審查意見答覆說明

1. 本計畫係以 14 kW 作為安全評估基準，於混凝土護箱實際裝載時，將依作業程序量測護箱劑量劑量率，作為確認比對。混凝土護箱運轉時之表面劑量量測係採平均值，量測點如下圖所示(如本報告第五章第 5.1.2-14 頁)。



2. 局部最高劑量率通常為輻射洩流通過位置，此位置之劑量率雖較其他位置劑量率高，但該位置之面積和整體屏蔽面積相較則僅為少數，因此採用平均劑量率為限值較符合。(按 NAC 亦採平均值為接受準則，並也為 NRC 所接受)
3. 對混凝土護箱運轉時之表面最高劑量率，本公司將依照放射性物質安全運送規則第 44 條之規定辦理(請參閱審查意見 I15-030-08-052)。

### 第 3 次審查意見

1. 不同意混凝土護箱實際裝載時，作業程序以上下左右全護箱平均值作為接收標準。考慮護箱有製作缺陷或操作受損之可能，接收時或檢驗時量得之平均值不能保證其最大值的範圍（數量或大小），更不應以平均值來評估混凝土護箱的接受性。“接受準則”應以任何位置之最高劑量為準，平均值無法接受，間隔很大的量測已經有平均的意味在內，再將其各點平均，完全失去預先警示及保障安全的作用。請修正。
2. 第 3 點答覆之來源（審查意見 I15-030-08-052）係針對護箱特殊位置，如護箱下通風口；或護箱特殊狀況，如護箱抬起；與上述之一般狀況不同，各有其設計及接收標準，不是本題的範圍。



### 第 3 次審查意見答覆說明

護箱製造完成後，屏蔽測試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 1 m<sup>2</sup> 平均密實度完全符合屏蔽密度設計(本報告表 6.4.5-1)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。

而實際裝載燃料後，前兩組混凝土護箱逐格進行劑量率量測，再按其代表之面積做平均，目的為驗證能符合表 3.1.1-4 INER-HPS 系統主要設計基準及接受準則中輻射屏蔽之接受準則，即表面平均劑量率應小於限值。實際之運轉裝載輻射劑量率量測，請參附件 108 美國某核能電廠 Nuclear Administrative and Technical Manual, 其 Radiation Protection Requirements for Dry Cask Storage 報告之 Appendix F : Vertical Concrete Cask (VCC) Radiation Survey, 亦採相同之作為。

### 第 4 次審查意見

同意答復。唯請按 A15-010-03-003 之第 4 次審查意見處理。

### 第 4 次審查意見答覆說明

已依審查意見，將第 3 次審查意見答覆第 1. (ii) 項屏蔽測試及驗收標準之內容，增補於本報告第五章附錄 5.A 『本系統主要組件驗收測試計畫』中，並加註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，如附件 116。

### 第 5 次審查意見

同意答復。

編號	A15-050-07-078	章節	5.1.3	頁碼	1,4,7	行數	
第 1 次審查意見							
請說明混凝土護箱通風出口與周圍溫度差之 36.6°C 限值由來。若由 14KW 而來，將來貯存不同衰變熱之燃料（如 7KW 或其他），此限值是否應有所調整，請一併修正。							
答覆說明							

本計畫設施熱傳分析結果顯示(請參考本報告第 6.3.7.2 節)，正常貯存狀況下，當燃料熱負載為 14 kW 時，設施空氣通道進出口溫差為 34.3 °C，而設施組件溫度最小餘裕為 2.3 °C (混凝土護箱混凝土整體溫度餘裕)，所以本計畫採用空氣通道進出口溫差與組件溫度最小餘裕之和 36.6 °C (34.3 °C + 2.3 °C) 做為設施運轉溫度監控限值。本計畫設施實際裝填燃料熱負載介於 4 kW 至 7 kW 間，表 1 係燃料熱負載分別為 4 kW 及 7 kW 時，在空氣通道進出口溫差為 36.6 °C 狀況下，燃料護套及設施組件溫度分析結果，數據顯示燃料護套及設施組件溫度均低於材料容許溫度，所以本計畫設施在實際運轉狀況下，採用運轉溫度監控限值 36.6 °C 並無安全上之疑慮，故設施運轉溫度監控限值，於本計畫實際裝載每護箱個 4 到 7 kW 情形下，應無需調整。

表 1

組件名稱	溫度 (°C)		
	熱負載 7 kW	熱負載 4 kW	限值
燃料護套	171.4	136.7	400.0
承載圓盤	160.6	125.6	371.1
導熱圓盤	159.5	123.6	343.3
密封鋼筒殼體	106.3	86.6	426.6
混凝土護箱 混凝土	59.6 (整體) 68.0 (局部)	58.1 (整體) 67.7 (局部)	65.5 (整體) 93.3 (局部)
外加屏蔽結構體 混凝土	60.4 (整體) 71.0 (局部)	59.9 (整體) 71.0 (局部)	

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	A15-050-08-079	章節	5.1.3	頁碼	20	行數	
第 1 次審查意見							
<p>裝載燃料的鋼筒灌水卸載時，水溫及水壓均會上升，實際操作經驗為量測出口溫度遠較量測出口壓力為簡單、迅速，請將監測方式改為出口溫度為宜, NUREG-1567(section 6.5.1.2)亦要求計算及量測水溫及流量。此外，鋼桶的正常運轉壓力設計值為 15psig, 只有在意外事故時，設計值為 65psig. 本段以出口壓力 25psig 下開始允許注水，45psig 為停止注水之限值，水壓實已超出正常運轉的設計。改為溫度後，如以 120°C 為限制，其壓力僅有 14 psig, 完全合乎正常運轉的設計。</p>							
答覆說明							

1. TSC 設計壓力為 15 psig，涵蓋正常貯存狀況下假設有 1 %貯存燃料破裂，異常狀態假設為有 10 %燃料破裂時之壓力。
2. 在意外狀態時，假想 100 %燃料破裂時之壓力，經評估採 65 psig 為意外狀況之最大壓力。採此壓力進行結構分析，確認 TSC 結構仍能維持完整性。
3. 由於燃料取出後之密封鋼筒將不再使用，而在執行再取出作業時，壓力達 45 psig 時，無安全疑慮。
4. 本章以出口壓力 35 psig 下開始允許注水，45 psig 為停止注水之限值。上述作法係採 NAC FSAR 內容，按該 FSAR 已獲美國 NRC 核准在案。
5. 本章規劃作業內容包含流量及水溫量測。

第 2 次審查意見

請問安全分析報告是否準備修改為包含水溫量測之作業方式？

第 2 次審查意見答覆說明

本章規劃作業內容包含水溫量測，依監測出口水溫降至 93.3°C 時 (200°F)，停止執行密封鋼筒灌水及冷卻作業。

第 3 次審查意見

由於本章規劃作業內容已包含流量及水溫量測，作業單位應在作業時注意水溫的前後變化情形並列入紀錄。餘同意答覆。

第 3 次審查意見答覆說明

謝謝指教。將於再取出作業程序書中敘明作業單位應在作業時，注意水溫的前後變化情形並列入紀錄。

第 4 次審查意見

同意答復。

編號	A35-050-09-080	章節	5.1.2	頁碼	4	行數	
第 1 次審查意見							
請說明搬運方式係採用「氣墊系統」或「滾輪系統」，及該系統的相關安全設計說明。							
答覆說明							
氣墊系統或滾輪系統，其承載的 VCC 底部高度均不高於安全分析的高度上限(609.6 mm [ 2ft ] )，搬運時會有框架或結構與滾輪台車結合，防止傾倒。							

第 2 次審查意見
搬運承載系統為安全系統，請澄清核一廠的搬運方式係採氣墊系統，或是滾輪系統？
第 2 次審查意見答覆說明
有關搬運方式，本公司目前之規劃為： 1. 空的混凝土護箱利用氣墊系統移動至多軸油壓板車上，再利用多軸油壓板車運送至反應器廠房內，進行裝載。 2. 完成裝載(含密封鋼筒及用過核子燃料)之混凝土護箱，由廠房內利用多軸油壓板車直接運送至貯存場後，再利用氣墊系統移至定位。 3. 本公司已於 96 年 7 月於核一廠進行「多軸油壓板車運載混凝土護箱外型模擬架測試」，經確認多軸油壓板車與廠房及運送路徑尺寸相容。
第 3 次審查意見
同意答復。

編號	A35-050-10-081	章節	5.1.2	頁碼	4	行數	8
第 1 次審查意見							
混凝土護箱通氣出口溫度監測...，溫差需小於 36.6°C(98°F)。36.6°C 與 98°F 不相等，請修正。							
答覆說明							
依本報告 6.3.7.2 節熱傳分析結果顯示，運轉溫度監控限值(溫度差)為 36.6 °C，二者稍有不同係單位換算之 round error。							
第 2 次審查意見							
攝氏溫度 36.6°C 時對應華式溫度為 98°F；但溫差 36.6°C 時不是對應 98°F (考慮 round error 應為 66°F)。							
第 2 次審查意見答覆說明							
謝謝委員指正，本報告第五章相關章節已修正為『每日仍應定時檢視監測數據至少一次，溫差需小於 36.6°C(66°F)』(如附件 75)。							
第 3 次審查意見							
同意答復。							

編號	A27-050-11-082	章節	5.1.1	頁碼	10	行數	
----	----------------	----	-------	----	----	----	--

第 1 次審查意見	
洩漏率測試時，應說明測試期間之狀態。	
答覆說明	
進行密封鋼筒氦氣洩漏率測試時，密封鋼筒內充滿氦氣，與「結構上蓋封鐸及傳送」階段相同，因此密封鋼筒內之熱傳機制包括三維熱傳導及熱輻射，而此階段之熱移除主要有環狀間隙內部、密封鋼筒頂部及傳送護箱外部之空氣自然對流及熱輻射。依本安全分析報告 6.3.7.1 節熱傳分析結果顯示，當燃料熱負載為 7 kw 時，由於護套及各組件之穩態溫度均能滿足限值要求，即意謂此階段無作業時間上之限制。然事實上，此作業階段並非用過核子燃料之正常貯存狀況，因此合理規範容許作業時間為 600 h。	
第 2 次審查意見	
同意答復。	

編號	A27-050-12-083	章節	整體意見			
第 1 次審查意見						
安全分析報告的運轉限制散在第五章中敘述，請將完整之運轉規範及其基礎列為附件。						
答覆說明						
本安全分析報告係依物管局 941028 函頒之「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」規定撰寫，故將重要步驟預防事故之措施及相關之運轉限制納入第五章（設施運轉計畫）中撰述。完整之運轉規範將於申請試運轉許可時提出。						
第 2 次審查意見						
同意答復。						

編號	C20-050-13-084	章節	5.1.2	頁碼	5	行數	
第 1 次審查意見							
現有廠房樓板評估對一樓操作區並無加強結構之需求，是否確實如此？請說明之。							
答覆說明							
一樓樓板承載能力經分析結果，一樓操作區地板可承載操作重量，且地下室有承重剪力牆，故樓板無須補強。							

第 2 次審查意見

請再說明「分析結果」係指那一次的分析？由何單位於何時完成？

第 2 次審查意見答覆說明

係指核研所於 96 年 2 月完成之「現有建物與結構物之結構影響評估報告」第四版(ISFSI-03-REP-06001-04)之分析結果。

第 3 次審查意見

同意答復。

「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施」安全分析報告

第六章第一節審查意見

編號	G15-061-01-085	章節	6.1.3	頁碼	13	行數	
第 1 次審查意見							
請說明為何在計算各燃料形式最大平均起始濃縮度時（本表第六項），鋼筒外(O.C.)水密度採用最小的 $0.0001 \text{ g/cm}^3$ ，而非可引起較大反應度的較大數值？							
答覆說明							
<p>1.由事故情況下護箱的分析結果（參見表 6.1.5-9 傳送護箱和表 6.1.5-11 混凝土護箱）可知，護箱的密封鋼筒外(O.C.)水密度採用 <math>0.0001 \text{ g/cm}^3</math> 會比採用 <math>1.0 \text{ g/cm}^3</math> 獲得更高的反應度，雖然只有不到 1mk 的增幅。因此，最嚴重的事故情況護箱的注水情形是：護套間隙注滿水，水密度 <math>1.0 \text{ g/cm}^3</math>，鋼筒內(I.C.)注滿水，水密度 <math>1.0 \text{ g/cm}^3</math>，鋼筒外(O.C.)幾乎乾燥，水密度 <math>0.0001 \text{ g/cm}^3</math>。所以，在計算各燃料形式最大平均起始濃縮度時，鋼筒外(O.C.)水密度採用最小的 <math>0.0001 \text{ g/cm}^3</math>，是能獲得最大反應度的設定。</p> <p>2.鋼筒外之水對系統反應度貢獻很小，小量中子到達此區反而被水吸收了，故反應度微幅下降。</p>							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	G15-061-02-086	章節	6.1.5	頁碼	1	行數	15
			6.1.5	表 6.1.5-1,表 6.1.5-8,表 6.1.5-10			
第 1 次審查意見							
<p>1.設計基準燃料選用 GE9B, 是因為正常運轉狀態下計算出來的反應度最大，卻不一定為事故狀態之最大值。請亦比較事故狀態下之各種燃料反應度，再決定由哪一種燃料作為設計基準燃料。</p> <p>2.為何表 6.1.5-1 所列反應度與表 6.1.5-8 及表 6.1.5-10 的相同情形下反應度不同？若因設計不同所導致，應在安全報告相關內容處加以說明。</p> <p>3.表 6.1.5-10 為正常及異常情況之混凝土護箱反應度，為何沒有鋼筒內充滿水（水密度 1.0）的情形，表 6.1.5-8 的傳送護箱反應度卻有此情形？</p>							
答覆說明							

1. 在事故狀態下，分析各種燃料的反應度，發現 GE9B 的反應度仍為最大值，比反應度第二高的 SPC8×8 燃料高~3 mk，因此確定 GE9B 為設計基準燃料（分析結果如下表）。

決定設計基準燃料傳送護箱臨界分析計算結果

Assembly Type	Dry Gap(正常狀態)		Wet Gap(事故狀態)	
	$k_{eff}$	$\sigma$	$k_{eff}$	$\sigma$
GE 8×8 – 8a	0.88157	0.00035	0.88539	0.00034
GE 8×8 – 8b	0.88307	0.00034	0.88675	0.00036
SPC 8×8	0.88371	0.00033	0.88766	0.00034
GE 8×8 – 9B	0.88772	0.00033	0.89065	0.00034

決定設計基準燃料混凝土護箱臨界分析計算結果

Assembly Type	Dry Gap(異常狀態)		Wet Gap(事故狀態)	
	$k_{eff}$	$\sigma$	$k_{eff}$	$\sigma$
GE 8×8 – 8a	0.88008	0.00034	0.88484	0.00033
GE 8×8 – 8b	0.88309	0.00033	0.88687	0.00034
SPC 8×8	0.88367	0.00034	0.88818	0.00034
GE 8×8 – 9B	0.88729	0.00033	0.89088	0.00034

2.

- (1) 表 6.1.5-1 和表 6.1.5-8 為傳送護箱的計算結果。表 6.1.5-1 中 GE9B 的反應度與表 6.1.5-8 所列反應度，在相同的  $^{235}\text{U}$  濃縮度、燃料密度和水密度設定下（護套間隙水密度  $0.0 \text{ g/cm}^3$ ，鋼筒內水密度  $1.0 \text{ g/cm}^3$ ，鋼筒外水密度  $1.0 \text{ g/cm}^3$ ），反應度不同，是因為提籃內部的燃料管和燃料束設置方式完全不同所致，前者採用標準設置方式，後者採用會造成反應度最大的設置方式。而表 6.1.5-10 為混凝土護箱的計算結果，一樣是採用了會造成反應度最大的提籃內部設置方式。

- (2) 在 6.1.3-5 頁分析項目說明部分，有「...前三項分析項目提籃內部的設置方式採用標準方式...」的敘述。表 6.1.3-1 護箱臨界評估分析項目與相關計算條件列表中，也有列出各分析項目使用的提籃內部設置方式。

3. 這是因為傳送護箱和混凝土護箱兩者的正常和異常情況定義不同所致。混凝土護箱的正常情況是鋼筒內外完全沒有水，異常情況是鋼筒外有水但鋼筒內和護套間隙沒有水，所以表 6.1.5-10 中沒有鋼筒內充滿水（水密度  $1.0 \text{ g/cm}^3$ ）的情形。而傳送護箱沒有異常情況，其正常情況的定義也迥異於混凝土護箱，其原因是因為傳送護箱的操作程序中，包括搭載密封鋼筒沈到用過燃料池中裝載用過燃料，所以密封鋼筒內會注滿池水，而在除污



至封鐸完成，又會陸續將鋼筒內外的水排完，因此其正常情況的定義是鋼筒內外可有水也可沒有水，護套間隙沒有水，因此表 6.1.5-8 中有鋼筒內充滿水（水密度  $1.0 \text{ g/cm}^3$ ）的情形。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	G15-061-03-087	章節	6.1.5	頁碼	16	表 6.1.5-12
----	----------------	----	-------	----	----	------------

第 1 次審查意見

表 6.1.5-12 最大平均初始濃縮度之反應度計算，並未進行其他 8x8 燃料及 ANFB 燃料的計算，由於濃縮度已增為 4.5% 或 4.6%，與早先決定基準燃料的假設(4.0%)已不同，且水的狀況也不同（在此應為事故狀態），GE9B 未必能涵蓋其他燃料。請補充其他燃料的計算結果。

答覆說明

1. 在決定設計基準燃料時，四種燃料的濃縮度皆假定為 4.0%，無論是正常、異常還是事故狀態，GE9B 皆為四種燃料中反應度的最大者（見 G15-061-02-086 之第 1 項的回答）。
2. 若將護箱的密封鋼筒外(O.C.)水密度從  $1.0 \text{ g/cm}^3$  換成  $0.0001 \text{ g/cm}^3$ ，所增加的反應度不到 1 mk（見 G15-061-01-085 第(1)點之說明），而鋼筒外水密度的變化對四種燃料來說是相同的改變。所以在最嚴重的事故狀態下（護套間隙水密度  $1.0 \text{ g/cm}^3$ ，鋼筒內水密度  $1.0 \text{ g/cm}^3$ ，鋼筒外水密度  $0.0001 \text{ g/cm}^3$ ），GE9B 仍為四種燃料中反應度的最大者。
3. 表 6.1.5-12 所用的水密度設定即為上述最嚴重的事故狀態，因濃縮度 4.0% 的 GE9B 燃料反應度已為四種燃料的最大者，同時推升四種燃料的濃縮度至同一值，其計算結果一定還是 GE9B 燃料的反應度會最大，因此，不需另外計算 GE8×8-1、GE8×8-2 和 ANF8 這 3 種燃料濃縮度 4.5% 或 4.6% 時的反應度。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	G23-061-04-088	章節	6.1.3	頁碼	2	行數
----	----------------	----	-------	----	---	----

第 1 次審查意見

1. 依據 NUREG-1536 第 6.V.3.b 節之規範，請提供核一廠用過燃料乾式貯存設施內中子吸收物 BORAL 製造過程所需的接受測試，以證明 B-10 面密度不低於  $0.011 \text{ g/cm}^2$  之製造廠家測試證明文件。

2.請說明製造廠家測試 B-10 面密度之結果有無一平均值？其標準誤差為多少？如何決定最低值？此標準誤差之大小與臨界計算基本假設只採用 75% B-10 面密度（即具有 25%保守度）之比較如何？

答覆說明

1.整個測試過程可分為三階段：

第一階段-B4C 原料，確認不含雜質的含量

第二階段-半成品，確認 B4C 在 B4C-Al 混合物中佔的量

第三階段-成品，確認 B-10 的面密度

三個階段有各自的抽樣方法與抽樣數目，但都使用同一種檢測方法，稱做 Wet Chemistry Testing，此方法為美國電力研究所(EPRI)認定能最正確地直接量測金屬材料中的 B-10、Boron 和 B4C 含量的檢驗方法。

2.製造廠家會提供一份 CoC 證明文件，證明整批中子吸收板的 B-10 面密度一定會大於  $0.011 \text{ g/cm}^2$ ，以及測試結果的報告。臨界分析採用 75%最低值  $0.011 \text{ g/cm}^2$  的假設，則是 NUREG-1536 法規的要求。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	G23-061-05-089	章節	6.1.3	頁碼	2	行數	
----	----------------	----	-------	----	---	----	--

第 1 次審查意見

為明瞭 75% B-10 面密度基本假設之保守度，請計算一 100% B-10 面密度之乾式貯存在事故狀況下之  $k_{\text{eff}}$ ，並與基本假設 75%之結果比較，以確認及說明是否此基本假設之保守度夠大。

答覆說明

1.B-10 吸收中子的效能只能取用面密度的 75%，該項基本假設是依據 NUREG-1536 第 6.IV 節第 4 項第 c 點之規定。

2.在最嚴重的事務狀況下，比較 B-10 面密度 75%與 100% B-10 密度有 14mk 的保守度。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	G23-061-06-090	章節	6.1.4	頁碼	5	行數	
----	----------------	----	-------	----	---	----	--

第 1 次審查意見

為明瞭 MCNP5 程式在計算含硼中子吸收物對臨界驗證計算之影響，請將 133 個  $k_{\text{eff}}$  分成二組，一組含硼，另一組不含硼，分別求出其平均  $k_{\text{eff}}$  值及標準偏差值，藉以檢視含硼組之平均偏差值  $\beta$  及其不準度  $\Delta\beta$  是否較大，並討論以 133 個全部之平均  $k_{\text{eff}}$  及標準偏差應用於核一廠乾式貯存（含硼中子吸收物）之適當性，或是以含硼組之數值應用於核一廠為更恰當？

答覆說明

1. 圖 6.1.4-2~5 為臨界實驗  $k_{\text{eff}}$  值分別對  $^{235}\text{U}$  濃縮度（133 個  $k_{\text{eff}}$ ）、燃料棒間距（133 個  $k_{\text{eff}}$ ）、水鈾體積比（133 個  $k_{\text{eff}}$ ）和 Boral B-10 含量（26 個  $k_{\text{eff}}$ ）的相關性分析，比較這 4 個相關係數（ $r$ ），可知 Boral B-10 含量與  $k_{\text{eff}}$  值的相關性，低於相關係數最高的  $^{235}\text{U}$  濃縮度和次高的燃料棒間距。
2. 若只選用含有 Boral 吸收板的這 26 組臨界實驗的  $k_{\text{eff}}$  來計算平均偏差值  $\beta$  及其不準度  $\Delta\beta$ （ $\beta_{26}=0.00467$ ， $\Delta\beta_{26}=0.00415$ ，分別小於以 133 個  $k_{\text{eff}}$  所得之  $\beta_{133}=0.00509$  及  $\Delta\beta_{133}=0.00511$ ），雖然可以凸顯 Boral B-10 在本案作為臨界控制的重要性，但是其它決定護箱反應度的重要因素，如  $^{235}\text{U}$  濃縮度、燃料棒間距、水鈾體積比等，其對  $k_{\text{eff}}$  的影響，可能會因為樣本數少的緣故，而無法完全呈現。
3. NAC 所做的 63 組臨界實驗中，含有 B-10 中子吸收物的臨界實驗只有 16 組，餘 47 組則完全不含 B-10。
4. 平均偏差值  $\beta$  的不準度  $\Delta\beta$  計算方法是採用 95/95 原則，而要能套用 95/95 原則，其先決條件，必須先確定  $k_{\text{eff}}$  對各個主要系統參數都不會很靈敏，即相關性低才行。而較多組的臨界實驗  $k_{\text{eff}}$  值，相關性分析的結果具有更強的統計意義。
5. 綜合以上各點，以 133 個全部之平均  $k_{\text{eff}}$  及標準偏差應用於核一廠乾式貯存較適當。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	G23-061-07-091	章節	頁碼	行數
第 1 次審查意見				
請提供審查參考資料 ISFSI-04-CAL-03-06001-01（臨界評估 MCNP5 程式驗證計算報告計算書，95 年 2 月）及 ISFSI-04-CAL-03-06002-01（用過燃料乾式貯存系統護箱臨界安全計算報告計算書，95 年 4 月）。				
答覆說明				

本貯存設施安全相關之評估項目及分析結果，皆詳細敘述於報告中，若委員對安全分析報告內容仍需進一步瞭解，本公司將針對委員提出之意見詳細說明或藉由討論會與委員溝通討論。

第 2 次審查意見

同意答復。

「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施」安全分析報告

第六章第二節審查意見

編號	C07-062-01-092	章節	6.2.3	頁碼	1,5	行數	
第 1 次審查意見							
<p>1.表 6.2.3-1 所列重心，是如何計算得到或量測到的，請舉一例說明。</p> <p>2.表 6.2.3-1 中吊軌的重量如何計算，請列出計算過程並說明之。</p> <p>3.表 6.2.3-1 中由滿載之傳送護箱包含哪些組件，其重量可否由其他組件重量相加而得。由滿載之傳送護箱中，密封鋼筒含水與不含水，可計算出密封鋼筒的含水量是 5536kg，但同表中密封鋼筒內之水是 6856kg，兩者有不一致的結果，請說明。</p>							
答覆說明							
<p>1. 表中組件皆使用 EXCEL 程式依照體積與密度之關係計算出其重量及重心。分析方法為設施中各元件中量量與其水平高度乘積的總和與設施全部重量的比值即為設施重心。以表 6.2.3-1 為例說明於附件 21，其中給於每一件外加屏蔽幾何形狀、重量與行新高度後，計算得整體外加屏蔽重心位置 109.91 in。</p> <p>2. 本計畫完成吊軌的設計修正，經由 Solidworks 程式繪製各吊軌組件後即由程式得各元件體積，體積與材料比重的乘積即為重量。各組件與總重量如下。 主臂:875 kg x 1+擔板: 195 kg x 2+擔板擋板 8.8 kg x 2+擔板座板 81.5 kg x 2+擔板頂板 28 kg x 2+擔板頂板間隔板 4.1 kg x 4+擔板頂板保持片 1.4 kg x 4+吊車插銷 43.5 kg x 2+吊車插銷保持片 2.2 kg x 4+屏蔽上蓋吊掛插銷 4.5 kg x 1+吊具導引片 6 kg x 4 +J 形鈎 640 kg x 2=2,928 kg (總重量)。將修正原報告中 2,665 kg 為 2,928kg。</p> <p>3. 其差值為結構蓋板(結構上蓋)之重量(1,320 kg)，因含水之傳送護箱從燃料池吊運至除污區時，尚未將結構蓋板放置於密封鋼筒頂部，待後續作業完成後才會將結構蓋板銲接於密封鋼筒頂部。將於表中 5536 kg 後加註“不含結構上蓋”。</p>							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	C07-062-02-093	章節	6.2.3	頁碼	1	行數	
第 1 次審查意見							

有關化學及電位反應，僅提及符合 NRC Bulletin 96-04 的要求，沒有任何定量的評估，定性說明不能成為明確證據，請從電化學的相關數據予以評估並列出引用參考文獻。

答覆說明

本案針對密封鋼筒內 304 不銹鋼與 6061 鋁合金進行伽凡尼腐蝕(Galvanic Corrosion)行為評估，評估結果顯示，密封鋼筒中之乾燥惰性氣體環境不會造成以上兩種材料在密封鋼筒發生伽凡尼腐蝕現象。根據伽凡尼腐蝕電位圖，不銹鋼與 6061 鋁合金間的電位差約為 0.5V，在腐蝕環境中必需考慮伽凡尼腐蝕的可能性，但在本計畫的密封鋼筒中的乾燥惰性氣體環境中，應無腐蝕反應之可能。即便是在嚴苛水溶液腐蝕環境中(含 1 ppm Cl<sub>2</sub>, 7 ppm SO<sub>4</sub> 與 1 ppm Cu)，推估使用 40 年後的伽凡尼腐蝕層厚度約為 3.82 mm，相較於本計畫中 12.7 mm 厚的 6061 鋁合金在乾燥惰性氣體環境中，在設施壽限內應可維持其原有的熱傳功能無虞。並且在結構分析中並不考慮鋁合金熱傳導圓盤對於結構的承载力。綜合上述，密封鋼筒中無伽凡尼腐蝕的現象發生，即使 6061 鋁合金熱傳導圓盤發生伽凡尼腐蝕也不影響結構的完整性與安全性。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	C07-062-03-094	章節	6.2.3	頁碼	3	行數	
第 1 次審查意見							
第 E 節混凝土製造與施工過程，須依照程序書進行品質管制，請問何種程序書，該程序書是否已訂定完成，依據為何？							
答覆說明							
詳細之品管程序，將會詳列於「VCC 及外加屏蔽之鋼筋混凝土施工規範」及施工計畫書與程序書中說明。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	C07-062-04-095	章節	6.2.6	頁碼	1	行數	
第 1 次審查意見							
提及吊運組件之組合載重情況如表 6.2.6-1，10%動態載重係數如何訂定的？請於報告中註明出處。							
答覆說明							

依照 ANSI/ASME N45.2.15, American National Standard for Hoisting, Rigging, and Transporting of Items for Nuclear Power Plants 的規定。將於報告中加註出處。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	C07-062-05-096	章節	6.2.6	頁碼	2	行數	
----	----------------	----	-------	----	---	----	--

第 1 次審查意見

1. 分析時使用滿載之密封鋼筒，重量為 34470kg，但表 6.2.3-1 中滿載之密封鋼筒重量為 34303kg，何者為正確值？表 6.2.3-1 重量數據與後面分析所採用之數據不一致，請提出理由說明。
2. 吊環的容許強度為 13590kg，是如何計算得知？吊環為何種材料？材料常數根據為何？適用環境條件為何？

答覆說明

1. 分析中以 34,470 kg 的重量保守涵蓋表 6.2.3-1 中滿載之密封鋼筒重量 34,303 kg，故二者皆無誤。其中 34,470 kg 為原 76,000 lb 之換算。
2. 吊環為一制式產品，詳細資料如附件 22，其 30,000 lb(約為 13,590 kg)為額定負載。其中吊環材料為經認證熱處理後之合金鋼，因是制式產品且已標示額定負載，確定產品可滿足工作需求，應不需再進行應力分析，亦無需材料機械性質相關常數。此處吊環用於密封鋼筒吊裝，只要吊裝時符合 ANSI N14.6 及 NUREG-0612 規定，有複置條件時滿足 3 倍安全係數於材料降伏強度與 5 倍於極限強度，無複置條件時滿足 6 倍安全係數於材料降伏強度與 10 倍於極限強度規定皆適用。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	C07-062-06-097	章節	6.2.6	頁碼	3	行數	
----	----------------	----	-------	----	---	----	--

第 1 次審查意見

1. 評估螺紋應力，但 FR 是吊環容許應力，非繩索之容許應力，應使用繩索之容許應力來評估，再確定吊環是否會損壞。吊環與吊索同等重要，應分別進行應力分析，請再確認。
2. 計算螺紋剪力時使用 ASME NB-3227.2 所規定的安全係數，但在外壁體結構卻不使用，同樣都屬於密封鋼筒組件，如表 6.2.2-1 規定設計要依照

ASME SEC. III NB-3000 的規定，前後不一致？請澄清之。

3. 密封鋼筒外壁體與上蓋間銲接採用 contact52 元素，實際上兩者已經銲接在一起，沒有必要使用 contact 元素，兩者間會有分離現象，根據間隙與勁度計算兩者間有 1lb 的力存在，此值來模擬銲接的殘留應力是否保守？分析模型中銲道用何種元素模擬？並請詳細說明本模型中各種不同的元素為何？

#### 答覆說明

1. 吊運時吊索的長度會影響吊索與吊物間夾角的改變，進而影響吊環之受力，故必須先計算出吊環所能承受之吊索最小長度，再以此臨界狀況分析吊環螺紋應力，以評估螺紋及吊索是否滿足 ANSI N14.6 及 NUREG-0612 規定。而吊環與吊索皆為制式產品，本計畫於運轉階段採購吊環與吊索時，將購置滿足 ANSI N14.6 及 NUREG -0612 規定之產品。吊環資料如附件 22。
2. 螺紋剪力面積  $A_n$  由經查 Machinery's Handbook 數據計算而得；但因密封鋼筒屬壓力容器須以 ASME NB-3227.2 分析其螺紋受力情形是否滿足設計規範。至於外壁體結構分析亦是使用 ASME NB 分析其容許強度，在吊運時亦必須滿足 ANSI N14.6 及 NUREG-0612 規定，相關分析詳章節 6.2.6.1。
3. 已經銲接在一起的元件，在銲道處材料採用共用節點，而銲道周邊相鄰且可能接觸的材料則使用 CONTACT 元素。CONTACT 元素的間隙表示依主動件運動超過間隙距離時，從動件即受力並隨之運動，故以小間距模擬元件具良好配合度，以大勁度模擬大質量金屬的接觸行為，符合實際情況且保守。再者，銲道用 8 節點 6 面體元素模擬，接觸元素則使用 ANSYS CONTAC 52 與 COMBIN 40 元素。審查意見中所提之 1 lb 的力並非如委員所謂的殘留應力，殘留應力為次要應力(secondary stress)，對其考慮有如疲勞(Fatigue)效應一般，但因在用過燃料乾式貯存設施運送與運轉中之壓力與溫度的變化不明顯，無需考慮疲勞效應，故本分析中亦無考慮銲道殘留應力；另外，Contact 元素中的間隙係指兩相鄰元件彼此的間距在 Contact 元素所定義的間隙以內時，即視為此相鄰兩元件已接觸，此時程式即開始計算此二元件接觸後的相互作用力，亦即接觸力並非由 CONTAC52 元素的間隙與勁度的乘積，而是程式依相鄰二元件的質量、運動條件與材料性質等各種參數的計算結果。

#### 第 2 次審查意見

1. 同意答復。
2. 能否明示「相關分析詳章節 6.2.6.1」的那一部份，能否縮小範圍。
3. 審查委員根據貴公司報告敘述「另用 CONTAC52 元素模擬結構上蓋與外壁間銲接模式」之推論，探討銲接當然要探討銲道之殘留應力，故委員審



查意見是依據貴公司報告自然之推論。且殘留應力雖是二次應力，如何証明其為壓應力，否則長期亦會有應力腐蝕現象，與疲勞現象應無關，請說明如何與疲勞(Fatigue)效應相同，有關應力腐蝕龜裂之可能性如何，請詳加說明。由字面來看「銲接模式」當然為兩材料已銲在一起，所謂銲接模式自然無法關連到未接觸處，請注意詞句用語，當然貴公司堅持原語句委員也一定尊重，但請就字面意義詳加說明。接觸力並非由 CONTACT52 元素的間隙與勁度的乘積，而是程式依相鄰二元件的質量、運動條件與材料性質等各種參數的計算結果。請說明質量、運動條件與材料性質在此元素應用過程的關係。

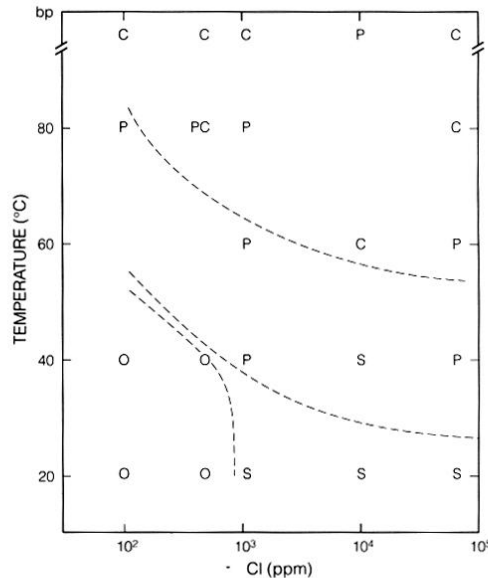
### 第 2 次審查意見答覆說明

2. 結構上蓋頂部螺紋剪力計算詳見本報告 6.2.6-3 頁。有關密封鋼筒於吊運狀況下，外壁體之結構分析請參考本報告第六章二、(六).1.B 節(6.2.6-4 頁)，而關於密封鋼筒在正常貯存狀況之設計分析，則請參考第六章二、(二)節。吊運分析中採用 ASME 規範的結構材料降伏強度，並符合 ANSI N14.6 及 NUREG 0612 之要求；密封鋼筒之結構設計分析，則符合 ASME Sec III NB-3000 之規定。

3.

a. 第 1 次審查意見回覆說明中，有關「殘留應力.....與疲勞效應相同」。主要在說明殘留應力其處置有如疲勞效應的處置一般，在乾式貯存設施結構分析中是不予以考慮的。在設計分析中，銲接殘留應力並非設計載重，無須於設計應力分析時考慮。銲道殘留應力乃產生於銲接過程，而本計畫銲接程序皆滿足 ASME Code Section IX 規範如本報告第六章五、(一).2 節所述，滿足法規要求，以降低銲道殘留應力與應力腐蝕現象的可能性。另外，美國曾將貯存在 INEEL 近 15 年的 Castor V/21 護箱重新開封，由 INEEL 對護箱組件進行檢驗，檢驗結果發現護箱本體沒有功能上的劣化，可見 TSC 具有相當的抗腐蝕能力，可降低應力腐蝕的可能性。應力腐蝕發生需腐蝕環境、應力及材料等三種主要因素同時存在。TSC 銲接熱影響區位置，存在有殘留應力與材料兩種應力腐蝕要素，腐蝕環境因素之考慮更為重要。304L 不銹鋼腐蝕主要受到環境中氯離子濃度影響，根據台灣地區酸沉降物質現況調查[1]指出，台灣沿海環境氯離子濃度最大約為 15 ppm，而 TSC 因用過核燃料束所產生熱量之影響，其正常貯存時表面最高溫度不超過 135°C。由下圖顯示在此一氯離子濃度與使用溫度上，並不會有應力腐蝕現象產生[2]，僅有孔蝕(Pitting)出現。然而『用過核燃料中期貯存設施鋼質護筒之大氣腐蝕行為研究(5/5)』評估中[3]，台灣沿海環境進行實地模擬實驗，304 不銹鋼經過約 1600 天後，仍未發現明顯孔蝕現象。而相同條件所得 304 不銹鋼均勻腐蝕速度，推估母材與銲道 20 年使用後，均勻腐蝕層最大厚度分別約為 0.017 mm 與 0.018 mm，並不影響使用安全。

故均勻腐蝕、孔蝕及應力腐蝕應無密封鋼筒劣化問題。此外，本公司規劃於設施運轉時，於混凝土護箱進氣口設置環境測試試片，以作為耐久性及抗腐蝕性之長期監測，評估應力腐蝕劣化程度，使 TSC 在使用上更加安全。



**FIGURE** Conditions of temperature and chloride concentration for stress corrosion cracking of austenitic stainless steel. O, no effect; S, staining; P, pitting; C, cracking. (From J. E. Truman, Corrosion Science, Vol. 17, p. 737, 1977. Reprinted by permission, Pergamon Press.)

- [1]. 王碧、王正雄、鄭資英、簡宗昌、許元正、米文慧、李平泉、郭季華、徐美榕、董子棟、楊禮源、蕭美琪，“台灣地區酸沉降物質現況調查（第二年）”，行政院環保署研究報告，91年。
  - [2]. D. A. Jones, Principles and Prevention of Corrosion, Prentice Hall, 1996, pp. 257-259
  - [3]. 開執中，用過核燃料中期貯存設施鋼質護筒之大氣腐蝕行為研究(5/5)，行政院原子能委員會委託研究計畫研究報告，91年12月。
- b. 謝謝委員指正，有關第六章二、(六).1.(1).B節中「另用 CONTAC52 元素模擬結構上蓋與外壁間銲接模式」一句，修正為「另用 CONTAC52 元素模擬結構上蓋與外壁間之接觸現象」（如附件 76）。
- c. 接觸力是程式依相鄰二元件的質量、運動條件與材料性質等各種參數的計算結果，其中質量與材料性質為輸入參數，相鄰元件間的運動條件則由程式計算其每一增量(increment)下，各元件的相對位置、變形與達成力平衡及各元件不相互穿透的運動條件，此由程式內建子程式判斷與計算。

### 第 3 次審查意見

同意答復。

編號	C07-062-07-098	章節	6.2.6	頁碼	6	行數	
----	----------------	----	-------	----	---	----	--

第 1 次審查意見

1. 底部上舉評估中，混凝土護箱採保守的 149490kg，與原重量 142610 間關係為何？此處為何不採用 10% 的動態載重係數？且 142610kg 與表 6.2.3-1 中的 146894 不同，何者正確？

2. 使用 ACI 349-97 Chapter 10 公式  $U_b = 0.85\phi f_c' A_1 \sqrt{\frac{A_2}{A_1}}$ ，請問  $A_1 \sqrt{\frac{A_2}{A_1}} = \pi d^2$ ，兩者間關係為何？又 p6.2.6-7 中  $A_2$  的計算值應為 2505.9，不論用 627 或 2505.9 計算  $\sqrt{\frac{A_2}{A_1}}$  都大於 2，不符合不得大於 2 之規定。請說明  $A_1$ 、 $A_2$  如何計算？

答覆說明

1. 混凝土護箱重量之正確數據為表 6.2.3-1 中的 146,894 kg，本頁文中 142,610 kg 之數據為繕打錯誤，已修正為 146,894 kg。分析時使用 149,490 kg 大於實際滿載時混凝土護箱之重量 146,894 kg，為一保守分析考量。因本分析為混凝土抗壓強度分析故使用 ACI 349 規定，選用 1.4 之靜載重係數。

2. ACI 349-97 Chapter 10 中規定混凝土受壓時，其受壓面  $A_1$  與全面積  $A_2$  之相關性，最主要考量當混凝土有圍束作用時其抗壓強度與單軸抗壓強度之關係。文中  $\sqrt{A_2/A_1}$  不得大於 2，其本意為若大於 2 只能使用 2，主要是限制混凝土受圍束作用時其容許抗壓強度之放大係數。為避免混淆，報告中將修正為  $\sqrt{A_2/A_1}$  的採用數值不得大於 2。其中

$$A_1 = \frac{\pi \times d^2}{4} = \frac{\pi \times 8.625^2}{4} = 58.4$$

$$A_2 = \frac{\pi \times (R_1 - R_2)^2}{4} = \frac{\pi \times (136/2 - 79.5/2)^2}{4} = 58.4 = 627 \text{ in}^2$$

報告中之  $(136-79.5)^2$  之繕打錯誤已修正為  $(136/2-79.5/2)^2$ 。

第 2 次審查意見

1. 無意見。

2.

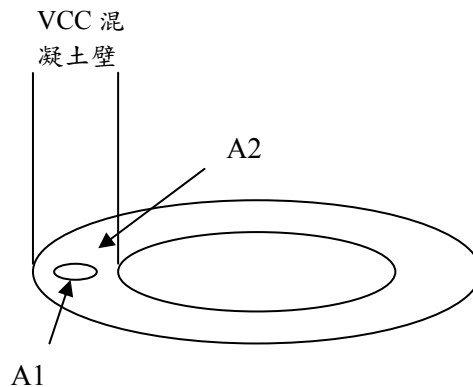
$$A_2 = \frac{\pi \times (R_1 - R_2)^2}{4} = \frac{\pi \times (136/2 - 79.5/2)^2}{4} = 58.4$$

如何計算也得不到 58.4 之數值，能否說明 136 與 79.5 所代表的尺寸意義，是何處的尺寸？請問 136 與 79.5

是否代表直徑的尺寸？ $\frac{\pi \times (R_1 - R_2)^2}{4}$  代表何種意義？此處 136 與 79.5 恰與固定錨應力錐投影面積所使用的直徑 136 與 79.5 數值完全相同，兩者幾何意義是否相同，請詳細說明 A2 之計算理由。

### 第 2 次審查意見答覆說明

謝謝委員指正，修訂為  $A_2 = \frac{\pi \times (R_1 - R_2)^2}{4} = \frac{\pi \times (136/2 - 79.5/2)^2}{4} = 627\text{in}^2$  (如附件 77)。其中 136 為混凝土護箱外徑，79.5 為混凝土護箱之混凝土內徑。此部分混凝土承載應力分析係按照 ACI 349-97 Chapter 10 規定進行， $U_b = 0.85 \cdot \phi \cdot f'_c \cdot A_1 \cdot \sqrt{\frac{A_2}{A_1}}$ ，其中  $A_1$  為承載面積， $A_2 = \frac{\pi \times (R_1 - R_2)^2}{4}$  為可承載面積(如下圖所示)。 $\sqrt{\frac{A_2}{A_1}}$  的計算值小於 2 時，可直接採用計算值；若大於 2 時，則只能採用 2。



### 第 3 次審查意見

同意答復。

編號	C07-062-08-099	章節	6.2.6	頁碼	14~16	行數	
第 1 次審查意見							
1. 固定錨應力錐投影面積是 $\pi(136^2 - 79.5^2)/4$ 還是 $\pi(136 - 79.5)^2/4$ ，請與 p6.2.6-7 之公式比較兩者是否應相同？							
2. Nelson stud 在 1/8 模型中氣孔上方有 3 根，經對稱後有 6 根，無法了解應有多少根？							
3. 請說明 $A_{cp}$ 與拉拔截面積之計算值，438.37 與 760.4 是如何計算出來的？							
答覆說明							

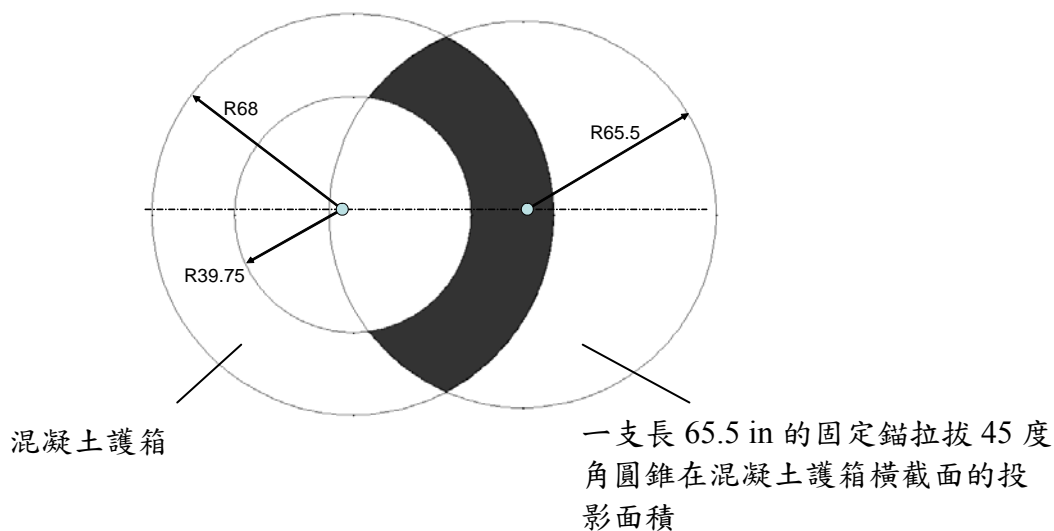
1. 固定錨應力錐投影面積  $\pi(136^2 - 79.5^2)/4$ ，上述公式用於混凝土拉拔強度分析；另 p6.2.6-7 之公式則用於混凝土承受壓力時之強度分析，屬於不同類型之分析。
2. 混凝土底部鉚件底座之氣孔上方共有 24 支 Nelson stud，分布於 4 個出氣孔，每一氣孔上方有 6 根 Nelson stud，在 1/8 模型中氣孔上方有 3 支 Nelson stud。
3. Acp 為錨定物於混凝土內以 45 度角所產生之投影面積，主要用於混凝土拉拔分析。Acp 的計算如附件 23。

#### 第 2 次審查意見

1. 同前題之審查意見，請說明 136 與 79.5 之幾何意義？雖然與 p6.2.6-7 之公式不同類型之分析，但是否為同一物件。
2. 同意答復。
3. 同意答復。

#### 第 2 次審查意見答覆說明

1. 136 in 與 79.5 in 為混凝土護箱之混凝土外徑及內徑，用以計算護箱之混凝土截面積。本報告第六章二節第 6.2.6-14 頁為計算固定錨應力錐投影面積，因一支長 65.5 in 的固定錨拉拔 45 度角圓錐在混凝土護箱橫截面的投影面積為混凝土護箱截面積的 0.39 倍，分析時保守選取其投影面積為 0.25 倍之混凝土護箱的截面積以求得混凝土拉拔強度(附件 96)；6.2.6-7 頁為計算混凝土受千斤頂抬起時，混凝土所受壓應力。此部份之計算雖然與 6.2.6-7 頁之公式不同類型之分析，但為同一物件，即混凝土護箱；二者差別在於本報告第六章二、(六)節第 6.2.6-7 頁之敘述用於混凝土護箱底部頂舉操作，6.2.6-14 頁則適用於混凝土護箱頂部吊舉操作。



第 3 次審查意見

同意答復。

編號	C07-062-09-100	章節	6.2	頁碼		行數	
第 1 次審查意見							
混凝土護箱底座分析最大節點應力 39.89MPa，請提供列表所有代表性節點位置之應力分析結果再作說明。							
答覆說明							
混凝土護箱頂部上舉分析結果中之護箱底座最大節點應力 39.89 MPa，此部份為 ANSYS 程式中模型分析所得之最大節點應力，位置在進氣孔與立管接觸之區域。該節點應力值為護箱底座最高應力值，應已具最大代表性。							
第 2 次審查意見							
報告中僅列出 38.89 之數值，沒有任何參考文件，原意見「請提供列表所有代表性節點位置之應力分析結果再作說明」。其目的在證明 38.89 為最大值，請提供相關計算書供委員審查。							
第 2 次審查意見答覆說明							
謝謝委員指正。經確認該節點應力應為 36.56 MPa (5301.9 psi)，原數據為誤植，已修訂本報告第 6.2.6-16 頁(如附件 78-1)，各節點應力值則請參考附件 78-2。							
第 3 次審查意見							
同意答復。							

編號	C07-062-10-101	章節	6.2.6	頁碼	18	行數	
第 1 次審查意見							
傳送護箱外壁體及吊耳軸分析：							
<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 加勁板僅四邊與結構銲在一起，其銲道處會受力，若不分析銲道處之應力，屆時可能發生裂開，又加勁板亦支撐吊耳環，為受力的結構，必須納入分析模式中。</li> <li>2. 報告中沒有對 BEAM4 作說明，那些元素選擇 BEAM4，其目的何在？</li> <li>3. 「因為 SOLID95 並沒有扭轉之自由度，且 BEAM4 垂直於壁體，作用力將從 SOLID95 轉到 SHELL93」，這句話好像直接翻譯過來的，無法了解真正的意義。</li> <li>4. 傳送護箱的設計有時採用 ANSI 有時採用 ASME，設計門檻不一致，有些</li> </ol>							

隨心所欲，無一定之準則；

- 5.表 6.2.6-4 中三個最大的應力為局部應力，但其對結構的影響在 p6.2.6-19 中所評估的說明中並無交代。
- 6.p6.2.6-19 提及應力之線性分配，所列出之應力值為那一個應力的分配值，報告撰寫不清楚，過於簡單。

#### 答覆說明

1. 加勁板之功能為強化 TFR 結構，本計畫現有 ANSYS 模型並未將加勁板視為結構組件納入分析，應為保守之作為，且分析結果已達法規要求之安全餘裕，未來實際操作時 TFR 在有加勁板情形下將更安全。另於 NUREG-1536 p3-15 說明使用有限元素進行結構分析時，非結構組件可不模擬於模型中，但必須將其重量的影響模擬於模型中，本分析已考量加勁板之自重。審查意見指出“加勁板僅四邊與結構銲在一起，其銲道處會受力，若不分析銲道處之應力，屆時可能發生裂開……”，可見本分析在傳送護箱外壁體及吊耳軸分析中未考量加勁板效應，似可視為模擬委員所指銲道裂開後之情況，分析結果顯示，於此極端狀況下亦符合法規要求。
2. BEAM4 元素主要用於傳遞吊軛軸之扭轉力，藉由 BEAM4 元素將吊軛軸 (SOLID95) 上的作用力轉到內外壁體 (SHELL93) 上。
3. 修正為「由於 SOLID95 並沒有扭轉之自由度，故設置垂直於壁體的 BEAM4 元素，使作用於吊耳軸 SOLID95 的彎矩可由 BEAM4 傳遞到壁體的 SHELL93」。
4. 傳送護箱之設計準則為 NUREG-0612 及 ANSI N14.6。但因以上規範對於局部應力議題並無詳細規定，規範中建議分析時可參照 ASME Code，故引用 ASME III NB 規定。
5. 局部應力分析方法依 ANSI N14.6 Section 4.2.1.2 說明處理，再引用 ASME III NB-3213.10 的規定來處理局部應力對結構的影響。若局部應力值無法滿足滿足有複置條件時 3 倍安全係數於材料降伏強度與 5 倍於極限強度，或無複置條件時滿足 6 倍安全係數於材料降伏強度與 10 倍於極限強度規定，只要該局佈高應力的範圍不超過 ASME III NB-3213.10 建議的  $\sqrt{RT}$  (R 為高應力位置之半徑，T 為厚度) 之範圍，亦滿足 ANSI N14.6 規範要求。表 6.2.6-4 中三個最大的局部應力的說明在表 6.2.6-4 底下的注解中，在表中亦有參考加註之標示。
6. p6.2.6-19 所述為整體吊耳軸斷面應力之線性分配，此部份為 ANSYS 程式經由後處理擷取並經線性化計算出吊軛軸所受之應力，其最大張應力為 20.36 MPa(2,953 psi) 及平均剪應力 10.02 MPa(1,453 psi)，皆發生於吊軛軸與外壁體之接合面上，分析結果符合規範所要求之安全餘裕。在 ANSYS 模型內，吊耳之中心線剛好是 Global 座標系統之 X 軸，因此彎曲應力剛好可以跟 X 軸上之應力對應上，線性化彎矩 ( $M_{eq}$ ) 計算如下：

$$M_{eq} = \sum Sx_i y_i A_i,$$

式中

$Sx_i$  = global-x stress for the ith element

$y_i$  = distance from trunnion center line to element centroid for the ith element

$A_i$  = area of the ith element

相對應之彎曲應力 ( $\sigma_b$ ) 計算如下：

$$\sigma_b = \frac{M_{eq} R}{I} = \frac{M_{eq} R}{\pi R^4 / 4} = \frac{4M_{eq}}{\pi R^3}$$

式中，

$R$  = 吊耳半徑

$I$  = 面積慣性矩(Moment of Inertia)

#### 第 2 次審查意見

1. 「吊耳軸上方加勁板」，請問吊耳與加勁板是否連接在一起？若兩者連接在一起，吊耳受力，加勁板受力，當然要納入模式中分析，請明示兩者之關係，由報告中與圖形，無法了解兩者之關係。
- 2.2-5 無意見，請納入報告中。

#### 第 2 次審查意見答覆說明

1. 加勁板與吊耳軸無銲接施工，加勁板只與傳送護箱內外殼板銲接。NUREG -1536 p3-15 說明使用有限元素進行結構分析時，非結構組件可不模擬於模型中，但必須將其重量的影響模擬於模型中，而本分析已考量加勁板之自重。
2. 已將第一次回覆 2-5 項依委員意見納入本報告第六章二、(六)節中，如附件 79。

#### 第 3 次審查意見

「加勁板與吊耳軸無銲接施工，加勁板只與傳送護箱內外殼板銲接」到底「吊耳與加勁板是否連接在一起」，請直接回答。若兩者連接在一起，吊耳受力，加勁板當然受力，當然要納入模式中分析。若兩者沒有連在一起，用自重納入分析中自然可以。所以請回答兩者是否連接在一起。其它無意見。

#### 第 3 次審查意見答覆說明

吊耳與加勁板沒有連接在一起。

#### 第 4 次審查意見



同意答復。

編號	C07-062-11-102	章節	6.2.	頁碼	C-3	行數	
第 1 次審查意見							
傳送護箱保護環螺栓分析：							
1. $A_b=0.4418in^2$ 請說明如何計算得到？							
2. 在異常情況下，螺栓容許應力為 $2S_m$ ，依據為何？							
3. p6.2.C-3 提及傳送護箱頂板之最大溫度值為 $49^\circ C$ ，但 6.2.6-18 傳送護箱外部最高溫為 $149^\circ C$ ，在整個傳送護箱相關計算中也都採用 $149^\circ C$ ，請注意一致性。							
4. p6.2.C-4 滿足規範要求，請問滿足何種規範要求？要求為何？							
答覆說明							
1. $A_b=0.4418 in^2$ 係外徑 3/4 in 螺栓的截面積。							
2. 依據 ASME III NB-3234 對螺栓的規定。							
3. 因為保護環位於傳送護箱頂部，故只考量傳送護箱頂板之保護環最高溫度 $49^\circ C$ ，並無必要採用整體傳送護箱最高溫度。另 p6.2.6-18 主要為吊運時傳送護箱結構分析，因內外壁體及吊軌軸皆為主要結構件，故材料性質選取整個傳送護箱最高溫 $149^\circ C$ (位於中央)。							
4. 依據 ASME III NB-3227.2 對密封壁體的剪力的規定。要求於純剪力作用下，其剪應力需小於 $0.6S_m$ 。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	C07-062-12-103	章節	6.2	頁碼		行數	
第 1 次審查意見							
有關傳護箱設計基準所採溫度之依據，報告多處有不一致之現象請澄清，例如表 6.2.6-4 到 6.2.6-7，又全部採取護箱外部的標準，不能因情況而由設計者自行選擇。							
答覆說明							
傳送護箱的吊運時結構分析之材料強度皆選用大於傳送護箱壁體(Shell)之最高溫度 $149^\circ C(300^\circ F)$ 作為分析之保守溫度。護箱頂板處則以 $49^\circ C$ 為計算數據，符合實際情況並兼具保守性。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	C07-062-13-104	章節	6.2.6	頁碼	30	行數	
第 1 次審查意見							
<p>1. 密封鋼筒之熱分析，僅在六個主要位置輸入節點溫度，變成點輸入值，但實際上在表面應有溫度的分佈，是否表示六點之外的溫度都是零？在分析過程中邊界條件不是溫度就應是熱傳量，六點溫度輸入不符合物理意義，請詳細說明此部份模式如何建立的？</p> <p>2. 決定容許應力值的溫度值，請詳細說明其採用原因與理由，以及安全係數如何訂定？。</p>							
答覆說明							
<p>1. 本計畫在進行結構分析前，已先進行熱傳分析。由熱傳分析結果得到密封鋼筒各個位置的溫度。進行結構分析時，則由熱傳分析結果中挑出六個主要位置的溫度，並擴大這六個位置溫度的溫差，使其熱梯度較實際最大可能的熱梯度更大，因熱應力由於熱梯度產生，是故擴大溫差以保守產生更大的熱應力；此外，也提高此六個溫度的溫度值，以較低的材料降伏強度來保守承擔負載(因為溫度越高，材料之容許應力越低，相對上較保守)。此種作法可以一種熱負載廣泛涵蓋計畫所需的所有熱負載，再針對各種不同負載組合(呆載重、活載重與熱負載等)計算各部應力，再檢視分析結果是否符合其相關之正常、異常或意外事故狀態的規範要求。</p> <p>2. 如前所述，結構分析中的溫度輸入為熱傳分析之計算結果，再保守擴大溫差與提升輸入位置溫度。容許應力值與溫度的關係如前題所述；安全係數只是此處擴大溫差與提升輸入位置溫度的保守作為，於可涵蓋實際模擬狀況下，係屬分析計算者之權宜考量。</p>							
第 2 次審查意見							
<p>1. 由熱傳分析結果中挑出六個主要位置的溫度，並擴大這六個位置溫度的溫差，使其熱梯度較實際最大可能的熱梯度更大。請問如何擴大，請以實際報告中的數值說明，熱梯度是軸向還是徑向，這是非常重要的，請說明。「是故擴大溫差以保守產生更大的熱應力」此句話不完整，擴大溫差是那兩點之間的溫差？此部份請提供相關報告供委員審查。</p> <p>2. 「於可涵蓋實際模擬狀況下，係屬分析計算者之權宜考量」，權宜考量要符合物理現象，請說明計算者的權宜考量為何？</p>							
第 2 次審查意見答覆說明							
<p>1. 擴大密封鋼筒溫差的作法與實際報告中數值已詳列於附件 31，輸入該 6 位置溫度後，先進行固體熱傳分析，再進行應力分析。在密封鋼筒應力分析中所輸入的 6 個溫度值，對鋼筒外殼而言，皆假設鋼筒外殼內外溫度相同；以正常貯存為例，32°C 外部溫度與鋼筒內部 14 kW 熱負載時，在離</p>							

鋼筒底部約 1.9 m 處的位置有最大鋼筒外殼溫度差值，其值為 0.88°C (127.64°C-126.76°C)，因 5/8 in 鋼筒外殼厚度最大只有 0.88°C 的溫差，故計算時將鋼筒外殼視為內外表面具相同溫度為合理的。熱梯度包涵軸向與徑向，附件 31 中△AB 及△DE 為徑向的熱梯度，而△BC△CD△EF 則為軸向熱梯度。

2.請參考上述之說明與附件 31。

### 第 3 次審查意見

同意答復。

編號	C07-062-14-105	章節	6.2	頁碼		行數	
----	----------------	----	-----	----	--	----	--

### 第 1 次審查意見

- 1.請說明表 6.2.6-10 到表 6.2.6-19 中應力強度如何計算？
- 2.密封鋼筒的分析僅看到整體結構(global analysis)的說明，但在不連續處的探討沒有詳細的評估，請澄清。
- 3.本節計算所得應力值列出有正應力與剪應力值，請問應力強度如何計算？這些值如何計算 Pm、Pb，請舉一例說明。

### 答覆說明

1. 依 ASME III NB-3213.1 及 NB-3215 規定計算應力強度，其應力強度定義為最大與最小主應力的差值，表中正 Pm 及 Pb 為截面位置之線性化應力值(linearized stress)。所謂之 Pm 及 Pb，其物理意義實為  
 Pm：等價平均應力，表示在某截面下將所有的原始應力值對該截面方向的長度積分與該截面厚度的比值。  
 Pb：等價彎矩應力，表示在某截面下將所有的原始應力對某一點的彎矩沿該截面方向的長度積分與該截面厚度平方值的比值。  
 在作此等價應力之計算前後，該截面皆維持力平衡。其詳細公式為(見 ANSYS Manual > ANSYS, Inc. Theory Reference > Postproce -ssing > POST1 – Stress Linearization，如附件 24)  
 ANSYS 以指令 PRSECT 來作自動的計算。在做等價應力計算時，必需對截面路徑上之點做積分；ANSYS 在作此積分時，預設截面之中間點為 47 個。在計算過程中必需分別擷取這些中間點之原始應力；這些應力與 ANSYS 內部之 shape function 與公式有關，用戶無法取得其值，故此處無法作細部之驗算。但在求得該截面的 6 個應力分量後，即可按 ASME III NB-3213.1 及 NB-3215 規定計算該截面的應力強度，表 6.2.6-18 中之截

<p>面 1 的應力強度為 <b>53.99</b> Mpa 為例，在該應力分量情況下，其主應力為 S1，S2，S3 分別為 54.47，16.86 與 0.44 ksi，依 ASME III NB-3213.1 及 NB-3215 規定計算該截面的應力強度為 54.03 MPa (<math>S1 - S3 = 54.47 - 0.44 = 54.03</math> MPa); 截面 2 之主應力為 S1，S2，S3 分別為 8.04，-49.06 與 -105.08 MPa，其應力強度為 113.12 MPa (<math>S1 - S3 = 8.04 + 105.08 = 113.12</math> MPa)。</p> <p>2. 密封鋼筒不連續處，如鋼筒轉角處與銲接處皆有列舉詳細的截面應力評估值。如圖 6.2.6-13 與表 6.2.6-10~6.2.6-19 之截面位置 1,2,3,8,9,10,11,12,13 即是密封鋼筒不連續處的評估。</p> <p>3. 如本審查意見第一項回覆。</p>
第 2 次審查意見
同意答復。

編號	C07-062-15-106	章節	6.2.6	頁碼	36	行數	
第 1 次審查意見							
敘述所用應力與測試壓力成正比，請澄清 1.25 倍設計壓力產生之應力是否還在彈性範圍內？							
答覆說明							
經查證在正常貯存狀態下，密封鋼筒在承受內壓 15 psig 時，在鋼筒底部銲道區有 10.28 psi (70.88 MPa，表 6.2.6-14 中之截面 3) 的應力值，該應力值在彈性範圍內(降伏應力 25.0 ksi，70°F)。因在彈性範圍內以線性比例求解，可得 18.75 psi ( $15 \times 1.25 = 18.75$ psi) 時相同位置的應力值為 12.85 psi，故在 1.25 倍設計壓力時的測試壓力下，密封鋼筒仍處於彈性範圍內。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	C07-062-16-107	章節	6.2.6	頁碼	39	行數	
第 1 次審查意見							
「燃料管束可自由軸向與徑向膨脹」，但兩端應有束制住，還是會有熱應力產生，請說明兩端之設計為何？							
答覆說明							

燃料管底部坐落於底部銲件(Bottom Weldment)上，側向則由承載圓盤(Support Disc)與頂部銲件(Top Weldment)開口形成拘束，頂部無軸向拘束，可由燃料管於變化溫度範圍內軸向熱膨脹，燃料管不會因軸向膨脹而產生額外負載。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	C07-062-17-108	章節	6.2.6	頁碼	40	行數	
----	----------------	----	-------	----	----	----	--

第 1 次審查意見

密封鋼筒封銲瑕疵尺寸計算，

1. 報告提及「應用 J 積分分析模組進行極限載重分析」，兩者關連為何？請澄清。由本節中根本看不到任何 J 積分之探討。
2. 安全因子定義於 Section XI，請問何種安全因子？
3. 為定義瑕疵評估應力值，考慮圖 6.2.6-13 編號 13 區域，請說明理由。
4. 考慮環繞圓周向銲道的臨界瑕疵尺寸為 1.12cm，請說明計算過程，此結果可延伸用至徑向或水平走向之瑕疵？
5. 銲道偵測時最小銲道瑕疵尺寸為 0.95cm，何種檢測方法，數據來源依據為何？
6. 因前者極限強度與降伏強度不小於後者，故銲道臨界瑕疵尺寸可適用於以上兩種材料，由報告中看不出瑕疵尺寸與降伏強度與極限強度有何關係？
7. 本節中所稱瑕疵，其英文為何？與一般用法不同？

答覆說明

1. 在銲道裂紋分析中，以 pc-CRACK 程式計算密封鋼筒封銲瑕疵尺寸。pc-CRACK 程式由美國 SIA 公司開發，目前被廣為應用於針對核能電廠承壓組件的裂紋結構安全評估，且符合 ASME Code Sec. XI 要求並被美國 NRC 所接受。為在計算密封鋼筒封銲瑕疵尺寸時計入 304L 不銹鋼之韌性，以 J 積分進行裂紋臨界尺寸計算。
2. 在 ASME Code Section XI 中對服務等級(Service Level) A/B 中分別建議安全係數為 2.77。分析時採高於 3 倍的安全係數。
3. 陳述內容為密封鋼筒封銲瑕疵尺寸計算，故分析位置為鋼筒銲道位置，即圖 6.2.6-13 編號 13 區域。
4. 因分析時採用最高的密封鋼筒應力值(表 6.2.6-14 截面 3 位置，為 15 psig 內壓力時的貯存狀態)與安全係數的乘積，使該輸入應力值遠高於規範要求高，又因所取該截面應力(表 6.2.6-14 截面 3)為最大截面應力值，故此結果可延伸用至徑向或水平走向位置的裂紋瑕疵，NAC 也採用相同做法。

5. PT 檢測方法。0.95 cm 為一般 PT 檢測普遍能接受之尺寸。
6. 304L 不銹鋼結構上蓋可能由 SA-182 鍛造而成，或由 SA-240 板材製成，其中 SA-182 之極限及降伏強度不小於 SA-240，故以 SA-240 的封銲瑕疵臨界尺寸計算應可涵蓋 SA-182 之不銹鋼結構上蓋瑕疵臨界尺寸分析。
7. Flaw。

#### 第 2 次審查意見

1. 本意見在請回覆 J 積分與極限分析兩者之關聯，應用 J 積分分析模組進行極限載重分析，兩者是兩種不同之分析方法，實在不知如何由 J 積分計算到極限載重分析，並請說明 J 積分臨界值取多少？使用二維或三維？
3. 鋼筒銲道不只在編號 13 區域，為何採用 13 處？
4. 考慮環繞圓周向銲道的臨界瑕疵尺寸 1.12cm，請說明計算過程，答覆意見未說明。
5. PT 檢測方法。0.95 cm 為一般 PT 檢測普遍能接受之尺寸。能否有相關參考文件提供。「普遍能接受之尺寸」過於武斷，不能當為證據！！
6. 依破裂力學之觀念，瑕疵或裂紋之計算不能直接由降伏強度與極限強度來推論，不同意答覆意見。

#### 第 2 次審查意見答覆說明

1. 謝謝委員指正，已修改本報告第 6.2.6-40 頁：「應用 J 積分...進行極限載重分析。」為「應用 J 積分...進行臨界瑕疵尺寸分析。」(如附件 80)。J 積分計算模組確實與極限載重分析(Limit Load Analysis)不同，前者為考量金屬材料韌性所進行彈塑性破壞力學分析模組，而後者則是考量 Net Section Collapse 所進行的極限載重分析。本案確實利用 pc-CRACK 之 J 積分計算模組，以二維平面應變模式保守考慮大直徑薄壁含裂縫結構之彈塑性破裂行為，並進行臨界瑕疵尺寸計算，所採用的 J 積分保守臨界值為 2.7 in-Ksi。
3. 在密封鋼筒外殼有頂部上蓋銲道及鋼筒底部銲道共二條銲道，在各種負載分析結果中，頂部上蓋銲道的徑向拉應力(請參閱本報告第六章二節表 6.2.6-10~表 6.2.6-19 Sx)皆大於鋼筒底部銲道徑向拉應力，故以頂部上蓋銲道作為分析依據，頂部上蓋銲道位置即本報告第六章二節圖 6.2.6-13 中編號 13 之位置。
4. pc-CRACK 之 J 積分計算模組為考量金屬材料韌性進行臨界裂縫尺寸計算，保守假設大直徑薄壁含裂縫密封鋼筒結構，存在有 360° 圓周向裂縫，並以二維平面應變模式來考慮，計算最大容許裂縫深度。此處所採用的最大正向拉應力達 11.4 Ksi(78.7 Mpa)，為最保守考慮，而依據此項保守假設，計算最大容許裂縫深度尺寸為 1.12 cm(0.44 in)，此結果可涵蓋 3 倍以上安全係數，符合 ASME SEC XI 要求。計算過程主要為利用 pc-CRACK 軟體，以 J-Integral/Tearing Approach 配合內建有 EPRI 所

提供的延性破裂手冊(Ductile Fracture Handbook)破裂曲線參數，進行 EPFM 及裂縫不穩定的分析。計算流程：進入 pc-CRACK，選定 J-Integral/Tearing Approach 及裂縫模式，輸入應力相關參數，開始計算 J-Integral 與 Crack Size 曲線；而根據此結果可執行後續之裂縫不穩定分析，最後，可得到 J-Integral 與 Tearing modulus 關係曲線，以判斷最大臨界裂縫尺寸。

5. 如項次 4 回覆所述，本分析以 pc-CRACK 程式計算最大容許裂縫深度為 1.12 cm，結構上蓋銲道以漸層式 PT(progressive PT)執行檢驗，過程中不超過 0.95 cm(3/8 in)熔填厚度即須執行一次 PT 檢驗，可確保銲道中的裂縫深度小於臨界裂縫深度。
6. 臨界裂縫尺寸主要配合破裂準則(Fracture Criteria)，計算破裂參數與材料的破裂強度決定，例如  $K_{IC}$  或者  $J_{IC}$  皆為材料的破裂強度。由於目前 pc-CRACK 之 EPFM 計算採用 J-Integral/Tearing Approach，除 J 積分為能量釋放率的定義外，Tearing modulus 定義為  $T = (dJ/da)(E/\sigma_o^2)$ ， $\sigma_o$  為  $\sigma_y$  降伏強度或  $\sigma_f$  流變應力(Flow Stress，降伏強度與極限強度總和之半)，目前 pc-CRACK 將  $\sigma_o$  定義為降伏強度。觀察上述 T 之定義，由於  $(dJ/da)$  預期相對於  $\sigma_y$  之關係，而 T 又反比於  $\sigma_y^2$ ，因此，較大的  $\sigma_y$  其計算的 T 會較低，推論可得較大的臨界裂縫尺寸，故以 SA-240 進行封銲瑕疵臨界尺寸計算，為一保守的考量。

### 第 3 次審查意見

5. PT 檢測方法。0.95 cm 為一般 PT 檢測**普遍能接受**之尺寸。能否有相關參考文件提供。「**普遍能接受**之尺寸」過於武斷，不能當為證據!!!  
「過程中不超過 0.95 cm(3/8 in)熔填厚度即須執行一次 PT 檢驗，可確保銲道中的裂縫深度小於臨界裂縫深度。」此答覆意見並未回覆原審查意見。其它同意答復。

### 第 3 次審查意見答覆說明

修正先前第一次回覆說明中之 0.95 cm 為一般 PT 檢測**普遍能接受**之尺寸敘述如下：ASME Code 對於必須執行 Progressive PT 檢驗之銲道，強制規定銲接作業期間，當銲道熔填深度達到 1/2 in 或 1/2 銲道設計熔填厚度(二者取其較小值)時，必須執行 PT 檢驗，以確保銲道品質。但依據 pc-CRACK 程式計算，該銲道最大容許裂縫深度為 1.12 cm，依 PT 檢驗表面檢測能力之特性，每 1/2 in 銲道熔填深度執行一次 PT 檢驗，顯然有保守度不足之疑慮；因 0.95 cm (3/8 in)為小於 1.12 cm 的最大常用吋數值，為工程上較為明確且容易測量的數值(英制)，並具備充分保守度；因此，採用每 0.95 cm(3/8 in)銲道熔填深度，即須執行 PT 檢驗作為 Progressive PT 的強制要求。

### 第 4 次審查意見

同意答復。

編號	C07-062-18-109	章節	6.2.6	頁碼	42	行數	
第 1 次審查意見							
混凝土護箱熱負載分析，請詳細說明分析鋼筋與混凝土之關係：							
1.內徑與外徑採用 LINK8 模擬鋼筋，其與混凝土間關係為何？內徑與外徑間的區域很厚，也應有鋼筋鋪設，為何沒有模擬鋼筋行為？							
2.溫度計算所用模式的邊界條件如何訂定，請說明。							
答覆說明							
1.鋼筋 link8 與混凝土之連接以共用節點(node)來模擬鋼筋與混凝土之握裹關係。另外進行混凝土護箱熱負載分析時，只考慮溫度鋼筋(即環狀及軸向兩種)，其餘箍筋及次要鋼筋因為不是溫度鋼筋，所以分析時沒有納入，而且分析時只採主要之鋼筋進行分析亦相對保守。							
2.分析時建立一個 6.4° 之混凝土護箱扇形模型(1/56)，溫度邊界條件施加於鋼襯內表面及混凝土外殼外表面上，溫度條件是取鋼襯至混凝土護箱外表面之最大熱梯度狀況，此溫度結果是依據在正常及異常狀況下(通風口半堵塞)與意外高溫狀況下，計算所得之最大熱梯度(此溫度條件已涵蓋所有熱傳之分析結果)，內鋼襯及混凝土護箱內表面之介面施加熱耦合條件(Thermal coupling)，然後進行固體熱傳導分析以求得混凝土護箱最後之溫度分佈。							
第 2 次審查意見							
1.「分析時只採主要之鋼筋進行分析亦相對保守」，請提出相關佐證，證明此敘述正確性。							
2.無法明確了解分析過程，並請說明何謂熱耦合條件？請提供相關計算書以供委員審查。							
第 2 次審查意見答覆說明							
1.鋼筋混凝土設計在計算溫度效應時，只考慮溫度鋼筋之影響，報告中之垂直及環狀鋼筋均為設計之溫度鋼筋。鋼筋傳熱速度較混凝土快，分析中未模擬之鋼筋部分以混凝土取代，故對溫度造成之應力評估應較保守。							
2.ANSYS 在溫度耦合條件(Coupling Set, CP)時，為兩點之溫度自由度一致，即鋼襯外徑之表面溫度與混凝土護箱之混凝土內徑表面溫度相同。以 23 kW 熱負載進行熱傳分析，得鋼襯內徑表面溫度與混凝土護箱外徑表面溫度，並以護箱混凝土壁最大熱梯度帶入 ANSYS 模型中，進行穩態熱傳導分析，可求得模型各節點溫度。分析詳見本報告第六章二節第 6.2.6-42~44 頁。相關計算見附件 81。分析中按 ACI 349 規定考慮溫度負載、呆載重、活載重、風力、洪水與地震等各種不同的負載組合，分析結							



果皆符合法規要求。(提供 VCC 貯存結構分析計算書之 3/61 頁)

### 第 3 次審查意見

1. 請依計算報告書「混凝土護箱貯存狀況分析」中針對此部份說明為何具保守性。
2. 同上請將計算報告書中相關資料納入分析報告中。

### 第 3 次審查意見答覆說明

1. 第 1 次審查意見第 1 項問題「內徑與外徑間的區域很厚，也應有鋼筋鋪設，為何沒有模擬鋼筋行為？」，已於第 1 次及第 2 次審查意見回覆中說明：「分析時只採主要之鋼筋進行分析亦相對保守」。經查混凝土護箱設計圖說，垂直及環狀鋼筋鋪設於內徑及外徑處皆已納入分析模型中，內徑與外徑間的區域並無鋼筋鋪設，實際鋼筋分佈請參考附件 104。分析中假設混凝土護箱的拉應力皆由鋼筋承受，壓應力皆由混凝土承受，且分析所用的溫度差皆較實際熱傳分析結果大，故是保守分析。
2. 已依審查意見將計算報告書中相關資料納入本報告第六章二、(六)節，如附件 114。

### 第 4 次審查意見

同意答復。

編號	C07-062-19-110	章節	6.2.6	頁碼	47	行數	
第 1 次審查意見							
貯存場基座結構設計，提及使用 STAAD Pro 2004 以及載重，但後續說明中並未再引用到此兩部份資料，是否有用到請詳細說明，此處地震值如何訂定？							
答覆說明							
本計畫護箱總重 230 MT，外加屏蔽方形底基寬 4.5 m。並且保守採用 0.5 g 水平加速度，再依據 ASCE 4 要求分析時必需假設垂直加速度要為水平加速度的 2/3，故基座上的垂直負載應為 $(SSE)V_{Ess}=230 \times 0.5 \times 2/3/4.5/4.5=3.786 \text{ MT/m}^2$ 。加上活載重 L，合計垂直向載重為 15.186 $\text{MT/m}^2$ ，但為保守分析，護箱位置之基礎板活載重採用 15.5 $\text{MT/m}^2$ 。將以上水平與垂直地震力應用於 STAAD Pro 2004 程式中計算。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	C07-062-20-111	章節	6.2.6	頁碼	48	行數	
第 1 次審查意見							
混凝土貯存基座重心如何計算，請詳細說明。							
答覆說明							
基座重心可應用 STAAD Pro 2004 軟體自動計算產生或以手算方式決定，如附件 25 所示。SAR 中圖 6.2.6-28 偏心載重圖更換如附件 25 所示。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	C12-062-21-112	章節	6.2.6	頁碼	13	行數	
第 1 次審查意見							
固定錨拉應力分析應以降伏及極限強度對實際應力之比值計算安全係數，不宜採用面積比值，請修正以應力值計算。							
答覆說明							
將修正以應力值計算，如附件 26。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	C12-062-22-113	章節	6.2.6	頁碼	45	行數	
第 1 次審查意見							
1.請說明混凝土護箱與外加屏蔽間如何銜接，以及銜接設施之設計。 2.混凝土護箱外加屏蔽之設計應包含配筋及間隔塊之細部設計，應增列外加屏蔽配筋圖及間隔塊負載組合分析於報告中。 由於混凝土護箱本身與外加屏蔽之邊界條件不同，故仍須針對外加屏蔽與間隔塊考量必要的負載組合下為安全之設計。							
答覆說明							
1. 混凝土護箱與外加屏蔽間有混凝土間隔塊的設置，用以避免二者在地震過程中的碰撞行為。每一個外加屏蔽各有四個混凝土間隔塊，混凝土間隔塊為一立方體之幾何形狀設計，座落於外加屏蔽的內側卡槽中。安裝時，當混凝土護箱置妥於混凝土基座上之後，再逐一將外加屏蔽置放於混凝土護箱週圍，在每一外加屏蔽置放後即可將混凝土間隔塊至入卡槽中(注意間隔塊厚度小於卡槽及護箱與外加屏蔽間隙的總和，故不會因安							

裝外加屏蔽時的誤差而造成間隔塊無法置入。)，再將之推向護箱，使之與護箱緊貼，並在間隔塊與外加屏蔽間留出間距，再以混凝土漿填充此間距，即完成一間隔塊之安裝。

2. 混凝土護箱外加屏蔽之設計有包含配筋及間隔塊之細部設計，經計算間隔塊強度可承受 0.5 g 地震強度所引發護箱與外加屏蔽間之推擠力量，如附件 3。

#### 第 2 次審查意見

附件 3 所示為地震時外加屏蔽與混凝土護箱之作用力，而在此作用力下進行間隔塊的斷面設計請以文字說明。此外，間隔塊設計完成後，在可能發生的負載組合下(如風力、熱應力.....)是否安全，仍應加以分析。

#### 第 2 次審查意見答覆說明

本公司預計於 96 年 8 月底，補送間隔塊斷面設計與間隔塊之分析結果。

#### 第 3 次審查意見

1. 混凝土護箱與外加屏蔽間之間隔塊數目、尺寸、配筋、設置位置、固定方式等應以文字說明並配合設計圖面表示。
2. 附錄 6.6E 針對地震負載及熱負載下之最大應力計算間隔塊本身發生破壞的安全餘裕，但對間隔塊及其周邊在各種負載組合下(含風力或外力作用)可能發生的破壞型式(如剪力貫穿、撓曲裂縫或其他)仍應加以查核。

#### 第 3 次審查意見答覆說明

1. 間隔塊數目、尺寸、設置位置、固定方式已表示於第三章圖 VCC-001-08 混凝土護箱外加屏蔽說明中；另外，間隔塊中無配筋，但設置有間隔塊固定錨作為吊裝之用途。
2. 本計畫於地震、洪水與颱風等三項意外事故分析中，有關混凝土間隔塊之分析，皆已考慮前述意外事故與熱負載之組合(參考 SAR 6.6 節-附錄 6.6.E、附錄 6.6.F、附錄 6.6.G)，其中除附錄 6.6.F 中特別說明在發生洪水時，因護箱與間隔塊已浸泡在水中，不考慮溫差造成的熱應力外，地震與颱風之分析皆已加入熱負載之應力。對於地震、洪水與颱風等天然之災害，於意外事故分析中皆僅針對單一意外事故分析，不考慮災害之疊加，故附錄 6.6.E 為針對地震之分析，不考慮洪水與颱風同時造成之影響。洪水與颱風對於混凝土間隔塊的影響，分別於洪水與颱風意外事故分析章節中敘述，其對混凝土間隔塊的影響已增添於安全分析報告如附件 105-1 及 105-2。

#### 第 4 次審查意見

同意答復。

編號	C12-062-23-114	章節	6.2.6	頁碼	49	行數	
第 1 次審查意見							
<p>1. 第 1-3 行對於混凝土基座承受剪力貫穿之分析方法及安全係數如何，請加以說明。</p> <p>2. 第 4-6 行對「原則上混凝土基座不會受力」的陳述，請修改文字說明的方式，另請增列混凝土基座之設計圖面(含配筋)。</p>							
答覆說明							
<p>1. 混凝土基座承受剪力貫穿之分析方法及安全係數，詳如附件 27 所示。</p> <p>2. 依審查意見修正為「運用 STAAD Pro 2004 軟體分析判斷為柔性基礎，對 90 cm 厚混凝土基座產生之斷面彎矩不大」。另將於報告中增列混凝土基座之設計配筋圖 6.2.6-29(如附件 28)所示。</p>							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	C12-062-24-115	章節	6.2.6	頁碼	90	行數	
第 1 次審查意見							
表 6.2.6-23 中，負載組合 2, 3 所列靜負載應力值明顯有誤，請詳細查核表中所列各應力值皆為正確。							
答覆說明							
<p>經查證表 6.2.6-23 中數值無誤，舉負載組合 2 及 3 說明如下。在 6.2.6-39 頁提及靜負載應為 26.1 psi，分析時保守用 30 psi (206.85 KPa)，組合負載 2 及 3 中靜負載應為 1.05 D (Dead Load，詳見表 3.1.2-4)，而表中數字為 220.64 KPa 與 <math>206.85 * 1.05 = 217.19</math> KPa 不同，乃因實際計算是依 <math>30 * 1.05 = 31.5</math> psi 而保守使用 32.0 psi。32.0 psi 即為表中 220.64 KPa。</p>							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	C12-062-25-116	章節	6.2.6	頁碼	94,95	行數	
第 1 次審查意見							

表 6.2.6-30 及表 6.2.6-31 之土層參數中，土層 0-3.50 m 之 E 值於兩表中不一致，修正後是否影響表 6.2.6-31 之計算結果亦請查核。

答覆說明

土層 0-3.50 m 之 E 值修正為 2500 MT/m<sup>2</sup>，同時修正表 6.2.6-31，總沉陷量為 2.072 cm(如附件 29)。

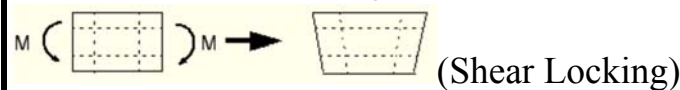
第 2 次審查意見

同意答復。

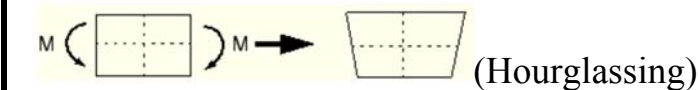
編號	C18-062-26-117	章節	6.2.6	頁碼	9	行數	
----	----------------	----	-------	----	---	----	--

第 1 次審查意見

底座鉸件之立管分析使用 ANSYS 分析程式，模型元素使用 8 節點實體元素 (SOLID45)，此種一階線性元素在承受彎矩力時，若以 Fully integration 法計算會發生 Shear Locking 問題，也就是會低估彎矩變形。



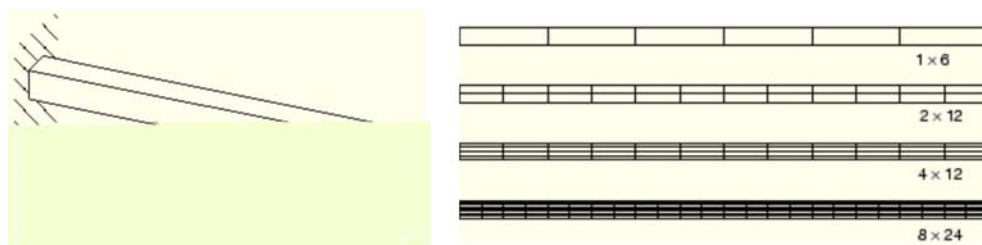
若以 Reduced integration 法計算又會有 Hourglassing 問題，也就是會高估彎矩變形



由於元素應力依據變形量所計算，當變形誤差大時所得應力就不準。上述 Shear Locking 與 Hourglassing 現象均因採用一階元素，使元素內部變形維持線性，至於變形誤差會有多大，可由下面例子瞭解。

例如：一個 2.5mm 寬 5mm 深 150mm 長的懸臂梁 E=70GPa，端點受到 5N

的力，端點變位的梁理論解為  $\delta = \frac{Pl^3}{3EI} = 3.09\text{mm}$ 。如果分別以 8 節點實體元素及 20 節點實體元素以 ABAQUS 軟體模擬分析，使用網格如下：



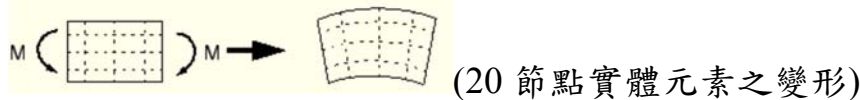
以 Fully Integration 方法所解得端點變位與理論解之比值為：

有限元素	網格數 (深×長)			
	1×6	2×12	4×12	8×24
8 節點實體元素	0.077	0.248	0.243	0.563
20 節點實體元素	0.994	1.000	1.000	1.000

如以 Reduced-Integration 方法所解得端點變位與理論解之比值為：

有限元素	網格數 (深×長)			
	1×6	2×12	4×12	8×24
8 節點實體元素	70.1	1.323	1.063	1.015
20 節點實體元素	0.999	1.000	1.000	1.000

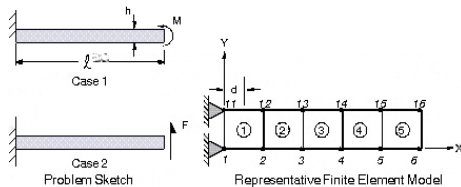
結果顯示在厚度方向即使採用 4 層 8 節點實體元素仍有相當之誤差出現，除非採用非常細的網格，更何況本計畫底座鉸件之立管分析僅 1 層元素。只有採用二階元素（如：2D 分析之 8-node quadratic element 或 3D 分析之 20-node brick element）使元素內部變形為二次元，才可消除上述現象。



分析者應該正視網格與元素使用不恰當之問題，建議在現有不可改變網格情形下，採用 20 節點實體元素重新分析，才能評估最大應力是否在容許範圍。

#### 答覆說明

- ANSYS 的 SOLID45 元素，其 shape function 並非單純之 Tri-Linear (參看 ANSYS Release 9.0 Documentation)。此元素在 Shape function 中有加進二次項，對於預防 Volumetric locking 及 shear locking 皆有較好之效果，且模型中之最大細長比僅為 1:4，判斷對 shear locking 效應並不會太大。
- 在 ANSYS Release 9.0 Verification Manual 中，有以 PLANE42 對懸臂樑解析解所作驗證。PLANE42 為 SOLID45 之 2D 版本，與 shape function 類似。由該資料中可得雖然沿著樑斷面只有一個元素，但所得之解與解析解相同。在 ANSYS V&V 報告中已有詳述，故綜合上述，目前結構分析採用 ANSYS 三維 SOLID45 元素進行分析無 Shear Locking 與 Hourglassing 現象的顧慮，且可有效及正確計算底座鉸件之應力分佈。ANSYS 範例如下：



#### Material Properties

$E = 30 \times 10^6$  psi  
 $\nu = 0.0$

#### Geometric Properties

$l = 10$  in  
 $h = 2$  in  
 $d = 1$  in

#### Loading

Case 1,  $M = 2000$  in-lb  
Case 2,  $F = 300$  lb

		Target (解析解)	ANSYS 9.0	Ratio
Case 1	Deflection, in	0.00500	0.00500	1.000
	StressBend , psi	3000	3000*	1.000
Case 2	Deflection, in	0.00500	0.00505	1.010
	StressBend , psi	4050	4050*	1.000

\* R. J. Roark, Formulas for Stress and Strain, 4th Edition, McGraw-Hill Book Co., Inc., New York, NY, 1965, pp. 104, 106.

以上相關陳述與 ANSYS 輸入檔案，詳見 ANSYS V & V 報告附錄 D，第 D-5~D-7 頁。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	C02-062-27-118	章節	6.2	頁碼		行數	
第 1 次審查意見							
附錄 6.2.A 碳鋼機械性質表中，Ultimate Tensile Stress 應隨溫度而有所變化，不應該始終為單一值？請再確認之。							
答覆說明							
經查證後確認無誤。以 SA533 Type B Class 2 碳鋼為例說明，附錄 6.2.A 溫度區間在-20~800°F之間，極限強度皆為 90.0 ksi；經查 ASME Section II Part D Table U 中對 SA533 Type B Class 2 碳鋼的極限強度的建議值，在-20~800°F亦皆為 90.0 ksi，在 850，900，950 與 1000°F時，各為 86.9，82.3，76.4 與 69.4 ksi。其餘 SA36 與 A588 碳鋼的極限強度經查證後亦無誤。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施」安全分析報告

第六章第三節審查意見

編號	D03-063-01-119	章節	6.3 3.1	頁碼	2 2	行數	1 19
第 1 次審查意見							
<p>表 3.1.1-2 中提及設計基準燃料經保守估算，每根燃料束之衰減熱均在 0.25 kW 以內，然表 6.3.4-1 中提及用過核子燃料於短期裝填與傳送期間之熱傳評估，其熱負載為 7 kW，因此核一廠用過核子燃料乾式貯存設施，僅適用於熱負載小於 7 kW 的用過核子燃料，顯然設計基準燃料之衰減熱應為 0.125 kW 以內，而不是 0.25 kW，請 澄清。若要存放熱負載大於 7 kW 的用過核子燃料，請再補充提供短期裝填與傳送期間之相關熱傳評估。另請提供目前貯存於核一廠用過核子燃料池內熱負載小於 0.125 kW (7 kW/56) 之用過核子燃料束的數目。</p>							
答覆說明							
<p>1. 本計畫設計基準為燃料束最大平均燃耗為 36,000 MWD/MTU，最小冷卻時間為 10 年，經換算熱負載為 14 kW，而設施實際裝填最大燃料熱負載為 7 kW。</p> <p>2. 本計畫預計於 96 年 8 月底補送燃料熱負載為 14 kW 時，燃料短期裝填與傳送期間設施熱傳分析結果。</p> <p>3. 核一廠符合(7 kW/Cask)之用過核子燃料束數量共有 1,860 束，請參考安全分析報告第 3 章，表 3.1.1-2 至表 3.1.1-3。</p>							
第 2 次審查意見							
<p>同意答覆，但燃料短期裝填與傳送期間設施熱傳分析結果將列後續追蹤事項。</p>							
第 2 次審查意見答覆說明							
<p>燃料熱負載 14 kW 之燃料短期裝填與傳送期間設施熱傳分析應可於 96 年 9 月中完成初步計算，故預計於 96 年 9 月 20 日補送分析方法及結果之摘錄說明供委員參考。</p>							
第 3 次審查意見							
<p>請補送「14 kW 之燃料短期裝填與傳送期間設施熱傳分析方法及結果」。</p>							
第 3 次審查意見答覆說明							
<p>燃料短期裝填與傳送過程設施熱傳分析方法及結果摘要說明(含熱負載 14 kW 評估結果)，請見附件 103 所示。</p>							
第 4 次審查意見							



請說明 vacuum 及 helium 階段由穩態熱傳分析改成暫態熱傳分析之理由。

#### 第 4 次審查意見答覆說明

在選定設施熱負載之狀況下，為評估燃料短期裝填與傳送過程各作業階段(即 Water、Vacuum 及 Helium 階段)燃料護套及設施組件之最高溫度，並規範各作業階段之容許作業時間，原則上須進行設施之暫態熱傳分析，以計算設施溫度及作業時間。然而，在設施熱負載相對較低之狀況下( $\leq 7 \text{ kW}$ ，以本計畫為例)，由於燃料護套及設施組件溫度相對較低，部份作業階段(如 Vacuum 及 Helium 階段)可採用最終狀態(end-state)分析方式(此與國外廠家之處理方式相同，如 NAC)，以評估燃料護套及設施組件之最終溫度。如果燃料護套及設施組件最終溫度均低於對應之溫度限值，理論上該階段將不受操作時間之限制；惟美國 NRC 要求即使最終狀態溫度(end-state temperature)低於熱限值，操作時間上限仍需小於 600 小時。

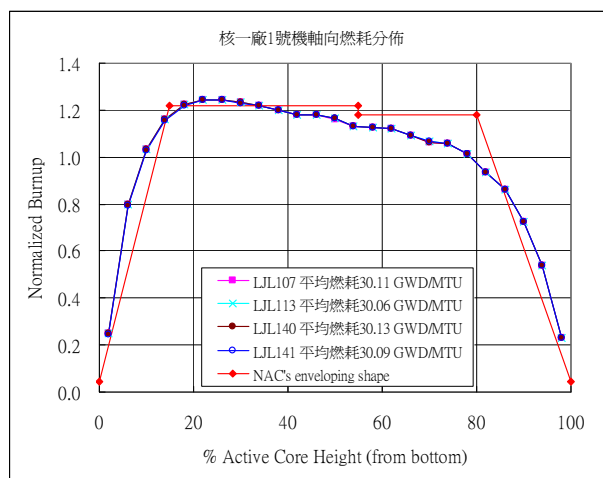
於本計畫中，在設施熱負載為 14 kW 之狀況下，各作業階段燃料護套及設施組件最高溫度，以及各作業階段容許作業時間，均採用暫態熱傳分析方式進行評估，以規範各作業階段之容許作業時間，並避免燃料護套及設施組件最高溫度超過對應之溫度限值。而在設施熱負載不大於 7 kW 之狀況下，本計畫 Water 階段仍採用暫態計算方式，評估密封鋼筒內部水溫隨時間之變化，以規範此階段之容許作業時間，避免水沸騰現象的發生；至於 Vacuum 及 Helium 階段，由於設施熱負載相對較小，燃料護套及設施組件溫度相對較低，本計畫直接計算燃料護套及設施組件之最終狀態溫度，且經確認燃料護套及設施組件最終溫度均低於對應之溫度限值，並依美國 NRC 要求，合理規範此二階段之容許作業時間均 600 為小時。詳細說明請參閱本報告第六章三、(七).1 節之內容。

#### 第 5 次審查意見

同意答復。

編號	D26-063-02-120	章節	6.3.7	頁碼	21	行數	
第 1 次審查意見							
圖 6.3.7-1 用過核子燃料軸向功率分布中，於 0.6 相對爐心高度之燃耗並不連續，請 增列核一廠實際燃耗圖，並說明其功率分布。							
答覆說明							
下圖為核一廠一號機數個燃料束燃耗在 30,000 MWD/MTU 附近的軸向燃耗分佈圖。其中在有效燃料高度 18~33%處，與本計畫所採用之 analytical simplified shape 比較，雖然無法完全涵蓋，但在 40~80%處則是相當保守，							

密封鋼筒內燃料護套最高溫度的發生位置在有效燃料高度中間位置的分析結果不受影響。



### 第 2 次審查意見

同意答復。

編號	D03-063-03-121	章節	6.3.4	頁碼	2	行數	12
----	----------------	----	-------	----	---	----	----

### 第 1 次審查意見

表 6.3.4-1 中提及中央氣象局所提供的資料，近 21 年來台北、基隆及淡水等三地區之歷史最高溫度為 38.8 °C，且夏日地區之溫度常超過 35 °C，本安全分析報告中在正常貯存狀況下，周圍溫度使用 32 °C 來作分析是否恰當？另台灣夏季之持續高溫，是否會影響熱移除功能，請針對該設施之高溫狀態做暫態分析 (heatup tracing)，並提供暫態分析中所有重要組件之溫度變化數據。

### 答覆說明

於本計畫中，正常貯存狀況設施周圍溫度之決定係以台北、基隆及淡水等三地區每年最高日平均溫度之近 21 年平均做為採用基準，三地區最高值低於 32 °C (台北地區 31.83 °C，核一廠近 7 年平均 31.06 °C)，此周圍溫度計算方式符合法規 NUREG-1536 中所述精神。再者，由設施熱傳特性估算可知，密封鋼筒之 thermal time constant 約為 3 天，而混凝土護箱約為 6 天。所以，在設施有足夠大之 thermal time constant 狀況下，類似每小時量測溫度(如 38.8 °C，台北、基隆及淡水等三地區近 21 年每小時量測溫度最高紀錄值)或夏日白天溫度(如 35 °C)等短暫周圍溫度升降變化，對燃料護套及設施組件溫度而言，其影響極為有限。而針對設施周圍溫度每日可能之短暫升降變化，本計畫完成設施周圍溫度變化暫態熱傳分析，計算條件為設施在正常貯存狀況下，周圍溫度瞬間上升至 39 °C，並維持 8 小時時間(模擬 9

時至 17 時夏日白天高溫)，其後周圍溫度回復至 32 °C，分析結果顯示燃料護套溫度僅增加 1.9 °C (<< 溫度餘裕 163.2 °C)，而混凝土護箱混凝土整體溫度亦僅增加 0.5 °C (< 溫度餘裕 2.3 °C)，詳細計算結果請參考表 1。所以，本計畫採用較台北、基隆及淡水等三地區每年最高日平均溫度之近 21 年平均為高之 32 °C 做為設施周圍溫度應屬合理。

表 1

組 件 名 稱	溫 度 (°C)			
	案例一	案例二	溫度變化量	限 值
燃料護套	236.8	238.7	1.9	400.0
承載圓盤	221.8	223.8	2.0	371.1
導熱圓盤	221.2	223.2	2.0	343.3
密封鋼筒殼體	134.3	138.9	4.6	426.6
混凝土護箱	63.2(整體)	63.7(整體)	0.5(整體)	65.5(整體)
混凝土	71.9(局部)	74.3(局部)	2.4(局部)	
外加屏蔽結構體	61.4(整體)	62.6(整體)	1.2(整體)	93.3(局部)
混凝土	71.0(局部)	74.2(局部)	3.2(局部)	

設施熱傳分析：正常貯存狀況；燃料熱負載 14 kW。  
 案例一：周圍溫度 32 °C；穩態分析。  
 案例二：周圍溫度 39 °C，維持 8 小時，其後周圍溫度瞬間降至 32 °C；暫態分析，起始溫度由案例一提供。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	D26-063-04-122	章節	6.3.4	頁碼	2	行數	1
----	----------------	----	-------	----	---	----	---

第 1 次審查意見

表 6.3.4-1 中提及熱傳評估中池水溫度採 41 °C 來作分析，因此未來 INER-HPS 系統進行裝填操作時，請確實依第五章所述執行相關管制配合措施，以確保池水溫度低於 41 °C，並將其列於運轉技術規範中。

答覆說明

本計畫在進行用過核子燃料裝填與操作時，將確實依據安全分析報告第 5 章內容，執行相關管制配合措施，以確保用過核子燃料貯存池水溫度低於 41 °C，並將其列於運轉技術規範中。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	D26-063-05-123	章節	6.3.5	頁碼	7	行數	1
----	----------------	----	-------	----	---	----	---

第 1 次審查意見

6.3.5-7 中提及密封鋼筒內壓之計算基準，係採用 NAC-UMS 系統設計基準燃料，請說明此計算基準是否適用於本計畫待貯燃料。

答覆說明

安全分析報告第 6.3.5-7 頁所提密封鋼筒內壓計算基準，其係用以計算燃料棒分裂氣體莫耳數。燃料棒分裂氣體莫耳數越大，則密封鋼筒內壓計算值越保守。而燃料束荷重、燃耗及冷卻時間越大，則燃料棒分裂氣體莫耳數越大。於本計畫四種待貯用過核子燃料中(GE8×8-1、GE8×8-2、SPC8×8 及 GE9B)，燃料束荷重最大值為 0.1863 MTU；燃耗最大值為 36 GWD/MTU；冷卻時間最大值為 30 年，而計算密封鋼筒內壓時採用之 NAC UMS 系統設計基準燃料，其燃料束荷重為 0.1880 MTU；燃耗為 60 GWD/MTU；冷卻時間為 40 年，均較本計畫四種待貯用過核子燃料之最大值為大，故可得保守之密封鋼筒內壓計算結果。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	D26-063-06-124	章節	6.3.5	頁碼	8	行數	7
第 1 次審查意見							
6.3.5-8 中提及燃料束均質化等效熱傳特性計算模式，係採用用過核子燃料 GE8×8-2 作為計算的案例，然核一廠目前用過核子燃料還有 SPC8×8-2、GE9B、GE12 等，上述 GE8×8-2 計算模式是否保守涵蓋其他用過核子燃料 (6.3.7-2)，若不能涵蓋而要貯存其他用過核子燃料，請再補充提供相關分析資料。未來採用之用過核子燃料型式應列於運轉技術規範中。							
答覆說明							
經比較本計畫四種待貯用過核子燃料(GE8×8-1、GE8×8-2、SPC8×8 及 GE9B) 之等效熱傳導係數可知(請參考安全分析報告第 6.3 節，表 6.3.5-1 及圖 6.3.5-9)，GE8×8-2 燃料之值最為保守，故本計畫設施熱傳分析模式採用 GE8×8-2 燃料之均質化等效熱傳特性進行計算，可得保守之熱傳分析結果，且可涵蓋本計畫四種待貯用過核子燃料。而對於本計畫欲貯存之用過核子燃料型式，將明列於運轉技術規範中。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	D26-063-07-125	章節	6.3.7	頁碼	2	行數	8
第 1 次審查意見							
6.3.7-2 中提及採用 NAC 廠家所使用之燃料管均質化熱傳特性，其數值是否為 NAC-UMS 安全分析報告中 Table 4.4.1.2-4 所列之燃料管均質化熱傳導係數。							
答覆說明							
安全分析報告第 6.3.7-2 頁所提廠家使用之燃料管均質化熱傳特性包含 NAC UMS 系統最終安全分析報告中 Table 4.4.4.1-2 所列之值，另本計畫亦參考 NAC 所提供計算書中所列之燃料管均質化熱傳特性(計算書名稱 Enhanced UMS BWR Fuel Region and Fuel Tubes Effective Thermal Properties，編號 EA790-3007)。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	D26-063-08-126	章節	6.3.7	頁碼	3	行數	9
第 1 次審查意見							
6.3.7-3 洩水、抽真空及充氬氣階段分析時之假設中，未列氬氣之初始溫度，其初始溫度是否如 6.3.7-8 所列為 32°C，請補充說明。							
答覆說明							
安全分析報告第 6.3.7-3 頁所提洩水、抽真空及充氬氣階段之設施熱傳分析係採用穩態計算，因此是否給予初始溫度並不影響分析結果。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	D26-063-09-127	章節	6.3.7	頁碼	7	行數	18
第 1 次審查意見							
6.3.7-7 中提及設施頂表面日照熱通量為 387.6 W/m <sup>2</sup> ，側表面為 193.8 W/m <sup>2</sup> ，以及 6.3.7-8 中提及本計畫設施熱傳分析考量之日照熱負載約為 13.5 kW，上述日照熱通量與熱負載如何求得請說明。							
答覆說明							

本計畫採用之日照熱通量係依據法規 10 CFR Part 71 所給定值，並依據法規 NUREG-1536 取 24 小時平均，設施頂部日照熱通量為

$$800 \text{ cal/cm}^2 / 24 \text{ hr} =$$

$$(800 \text{ cal/cm}^2 / 24 \text{ hr}) \times (4.18605 \text{ J} / 1 \text{ cal}) \times (10000 \text{ cm}^2 / 1 \text{ m}^2) \times (1 \text{ hr} / 3600 \text{ s}) = 387.6 \text{ W/m}^2 ;$$

而設施側邊日照熱通量為

$$400 \text{ cal/cm}^2 / 24 \text{ hr} =$$

$$(400 \text{ cal/cm}^2 / 24 \text{ hr}) \times (4.18605 \text{ J} / 1 \text{ cal}) \times (10000 \text{ cm}^2 / 1 \text{ m}^2) \times (1 \text{ hr} / 3600 \text{ s}) = 193.8 \text{ W/m}^2 .$$

本計畫設施熱傳分析，除異常低溫事件外，皆考慮日照之影響，分析時設施頂部及側邊分別給予上述之頂部及側邊日照熱通量進行計算，另並考慮混凝土對日照之吸收度(吸收度為 0.6，參考 NAC UMS 系統最終安全分析報告)。而安全分析報告第 6.3.7-8 頁所提日照熱負載係將設施日照熱通量乘上設施表面積，並考慮混凝土對日照之吸收度計算而得。即

$$\text{設施日照熱負載} = \text{設施日照熱通量} \times \text{設施表面積} \times \text{混凝土日照吸收度}$$

$$= 22.5 \text{ kW} \times 0.6 = 13.5 \text{ kW}$$

其中

$$\text{設施日照熱通量} \times \text{設施表面積} =$$

$$\text{頂部日照熱通量} \times \text{頂部表面積} +$$

$$\text{側邊日照熱通量} \times \text{側邊表面積} =$$

$$387.6 \text{ W/m}^2 \times 20.3 \text{ m}^2 + 193.8 \text{ W/m}^2 \times 75.1 \text{ m}^2 = 22.5 \text{ kW} ;$$

混凝土日照吸收度 = 0.6。

#### 第 2 次審查意見

同意答復。

編號	D31-063-10-128	章節	6.3.7	頁碼	10	行數	24
----	----------------	----	-------	----	----	----	----

#### 第 1 次審查意見

空氣進口半堵塞之評估，並未說明是四個進口各 50%，還是二個各 100% 堵塞，另二個正常，此二種情境評估結果是否相同？請 說明。

#### 答覆說明

本計畫設施內部冷卻空氣係經設施底部 4 個空氣進口流入，並匯集於設施底部集氣空間，其後再經 4 個孔口流入設施空氣通道中(請參考圖 1)。所以，不論是 4 個空氣進口皆堵塞 50% 或空氣進口 2 個不堵塞而另 2 個全堵塞之狀況，對設施內部之冷卻效果並無不同。

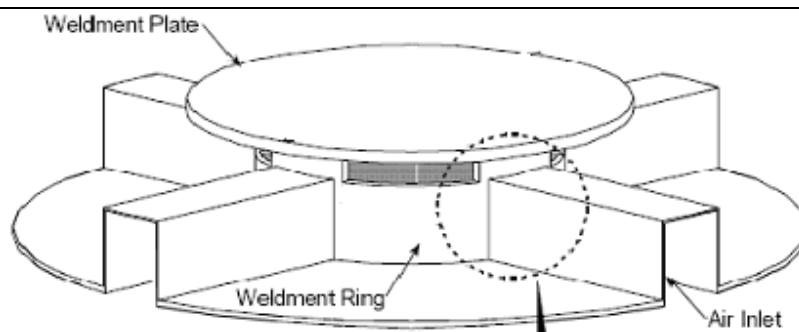


圖 1

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	D31-063-11-129	章節	6.3.7	頁碼	33	行數	
第 1 次審查意見							
<p>表 6.3.7-4 顯示導熱圓盤於熱負載 14kW 時不會超過限值，但 NAC 原設計為 23kW 該圓盤會受熱膨脹而頂到密封鋼筒筒壁，而使導熱效果較佳，若衰變熱為 14kW 其膨脹度較低，熱移除效果是否受影響？請 說明。</p>							
答覆說明							
<p>於本計畫中，所有設施熱傳分析案例皆假設導熱圓盤邊緣與密封鋼筒筒壁間存有間隙，即忽略圓盤邊緣與鋼筒筒壁可能之傳導熱傳，以保守評估燃料護套及設施組件溫度。</p>							
第 2 次審查意見							
<p>同意答復。</p>							

編號	D31-063-12-130	章節	6.3	頁碼		行數	
第 1 次審查意見							
<p>根據聯合國政府間氣候變化專家（IPCC Intergovernmental Panel on Climate Change）之評估報告（Climate Change 2001 IPCC Third Assessment Report），全球暖化將造成氣溫上升，是否會影響熱移除之評估結果？請 說明。</p>							
答覆說明							

依據 IPCC 評估報告內容所述，2100 年全球平均地面氣溫將較 1990 年增加 1.4 °C 至 5.8 °C。IPCC 前述報告係指年平均溫度上升預測值，而本安全分析報告係採用最高之日平均溫度，兩者基礎並不相同。由於本計畫設施於正常貯存狀況下，在燃料熱負載為 14 kW 時，設施組件溫度最小餘裕為 2.3 °C (混凝土護箱混凝土整體溫度餘裕)。再者，本計畫設施實際裝填之燃料熱負載介於 4 kW 至 7 kW 間，因此實際之設施組件溫度最小餘裕必較 2.3 °C 為大。另外，設施燃料熱負載會隨貯存時間之累積而降低。綜合以上所述，全球暖化對設施熱傳之影響並無安全上之疑慮。

#### 第 2 次審查意見

年平均溫度與最高日均溫的立論基礎雖不盡相同，但最起碼其為全球暖化程度之量化指標，以此作為保守評估較具可信度。請以量化說明該設施貯存期間之暖化影響。

#### 第 2 次審查意見答覆說明

本計畫設施熱傳分析選取採用之周圍溫度係依據中央氣象局所提供之氣溫資料(1984 年至 2005 年，見安全分析報告第 2 章表 2.4.1-8 所示)，而依據 IPCC 評估報告所提供之溫升曲線(見圖 1 所示)，2005 年全球氣溫較 1990 年增加 0.34°C；而 2060 年全球氣溫則將較 1990 年增加 3.24°C，所以由以上數據保守估算，在本計畫設施設計使用年限(50 年)到期時，設施周圍溫度將上升不超過 2.9°C ( $3.24-0.34=2.9$ )。本計畫目前在不考慮全球暖化及貯放燃料功率衰退之狀況下，設施組件溫度最小餘裕僅有 2.3°C (混凝土整體溫度餘裕)，小於暖化效應之溫升 2.9°C。但如考慮貯放燃料功率隨貯放時間之衰退，本計畫設計貯存之用過核燃料(燃耗 36 GWd/MTU，冷卻時間 10 年)經存放 50 年後，設施燃料熱負載將由 14 kW 降低至 5.15 kW。而由先前相關計算結果可知，在燃料熱負載為 7 kW ( $> 5.15$  kW)及不考慮全球暖化之狀況下，設施組件溫度最小餘裕為 3.2°C (混凝土整體溫度餘裕)，大於全球暖化可能造成之溫升 2.9°C，因此當功率衰退至 5.15 kW 時，所釋出之溫度餘裕( $> 3.2$ °C)更將大於全球暖化所造成之溫升效應(2.9°C)。所以綜合以上所述，全球暖化對設施熱傳之影響並無安全上之實質疑慮。



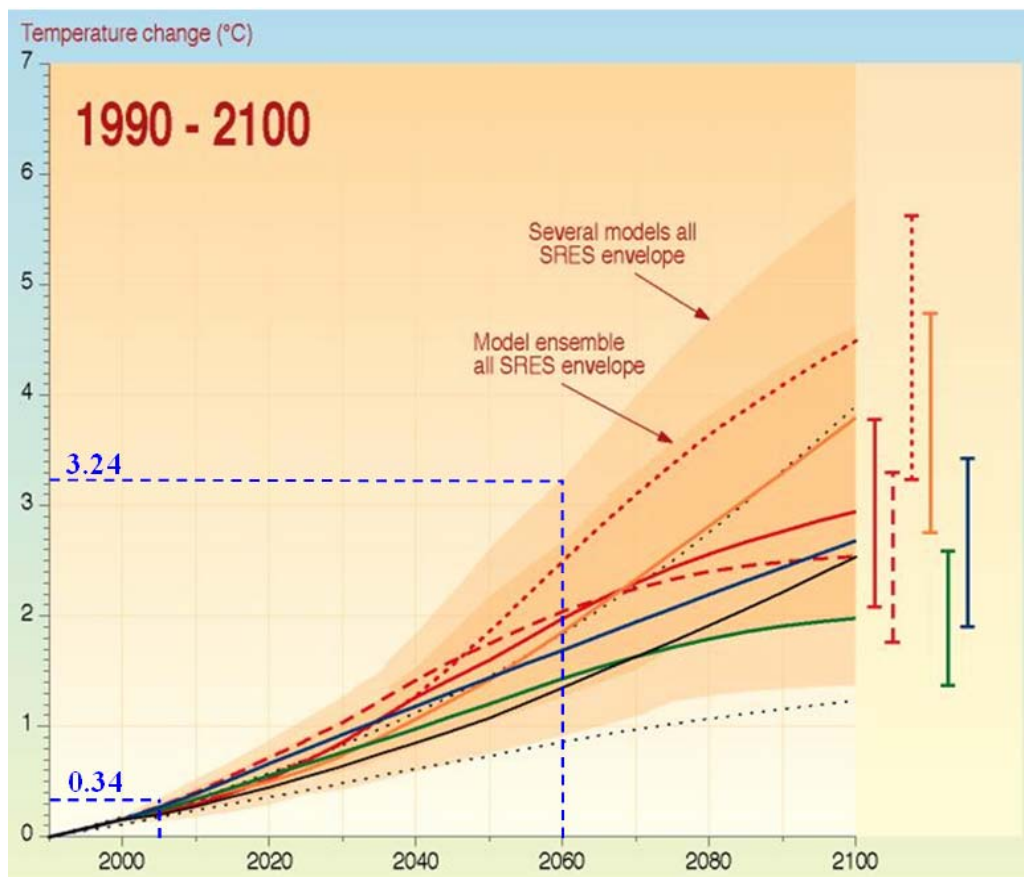


圖 1

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	D03-063-13-131	章節	1.1	頁碼	10	行數	
----	----------------	----	-----	----	----	----	--

第 1 次審查意見

RELAP5-3D 自然對流計算之檢驗結果，對空氣自然對流流量的計算誤差值處理方式，在 ANSYS+RELAP5-3D 耦合進行密封鋼筒與混凝土護箱整合計算後，流量值比 NAC 用 ANSYS+FLOTRAN 計算結果小約 10%，請說明。

答覆說明

本計畫設施熱傳分析採用 RELAP5-3D 程式計算設施空氣通道內之空氣自然對流熱傳，經 RELAP5-3D 熱虹吸迴路自然對流計算校驗，明確量化 RELAP5-3D 計算空氣自然對流流量之不準度(< 4%)。因此在本計畫設施熱傳分析應用上，RELAP5-3D 計算之空氣自然對流流量保守扣除 4% (補償程式計算不準度)。再者，於本計畫密封鋼筒與混凝土護箱模式(ANSYS &

RELAP5-3D)整合計算校驗中，空氣通道自然對流流量係以設施設計流量 0.4536 kg/s 做為校驗基準(參考 NAC UMS 系統最終安全分析報告，表 1.2-5)，此值較 NAC 模式(ANSYS & FLOTRAN)計算之流量低約 10%。此一本書模式計算流量較 NAC 模式為低之狀況，就本計畫設施熱傳分析而言可視為保守。在採用相同燃料熱負載及空氣通道入口空氣溫度條件下，若空氣通道流量越低，則空氣通道進出口空氣溫差越大，即空氣通道內有較高之空氣溫度分布，故可得保守之燃料護套及設施組件溫度評估結果。

第 2 次審查意見

同意答復。

「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施」安全分析報告  
第六章第四節審查意見

編號	E04-064-01-132	章節	6.4.6	頁碼	1	行數	
第 1 次審查意見							
<p>屏蔽評估採用 MCNP 程式，由評估過程與結果中能否看出由天空散射所貢獻的比例？與 NAC 公司採用 Skyshine-III 程式評估天空散射占全部劑量率比例有多大的差異？此一部分如何確認評估是保守的？請補充說明其差異性。</p>							
答覆說明							
<p>1. 採用 MCNP 程式計算廠界劑量率，混凝土護箱表面射源項分別來自護箱側表面及護箱頂部表面，這些射源對廠界劑量的貢獻有直接輻射也有天空散射，並包括護箱與護箱間的自我屏蔽效應，相當複雜。目前 MCNP 程式的輸出數據僅能知道廠界位置之各粒子未碰撞射源強度，無法由評估過程與結果看出由天空散射所貢獻的廠界劑量比例。</p> <p>2. NAC 公司採用其修改的 Skyshine-III 程式進行廠界劑量分析。護箱表面的能量通量分佈計算是採用一維 SAS1 程式，並經三維 SAS4 程式之屏蔽分析調整其結果。Skyshine-III 程式執行廠界劑量評估時，護箱的表面射源則分別來自護箱側表面及護箱頂部表面。Skyshine-III 程式的分析並考慮到護箱與護箱間的自我屏蔽效應。</p> <p>3. 在進行核一廠 ISFSI 廠界劑量分析前，本計畫先以 UMS SAR 為參考，比較單一混凝土護箱對不同距離處廠界所產生的劑量率，詳細計算內容列於參考文獻 28。由參考文獻 28 之計算結果顯示，本計畫所建立的 MCNP 評估模式，不論在混凝土護箱表面劑量與表面角通量計算，以及在混凝土護箱表面射源對廠界所產生劑量的評估上，其計算值皆較 UMS SAR 為大。整體而言，在本計畫有興趣的 100~200 m 混凝土護箱與偵測點距離範圍，MCNP 計算所得的廠界劑量較 UMS SAR 保守。</p>							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	E04-064-02-133	章節	6.4.7	頁碼	6	行數	
第 1 次審查意見							
<p>由於護箱傾倒事故是必須分析的意外之一，請於本節增加說明混凝土護箱傾倒後之底面劑量率為若干？將如何處理？</p>							

### 答覆說明

1. 本計畫所設計之護箱依評估不會發生傾倒。即使傾倒，對 14 kW/護箱並使用保守分析條件，由 MCNP 程式計算結果顯示：護箱底部表面之最大劑量率約 676 mSv/h，護箱底部表面之平均劑量率約 356 mSv/h。
2. 如上述，本護箱設計不會發生傾倒。但若假設傾倒，其處理程序為：加圍籬及臨時屏蔽，撤離非必要人員，成立臨時管制區，再依應變作業程序處理。處理時，作業人員應配戴劑量筆，隨時監測人員劑量。必要時，進行擦拭檢驗及空氣取樣，以確認無放射性污染外釋。

### 第 2 次審查意見

1. 護箱由電廠內運送至貯存場間並未進行地震分析，如何肯定護箱不會傾倒？
2. 傾倒後，在平均劑量率約 356 mSv/hr 下需多少時間才能回復正常？如何確保意外事故一次不超過 50 mSv 劑量的限制？請說明本項意外事件之應變措施。

### 第 2 次審查意見答覆說明

1. 護箱由電廠內運送至貯存場間，將採用多軸油壓板車，其重心低，護箱將有適當的 tie down，護箱不會傾倒。(同 I16-066-22-175)
2. 廠內運送之用過核子燃料係安置在混凝土護箱內，在假設的混凝土護箱傾倒時，高劑量率只限於局部表面，應變人員只要避開高劑量率曝露方位，並利用護箱既有屏蔽或臨時屏蔽，從其他方向接近事故現場，便能有效抑低應變人員之劑量。
3. 萬一傾倒，其處理程序概要為：加圍籬及臨時屏蔽，撤離非必要人員，成立臨時管制區，再依應變作業程序處理(請參閱附件 91)；處理時，作業人員應配戴警報劑量計。必要時，進行擦拭檢驗及空氣取樣，以確認無放射性污染外釋。上述作業程序將納入本案之緊急應變計畫中，並於試運轉前提出。
4. 工作人員所受的輻射劑量，主要為前處理設置圍籬及臨時屏蔽(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 5 m 處，劑量率約 38 mSv/h(對 14 kW/護箱而言，若為 7 kW/護箱則為約 4 mSv/h)；三人共可能接受  $38 \times 3 \times 0.5 = 57$  man-mSv，個人則有 19 mSv 劑量(實際則為 2 mSv，針對 7 kW/護箱)，低於年劑量限值 50 mSv。不會有個人一次超過 50 mSv 劑量限制之情事發生。
5. 後處理程序則為將傾倒的護箱扶正，此時需動用大型吊車，工作人員同樣儘量避免面對護箱底部，估計需 10 人次作業每次 30 min，其所在位置約離開底部 5 m 處，集體劑量約為 190 man-mSv，個人則有 19 mSv 劑量(實際則為 2 mSv，針對 7 kW/護箱)，低於年劑量限值 50 mSv。故亦不會有個人一次超過 50 mSv 劑量限制之情事發生。
6. 對於一般大眾的輻射影響，主要為前處理將臨時屏蔽放置所需時間，估

計約需 1 天，則對於 100 m(保守假設最近之距離)外民眾之劑量率約為 0.0188 mSv/h，則將造成  $0.0188 \times 24 = 0.45$  mSv 之劑量(實際則為 0.047 mSv，針對 7 kW/護箱)，仍低於一般人員之年劑量限值 1 mSv 請參閱 I16-066-23-176 審查意見第 1 次答覆說明。(如附件 91)

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	E04-064-03-134	章節	6.4.2	頁碼	1	行數	
第 1 次審查意見							
請說明 INER-HPS 和 NAC-UMS 屏蔽設計之差異及考量因素。							
答覆說明							
INER-HPS和NAC-UMS的屏蔽設計差異：							
1. 混凝土護箱							
(1) INER-HPS混凝土護箱外加屏蔽，其中側面增加35 cm混凝土，頂部增加 30 cm混凝土。考量因素：符合廠界年劑量0.05 mSv要求(法規年劑量限值為0.25 mSv)。							
(2) INER-HPS混凝土護箱每個空氣入口通道內裝四根橫向實心碳鋼圓柱 (NAC-UMS為四根橫向空心碳鋼圓柱)。考量因素：實心碳鋼圓柱屏蔽效果更好。							
(3) INER-HPS混凝土護箱頂部之NS-3屏蔽材料替換為混凝土。考量因素：後者具備較佳之熱移除能力，以及後者取得容易與製程較簡單。							
2. 傳送護箱							
INER-HPS 傳送護箱側面鉛屏蔽減 2.2 cm、底部屏蔽門減 3.0 cm。考量因素：廠房吊車載重限制。							
第2次審查意見							
同意答復。							

編號	E04-064-04-135	章節	6.4.8	頁碼	1	行數	
第 1 次審查意見							

水泥護箱平均劑量與工作人員劑量之計算方式請補充說明，並於安全分析報告中提出計算工作人員劑所需之空間劑量分布。工作人員劑量應有 14kW 之評估，或將 14kW 及 7kW 共同列於報告中。

答覆說明

1. 混凝土護箱表面劑量率的平均值，是由 MCNP 程式計算混凝土護箱表面平均通量率，再乘上通量率-劑量率轉換係數所得到，此平均劑量率僅作為屏蔽分析之設計基準。
2. 輻射防護劑量評估並非採用平均劑量率，而是先由 MCNP 程式計算工作人員劑量評估所需之空間劑量分布，再依據工作人員實際工作位置並考慮局部高劑量及停留時間，計算出工作人員劑量。評估方式請參閱 6.4.8 節。
3. 7 kW 之計算結果將予以刪除，而 14 kW 之工作人員劑量評估結果，已列在 6.4.8 節。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	E16-064-05-136	章節	6.4.4	頁碼	1~2	行數	
----	----------------	----	-------	----	-----	----	--

第 1 次審查意見

- 1.A 燃耗 34,000 MWD/MTU 冷卻 21 年，B 燃耗 30,000 MWD/MTU 冷卻 22 年，C 燃耗 23,000 MWD/MTU 冷卻 26.25 年。滿足 7 kW/護箱的熱負載要求。但表 3.1.1-9(3.1.1-27 頁)卻為 14kW(36,000 MWD/MTU<sub>max</sub>)及 3.1.1-2 頁倒數第 2 行却為 34,000 MWD/MTU。請統一熱負載與燃耗，否則請分別列出不同數值的結果。
2. 初始平均濃縮度 1.9~3.25WT%所指意義為何？既是平均，為何又有一範圍？請說明，而在 6.4.7-1 頁中（第 6 行）則係指出為最大初始平均濃縮度 3.25WT%。另 6.4.4-1 頁中第 7 行亦同。<sup>235</sup>U 初始平均濃縮度 1.9~3.25%，此範圍在本 PSAR 中，僅擇一計算，並沒有考慮期間各點（如 NAC 之分析），請修正。

答覆說明

1. 統一熱負載為 14 kW/護箱(為公稱值，實際為 13.19 kW)。7 kW/護箱的內容將予以刪除。
2. 核一廠準備進行乾式貯存的用過核子燃料，即使是相同型式燃料，也有不同的 <sup>235</sup>U 初始平均濃縮度型式。本案此次待裝載的用過核子燃料，其 <sup>235</sup>U 初始平均濃縮度介於 1.9~3.25 wt%之間。最大 <sup>235</sup>U 初始平均濃縮度

3.25 wt%為限制條件，表示對<sup>235</sup>U 初始平均濃縮度 > 3.25 wt%的用過核子燃料，本案不列入裝載考慮範圍。

3. 本分析是選取可涵蓋核一廠本案所有可能裝載燃料的最大中子及最大加馬射源作為輻射源項。因此，對<sup>235</sup>U 初始平均濃縮度，僅選擇可產生最大射源項的條件加以計算。

4. NAC 分析時考慮不同期間各點，因為其申請為一般執照，希望能涵蓋並滿足各不同電廠的燃料裝載需求。本案則針對核一廠進行分析，燃料裝載條件已限制（最大燃耗度 36000 MWD/MTU，最少冷卻時間 10 年，最大<sup>235</sup>U 初始平均濃縮度 3.25 wt%）；因此，只需選擇可涵蓋核一廠本案所有待裝載燃料的保守射源條件加以分析即可。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	E17-064-06-137	章節	6.4.7	頁碼	4	行數	
第 1 次審查意見							
6.4 節所有輻射劑量的結果皆是採用 MCNP 蒙地卡羅法計算所得，因此每一個計算結果都有附帶的誤差估計值，在 MCNP 程式中統一使用 Relative Error (百分比) 來表示，在本章節中有的稱為「不準度」(例如頁碼 6.4.7-4、表 6.4.7-6~9)、有的稱為「標準差」(例如表 6.4.7-2~3) 或「SD (%)」(例如表 6.4.7-1) 等等，應該指的都是相同的意思，建議應該統一本章節中 Relative Error 的文字與表格名詞。							
答覆說明							
將依據審查意見，統一將本章節中 Relative Error 的文字與表格修改為以”相對誤差 (百分比)”表示。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	E17-064-07-138	章節	6.4.5	頁碼	11~12	行數	
第 1 次審查意見							
1. 表 6.4.5-2：混凝土護箱密封鋼桶內部各區域之材質組成與表 6.4.5-3：傳送護箱密封鋼桶內無水時各區域之材質組成。同樣是密封鋼桶，為什麼在混凝土護箱與傳送護箱（無水時）內各區域之密度與組成元素有明顯不同？							

- 2.表 6.4.5-3：傳送護箱密封鋼桶內無水時各區域之材質組成的第四欄“27N-18G 核種資料”未說明，建議刪除直接改成“組成元素”（參考表 6.4.5-2），NAC UMS FSAR 使用 SCALE 的 SAS4 程式搭配 27N-18G 截面庫，在這裡並未使用 27N-18G 截面庫，而是使用 MCNP 內建的截面庫，為避免誤解，建議修改。
- 3.6.4.5-20 頁/10 行：文中指均質化時期方法與 NAC 稍有不同，所指為何？宜加以說明。

答覆說明

1. INER-HPS 傳送護箱密封鋼筒內的幾何結構，採用和 NAC UMS SAR 相同的型式（半均質化，有效燃料區半徑較小），因此，各區域的密度與組成元素皆和 NAC UMS SAR 相同。但 INER-HPS 混凝土護箱密封鋼筒模擬時，採用較 NAC UMS SAR 更保守的模擬方式（均質化，有效燃料區半徑較大，可使護箱側面產生較大輻射，並進而得到較保守的廠界劑量），由於兩者模擬方式不同，因此，密封鋼筒內各區域之密度與組成元素有所不同。
- 2.表 6.4.5-3：傳送護箱密封鋼筒內無水時各區域之材質組成第四欄“27N-18G 核種資料”，將依據審查意見修改成“組成元素”。
3. 6.4.5-20 頁/10 行：文中指均質化時，方法與 NAC 稍有不同，所指如 1. 所述：即 NAC 密封鋼筒模擬採半均質化，有效燃料區半徑較小；而 INER-HPS 密封鋼筒模擬採均質化，有效燃料區半徑較大，此種模擬方式可使護箱側面產生較大輻射，並進而得到較保守的廠界劑量。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	E21-064-08-139	章節	6.4.2	頁碼	1	行數	
第 1 次審查意見							
所列之各項設計限值原因為何？是否與 NAC 公司所採用者相同？亦或有其他考量。為何依此限值作設計可使廠界劑量符合 $5 \times 10^{-2} \text{mSv/y}$ 的限值規定？貯存設施至最近廠界個人年有效等效劑量為屏蔽設計最重要的設計基準，請列為屏蔽設計基準之一。							
答覆說明							
1. 所列之各項設計限值係參考 NAC UMS 系統之設計規範所訂定，除傳送護箱側壁之平均劑量率 $< 4.0 \text{ mSv/h}$ 和 NAC 之 $< 3.0 \text{ mSv/h}$ 不同（此不同是因 INER-HPS 傳送護箱之側面鉛屏蔽厚度為滿足廠房吊車載重限制而減少 2.2 cm）；以及廠界劑量限值 $0.05 \text{ mSv/y}$ 和 NAC 之 $0.25 \text{ mSv/y}$ 不同外（ $0.05 \text{ mSv/y}$ 為環評承諾值，法規限值為 $0.25 \text{ mSv/y}$ ），其餘皆相同。							



2. 各項設計限值是作為屏蔽設計規範之用。依此限值作設計，可使廠界劑量符合 0.05 mSv/y 的限值規定，但此時 INER-HPS 混凝土護箱需外加屏蔽，其中護箱側面增加 35 cm 混凝土，護箱頂部增加 30 cm 混凝土。
3. 貯存設施至最近廠界個人年有效等效劑量為屏蔽設計最重要的設計基準，已列為屏蔽設計基準之一，請參閱 6.4 節(二)設計基準第三行 ~ 第五行：...由 INER-HPS 系統至最近距離廠界（西南民家）處的個人年有效等效劑量，須低於 0.05 mSv。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	E21-064-09-140	章節	6.4.4 6.4	頁碼	1	行數	
----	----------------	----	--------------	----	---	----	--

第 1 次審查意見

1. 敘述射源選擇原則時使用較大，較保守等字所代表的意義為何？是指每一能群之活度均大亦或其他意思？其着眼點如何代表最後評估之廠界劑量較大？且宜對中子和加馬射源之選擇標準作說明。
2. 請說明屏蔽設計各環節之保守假設為何？並請與 NAC 比較之。

答覆說明

- 1.
- a. 射源選擇原則時使用較大，較保守等字所代表的意義為：以此條件計算所得之燃料射源項，不論中子或加馬射源，其射源強度皆較核一廠本案所有待裝載燃料之任一燃料的射源強度為高。
- b. 對中子和加馬射源之選擇標準說明，請參閱 6.4 節(四)輻射源種類與性質之說明。
2. 屏蔽設計各環節之保守假設為：(1)不論中子或加馬射源，其射源強度皆較核一廠本案所有待裝載燃料之任一燃料的射源強度為高 (2)混凝土護箱密封鋼筒的有效燃料區採均質化，其半徑較大，可使混凝土護箱側面產生較大輻射，並進而得到較保守的廠界劑量 (3)傳送護箱模擬時鉛屏蔽厚度較實際設計值低，可得到較保守的傳送護箱側面劑量。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	E21-064-10-141	章節	6.4.5 6.4.5 6.4.10	頁碼	3 1 3	行數	
----	----------------	----	--------------------------	----	-------------	----	--

第 1 次審查意見

- 1.依表 6.4.5-1 所述，傳送護箱中仍有 NS-4-FR 之中子屏蔽材，而混凝土護箱中則無，其主要考量原因為何？
- 2.混凝土護箱頂端之中子屏蔽改採混凝土，此與美國 NAC 公司採 NS-3-FR 不同，請說明混凝土組成為何，有無考量中子屏蔽效果需求？並請比較兩種屏蔽之優缺點？
- 3 本節相關計算書均請列入參考文獻，並註明出版日期及版次。

答覆說明

- 1.傳送護箱因有廠房吊車載重限制，因此，仍採較輕之 NS-4-FR 中子屏蔽材料。混凝土護箱因數量多，採用混凝土為屏蔽材料，原因為：混凝土俱較佳熱傳能力，且取得容易、製程較簡單。
- 2.混凝土密度  $2.2426 \text{ g/cm}^3$ ，其重量百分比組成為：H(0.999887 WT%)、O(53.2129 WT%)、Na(2.89923 WT%)、Al(3.39904 WT%)、Si(33.6908 WT%)、Ca(4.39857 WT%)、Fe(1.39962 WT%)。使用混凝土雖然其中子屏蔽效能稍低於 NS-3-FR，但仍符合本計畫的中子屏蔽設計要求。考量因素：混凝土具備較佳之熱移除能力、以及混凝土材料取得容易與製程較簡單。
- 3.依審查意見，與本節相關之計算書均將列入參考文獻並加註文件編號，但由於計算書會有所改版，故以最新版表示。

第 2 次審查意見

請說明中子屏蔽混凝土重量百分比有效位數為何不同及混凝土組成之參考來源或依據標準為何？

第 2 次審查意見答覆說明

混凝土組成之參考來源為 NAC-UMS FSAR。MCNP 計算時將 NAC-UMS FSAR 之混凝土組成密度由 a-barn/cm 轉換成 wt%，轉換時以 FORTRAN 單倍精確度型態(single precision)之 6 位實變數準確型式表示，因此，混凝土重量百分比之有效位數會有些許不同，但此有效位數之不同，對計算結果並無影響。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	E28-064-11-142	章節	6.4.8	頁碼	7	行數	
----	----------------	----	-------	----	---	----	--

第 1 次審查意見

- 1.每執行一次傳送護箱...，工作人員集體劑量約為 5.98 人毫西弗，請就乾式貯存設施整項工作提出集體劑量預估值，另該項工作人員集體劑量預估值是否稍嫌保守？有無考慮在未預期發生情形下可能發生之人員劑量超出預期之情形？例行運轉之劑量率如何評估？

2. 實際燃料裝填時，燃料池附近劑量率是否有估計？是否會離水面小於 7.88 英尺？

#### 答覆說明

1.(1) 遵照審查意見增訂乾式貯存設施整項工作集體劑量之預估值於 6.4.8 節之結論。

(2) 經查國外乾式貯存集體劑量之評估資料，並無可能發生之人員劑量超出預期之情形(請參附件 30 美國核電廠過去裝載之實際人員集體劑量值)。

(3) 已於 6.4.8 節增訂例行運轉之劑量率評估之方式說明。

2.(1) 本計畫之人員劑量已依最保守之方式評估。

(2) 燃料吊升至自動阻斷位置後(normal up)，尚可手動調升其吊運高度(over ride)；當燃料吊升至自動阻斷位置時，依操作當時之情況，每次停止位置可能有些許之差異。經實地量測，如手動調升其吊運高度時，其高度最多可再提升 11/12 ft 如依最保守方式估算，當核一廠燃料吊車抓取待運貯燃料，並提升至最高點，此時有效燃料區頂端與水面之垂直距離為 7.88-11/12 ft。此時，所增加之水面上方 1 m 處劑量率，約為原燃料吊車上方背景輻射劑量率的十分之一。

#### 第 2 次審查意見

1. 核一廠用過燃料池水深約 38 呎，燃料長度為 14.665 呎，密封鋼筒高為 15.75 呎 (4.8 公尺估，實際高於此一數值)，燃料池水深約 38 呎， $38-14.665-15.75=7.585$  小於 FSAR 9.1.2.3 規範用過燃料水中運送最少須在水下 7.88 呎。

2. 前述違反 FASR 規定，是否有因應措施？

3. 用過燃料水中運送在未能達水下 7.88 呎情形下，對於工作人員之劑量率是否應重新評估？答覆“水面上方 1 m 處劑量率，約為原燃料吊車上方背景輻射劑量率的十分之一”所指為何？請進一步說明。此一數值是實際量測值或是計算值？如為計算值，請說明如何計算得到。

4. 附件 30 美國核電廠過去裝載之實際人員集體劑量值，請說明該電廠是否與核一廠環境類似？該電廠為 PWR 或是 BWR？所顯示劑量為集體劑量或是平均劑量？該劑量值僅提供 welding 及 loading，是否足以代表整個流程之劑量值？核一廠乾式貯存設施整項工作提出集體劑量預估值為何？

5. 請說明燃料池附近之劑量率是否有評估？

#### 第 2 次審查意見答覆說明

1. 謝謝委員提醒，實際吊運作業，有效燃料頂端距水面將少於 7.88 ft。
2. 將依相關程序提出申請，並俟奉核准後執行相關吊運作業。
3. 經評估”水面上方 1 m 處劑量率增加量，約僅為原燃料吊車上方背景輻射劑量率的百分之一”(第一次所稱 1/10 為誤植，應為 1/100)，此一數值是計算值。詳細計算方法說明如下：單一燃料束有效燃料區頂端與水面之垂直距離為 7.88 ft 時，燃料束正上方距離水面 1 m 處的劑量率(以 DORT 程式計算)為  $1.57 \times 10^{-4}$  mSv/h。若用過核子燃料水中運送未能達水下 7.88 ft，假設單一燃料束有效燃料區頂端與水面之垂直距離縮減為  $7.88 - (11/12) = 6.96$  ft，則此時燃料束正上方距離水面 1 m 處的劑量率(以 DORT 程式計算)為  $8.80 \times 10^{-4}$  mSv/h，所增加的劑量率為  $7.23 \times 10^{-4}$  mSv/h ( $= 8.80 \times 10^{-4} - 1.57 \times 10^{-4}$ )，僅約為原燃料吊車上方背景輻射劑量率(0.08 ~ 0.1 mSv/h)的百分之一。
4. 附件 30 僅為佐證資料，係 NAC 公司提供其 UMS 用戶(均為 PWR)在幾次不同熱負載下的人員集體劑量，隨著運轉經驗之累積，其每 campaign 運轉每組護箱之集體劑量逐漸降低。附件 30 第一段所述為：NAC 某用戶在 welding/NDE 及 TSC closure 此一階段之集體劑量，由第一次運轉之每護箱 1.84 man-mSv，降低為最近六次運轉(即第二段所述之第三至八次運轉)之 0.12 man-mSv，並非整個流程之集體劑量值。核一廠乾式貯存設施整項工作提出集體劑量預估值，以 14 kW/cask 而言，為 23.97 man-mSv。
5. 燃料池附近採用實際輻射偵測劑量率，緊靠燃料池四周之偵測劑量率介於 0.05 ~ 0.15 mSv/h。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	E28-064-12-143	章節	6.4.9	頁碼	1	行數	
第 1 次審查意見							
請說明 6.4.9-1 結語廠界(西南民家)是否為關鍵群體劑量? 廠界劑量是否足以代表西南民家劑量? 圖 6.4.7-3 未能明確看出廠界及西南民家相對位置，請加入標明?							
答覆說明							
1. 6.4.9-1 結語廠界之關鍵群體即為西南民家。							
2. 本案之廠界劑量足以代表西南民家劑量。							
3. 圖 6.4.7-3 將依據審查意見標明廠界及西南民家相對位置。							

第 2 次審查意見
請於圖上註明距離。
第 2 次審查意見答覆說明
圖 6.4.7-2 已依據審查意見標明廠界及西南民家相對位置，並已於圖上註明距離(如附件 82)。(第一次審查意見答覆說明 3 之圖 6.4.7-3 為誤植，應為圖 6.4.7-2)
第 3 次審查意見
同意答復。

編號	E16-064-13-144	章節	6.4	頁碼	10	行數	
第 1 次審查意見							
<p>1.6.4.7-2 頁/-4 行：14KW，廠界劑量為 4.84mrem/yr，3.1.1-2 頁倒數第 8,9 行說明射源項實際採用 13.19KW 計算若假設射源項與熱負載成正比，真正用 14KW 計算射源項，如此名實相符。否則用 13.19KW，而號稱 14KW，令人疑惑。</p> <p>2.6.4.4-6 頁：圖 6.4.4-1：設計基準燃料的軸向燃耗剖面與頁碼 6.4.4-15 的表 6.4.4-11：BWR 燃料之軸向射源率有一點數值上的不一致，圖 6.4.4-1 燃料高度 15%~55%的軸向燃耗剖面為 1.22，燃料高度 55%~80%的軸向燃耗剖面為 1.18，但是表 6.4.4-11 的數值為 50.00%的 1.2190 及 80.00%的 1.1810。請說明表上的 1.2190 與 1.1810 是否有任何意義，或只是數值的 round-off error？建議將圖 6.4.4-1 與表 6.4.4-11 的數值精確度一致化。</p> <p>3.6.4.7-7 頁：圖 6.4.7-1 核一廠貯存場 30 組混凝土護箱佈置圖與圖 6.4.7-2：核一廠貯存場與西南民家相對位置圖看不清楚，特別是數字的部份。建議修改並放大顯示數字的部份。</p> <p>4.6.4.2-1 頁/3 行：...符合國內法規要求【2-3】，所列於參考文獻 2 及 3 者為法規編彙，應以目前最新公告者為準，而非僅限於 92 年彙編內所列者（以申請時者為準）。</p> <p>5.6.4.3-1 頁/5 行：...包括 XSDRNPM 的燃料來中子模型，為何有此一句說明，是指評估中有使用 XSDRNPM 程式嗎？</p> <p>6.6.4.3-1 頁/16,18 行：L#6...以統計方法記錄「該」粒子...，是否...記錄所有模擬粒子...為宜？另 L#18...模擬複數種類的粒子行為，是否用...模擬含有上述三種粒子的行為。</p> <p>7.6.4.5-1 頁/13 行：混凝土中子屏蔽...，因混凝土亦可做加馬之屏蔽，是否考慮刪除「中子」二字？倒數第 4 行之中子屏蔽材料...，中之「中子」二字亦可考慮刪除？</p>							

- 8.6.4.5 頁/-2 行：依表 6.4.5-5 及 6.4.5-6 中所列之劑量轉換係數，其代表之意義是某一中子能量時的值亦或某一能量範圍內的平均值（即表中第一欄為單一能量亦或某一段能量範圍）？
- 9.6.4.5-4 頁/9 行：...無限平版範圍...，平版二字所指為何？
- 10.6.4.8-7 頁/3,4 行：集體劑量 0.16man-mSv...此 0.16 man-mSv 值是否有誤？另第 4 行之數值相加為 0.38man-mSv 而非 0.39man-mSv 應再查表中所數加以修正。
- 11.6.4.8-2 頁/7 行：封鐸通氣口上蓋之集體劑量 0.45man-mSv，而表 6.4.8-8 中所列之值為 0.47 man-mSv？

#### 答覆說明

1. 本計畫提出之待貯存核子燃料規格如第三章表 3.1.1-2，表中各項燃料參數規格，均可被表 3.1.1-1 所涵蓋。表 3.1.1-2 中燃料束最大初始平均濃縮度為 3.25 wt%，最大平均燃耗為 36,000 MWD/MTU，最小冷卻時間為 10 年；依上述條件保守估算之射源項，換算為最大熱負載/護箱為 13.19 kW，據以做為本案所需貯存系統之屏蔽設計基準，但在進行熱傳評估時，則保守以 14 kW/護箱來計算。意指在上述待貯存核子燃料規格下，均能保證符合設計基準，且尚有足夠之安全餘裕。本報告統一將該條件下之熱負載/護箱稱為 14 kW，為一公稱值(nominal value)。
  2. 表 6.4.4-11 上的 1.2190 與 1.1810 只是數值的 round-off error。將依審查建議，將圖 6.4.4-1 與表 6.4.4-11 的數值精確度一致化。
  3. 圖 6.4.7-1 及圖 6.4.7-2 將依審查建議修改並放大顯示數字的部份。
  4. 6.4.2-1 頁/3 行：...符合國內法規要求【2-3】...。將依據審查意見，將參考文獻 2 及 3 更改為目前最新公告者。
  5. XSDRNPM 程式為 SAS2H 程式計算流程的一環，用於燃料中子模型。SAS2H 程式計算會使用到 XSDRNPM 程式。XSDRNPM 程式為 SAS2H 系列處理能群核子截面數據崩裂(collapsing)之用。
  6. 6.4.3-1 頁/16,18 行：L#6...以統計方法記錄「該」粒子...，將依審查意見修改為...記錄所有模擬粒子...。L#18...模擬複數種類的粒子行為，將依審查意見修改為...模擬含有上述三種粒子的行為。
  7. 6.4.5-1 頁/13 行：混凝土中子屏蔽...，將依審查意見刪除「中子」二字。倒數第 4 行之中子屏蔽材料...，中之「中子」二字將依審查意見刪除。
  8. 表 6.4.5-5 之劑量轉換係數，其代表之意義是某一中子能量時的值。表 6.4.5-6 之劑量轉換係數，其代表之意義是某一光子能量時的值。
  9. 6.4.5-4 頁/9 行：...無限平版範圍...，平版二字所指為平面。
  10. 及 11.
- 6.4.8 之劑量評估，已依 960417 會議結論修訂為 14 kW 之劑量數據；所有數據已重行核對。

#### 第 2 次審查意見

同意答復。

「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施」安全分析報告  
第六章第五節審查意見

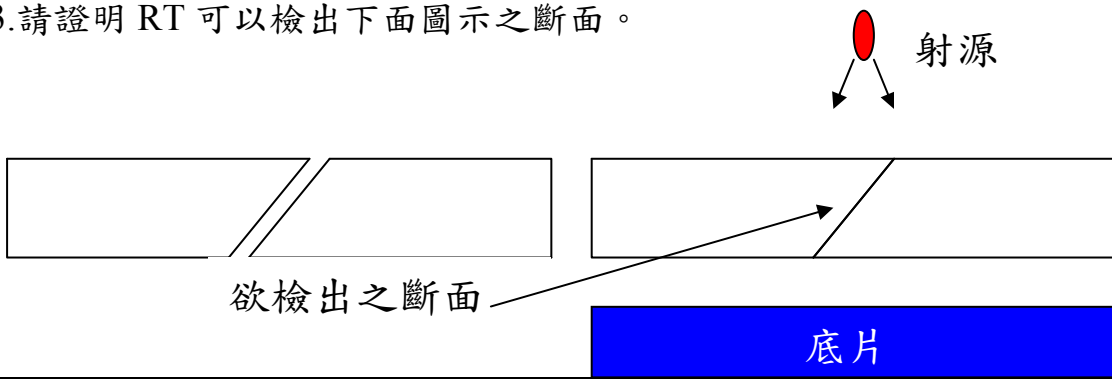
編號	F10-065-01-145	章節	6.5	頁碼		整體意見
第 1 次審查意見						
PT 無法檢出桶身與結構上蓋或屏蔽上蓋間之熔合不良，建議增加由桶身外側以直束超音波探頭或由上蓋上方以斜束超音波探頭檢測此等缺陷。						
答覆說明						
1.NRC ISG (Interim Staff Guidance-4, Rev.1)允許使用 Progressive PT 取代 UT。						
2.本報告第六章第 6.2.6-40 頁，在密封鋼筒封銲瑕疵尺寸規定一節，已依 ASME XI，進行容許瑕疵尺寸分析及應力分析，結果皆在法規限值內。						
第 2 次審查意見						
1.此回覆意見與貴公司 960225 之回覆完全一樣，請說明 NRC ISG (Interim Staff Guidance-4, Rev.1)允許使用 Progressive PT 取代 UT 之理由及案例。						
2.如銲道約 19mm 厚銲二道，每道約 9.5mm 厚，但每道均有 9mm 深不開口於表面之熔合不良因此均未能為 PT 檢出，結果 19mm 中有 18mm 熔合不良(臨界尺寸 9.5mm)，請問可以接受否？						
3.應力分析之臨界尺寸只有深度方向 9.5mm，是否意謂如有一深 9.49mm 的整圈熔合不良也是可以接受？						
4.答覆說明 2 引用 ASME Sec XI 做容許瑕疵評估依據，請明確說明 Sec XI(運轉階段適用)之章節，並請確認是否依 ASME Sec III NB(設計或建造階段適用)要求才合理。						
5.相關意見的答復說明，請檢附核安處及核發處意見。						
第 2 次審查意見答覆說明						
1. ISG-4, Rev.1敘述“Dye penetrant (PT) examination may only be used in lieu of volumetric examination only on austenitic stainless steels”；“Dry storage canisters made from austenitic stainless steels Type 304, 304L, 304LN, 316, 316L, or 316LN , the top end closure weld may be examined by either the ultrasonic methods (UT) or progressive PT examination as follows:(a) If UT examined, the UT acceptance criteria are the same as those of NB-5332 for pre-service examination;(b) If PT examined, the examination should be performed progressively on the root layer, the lesser of one half of the welded joint thickness, or ½ inch intervals thereafter, and the final surface. In addition, a stress reduction factor of 0.8 shall be applied to the weld strength of the joint.”。(ISG-4全文請參閱附件97)。NRC允許使用Progressive PT 取代UT之案例如下：NAC已獲NRC核准在案之UMS-FSAR；另美國Palo Verde電廠，亦採Progressive PT檢測，且經NRC核准同意。						



2. 19 mm 厚之不銹鋼銲道以 TIG 施銲時，將區分為數層 (layer) 施銲，而且每層銲道會施銲數道 (pass)，因此，每道之厚度將遠小於 9.5 mm，不會有 9 mm 深且不開口於表面之熔合不良。
3. 如同第 2 項之答覆，結構上蓋或屏蔽上蓋銲道以 TIG 多道銲接，依據統計概率，極不可能產生整圈 9.49 mm 深之熔合不良。
4. 依據 ISG-4, Rev1，摘要如後：“The critical flaw size should be calculated in accordance with ASME Section XI methodology”。至於 ASME Section XI 章節，請參考 IWB-3640, "Evaluation Procedures and Acceptance Criteria for Austenitic Piping" 及 Appendix C, "Evaluation of Flaws in Austenitic Piping"。
5. 本公司已整合核後端處、核一廠及核發處等單位之相關審查意見，且依本公司參與本計畫之內部單位權責區分係遵照 貴會核准之「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施興建專案品質保證計畫」之規定辦理。

第3次審查意見

同意答復。

編號	F10-065-02-146	章節	6.5	頁碼		整體意見
第 1 次審查意見						
密封鋼桶外殼之周向及縱向銲道執行 PT 及 RT 雖符合 ASME 之要求，但 RT 恐無法有效檢出熔合不良或裂縫。建議增加超音波檢測以檢出此等缺陷。						
答覆說明						
依 ISG-4 對沃斯田不銹銲接檢測，因有晶粒非等方向性與音波高度減性等問題之不可靠性之顧慮，只要求對碳鋼的密封鋼筒須做 UT，ISG 建議沃斯田不銹鋼的銲接檢測，則採用 RT 即可，並經 NRC 核可在案。						
第 2 次審查意見						
<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 相關意見的答復說明，請檢附核安處及核發處意見。</li> <li>2. 請就審查意見做正面答復，並詳實舉例說明 NRC 核可之案例。</li> <li>3. 請證明 RT 可以檢出下面圖示之斷面。</li> </ol>						
						
第 2 次審查意見答覆說明						

1. 本公司已整合核後端處、核一廠及核發處等單位之相關審查意見，且依本公司參與本計畫之內部單位權責區分係遵照貴會核准之「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施興建專案品質保證計畫」之規定辦理。
2. 同前題(F10-065-01-145)第 1 項回覆。
3. 使用 RT 檢測鐳道時，pass 與 pass 間之瑕疵，因為空的部分會有一個厚度，因此 RT 底片上融合不良之影像會很清楚；而鐳道與母材交界之瑕疵，雖屬於傾斜之瑕疵（假設是斜的開槽面），但因其亦有厚度（實際之鐳道此處之瑕疵不可能是既傾斜又緊密到幾乎沒有厚度），所以也會有足可辨識之影像。法規對壓力容器鐳道之強制性檢測要求為 RT，並未要求 UT。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	F06-065-03-147	章節	6.5.1	頁碼	3	行數	
第 1 次審查意見							
<p>依據表 6.5.1-1 要有關密封鋼筒密封邊界的鐳接中，屏蔽上蓋對外殼為「斜角槽鐳」在現場施工，在內文 6.5.1-3 頁中（密封作業）提及「多層之開槽鐳接」，兩者是否相同？又既然是「多層次鐳接」，是否針對現場施工作業下，考量每一次鐳接的入熱量是否相近，以避免鐳後應力？共須施工多少次（鐳接次數）？並無明確規範說明之。</p>							
答覆說明							
<p>兩者相同。開槽的深度與每層鐳接的高度關係著是否需要多層。屏蔽上蓋(及結構上蓋)與外殼之鐳接係在現場施工，槽鐳開口要有斜角，且為多層鐳接。</p> <p>承製廠商將依據 ASME Section IX 準備相關程序書，其中對於入熱量、鐳接次數均有規定。</p>							
第 2 次審查意見							
<p>請於鐳接計畫中訂定層間溫度範圍、鐳接入熱量及鐳接次數(含修補)，並留下其完整的紀錄，以達到鐳後殘留應力的控制及後續追蹤之依據。</p>							
第 2 次審查意見答覆說明							
<p>密封鋼筒（TSC）鐳接程序書（WPS）中，會有層間溫度範圍、鐳接入熱量及鐳接次數（含修補）等規定，實際施做時會遵照程序並留下紀錄。</p>							
第 3 次審查意見							
<p>同意答復。</p>							

編號	F09-065-04-148	章節	6.5	頁碼		整體意見
第 1 次審查意見						
密封鋼筒之殼體材料的供應策略為何？請詳加說明。						
答覆說明						
ASME Code 要求材料應由 ASME 核可廠家提供，本案替代方案則由得標廠商檢定之合格廠家提供，並附 CMTR 或 C of C。						
第 2 次審查意見						
同意答復。						

編號	F09-065-05-149	章節	6.5	頁碼		整體意見
第 1 次審查意見						
「嗅覺式(Sniffer)洩漏測試，在測定洩漏點時，採用 ASME 之標準( $1 \times 10^{-4}$ std $\text{cm}^3/\text{sec}$ )，是否可有效找出洩漏點而加以修復，該標準與 NAC-UMS 的測試標準 ( $1 \times 10^{-5}$ std $\text{cm}^3/\text{sec}$ ) 提升了一個數量級，請說明與 NAC 作法不一致的理由。						
答覆說明						
NAC-UMS 型密封鋼筒的測試標準 $1 \times 10^{-5}$ std $\text{cm}^3/\text{sec}$ 係舊版 Rev.3，在 Rev.5 版已改為 $5 \times 10^{-5}$ std $\text{cm}^3/\text{sec}$ ，本案採用的測試儀器靈敏度優於 $5 \times 10^{-5}$ std $\text{cm}^3/\text{sec}$ (He)。						
第 2 次審查意見						
1.請澄清本案嗅覺式(sniffer)洩漏測試之標準及使用儀器靈敏度為何。 2.相關意見的答復說明，請檢附核安處及核發處意見。						
第 2 次審查意見答覆說明						
1. 本案嗅覺式 (sniffer) 洩漏測試之合格標準為 $5 \times 10^{-5}$ std $\text{cm}^3/\text{sec}$ ，測試儀器靈敏度為 $1 \times 10^{-5}$ std $\text{cm}^3/\text{sec}$ ，符合 ASME 法規要求( $1 \times 10^{-4}$ std $\text{cm}^3/\text{sec}$ ) 且採更嚴格之作業標準。 2. 本公司已整合核後端處、核一廠及核發處等單位之相關審查意見，且依本公司參與本計畫之內部單位權責區分係遵照貴會核准之「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施興建專案品質保證計畫」之規定辦理。						
第 3 次審查意見						
同意答復。						

編號	F08-065-06-150	章節	6.5	頁碼	7	整體意見
第 1 次審查意見						
結構分析時採用壓力 65 psig 來涵蓋意外時的壓力，但在液壓測試時只採用 19psig，是否能承受此 65psig 的意外則是未知數，請說明。						
答覆說明						
19 psig 的液壓測試是依據法規(ASME NB-6221 minimum hydrostatic test pressure)需求來執行(即等於設計壓力 15 psig $\times$ 1.25=18.75 psig 之進位值)。另保守假設在 100%內裝用過燃料均破損時，產生之壓力 65 psig，經結構應力分析與評估，TSC 仍能維持其結構完整性，安全無疑慮。						
第 2 次審查意見						
同意答復。						

編號	F38-065-07-151	章節	6.5.1	頁碼	5	行數
第 1 次審查意見						
五（一）2（3）（第 6.5.1-5 頁）現場組裝的密封銲接...對於結構上蓋...則檢測...中間銲層...。請說明中層銲層需檢測，宜明訂在第幾層（Layer）或多少厚度（mm）時需做檢測，才較精確性。						
答覆說明						
除了 root pass 與表面各執行一次 PT 外，中層銲層係每 3/8 吋厚執行一次 PT，此 3/8 吋係按 ASME Sec XI 之方法所算得之 critical flaw size。（參考資料：NRC Federal Register Notice October 19, 2000, H. Technical Specification）						
第 2 次審查意見						
同意答復。						

編號	F38-065-08-152	章節	6.5.1	頁碼	5	行數
第 1 次審查意見						
五（一）2（3）（第 6.5.1-5 頁）密封鋼筒在裝載燃料及屏蔽上蓋封銲後...執行 35psia 的「氣壓洩漏測試」。請確認並說明：						
1.本章節之測試壓力單位均為 psig，為何此處為 psia。						
2.測試之名詞不統一，如本節有「氣壓洩漏測試」，表 3.1.1-8（第 3.1.1-25「氣壓測漏」）。						
3.氣壓洩漏測試之依據為何種規範與章節，請增訂入相關測試說明內。						
4.氣壓測試之壓力是否符合 ASME Code Sec III NB-6321 的 1.x 倍 X「設計						

壓力」的要求，並請比較 2003 與 2004 版次於此差異。

#### 答覆說明

1. 因現場氣壓測試儀錶與抽真空/氬氣填充系統使用相同的壓力錶(可以讀負壓)為真空壓力錶，所以為 psia 之讀數。
2. 氣壓測漏係氣壓洩漏測試之簡稱，將統一為"氣壓測漏"。
3. 氣壓測漏依照 ASME SEC.V. article 10 規定執行。
4. 氣壓測漏使用壓力稍大於 ASME 「設計壓力」× 1.25 倍。ASME NB-6321 的 2001 與 2004 版沒差異。

#### 第 2 次審查意見

1. 答覆名詞統一為氣壓測漏，經查其引用 Sec V article 10 為 Leak Testing (含 He 氣壓、真空匣測漏)，建議中文加註原文。
2. 答覆 4 所用 NB-6321 測試方式為 Pneumatic Testing，亦為氣壓測漏，但其壓力、方法均不同於 Sec V article 10 所依據 Sec III 要求亦不同，故本案有否承諾做 NB-6321 之測試待澄清。
3. 其餘同意答復。

#### 第 2 次審查意見答覆說明

1. 依建議已將本報告第 6.5.1-5 頁「氣壓洩漏測試」改為『氣壓測漏』並加註原文“Leak Testing”(如附件 83)。
2. 摘要 ISG-4, Rev1 內容：“The top end closure welds are leak tested. No hydrostatic or pressure tests are required.”。此處氣壓測漏採用比大氣壓稍高之氬氣，目的在測漏，並非壓力測試。而此測漏也僅對屏蔽上蓋鐸道做初步檢查，俟孔蓋鐸接完成後再做真空匣方式氬氣測漏，以確認無洩漏。本案主要結構鐸道已於製造完成後，在工廠執行壓力測試，確保結構完整性，故本測試步驟主要目的在檢測屏蔽上蓋及孔蓋是否可能漏氣，以確保密封鋼筒 (TSC) 之第一道密封功能。本案僅承諾密封鋼筒製程中外殼製作完成後，在工廠依 NB-6200 Hydrostatic Tests 做水壓測試，包含測試期間的鐸道檢查，如目視、MT、PT 等。

#### 第 3 次審查意見

同意答復。

編號	F38-065-09-153	章節	6.5	頁碼		整體意見
第 1 次審查意見						

有關本節法規問題如下：

- 1.第一章一、(三)引用法規及設計準則第 84(第 1.1-12 頁)引用 N595, 2004-2005 請確認。
- 2.第六章第五節(一)(2)引用第三章表 3.1.1-8，但是第六章第五節(五)參考文獻中未訂定 N595-4，請確認，請評估其合理性，並說明 N595-4 用於何項作業。
- 3.第五項參考文獻【3】【4】【5】【6】引用 ASME 規範均用 1995 年版及 1995 年修訂版，但是參考第一章(四)參考文獻 80.83.82 項等，同樣規範卻為引用 2004 年版。請說明為何不同章節，所用同樣規範而為不同年份版次？並請評估合理性(參第 6.5.5-1 頁與第 1.1-12 頁)。
- 4.第五項參考文獻請說明為何未依本節銲接作業需要，將第一章(四)99~107 項，有關銲接用材料、設備要求納入參考(參第 1.1-13 與第 6.5.5-1 頁)。
- 5.第五項參考文獻【7】項，SNT-TC-1A 用 1984 年版，而第一章(四)162 項卻為用 2001 年版。請說明為何不同章節，同樣規範卻承諾引用年份版次不一致？請評估合理性(參第 1.1-16 與 6.5.5-1 頁)。

#### 答覆說明

- 1.為 2004 版。
- 2.ASME Code Case N 595-4 用於表 3.1.1-8 密封鋼筒採用 ASME 替代方案一覽表，ASME N 595-4 用於銲接修覆與檢測，因 TSC 在現場封銲作業，在作業環境(TFR 內)下，RT、UT 等檢測在技術上很難執行，所以才用 PT 的替代方案。而 MT 無法使用於不銹鋼的 TSC 封銲，參考文獻增列 N595-4 法規。
- 3.答覆說明請參見意見回覆 A38-010-11-011。
- 4.已將第一章(四)99~107 項，有關銲接用材料、設備要求納入參考文獻。
- 5.已將第五項參考文獻【7】項改為第一章(四)162 項同為 2001 年版。

#### 第 2 次審查意見

- 1.有關 ASME 使用版次問題，併同 A38-010-11-011 答復。
- 2.有關 Code Case N 595-4 問題，併同 A38-010-12-012 答復。
- 3.其餘同意答復。

#### 第 2 次審查意見答覆說明

1. 美國 NRC 對一般標準或規範(code)的核准引用與否，端視 NRC 是否審查過引用該規範的申請案。NRC 批准採用 ASME 2003 Addenda，只因其審查過引用該年版之申請案；故 NRC 並非“不核准”使用其他年版，只因至目前為止未接獲引用較新年版之申請案並進行審查。
2. ASME 已將 Code Case N595 之要求，併入新版 ASME Sec III Div.3 WC-3262, “Containments for transportation and storage by spent nuclear fuel

and high level radioactive material and waste”。因大部分 NRC 之文件多出版於 ASME Sec III Div.3 出版之前，文件中仍使用 ASME Sec III Div.1, NB。N595 的確未獲 NRC 之大體接受(generic acceptance)，但 NRC 於日後對個案申請引用 N595 則採個案方式進行審理。以 NAC 之 UMS 系統為例，其個案申請中引用 N595 即獲 NRC 接受(即 SAR 被整體接受)，此點已再次於 2007/7/30 獲 NAC 公司回函證實。

第 3 次審查意見

同意答復。

「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施」安全分析報告  
第六章第六節審查意見

編號	I15-066-01-154	章節	6.6.1	頁碼	2	行數	10
第 1 次審查意見							
由於台灣夏季颱風頻仍，且其行徑不固定，各地均有可能發生焚風，其造成之異常高溫應屬異常狀況而非意外事故，應與異常狀況之-40C 至 41C 之環境溫度來做比較而非意外事故之 56°C，請修正。並請說明此處焚風可能造成之溫度為何？							
答覆說明							
異常狀況之熱負載分析結果已列表於表 6.6.A-5，本計畫結構分析所採用單一的熱負載條件，其足以涵蓋設計規範中的所有熱負載狀況。該熱負載條件涵蓋所有進氣口半堵塞+23 kW、異常環境溫度(41°C 或 -40°C+23 kW)，意外貯存溫度(56°C+23 kW)，正常貯存(32°C+23 kW)所造成的最大材料溫度差作為熱負載的輸入條件，並保守採用最高溫時的材料機械強度作為評估依據。再依 ASME Code 中對正常、異常及意外事故狀況的不同準則作應力評估。於安全分析報告中表 6.6.A-5 分別已對-40°C 至 41°C 及 56°C 在 23kW 的熱負載時完成異常及意外貯存溫度的評估。據瞭解，焚風多於颱風過後發生在台灣台東區域，鮮少於台灣東北發生，故意外周圍溫度 56°C 可涵蓋焚風所可能造成的影響。經詢中央氣象局得知全台有史以來最高溫度(含焚風狀況)紀錄為 2004 年 7 月 20 日於台東所量測的 40.2°C，並未達到異常貯存溫度(41°C)與意外高溫(56°C)狀態。							
第 2 次審查意見							
同意答覆內容。唯請將最後一段文字”焚風多於颱風過後...並未達到異常貯存溫度(41°C)與意外高溫(56°C)狀態”放入安全分析報告有關焚風的說明中。							
第 2 次審查意見答覆說明							
已增補於本報告第六章六、(一).2 節，如附件 84。							
第 3 次審查意見							
同意答復。							

編號	I15-066-02-155	章節	6.6.1 6.6.3	頁碼	2 4	行數	-2 7
第 1 次審查意見							



既然淺層土石流淹沒護箱進氣口事件可由進氣口完全堵塞分析涵蓋，則後者之分析評估，應加入土石流處理的考慮，例如：萬一全場為土石流淹沒後，有沒有備用機具可處理數量眾多的護箱？多久才能全部處理乾淨？最後處理的護箱是否進氣口已堵塞太久而超過安全設計時間-85小時？

答覆說明

本計畫考慮在 SSE 下可能造成之淺層滑動或土石散落於貯存場址，惟由於貯存場設計有擋土牆屏障，並且邊坡與護箱至少距離 10 m 以上，萬一發生淺層滑動土石散落場址，應不致造成進氣口堵塞；惟若發生護箱進氣口完全堵塞事件時，則迅速將堵塞物清除，可在 85 h 內將所有護箱進氣口回復至半堵塞狀態，即可避免因堵塞太久造成燃料束溫度過高的現象。清理時若因空間狹小，無法提供大型機具進入場址時，可經由人力搭配適當工具與小型自動機具進入場址，應可順利於 85 h 內清理此淺層土石，使護箱至少回復至半堵塞狀態。按半堵塞狀態下之分析結果顯示，長期均無安全顧慮。

第 2 次審查意見

同意答覆內容。唯請將答覆護箱進氣口完全堵塞事件處理方式中有關土石流處理部分加入安全分析報告中。

第 2 次審查意見答覆說明

已增列於本報告第六章六、(一)節，如附件 84。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	I15-066-03-156	章節	6.6.2	頁碼	3	行數	-6
第 1 次審查意見							
請將混凝土護箱進氣口一半堵塞的各組件應力分析計算結果列表，包含密封鋼筒及混凝土護箱，以便與其他狀況比較。							
答覆說明							
密封鋼筒正常貯存狀態的組合負載的主要薄膜+彎矩+次要應力 P+Q(含進氣口一半堵塞狀況)已列表於表 6.2.6-19；此時的承載圓盤應力值列於表 6.2.6-21；頂部與底部銲接圓盤之最大應力值則列表於表 6.2.6-22。混凝土護箱的計算結果列表於表 6.2.6-23。							
第 2 次審查意見							

1. 答覆之資料來自 6.2.2 節 ”正常貯存狀況分析”，而進氣口一半堵塞情節屬於異常狀況，該節究竟包含哪些狀況及情節，請於報告中詳加說明，並修改該節名稱。
2. 表 6.2.6.8 為應力分析涵蓋條件，其中所提”貯存及運送情況最大溫度歷程”為何？請於報告中詳加說明。
3. 表 6.2.6-19, 表 6.2.6-21, 表 6.2.6-22 標示均為正常狀況下之應力，因有異常分析結果，請修改其標示（及其他類似表格）。因該表等包含進氣口一半堵塞的各組件應力分析計算結果，請於 6.6.2 節中增加此說明。
4. 其他同意答覆內容。

#### 第 2 次審查意見答覆說明

1. 說明如以下 a~c：
  - a. 本報告第六章二節為結構正常貯存狀況分析。本公司在密封鋼筒分析工作中，對於含有熱負載的正常、異常貯存狀態與事故狀態的容許應力值，皆以較嚴謹的正常貯存狀況的容許應力值作為比對依據，如安全分析報告表 3.1.2-2 中只在正常貯存狀況時列出有熱負載情況的接受準則。因為 ASME Section III NB 中，對於正常狀況的要求比異常與事故狀態嚴謹，故此種作法符合保守分析原則。所以，6.2 節中對於主要應力+次要應力(P+Q)之分析，適用於正常、異常貯存與意外狀態。
  - b. 密封鋼筒分析中所採用的熱負載條件足以涵蓋設計需求中的所有熱負載情況，熱負載詳見附件 98(此附件由附件 31 修正，見審查意見 157 之第 2 次答覆說明)。以進氣口一半堵塞之異常狀況為例，鋼筒除了承受自身呆載重(1 g)外，也承受內壓(正常狀況 9.7 psi，異常狀況 14.99 psi)與熱負載(14 kW+32°C 外在溫度+進氣口一半堵塞)；在分析中以正常吊運(1.1 g)+內壓(正常與異常貯存狀況皆用 15 psi)+熱負載(附件 98，涵蓋 14 kW 正常貯存時外界溫度 32°C、23kW 異常外界溫度 41°C/-40°C、23kW 意外外界高溫 56°C 與進氣口半堵塞狀況)來計算，故計算時所用條件可涵蓋實際進氣口一半堵塞之異常狀況。因以異常狀況的嚴苛條件之計算結果與正常狀況容許應力作比對，並符合較嚴謹的正常狀況容許應力要求，所以，表 6.2.6-19、表 6.2.6-21 與表 6.2.6-22 除了適用正常貯存狀況外，亦適用於進氣口半堵塞與異常溫度(-40°C 與 41°C)等異常貯存狀況及最大預期熱負載(23 kW+56°C 外在溫度)意外狀況。
  - c. 因表 6.2.6-19、表 6.2.6-21 與表 6.2.6-22 皆適用於正常貯存狀況，並置於正常貯存狀況之章節下，故仍維持原該節名稱；但為說明該些表格中之數據也適用於異常與意外時之熱負載狀況，同意於表 6.2.6-19、表 6.2.6-21 與表 6.2.6-22 表格底部，標註表格內數據也適用於異常與意外熱負載結果之說明；並於 6.6.2.1 異常溫度、6.6.2.2 進氣口一半堵塞與 6.6.3.1 最大預期熱負載相關章節中，加強內容說明，以增加安全分析報告內容的完整性(如附件 85)。謝謝委員指正。

2. 修正表 6.2.6.8 密封鋼筒熱應力分析之涵蓋條件為“貯存及運送情況最大溫度”(如附件 85)，亦即計算時所採用的溫差足以涵蓋實際熱流分析結果的溫度差，並且應力分析時所用的材料機械性質為高於熱流分析結果的溫度之機械性質，故計算結果可保守涵蓋密封鋼筒實際受力情況。
3. 回覆同說明 1。

### 第 3 次審查意見

回覆中對應力接收標準及熱負載均有詳細說明，如何可用單一數值涵蓋正常、異常貯存與意外狀態。但對於為何該三表(表 6.2.6-19、表 6.2.6-21 與表 6.2.6-22)的應力輸入也可代表正常、異常貯存與意外狀態則沒有說明。由於應力計算也只有單一結果，請說明。

以上說明如能完整，請均放入 SAR 相關位置，方能完整說明計算過程。

### 第 3 次審查意見答覆說明

表 6.2.6-19、表 6.2.6-21 與表 6.2.6-22 為正常貯存狀況搭配熱負載(正常、異常與意外狀況熱負載)時的密封鋼筒與其元件之計算結果；混凝土護箱的計算結果記載於表 6.2.6-23~26，計算結果為各種負載組合的最小安全餘裕計算值，該結果適合正常、異常與意外狀況；外加屏蔽的計算結果為其自身重量與各種熱負載的組合分析結果，分析結果列於表 6.2.6-28。密封鋼筒與其元件之異常貯存狀況搭配熱負載的計算結果，則詳載於 6.6.A-5、6.6.A-8 與 6.6.A-9。相關說明如下。

元件	圖說	備註
正常狀況 <sup>1</sup>		
密封鋼筒(canister)	表 6.2.6-19	1.1g+熱負載 <sup>3</sup>
承載圓盤(support disk)	表 6.2.6-21	1.1g+熱負載 <sup>4</sup>
頂部/底部銲接盤(top/bottom weldment)	表 6.2.6-22	1.1g+熱負載 <sup>5</sup>
混凝土護箱(VCC)	表 6.2.6-23~26	負載組合如下表 1
外加屏蔽(AOS)	表 6.2.6-28	呆載重(自重)+熱負載 <sup>6</sup>
異常/意外狀況 <sup>2</sup>		
密封鋼筒(canister)	表 6.6.A-5	1.5g(V)+0.707g(H)+熱負載 <sup>3</sup>
承載圓盤(support disk)	表 6.6.A-8	1.5g(V)+0.707g(H)+熱負載 <sup>4</sup>
頂部/底部銲接盤(top/bottom weldment)	表 6.6.A-9	1.5g(V)+0.707g(H)+熱負載 <sup>5</sup>

1. 正常貯存時為護箱承受 1.0g 重力與熱負載，以護箱承吊時的重力 1.1g 與熱負載來涵蓋。分析中所使用的熱負載為足以涵蓋正常貯存時 32°C 外部溫度、-40°C 與 41°C 異常外部溫度、空氣進出口半堵塞異常狀態、及 56°C 外部溫度意外事故狀態下熱負載。
2. 異常貯存時之護箱承受 1.0g 重力與熱負載，以護箱承吊時的 1.5g 垂直加速度負載與  $0.707((0.5^2+0.5^2)^{0.5})g$  水平加速度負載與熱負載來涵蓋。分析中所使用的熱負載與\*相同。
3. 熱負載如附件 98
4. 以承載圓盤中心 800°F 與邊緣 400°F，最大溫差  $\Delta T = 400^\circ F$  來涵蓋實際最大中心溫度 700°F 與邊緣 400°F 的溫度狀況。
5. 頂部銲接盤，以最大溫差  $\Delta T = 300^\circ F$  來涵蓋中心 525°F 與邊緣 300°F 的溫差；底部銲接盤，以最大溫差

$\Delta T = 275^{\circ}\text{F}$ 來涵蓋中心  $475^{\circ}\text{F}$ 與邊緣  $275^{\circ}\text{F}$ 的溫差。

6. 外加屏蔽分析時之熱負載輸入以  $45^{\circ}\text{F}$ 內外壁溫差涵蓋實際熱傳分析結果的  $33.5^{\circ}\text{F}$ 溫差。

表 1 混凝土護箱之設計載重\*

負載組	狀況	靜負載	活負載	風	溫差	地震	颱風投射	墜落/撞擊	水災
1	正常	1.4D	1.7L						
2	正常	1.05D	1.275L		$1.275T_o$				
3	正常	1.05D	1.275L	1.275W	$1.275T_o$				
4	異常與意外	D	L		$T_a$				
5	意外	D	L		$T_o$	$E_{ss}$			
6	意外	D	L		$T_o$			A	
7	意外	D	L		$T_o$				F
8	意外	D	L		$T_o$		$W_t$		

負載組合參考 ANSI/ANS-57.9 及 ACI 349

\*本表已列於安全分析報告表 3.1.2-4

D = Dead Load

L = Live Load

W = Wind  $W_t$

$T_o$  = Normal Temperature

F = Flood

$T_a$  = Off- Normal/Accident Temperature

$E_{ss}$  = Design Basis Earthquake

$W_t$  = Typhoon/Typhoon Missile

A = Drop/Impact

#### 第 4 次審查意見

同意答復。

編號	I15-066-04-157	章節	6.6.2	頁碼	5	行數	10
----	----------------	----	-------	----	---	----	----

#### 第 1 次審查意見

- 請說明鋼筒異常操作負載計算，其初始狀態為何？如熱負載，內部溫度，周圍溫度等。
- 異常吊運的負載假設為各軸向 0.5g，側向 0.7g，垂直 1.5g。這些數字與操作員的動作有何關係？如：各向吊運速度應有何限制，其突然停止（如碰撞障礙物或停機）之加速度才不會超過以上限制？

#### 答覆說明

- 密封鋼筒異常操作負載計算之初始狀態為 15 psig 內壓及可涵蓋所有設計規範的熱負載，如附件 31。附件 31 中的熱負載可涵蓋設計基準中的所有貯存情形的熱負載(包括燃料 23kW 的熱負載加上正常貯存時的環境溫度  $32^{\circ}\text{C}$ 、異常貯存時的  $-40^{\circ}\text{C}$  或  $41^{\circ}\text{C}$ 、進氣口一半堵塞狀況與意外狀況時的  $56^{\circ}\text{C}$ )。
- 異常吊運的負載假設為各軸向 0.5 g，故側向為 0.7 g ( $((0.5^2+0.5^2)^{0.5})$ )，垂直 1.5 g，此假設是為吊車突然停機時的額外負載；在一般吊車吊運的加減速操作，其引起的加速度不會大於突然停機的加速度，故各方向 0.5 g 的異常負載應可涵蓋正常與異常的吊車操作，吊車操作人員亦不

必有特別的加減速限制。按各方向 0.5 g 的異常負載由 NAC 公司向 NRC 提出，並經 NRC 認可。再經查證台電公司核一廠吊車原廠說明書中主吊車在各種條件下的最高速度為 50 FPM，若假設主吊車以最快速度(50 FPM)行進時，要達到本分析採用之 0.7 g 的異常吊運側向加速度時，則吊物必須在 3.7E-2 s 內停止，這對吊運中的密封鋼筒與傳送護箱而言是不可能發生的，因為此時護箱懸掛於吊索下，為一撓性連結，故突然停機不會造成護箱在如此短的時間內完全停止，只會造成吊物在吊索下輕微擺盪。若吊運時傳送護箱碰撞障礙物，在混凝土護箱傾倒分析中，密封鋼筒頂部撞擊時的瞬時速度約為 1,600 FPM，保守以 30 g 分析傾倒事故，此時鋼筒仍可保有結構完整性，故電廠主吊車最高速度 50 FPM 速度行進中若碰撞障礙物，其對密封鋼筒的影響也應被傾倒時 30 g 加速度的側向衝擊分析所涵蓋，故吊運時碰撞障礙物並不影響密封鋼筒的結構完整性。另外，本計畫在核一廠操作時將嚴格遵守核一廠各相關規定進行運作，應不會有密封鋼筒吊運時發生碰撞之情事。

#### 第 2 次審查意見

1. 請將答覆 1 中之資料放入安全分析報告中。請確定附件 31 是否即為各種狀況下之溫度輸入值，如該表空氣進口半阻塞下，鋼筒邊緣中央溫度為 191.8C，而表 6.3.7.6 熱傳分析結果為 215.8C，相差很大，其他計算也有相同情形，請說明。
2. 同意答覆內容。

#### 第 2 次審查意見答覆說明

1. 附件 31 為各種狀況下之溫度輸入值，表中數值確實與安全分析報告中表 6.3.7.6 的熱傳分析所列結果不同。表 6.3.7.6 熱傳分析所列結果為密封鋼筒外表面的最高溫度(位於密封鋼筒外殼之中間稍高之高度)；附件 31 所列的 shell, Mid-Side 溫度為密封鋼筒外殼之中間高度之溫度，因其位置與表 6.3.7.6 的溫度位置稍有差異，故溫度不同。但在實際應力分析中所用的密封鋼筒外殼之中間溫度(附件 31 下表之 delta)為 550°F(287.8°C)，高於表 6.3.7.6 中的最高密封鋼體殼體溫度 215.8°C，故應力分析的結果可涵蓋熱流分析結果的應力情況。為顧及結構分析與熱流分析數據的一致性，已修正附件 31 為附件 98，附件 98 的正常貯存狀態為 14 kW 的熱負載分析結果，其餘皆為 23 kW 的熱負載。並且附件 98 中的密封鋼筒側邊溫度也已修正為鋼筒側邊最高溫度( $T_{max-Side}$ )，此外附件 98 表中所有數據已按熱流分析最新版本計算書修正，此修正仍被原先結構分析的溫度差熱負載所涵蓋。

#### 第 3 次審查意見

同意答復。

編號	I15-066-05-158	章節	6.6.7	頁碼	7	行數	
第 1 次審查意見							
<p>1. 混凝土護箱 61cm 高度墜落分析，除本文已分析的垂直墜落外，實際墜落應來自局部機械失效、吊掛未至定位、或部分吊索問題，故以傾斜狀況更為可能。請增加分析各種可能角度之傾斜墜落，及最不利狀況下是否仍能滿足安全條件。其中應包含傾斜墜落後，各部組件因受力角度變化之結構變形情形。</p> <p>2. 在矯正行動中，本文要求在墜落後評估密封鋼筒是否需移出護箱。但考慮實際狀況，尤其內部結構與熱傳特性可能已有改變，是否可再使用幾十年之評估難以進行。請改為 NAC 原處理方式，將密封鋼筒直接移至另一護箱中。</p> <p>3. 護箱墜落後，是否有評估燃料束變形的狀況，如燃料匣，水棒等，是否會造成未來燃料取出的困難？</p>							
答覆說明							
<p>1. 混凝土護箱除了由電廠運送至貯存場址途中是可能因吊運造成混凝土護箱離開地面最高約 30 cm 外，所有混凝土護箱的操作程序中，混凝土護箱底部皆有千斤頂或氣墊支撐，故無墜落之顧慮。另外，在於吊運途中，將設有側扶機構故即使於運送時發生混凝土護箱墜落，亦只限於垂直墜落的狀況，不可能出現傾斜墜落，故目前的 61 cm 垂直墜落分析已可涵蓋目前計畫所需。另外，若考慮運送途中 8 % 斜坡上之墜落，護箱負載因該斜坡而分成二分量，該二分量皆不會大於垂直墜落，故 61 cm 垂直墜落與傾倒分析應已涵蓋所有傾斜墜落之意外。再按文獻 WSRC-MS-97-0303, “Simplified analytical solution for free drops during NCT for radioactive material packaging”, N. K. Gupta, Savannah River Technology Center 進行傾斜墜落分析後，結果顯示本貯存設施在混凝土護箱中含滿載用過燃料時的密封鋼筒在 61 cm 傾斜墜落時，系統所受的衝擊加速度為 10.52 g，其中 61 cm 為墜落時混凝土護箱撞擊角落與剛性地面的距離，並且假設設施重心位置與撞擊角的連線與地面垂直時的狀況，亦即所有設施重量施加於撞擊角落的最不利狀況時，護箱所受的撞擊加速度為 10.52g。所以在最不利的傾斜墜落時，對護箱側邊與底部各約造成 5.09 g 與 9.21 g 的加速度，皆遠小於傾倒與垂直墜落時的 30 g 與 60 g 的加速度，故傾倒與垂直墜落分析已可涵蓋傾斜墜落意外分析，相關資料請參閱附件 32。</p> <p>2. 同意加註在混凝土護箱墜落意外事故後，應經評估後再決定是否須將內部密封鋼筒直接移至另一混凝土護箱，若難以判別且有明顯危險事實時將直接移至另一混凝土護箱。</p> <p>3. 由燃料棒挫屈分析中得知，燃料棒於垂直墜落的 60 g 衝擊時，燃料棒</p>							

與空燃料棒(無燃料丸，代表水棒)仍不會造成挫屈(Buckling)，另 BWR 燃料匣及水棒等原件的材料與燃料護套相同，且其幾何尺寸均具較燃料護套粗壯，側邊亦有燃料格架(Spacer Grid)支撐，故可承受比燃料護套更大的垂直加速度，亦不致造成挫屈，所以在 60 g 加速度衝擊力下，不會有燃料束無法取出的顧慮。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	I15-066-06-159	章節	6.6.3	頁碼	9	行數	-8
第 1 次審查意見							
1. 在混凝土護箱傾倒事故，其矯正行動為儘速扶正。由於傾倒會嚴重影響護箱之空氣冷卻效果，請分析評估傾倒後多久會造成鋼筒內組件或燃料溫度過高？並請將此時間放入操作程序中。							
2. 請分析傾倒後之底部輻射強度，包含 14KW 及 7KW 情形，並依此建立輻射防護之注意事項，尤其針對高輻射環境的特殊處理方式及機具，放入 6.6.3-10 頁之 (5) 中。							
答覆說明							
1. 依現行評估，混凝土護箱應不可能傾倒，但若萬一傾倒，保守估計約需 1 至 3 個月時間回覆至正常狀態。至於混凝土護箱於非正常直立狀態下之空氣冷卻效果，將依實際狀況進行評估，並儘速提交評估結果。							
2.							
(1) 本計畫所設計之護箱依評估不會發生傾倒。萬一傾倒，對 14 kW/護箱並使用保守分析條件，由 MCNP 程式計算結果顯示：護箱底部表面之最大劑量率約 676 mSv/h，護箱底部表面之平均劑量率約 356 mSv/h。另針對實際裝載時 7 kW/護箱分析評估結果：護箱底部表面之最大劑量率約 98 mSv/h，護箱底部表面之平均劑量率約 52 mSv/h。							
(2) 如上述，本護箱設計經評估不會發生傾倒。但若萬一傾倒，其處理程序為：加圍籬及臨時屏蔽，撤離非必要人員，成立臨時管制區，再依應變作業程序處理。處理時，作業人員應配戴劑量筆，隨時監測人員劑量。必要時，進行擦拭檢驗及空氣取樣，以確認無放射性污染外釋。							
第 2 次審查意見							
1. 請將傾倒後多久會造成鋼筒內組件或燃料溫度過高之分析結果及其處理時間限制放入操作程序中。							
2. 請將傾倒後之輻射劑量及處理方法放入本節中。							
第 2 次審查意見答覆說明							
1. 假設混凝土護箱於極不可能情況下傾倒，此時混凝土護箱進/出氣口與護							

箱底部皆保有順暢的空氣通道，並且密封鋼筒與混凝土護箱鋼質內襯接觸，可有更良好的熱傳結果；但保守假設此時護箱處於最壞的空氣進出口全堵塞狀況下評估混凝土護箱傾倒後的鋼筒內組件及燃料溫度，依熱傳分析結果於 85 h 後的混凝土護箱之混凝土將達到法規限值；若於進氣口半堵塞時則在溫度上無時間限值。依一般工程經驗，若傾倒時造成進/出氣口堵塞，應可於 85 h 內將進出口全堵塞之狀況排除，必要時可考慮以強迫空氣冷卻(forced air cooling)的方式達成。按依熱傳分析結果，空氣進出口半堵塞情況下，無論持續多久，護箱(含用過核子燃料及密封鋼筒)任一點溫度均不會超過相關限值。

2. 已增列於本報告第六章六、(三).6 節，如附件 86。

### 第 3 次審查意見

由於未做傾倒後熱傳分析，無法確定熱傳變壞多少，必須假設最保守的等同空氣進出口全堵塞狀況。請確實提供需要哪些機具及防護設備來處理護箱傾倒問題？處理人員的劑量會有多少？處理方法是否可行？85h 內如何調動機具，完成此高輻射處理任務直到正常為止？

### 第 3 次審查意見答覆說明

1. 85 h 為空氣進出氣孔全堵塞時，混凝土溫度會在 85 h 達到法規限值，故在護箱萬一傾倒時，於 85 h 內給予護箱適當之進出氣孔堵塞清除及通風，如採強制送風等措施，以增加護箱在傾倒時之空氣對流。
2. 混凝土護箱傾倒時之應變作業分成前處理及後處理兩階段，概述如下，詳細分析請參見第二次審查意見回覆之附件 91。

#### (1) 前處理

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，所需機具為吊車/叉動車及卡車(核一廠已備有)；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 5 m 處，劑量率約 38 mSv/h(對 14 kW/護箱而言)；三人共可能接受  $38 \times 3 \times 0.5 = 57 \text{ man-mSv}$ ，個人則有 19 mSv 劑量，低於年劑量限值 50 mSv。不會有個人一次超過 50 mSv 劑量限制之情事發生。

#### (2) 後處理

後處理程序則為將傾倒的護箱扶正，此時需動用大型吊車(據了解國內大型吊車出租廠商一般皆可於受委託並接獲通知後 48 小時內，到達指定地點)。工作人員同樣儘量避免面對護箱底部，估計需 10 人次作業每次 30 min，其所在位置約離開底部 5 m 處，集體劑量約為 190 man-mSv，個人則有 19 mSv 劑量，低於年劑量限值 50 mSv。故亦不會有個人一次超過 50 mSv 劑量限制之情事發生。

### 第 4 次審查意見

同意答覆。請將”護箱傾倒後混凝土溫度會在 85 h 達到法規限值，故在護箱



萬一傾倒時，於 85 h 內給予護箱適當之進出氣孔堵塞清除及通風，如採強制送風等措施，以增加護箱在傾倒時之空氣對流。”及上述前處理及後處理劑量評估放入本節內容。

第 4 次審查意見答覆說明

已依審查意見，將 85 h 內給予護箱適當之空氣進出氣孔堵塞清除及通風，與護箱傾倒之處理劑量評估，增補於本報告第六章六、三.6 節矯正行動與輻射影響章節中，如附件 120。

第 5 次審查意見

同意答復。

編號	I15-066-07-160	章節	6.6	頁碼	A-2	行數	
第 1 次審查意見							
<ol style="list-style-type: none"> <li>1.由於承載圓盤與鋼筒間會有間隙，請說明此間隙最大允許多少？請將各自的真圓度允許值加入其中。</li> <li>2.在鋼筒異常負載分析中，如何模擬此間隙特性？請說明 CONTACT52 元素的特性。</li> <li>3.請說明上述分析中，熱負載及鋼筒內溫度為多少？</li> </ol>							
答覆說明							
<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 承載圓盤直徑 <math>\psi 1665.5(+0.0/-0.5)</math>，密封鋼筒內徑為 <math>\psi 1671.6 \pm 1.5</math>，密封鋼筒內徑公差採一般工程公差。該間隙可作為承載圓盤熱膨脹的空間，採用 CONTACT 52 元素模擬該間隙的行為。</li> <li>2. 在鋼筒異常負載分析中，鋼筒與承載盤之間隙以 CONTACT52 元素模擬，此元素用以傳遞負載之用。CONTACT52 元素只承受壓力負載，不承受拉力，因此當受壓時，才會將力量傳遞至另一個結構，受拉時則不承受力量，詳如附件 33 內有關 CONTACT52 之說明。</li> <li>3. 結構分析中將密封鋼筒與承載圓盤，鋼筒的熱負載請參附件 31，另外在承載圓盤分析中以圓盤中心 700 °F，並且中心與圓盤邊緣有 400 °F 的溫度差，此輸入溫度與溫差已涵蓋熱傳分析中實際貯存時所可能遭遇的最大熱負載。</li> </ol>							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	I15-066-08-161	章節	6.6	頁碼	D-2	行數	
----	----------------	----	-----	----	-----	----	--

### 第 1 次審查意見

1. 請說明混凝土護箱傾倒分析中，所採用的貯存場基座及基礎參數的來源？
2. 請說明 6.6.D-4 頁，L6，所稱接觸角 6 度是如何計算出來的？它有什麼用途？如何確定此假設之保守度？

### 答覆說明

1. 依據 ASCE 4(1998)3.1.2 所述，混凝土密度為 90~155 lb/ft<sup>3</sup>，但分析中採用高強度(5000 psi)的混凝土，故分析中之混凝土密度採 125~160 lb/ft<sup>3</sup> 之間，且土壤密度採 100~160lb/ft<sup>3</sup> 之間，並針對不同混凝土及土壤之組合進行分析計算。由分析結果中選取最大加速度做為分析依據，分析結果得傾倒時護箱最大加速度為 29.8 g，分析中保守採用 30 g。經查 NUREG/ CR-6608，其分析所採用的數據為混凝土密度 2.09675 E-04 lb sec<sup>2</sup>/in<sup>4</sup> (140 lb/ft<sup>3</sup>) (Appendix C)，土壤密度 136 lb/ft<sup>3</sup> (section 5.2)，故本分析中的混凝土與土壤密度也已涵蓋 NUREG/ CR-6608。
2. 當混凝土護箱內含密封鋼筒傾倒於混凝土基座上時，密封鋼筒重量直接作用在混凝土護箱內襯上；當以 ANSYS 程式模擬傾倒事故時，並未將密封鋼筒細部結構建構於分析模式中，而係以滿載燃料的密封鋼筒重量分布於一假想的撞擊接觸面上，分析中假設此接觸面為混凝土護箱內襯一個有限元素的弧角，即 6 度(半圓分析模式)。假設密封鋼筒重量垂直集中撞擊於此弧角面積上，可獲得保守的傾倒加速度。該 6 度弧角的保守性也在後續分析中獲得證實，在密封鋼筒於混凝土護箱內傾倒分析中，由於承載圓盤對於鋼筒之接觸採接觸元素(CONTAC 52)，當分析完成後可知各接觸元素是為接觸(close)或是分離(open)，由此可判斷接觸區域與接觸角度，結果顯示這些接觸角度(區域)皆大於 6 度，故在混凝土護箱傾倒分析時，將所有鋼筒重量集中於 6 度的區域。由於所設之角度(重量集中區)小於實際之接觸角度，作用面積較為集中，緩衝作用較小，故為保守設定。

### 第 2 次審查意見

同意答復。

編號	I15-066-09-162	章節	6.6	頁碼	D-8	行數	8,9
----	----------------	----	-----	----	-----	----	-----

### 第 1 次審查意見

在傾倒計算驗證中，採用了 NUREG/CR-6608 的測試數據，請說明為什麼只採用了兩個位置 A1,A5 來做計算與量測之比較？是否此二點為誤差最大者？而其他位置分析結果為何？

### 答覆說明

在 NUREG/CR-6608 中，LLNL 的兩次傾倒測試中，A1、A5 兩點分別於金屬護箱的頂端與頂部側邊，報告中該二位置有最大的撞擊加速度，最具代表性，故取該二位置數據做比對。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	I15-066-10-163	章節	6.6	頁碼		行數	
----	----------------	----	-----	----	--	----	--

第 1 次審查意見

1. 請說明外加屏蔽內壁與混凝土護箱外壁直徑及其真圓度之最大允許公差為若干？二者間距最大及最小之允許值各為若干？
2. 請說明二者間之間格塊設計為何？如何安裝？如何保證二者間無間隙？在地震時，間格塊之受力情形及其完整性？
3. 請說明在地震後，如何檢查間格塊之完整性？

答覆說明

1. 混凝土護箱外徑為 3,454(+19/-13) mm，外加屏蔽內徑為 3,504(+19/-13) mm，兩者的間隙因安裝情況而異。二者間的圓周方向，因安裝混凝土間隔塊而消除地震時之相對位移。
2. 混凝土護箱與外加屏蔽間有混凝土間隔塊的設置，用以避免二者在地震過程中的碰撞行為。每一個外加屏蔽各有四個混凝土間隔塊，各相距 90 度弧角，混凝土間隔塊為一立方體之幾何形狀設計，座落於外加屏蔽的內側卡槽中。安裝時，當混凝土護箱置妥於混凝土基座上後，再逐一將外加屏蔽置放於混凝土護箱週圍，在置放每一外加屏蔽後即可將混凝土間隔塊至入卡槽中(注意間隔塊厚度小於卡槽及護箱與外加屏蔽間隙的總和，故不會因安裝外加屏蔽時的誤差而造成間隔塊無法置入。)。  
置入間隔塊於卡槽後，再將之推向護箱，使之與護箱緊貼，並在間隔塊與外加屏蔽間留出間距，再以混凝土漿填充此間距，即完成一間隔塊之安裝。混凝土護箱外加屏蔽之設計(含配筋及間隔塊之細部設計)，經計算間隔塊強度可承受 0.5g 地震強度所引發護箱與外加屏蔽之推擠力量。
3. 經分析計算，在 0.5 g 地震規模下的間隔塊仍具有 9.78 的安全係數(摩擦係數為 0.8 時，外加屏蔽與混凝土護箱的最大作用力 38,030 lb，發生在地震發生後 22.7 秒時的頂部環外加屏蔽上，其間隔塊截面積為 7.874 x 11.811 in<sup>2</sup> (200 x 300 mm<sup>2</sup>)，故應力為 409 psi，安全係數 = 4,000/409 = 9.78，其中 4,000 psi 為混凝土的抗壓強度)，故應無需檢測間隔塊的完整性。如同密封鋼筒與混凝土護箱等元件一般，如已證實該元件有充分能力承受其設計負載時，除非偵測到的地震大於 0.5 g，且有明顯跡象

顯示其損壞的可能性，否則應不必在於運轉時確認間隔塊的完整性。地震時的外加屏蔽與混凝土護箱的作用力及外加屏蔽混凝土間隔塊圖面參考附件 3。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	I15-066-11-164	章節	6.6	頁碼	H-15	行數	
第 1 次審查意見							
圖 6.6.H-8 之台北飛航情報區航線圖放大倍率不夠，無法看出 B-576 航線與核一廠的距離及方向，也看不出核一廠限航區半徑 3.7 公里位置，無法得到該航線對核一廠的影響。請放大該圖台北附近區域，以得清楚圖面。							
答覆說明							
同意將該圖中之台北與核一廠局部區域放大，並置該放大圖於同一圖中之適當位置。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	I15-066-12-165	章節	6.6	頁碼	HD-10	行數	11
第 1 次審查意見							
1. 假設墜機率為 $2.4E-10$ 之來源及理由為何？此值遠比表 6.6.H-1 為低，請說明。							
2. 貯存場面積 $2000 \text{ cm}^2$ 是否有誤？							
3. 圖 6.6.H-6 桃園機場起降架次僅到 92 年，請提供更新資料。							
答覆說明							
1. 墜機率 $2.48E-10$ 係以商用飛機為例，美國一般常用之引用值，源自 6.6 節中參考文獻 24。 $2.48E-10$ 為飛行過程中，每 km 的墜機率，表 6.6.H-1 中之數值則為降落時墜機在特定範圍內之機率。這些數值引用自同一份文件，適用之範圍及時機不同。							
2. 確實有誤，應為 $2000 \text{ m}^2$ 。謝謝指正，將於報告中修正。							
3. 至桃園機場網站 <a href="http://www.taoyuanairport.gov.tw">www.taoyuanairport.gov.tw</a> 查詢起降架次 93 年度為 148,938(報告中已經提供)，94 及 95 年度則分別為 152,607 及 157,702。							
第 2 次審查意見							
請將 94 及 95 年資料放入報告中。							

第 2 次審查意見答覆說明							
已於本報告第六章六節之附錄 H 補充 94 及 95 年資料，並修正貯存場面積為 2,000 m <sup>2</sup> (如附件 87)。							
第 3 次審查意見							
同意答復。							

編號	I15-066-13-166	章節	6.6	頁碼	I-2	行數	
第 1 次審查意見							
請列出燃料挫屈分析所採用的燃料組件機械特性，並說明採用的溫度。這些數據是否考慮了燃料照射後的特性變化？							
答覆說明							
燃料挫屈的臨界荷重正比於材料楊氏係數(E)，且照射後的燃料護套之楊氏係數提升，有助於增加燃料抵抗挫屈之能力。另外，分析中已保守採用當溫度為 600 °F 之 UO <sub>2</sub> 楊氏係數的 1/2 作為計算依據，屬保守假設，應可涵蓋照射及未照射燃料的挫屈臨界荷重。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	I11-066-14-167	章節	6.6	頁碼		行數	
第 1 次審查意見							
<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 乾華溪雖然位於核一廠區內，之前已有做過整治，但在溪邊因本儲存設施的負重影響，先前整治的強度是否能承受與本設施的安全有絕對關係。於本章節中希望能提供進一步的資料。</li> <li>2. 海嘯的評估雖然於核一廠建廠時已有做過相關研究，但與本儲存設施的安全也有絕對關係。本章亦應對海嘯做進一步說明。</li> <li>3. 土石流雖然可以以通氣孔完全被封住應變。但清除土石流的時間可能比一般通風口封住的清理長許多。應進一步考慮到土石流完全清除的整體時間與可能性。此外，土石流與邊坡崩塌不一樣，本章中之土石流宜先界定是否有發生的條件，再談土石流的應變。同樣的，亦宜先界定本儲存區的邊坡崩塌環境，再談應變。</li> <li>4. 儲存場區經過整地後，地震發生時的其他破壞，如土壤液化與山崩等在本儲存區是否可能發生，若有，其影響亦應進一步說明。</li> </ol>							

### 答覆說明

1. 山崩、土石流之邊坡穩定問題，乾華溪護岸設計等，皆已於本公司（95年）「水土保持計畫」納入考量；另根據農委會水土保持局及台北縣農業局公告資料，乾華溪本段並非土石流警戒溪流。另貯存場址雖位於乾華溪河道轉彎之凹岸，但在上游有設置多道之攔河堰，且乾華溪自進入廠區後即為人工河道，河岸設有適當安全之卵砌石鋼筋混凝土保護。
2. 在核一廠建廠時已考量海嘯之因素，經評估後其對核一廠廠址不造成影響。而過去之歷史紀錄為 1867 年基隆之 7.5 m，自核一廠建廠以來，未曾有大於歷史紀錄之海嘯發生；且乾式貯存之場址較核一廠廠房基地高，海嘯應不造成貯存場之危害。
3. 如第一項審查意見回覆所述，根據農委會水土保持局及台北縣農業局公告資料，乾華溪本段並非土石流警戒溪流。所以土石流不應是本計畫所考慮的假想意外狀況之一，此處所述之土石為邊坡崩塌時所散落於場址上之土石，此時應以機具或人力盡速使設施至少恢復至進氣口半堵塞之狀態。按半堵塞時，依分析結果長期均無安全顧慮。
4. 貯存場區經過整地及將有液化傾向之表土層全部換成透水性良好之級配土之後，再施做基座，應不致發生土壤液化情形；又在西側邊坡上方原有道路面設置微型樁，並在坡趾處設置深入地下約 10 m 且高出地面約 2 m 之單排場鑄擋土排樁，用以提高深層邊坡穩定性，可確保不會發生山崩，且護箱位置距離西側擋土牆亦有 10 m 以上之距離，即使萬一發生山崩，可大幅降低護箱被泥土覆蓋之深度與機率。

### 第 2 次審查意見

1. 答覆內容為現有的狀況，場址加入載重後的影響是否應加入評估？評估後之安全性如何認證？由誰認證？
2. 答覆中海嘯應不造成貯存場之危害，亦即危害還是有可能造成。為了達到更確定性語意所需的進一部分分析還是需進行，而核一廠建廠離現在已有很長的時間，當時的評估資料也有可能不足的地方。
3. 乾華溪上游若不當開發，未來是否可能造成土石流危險區域？答覆說明的第 11 頁中，編號 B11-020-07-022 中提及乾華溪上游有兩條土石流潛勢溪流，目前雖穩定，但若不當開發，雖有持續的監視，本場亦無法承受其帶來的災害。
4. 應不致發生土壤液化情形，這類的字眼不應當出現在報告中，否則即須做到適度的分析來得到確保的結果，結果亦須有認證。

### 第 2 次審查意見答覆說明

1. 本案設計以 30 個護箱載重下之平均載重  $5.24 \text{ MT/m}^2$  [= (筏基重 4551 + 護箱  $30 \times 230$  + 車輛設備 70 MT) / 筏基面積  $2200 \text{ m}^2$ ]; 而依據水保計畫書之計算(如附件 88)，乾華溪護岸排樁分析時已考量單位寬均佈載重為  $103 \text{ KN/m}$ (= $1009.4 \text{ MT/m}$ )，以貯存場南北向長 70 m 估計，其設計平均載重

為  $14.42 \text{ MT/m}^2$ ，已超過 30 個護箱載重下之平均載重  $5.24 \text{ MT/m}^2$ ，又依水保計畫書分別計算在平時、地震與高水位時之安全係數，皆符合法規限值，故可知護岸排樁為安全之設計。有關護岸排樁為安全之設計會經由開業的水土保持工程技師認證。

2. 根據核一廠「終期安全分析報告第十四修訂版，2005」第 2.6.10 節，預測所造成之最大海嘯高度則介於海拔高 6.5 m 至 9 m 之間。因此，核一廠建廠時所用之設計海拔高度標準為海拔高 10.73 m (9 m 海嘯高度加上 1.73 m 之暴風浪)。根據「台灣電力公司核能四廠海嘯研究報告」之資料，該研究利用 Imamura (1949) 與 Wilson et al. (1968) 之經驗公式推算在海嘯強度  $m = 2.257$  (相當於地震規模 7.93) 之情形下，海岸之溯上高度分別為 7.02 m 與 7.54 m，另以數值方式模擬基隆東北方 134 km 的海底火山爆發所引起造成之海嘯，顯示當海嘯強度 1.88 (相當於地震規模 7.78) 時，在東北海岸一帶所造成之最大波高為 8.75 m (金山鄉沿岸)。乾式貯存場場址所在地之高程平均為 EL. 22 m，經整地後升高為 EL. 24 m，遠較海嘯最大波高為大；其次，場址距離海岸 1 km 之外，即使發生海嘯，海嘯波之能量亦會被場址與海岸間地形所消耗；另外場址所處海岸為凸岸，對於海嘯波除了沒有放大效應外，而且還有分散能量之作用；且乾華溪河口寬度均勻，並非喇叭形狀，並不會造成類似錢塘潮一樣規模的海水上溯。由以上數點綜合來看，海嘯對於場址安全並不造成影響。

3. (同 B19-020-05-022 第 2 次審查意見答覆說明)

根據內政部營建署「台灣地區環境敏感地劃設與土地使用適宜性分析—北部區域、南部區域」之調查，證明核一廠廠區並未處於地質敏感區(益鼎公司，1995)。另根據農委會水土保持局 94 年 3 月之公告，上游地區存在兩條土石流潛勢溪流。一般而言土石流只影響於堆積段，本場址土石流潛勢溪流之堆積段距離場址約 5 km，對場址尚不致造成立即之危害。為考慮乾華溪上游不當土地利用對下游造成危害，未來乾式貯存設施開始建造及貯存時，將對此一地區加強監測工作，除進行不定期的巡視，注意是否有河道阻塞淤積、坡地地表異常改變或異常坍塌等影響河道正常輸水之情事產生外，另進行一年二次之福衛二號衛星影像變異監測，以瞭解核一廠區及乾華溪上游地區四周地形及植被等之變化，並注意是否有濫墾濫伐等情形。若集水區內產生潛在危險因素時，將即時通報地方主管機關處理，掌握預防災害之先機。詳細說明增列於本報告第二章二、(四)土石流潛勢(如附件 57)。

4. 貯存場區經過整地，以及將有液化傾向之表土層全部換成透水性良好之級配土之後，再施做基座，不會發生土壤液化情形；又在西側邊坡上方原有道路面設置微型樁，並在坡趾處設置深入地下約 10 m 且高出地面約 2 m 之單排場鑄擋土排樁，用以提高深層邊坡穩定性，可確保不會發生山崩危害，且護箱位置距離西側擋土牆有 10 m 以上之距離，即使萬

一發生山崩，可大幅降低護箱被泥土覆蓋之深度與機率。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	I30-066-15-168	章節	6.6.1	頁碼	3,4	行數	
第 1 次審查意見							
1.NS-4 中子屏蔽萬一起火，滅火劑有無限制？可以用水滅火嗎？							
2.主吊車採用單一失效保證設計與製造的證明，事關此一吊車能否使用，至為重要，請出示此一證明，並請預先規劃相關行政防護措施與人員訓練。							
答覆說明							
1. NS-4 中子屏蔽置於 TFR 內之外殼夾層間，並且 TFR 夾層上有密封，故 TSC 頂蓋銲接時之火花不會跳落於 TFR 夾層中而引發 NS-4 燃燒。並且 TSC 與 TFR 之間有水夾層，在銲接時無引發火災之顧慮。							
2. 請參閱附件 34 原廠提供的 CoC 證明文件。反應器廠房吊車升級後，新吊車廠家依照合約對本公司操作人員實施操作及維護的教育訓練。而有關未來利用新吊車執行用過核子燃料護箱吊運作業之相關行政防護措施及人員訓練，將在試運轉前完成相關的準備。							
第 2 次審查意見							
1.若確實在銲接時無引發火災之顧慮，則應把此段答復文字寫入安全分析報告中，以免以後的人有此疑慮。							
2.請注意附件 34 原廠提供的 CoC 證明文件中寫明 Final acceptance and dedication of the assembled and shipped product shall be considered complete by the customer based on completion of successful load testing of the product at customer site.就是說要現場荷重試驗成功以後才算數，荷重試驗未成功之前並沒有任何保證。							
第 2 次審查意見答覆說明							
1. 修正安全分析報告第六章六、(一).9「火災造成中子屏蔽喪失」一節中相關描述，說明在傳送護箱操作時，因中子屏蔽 NS-4 皆密封於傳送護箱中，即使在屏蔽上蓋與結構上蓋銲接時產生火花，NS-4 亦不會與火源接觸，故無火花引起火災造成中子屏蔽功能喪失之顧慮(如附件 89)。							
2. 新吊車安裝完成後，吊車廠家須依據現場接受測試(Site Acceptance Test, SAT)程序書進行現場荷重試驗；且根據國內法令，本公司將派員會同勞委會檢查人員，至現場進行荷重試驗之查驗，以取得該吊車准予使用的							



檢查合格證。並待 AEC 相關主管機關審查且確認符合規定後，才會進行吊運。

### 第 3 次審查意見

同意答復。

編號	I30-066-16-169	章節	6.6	頁碼		行數	
----	----------------	----	-----	----	--	----	--

### 第 1 次審查意見

1. 附錄 6.6F 洪水分析計算，是照 NAC-UMS SAR 11.2.9 翻譯，但其係為 Class 3 PWR 而做，根據表 3.1.1-6 查得核一廠混凝土護箱高度為 570.2 cm，即 224.5 in，從 NAC-UMS SAR 表 1.2-5 查得此一高度為 Class 5 BWR 無誤，但附錄 6.6F 文中說其高度為 225.98 in，從 NAC-UMS SAR 表 1.2-5 查得此一高度為 Class 3 PWR，請澄清。
2. 附錄 6.6G 颱風與颱風投射物分析計算，是照 NAC-UMS SAR 11.2.11 翻譯，但其係為 Class 3 PWR 而做，根據表 3.1.1-6 查得核一廠混凝土護箱高度為 570.2 cm，即 224.5 in，從 NAC-UMS SAR 表 1.2-5 查得此一高度為 Class 5 BWR 無誤，但附錄 6.6G 文中說其高度為 225.88 in，從 NAC-UMS SAR 表 1.2-5 查得此一高度為 Class 3 PWR，請澄清。

### 答覆說明

1. 經查證 INER-HPS (NAC-UMS Class 5) 之高度確實是 224.48 in 無誤。在實際混凝土護箱組裝上，其頂部碳鋼頂蓋是與混凝土護箱頂部混凝土切齊的，距離地面之高程同為 224.48 in，但在洪水計算時再保守加上 1.5 in 高度，以獲得較大的洪水衝擊力，故為 225.98 in 無誤。
2. 颱風與颱風投射物分析計算，並非完全依照 NAC-UMS SAR 11.2.11 翻譯，其中有關護箱尺寸，並非 Class 3 PWR，而是依照本案實際尺寸進行分析計算。

### 第 2 次審查意見

1. 計算時應使用實際高度，報告中為獲得較大的洪水衝擊力，另加上 1.5 in 高度，這種做法實在不合邏輯。INER-HPS 實際高度應為 VCC+AOS: 237.4 in。
2. 混凝土護箱的高度在附錄 6.6F 為 225.98 in，而在附錄 6.6G 的高度則為 225.88 in，請說明高度不同之原因？

### 第 2 次審查意見答覆說明

1. 貯存設施安裝的過程中，當 VCC 運至混凝土基座上未套裝 AOS 前，設施只有 VCC 單獨座立於混凝土基座上；待套裝 AOS 後才是正常貯存狀態。故洪水分析中共考慮兩種狀況，分別為：(1)VCC；(2)VCC+AOS 遭

遇洪水的狀況，兩種狀況的分析結果皆符合法規要求。在第一種狀況中考慮 VCC 高度為 225.98 in(224.48 in +1.5 in)的洪水受力狀況與 VCC 的重量；第二種狀況中考慮 VCC+AOS 高度為 AOS 之高度 237.28 in(6,027 mm)，與 VCC+AOS 的重量。VCC+AOS 遭遇洪水之分析結果，詳見本報告第 6.6.F-3~4 頁。分析用參數詳見附件 90(提供 VCC 及外加屏蔽洪水分析計算書之 4/18 頁)。

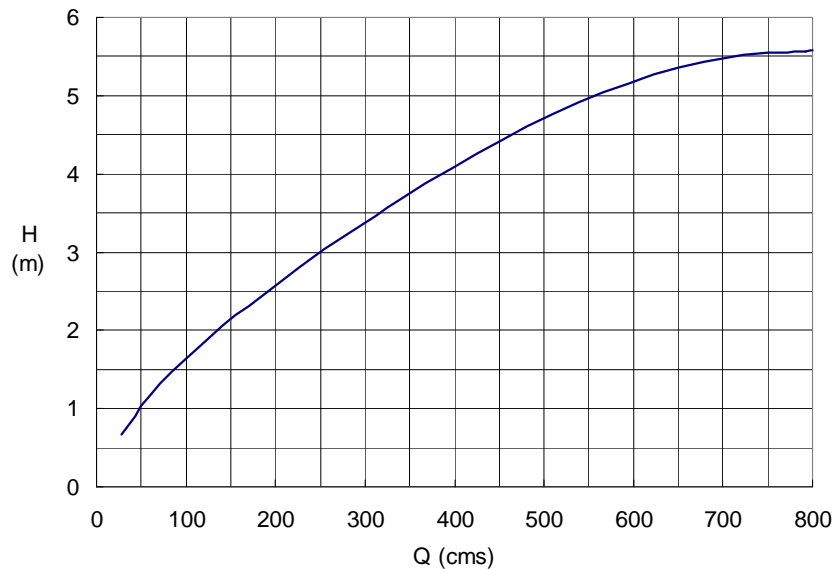
2. 應為 225.98 in。已修正附錄 6.6G 如附件 99。

### 第 3 次審查意見

同意答復。

編號	I18-066-17-170	章節	3.1.2 6.6.3	頁碼	6 15	行數	
第 1 次審查意見							
<p>設計基準假設，洪水流速 4.6 m/sec 在完全淹沒混凝土護箱之情況下，分析顯示護箱不會滑動或傾倒，這是假設護箱基礎穩固時所發生。然而乾華溪護岸為老結構（採用砌卵石之低標準設計），當儲存場址設於河岸旁時，其重要性不同於過去，加上護岸背後之載重(Surcharge)增加，護岸結構承受較以前更大之側向土壓力，且未來洪水亦可能沖毀護岸，一旦護岸毀損，儲存場址基礎土壤會流失，此時護箱基礎還能保持穩固嗎？報告中多著重護箱本體之穩定及安全，僅由表 2.2.1-5 之護岸邊坡穩定分析成果尚無法瞭解護岸結構之安全性，若護岸流失，新設之基樁以懸臂方式能否支撐場址側向土壓力。建議考慮以較嚴謹之設計標準重新評估，必要時場址護岸應重做。</p>							
答覆說明							
<p>依本案水土保持計畫之規劃，將會在現有護岸後方設置護岸排樁，可保護河岸不會崩塌，即使有洪水溢出河岸(實際分析上是不可能發生)，亦不會沖蝕河岸，故護箱基礎應還能保持穩固。</p>							
第 2 次審查意見							
<p>報告及意見回復均無法說明乾華溪之設計洪水量要用多少？如果採 764 cms 之 PMF，就應以此洪水量分析，回答意見僅說明洪水不會溢出乾華溪河岸，卻沒有提供分析成果資料，如何能確保洪水不會對場址及護岸造成影響？(同 030-12-057)</p>							
第 2 次審查意見答覆說明							
<p>1. 根據核一廠終期安全分析報告第十四版(FSAR)之內容，乾華溪最大洪峰流量之推求方式，為使用基隆、台北、淡水等測站 30 年的紀錄，計算出乾華溪 10,000 年重現週期之一小時最大可能降雨量 (PMP) 為 297 mm，並以此 PMP 推算其最大可能洪峰流量(PMF)為 764.6 m<sup>3</sup>/sec。河道截面為一高度約有 6.4 m 的長方形，利用曼寧公式(Manning Formula)推算渠道流量</p>							

與水深之關係(其水力坡降值為 5.8215/1000；渠道面之曼寧 n 值為 0.013)，其結果如下圖所示，以此一結果推求當乾華溪發生最大洪峰流量時河流水位高度約 5.5 m，尚有 0.9 m 之餘裕。



以曼寧公式所推算乾華溪流量與水深之關係圖

2. 本案設計以 30 個護箱載重下之平均載重  $5.24 \text{ MT/m}^2$  [= (筏基重 4551 + 護箱  $30 \times 230$  + 車輛設備 70 MT) / 筏基面積  $2200 \text{ m}^2$ ]；而依據水保計畫書之計算(如附件 88)，乾華溪護岸排樁分析時已考量單位寬均佈載重為  $103 \text{ KN/m}$ (= $1009.4 \text{ MT/m}$ )，以貯存場南北向長 70 m 估計，其設計平均載重為  $14.42 \text{ MT/m}^2$ ，已超過 30 個護箱載重下之平均載重  $5.24 \text{ MT/m}^2$ ，又依水保計畫書分別計算在平時、地震與高水位時之安全係數，皆符合法規限值，故可知護岸排樁為安全之設計。
3. 場址有巡視機制以進行護岸巡視，必要時可進行補強措施。
4. 設計基準洪水狀況為深 15.24 m、流速 4.6 m/sec，分析內容詳見本報告第六章第 6.6.3-15 頁及附錄 6.6.F。(同 I18-030-13-057 第 2 次審查意見答覆說明)

第 3 次審查意見

核一廠終極安全分析對於乾華溪之設計洪水採 10,000 年重現期標準，經推算洪水量為 764.6 cms。若能以河道二維水理分析檢核儲存場址之洪水位，即能瞭解是否應增設防洪牆，避免洪水溢流。由於二維水理分析需要河道測量資料，恐需耗費一段時日，目前乾華溪下游已是混凝土護岸，若假設在儲存場址之河段為單一縱坡之穩態流，簡單的估算可採用明渠流公式，若整治後之乾華溪為礫石底部及混凝土邊坡之渠道，曼寧係數約為 0.02~0.025，初步計算可參考下表。縱坡(相當水力坡降值)係第 2 次審查意見答覆內所提供，依此推算渠道內之流速均大於 7 m/s，此流速可推動直徑 2 公尺之大卵石，加上儲存場址位於河道凹岸，受水流沖擊影響甚大，應重視護岸結構之安全。

曼寧係數	n=	0.02	0.025	0.02	0.025	0.02	0.025
坡度	S=	0.005822	0.005822	0.005822	0.0058215	0.0058215	0.0058215
渠底寬, m	B=	10	10	15	15	20	20
側壁坡度	H/V=	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3
水深, m	D=	7.175	8.27	5.35	6.18	4.345	5.02
流水斷面積, m <sup>2</sup>	A=	87.19	103.22	88.84	104.16	92.56	107.96
周邊長, m	P=	24.98	27.27	26.17	27.90	29.07	30.48
流速, m/sec	V=	8.778	7.413	8.616	7.344	8.256	7.091
流量, cms	Q=	765.39	765.12	765.46	764.91	764.24	765.57

另乾華溪在儲存場址處為轉彎河道，水流會發生超高情形，水位提高量由流速及轉彎半徑決定，河道兩側水位差之估算(Grashof 公式)如下，僅供參考。

渠道寬度, m	10	10	10	10	15	15	15	15	20	20	20	20
流速, m/s	7.0	7.5	8.0	8.5	7.0	7.5	8.0	8.5	7.0	7.5	8.0	8.5
轉彎半徑, m	50	75	100	125	50	75	100	125	50	75	100	125
渠道兩側水位差, m	0.50	0.38	0.33	0.30	0.76	0.58	0.49	0.44	1.01	0.77	0.66	0.59

建議：

1. 決定乾華溪設計洪水標準（設計標準應視災害潛勢而定，10000 年重現期標準是如何決定？）。
2. 依據設計洪水量，推估儲存場址處之河道流速與洪水位，若流速大時，應考慮重建舊護岸，且渠底以混凝土保護避免淘刷而損壞護岸結構，洪水位高於護岸時應增設防洪牆，避免洪水侵入儲存場阻塞護箱通風孔。

### 第 3 次審查意見答覆說明

本報告第二章三、(一) 節河川中之洪流量，為應因降雨量、河川表面糙度、地形等資料更新與法規需求，而重新評估乾華溪之安全性。

1. 乾華溪為縣管河川，根據經濟部水利署水利規劃試驗所「河川治理及環境營造規劃參考手冊」中所述，縣管河川防洪標準為 25 年至 50 年迴歸週期，但考量場址之重要性，因此，本河段重新採用中央管河川標準之 100 年重現期計算設計洪水位。

2. 以富貴角雨量站資料推估 100 年重現期之雨量，進而推求洪峰流量為 247.99 cms(設計洪水量)，再以此流量推求渠道流量與水深之關係(其水力坡降值為 0.012；渠道面之曼寧 n 值根據現況與文獻描述採 0.034 計)，得設計洪水深度為 3.87 m，其對應之流速為 5.79 m/sec；因渠道於場址附近有一凹岸地形，經水土保持手冊中之超高公式計算後洪水於該處所產生之超高為 1.24 m，總計最高為 5.11 m 的洪水深。於洪水位最高處之斷面，渠底高程為 EL. 16.49 m，堤岸高程為 EL. 24.00 m，發生洪水時，洪水位距堤頂仍有 2.40 m，不會有溢堤發生；另乾華新橋將於此斷面設置，其橋底高程為 EL. 22.69 m，洪水位距離橋底有 1.09 m，亦符合公路排水設計規範(2001)中，普通河川最小樑底淨空為 1.00 m 之規定；而最大容許流速之限制，根據水土保持術規範第八十五條，混凝土或混凝土砌塊石之最大容許流速為 6.1 m/sec，本段之設計流速在此一限制內，且現有護岸後方將設置護岸排樁，更可增加護岸穩定性。

#### 第 4 次審查意見

1. 乾華溪設計洪水係以富貴角雨量站資料推估 100 年重現期之雨量為 247.99 cms。如依據設計者提出之「乾華溪水理分析補充說明」，顯示設計流量係依據黎明公司民國 94 年之「乾華溪提出治理規劃報告」，及民國 77 年水利處「台灣地區各雨量站物部公式適用性研究」報告中之富貴角自記雨量站之物部公式為基礎，計算降雨時間分配推估而得。
2. 按黎明公司之報告，其蒐集富貴角雨量站之雨量記錄為民國 11 年至民國 88 年間，請確認目前採用之資料是否增補 88 年以後之資料，因為 90 年之納利颱風、93 年之艾利颱風對北部地區都造成相當大的災情，其影響應加以考慮。
3. 民國 77 年水利處「台灣地區各雨量站物部公式適用性研究」報告中採用之物部公式較舊且未考慮頻率因子，建議應採用民國 92 年經濟部水利署「台灣地區雨量測站降雨強度—延時 Horner 公式」再檢核分析，以確認 100 年重現期流量。
4. 經初步估算，如採 92 年經濟部水利署之公式，其 50 年重現期降雨強度約 324.7 mm/hr，相較於目前採 77 年水利處物部公式之 50 年重現期降雨強度約 129.6 mm/hr 高出甚多。

#### 第 4 次審查意見答覆說明

1. 乾華溪水理分析補充說明如附件 121。
2. 「根據核一廠內所實測之資料，民國 89 年至 94 年間(2000 至 2005)時雨量最高為民國 89 年之象神颱風，其值為 70 mm/hr，另 90 年納利颱風期間之最大時雨量為 44 mm/hr、93 年艾利颱風所造成之最大時雨量為 36 mm/hr，皆小於設計降雨強度 141.86 mm/hr 甚多。故資料雖僅至 88 年，但於水理分析時，各項計算皆以保守之方式估算，因而仍能涵蓋後續水文事件發

生時之安全性」。

- 3.按黎明公司民國 94 年之「乾華溪提出治理規劃報告」之分析，富貴角雨量站之降雨資料為對數皮爾遜 III 型分佈；以此為基礎，再根據民國 92 年經濟部水利署「台灣地區雨量測站降雨強度—延時 Horner 公式」之內容，富貴角雨量站之 Horner 公式計算如下：

$$I_T = \frac{a}{(b+t)^c}$$

式中：

$I_T$ ：重現期距為 T 年、降雨延時為 t 之降雨強度(mm/hr)

t：降雨延時(min)

a、b、c：Horner 公式參數。

當降雨資料呈對數皮爾遜 III 型分佈時，各參數與其降雨強度如下表所示。

T(年)	a	b	c	t(分鐘)	$I_T$ (mm/hr)
50	1513.673	15.04	0.5598	60	134.9718
100	1434.708	12.887	0.5217	60	153.1154

- 4.於安全分析報告中，乾華溪所推算之降雨強度為 141.86 mm/hr (T=100)，雖然較 Horner 公式重現期距 100 年所得之降雨強度為小，但較重現期距 50 年所得之雨量為大；有此誤差可能因公式分析所採用之雨量資料在時間上間距有所不同所致。採用 100 年重現期標準為高於乾華溪法定安全標準，若以法定標準 50 年重現期來看，安全分析報告中推算值仍能符合 Horner 公式之結果；加上分析時無論是逕流係數、集流時間或流域面積，皆採用較保守之參數評估，因此仍能確保乾華溪之安全標準。

#### 第 5 次審查意見

同意答復。

編號	I18-066-18-171	章節	6.3.7 6.6.3	頁碼	10 4	行數	
----	----------------	----	----------------	----	---------	----	--

#### 第 1 次審查意見

本計畫所有異常及事故狀況分析均保守假設設施之熱負載為 23kW，但對於內部溫度影響甚大之空氣進出口全堵塞事故，為何僅假設設施之熱負載為 14kW？如此將導致表 6.3.8-1，空氣進出口全堵塞事故在護箱內部產生之溫度反而低於進出口半堵塞事故之不合理現象。建議再進行熱負載為 23kW 及空氣進出口全堵塞事故之溫度分析，推估在多少時間時將超過容許溫度，以此作為矯正時間之參考數值。

#### 答覆說明

1. 在燃料熱負載為 23 kW 時，空氣進出口全堵塞事故設施熱傳分析結果顯示，事故發生約 16.25 h 後，承載圓盤最高溫度將超過限值 371.1 °C，此時燃料護套溫度為 385.1 °C，導熱圓盤溫度為 370.5 °C，密封鋼筒殼體溫度為 274.9 °C，混凝土護箱混凝土溫度為 146.6 °C，外加屏蔽結構體混凝土溫度為 92.1 °C，皆低於限值。
2. 於本計畫中，以燃料熱負載 14 kW 進行空氣進出口全堵塞事故設施熱傳分析，其主要目的係為延長用過核子燃料貯存場址之巡視頻率至少每 24 h 一次，且計算時所採用之燃料熱負載大於本計畫實際裝填燃料熱負載之最大值 7 kW。
3. 本計畫申請的貯存設施之熱負載為 14 kW 者，並未進行 23 kW 及空氣進出口全堵塞事故之溫度分析。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	I18-066-19-172	章節	6.6.3 6.6.E	頁碼	14	行數	
第 1 次審查意見							
<p>報告中關於地震對混凝土護箱(含密封鋼筒與混凝土外罩)之傾倒及滑動分析方法合理，尤其以 LS-DYNA 進行 Explicit Dynamic Transient 分析滑動量是非常合適的做法，應給予肯定。不過地震輸力並未考慮長週期之影響，尤其大地震多有明顯之長週期出現，如果參照 Diablo Canyon SAR 之分析方式，其分析所用之地震即特別加入基本週期超過 2 秒之長週期地震（因長週期地震對結構穩定影響較大）。</p>							
答覆說明							
<p>在本計畫進行地震分析中，使用之地震頻譜的分析涵蓋 0.3~50 Hz，故地震週期可涵蓋至 3.3 s 的長地震週期。</p>							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	I14-066-20-173	章節	6.6.E	頁碼		行數	
第 1 次審查意見							
<p>分析報告太簡單，資料不完整，應重新補充使成完整報告，以下列舉數點為例（但不僅限於下列資料）</p>							
<p>1. 分析所用之土層剖面、岩層深度之變異性、土壤參數輸入運動位置之根據</p>							

，應詳加補充說明。

2. 土壤參數上、下限之分析結果應詳細列出，另摩擦係數亦應有上、下限值之分析結果。
3. 地震時，邊坡之穩定性？以及乾華溪是否有放大效應？均應有分析報告。
4. 分析地震除考慮核一廠之設計反應譜之外，亦應考慮核一廠內實測地震紀錄放大至設計地震之情形。
5. 地震反應分析時，是否考慮混凝土基礎版之柔性？以及基礎版受載重後沉陷之影響？

#### 答覆說明

1. 此設計地震之輸入點(control point)，比照核一廠結構地震分析，是位在反應器基礎層之假設露頭(hypothetical outcrop)，而由於土壤參數在地表下 10 m 即未改變，因此在分析時此輸入點位在第 9 層與其下 viscous elastic halfspace 界面，且地震是垂直向上傳遞之 P、Sv、Sh 等體波(body waves)。以 SHAKE91 為工具進行土層分析(soil-column analysis)，以求得設計地震狀況下應變相容性(strain-compatible)之土壤動態特性參數及自由場址(free field)位置之設計地震加速度歷時(acceleration time histories)曲線及其反應譜。
2. 已在圖 6.6.E-6 與圖 6.6.E-8 中補充說明(如附件 35)。貯存時，混凝土護箱及外加屏蔽與混凝土基座的摩擦分別為混凝土對混凝土，及混凝土對碳鋼。就混凝土對碳鋼而言，兩者間的摩擦係數約為 0.35 左右，NAC 公司使用靜摩擦係數為 0.4，動摩擦係數為 0.35；混凝土對混凝土的摩擦係數約為 0.6 左右。在本計畫地震動態分析中共進行二種摩擦係數的計算，各為 0.2 與 0.8，用以涵蓋貯存運轉中可能的摩擦組合。其中 0.2 者用以產生設施在地震中有比較大的滑動量；0.8 則用以產生設施在地震中比較可能傾倒的邊界條件並計算此情況下的護箱滑動量。此外，分析中亦作靜態地震分析，計算護箱底部一點固定於混凝土基座上的抗地震能力。因設施元件間不同的摩擦係數造成混凝土護箱與外加屏蔽二者有不同的摩擦力，但是二者間有混凝土間隔塊填塞，二者間可視為無相對位移量，故二者不會碰撞。
3. 已有邊坡穩定分析；另外，乾華溪幾何規模太小，且參考日本 JNES 的研究報告顯示其無明顯之放大效應。另本分析所用為 NRC 核可之軟體 SHAKE 及 SASSI，結果應具代表性。
4. 核一廠最大之可得實錄之地震為 921 集集大地震所收錄到的，其自由地表最大加速度值為 0.037 g，反應譜與核一廠設計地震反應譜之比較如附件 36。其中上與下圖分別為垂直與二水平加速度反應譜，圖中顯示核一廠設計地震頻譜皆遠大於 921 集集大地震時的核一廠當時的實測值。
5. 地震反應分析時，未考慮混凝土基礎版之柔性，但考慮混凝土護箱、外加屏蔽與混凝土基座為彈性體。密封鋼筒重量(含燃料)亦以等價密度方



式納入分析模式中。

### 第 2 次審查意見

1. 分析所用之土層剖面(與鑽探資料不符)、岩層深度之變異性(未考慮)、土壤參數輸入運動位置之根據(根據為何)，應詳加補充說明。
2. 土壤參數上、下限之分析結果應詳細列出(未列出)，另摩擦係數亦應有上、下限值之分析結果(未列出)。
3. 地震時，邊坡之穩定性？以及乾華溪是否有放大效應？均應有分析報告(未見分析報告)。
4. 分析地震除考慮核一廠之設計反應譜之外，亦應考慮核一廠內實測地震紀錄放大至設計地震之情形(未做)。
5. 地震反應分析時，是否考慮混凝土基礎版之柔性？以及基礎版受載重後沉陷之影響(未考慮)？

### 第 2 次審查意見答覆說明

1. 主要之土壤參數及其剖面分佈如第二章所述，而分析時所用主要參數與變異性係以位於場址中的 C7 孔為主要參考、岩層深度底層係採半無限空間、地震輸入運動係取在假設之岩層露頭，為保守及工程上慣用之作法。
2. 土壤參數上、下限之分析結果已詳細列出；在土壤結構互制地震分析的 decouple 分析中，混凝土對混凝土的摩擦係數採用 NAC 的建議值 0.6，僅在護箱水平向重量時考量。至於 LS-DYNA 地震動態分析中，護箱之滑動傾倒分析則採用 0.2 及 0.8，安全分析報告中將會增列摩擦係數為 0.8 時的計算結果。

	靜摩擦係數	動摩擦係數
地震靜態分析	0.40	0.35
地震動態分析	0.20	
	0.80	

3. 地震時邊坡之穩定性已陳述於本報告第二章二、(一)、4、(2)邊坡穩定一節(如附件 55)；另外，乾華溪幾何規模太小，且參考日本 JNES 的研究報告顯示，無明顯之放大效應。在場址臨近乾華溪區域，考慮貯存設施搬運荷載及填土構築，對乾華溪護岸穩定性影響，亦進行護岸邊坡穩定性分析，並視分析檢核結果，採取必要之強固設施。考慮邊坡之動態穩定性分析時，依據擬靜態分析原理(高鐵設計規範，2000)，水平地震力係數( $K_h$ )採用水平地震加速度係數  $Z$  值之 1/2，垂直地震力係數( $K_v$ )採用  $Z$  值之 1/4；另根據「建築物基礎構造設計規範」(內政部營建署，2001)第 7.3.4 節規定，對於遠距離之地震而言，可忽略垂直地震力之影響；

故本場址之水平地震力係數  $K_h$  取為 0.12,  $K_v$  取為 0。根據農委會之「水土保持手冊(94年11月版)」工程方法篇第 1.5.3 節之建議, 整坡後邊坡穩定分析之安全係數, 在常時應大於 1.5, 在暴雨時應大於 1.1, 在地震時應大於 1.2; 本場址分析時採用該規定值進行設計檢核。邊坡分析程式係採用 Slope /W 套裝軟體, 其係由 Geo-Slope International 發展代理, 本分析採用 Spencer 分析法進行評估。在西側邊坡部份, 分別考慮道路上方邊坡、道路至坡趾間邊坡、坡頂至坡趾間邊坡(整體性)等三部份之穩定性狀況, 由分析檢核結果顯示, 在自然狀況(無整地行為)時, 道路上方邊坡穩定檢核顯示, 在常時及地震狀況下, 安全係數皆大於 1.0, 並無滑動之虞, 但安全係數值皆小於規定值; 而道路至坡趾間邊坡之深層穩定檢核顯示, 在常時及地震狀況下, 安全係數皆大於 1.0, 並無滑動之虞, 且安全係數值皆大於規定值。但道路至坡趾間邊坡之淺層穩定檢核顯示, 在常時狀況無滑動之虞( $1.0 < FS = 1.12 < 1.50$ ), 但在地震狀況下則有滑動可能性( $FS = 0.88 < 1.0 < 1.20$ ); 而坡頂至坡趾間之邊坡穩定檢核顯示在常時狀況無滑動之虞( $1.0 < FS = 1.22 < 1.50$ ), 但在地震狀況下則有滑動可能性( $FS = 0.99 < 1.0 < 1.20$ )。本場址須針對上述安全係數小於 1.0 之結果, 採取適當防治措施, 並使改善後之安全係數值符合規定值。由於基地甲區西側邊坡屬於自然邊坡, 為減少破壞生態及自然地貌之考量下, 有關邊坡穩定之處理方式, 在可滿足安全係數值合乎規定要求、保全對象及施工可行性條件等考量下, 利用強固方式提高邊坡穩定性, 並避免大範圍區域之補強措施設計, 降低對自然地貌之破壞; 且適當採取延遲及防護措施, 提供被動式阻攔功用, 降低邊坡淺層崩落土石對基地之直接衝擊。因此, 規劃在場址西側邊坡上方之原有道路面設置微型樁及道路上方坡面施設格梁地錨, 以及在坡趾處設置單排場鑄擋土排樁, 且在道路至坡趾間邊坡坡面搭配設置格梁地錨, 提高邊坡穩定目的, 並使改善後之安全係數值符合規定值。其次, 於道路外側及坡趾處分別建構防落石柵欄及擋土牆, 用以攔阻淺層崩塌土石, 以達到延遲及防護之目的。在乾華溪護岸部份, 由分析結果顯示在假設應力傳遞範圍內之各種狀況的安全係數值皆小於 1.0, 有邊坡滑動之虞。基於填土工程及貯存設施穩定設計考量, 設置擋土排樁以增加護岸穩定作用, 並於擋土排樁上方共構擋土牆作為填土整地圍束之用, 而改善後之邊坡穩定安全係數值經檢核皆符合規定值要求。邊坡穩定性分析檢核結果詳如附件 55。

4. 本貯存場址因位於核一廠, 地震分析係以核一廠之設計反應譜為基準。另核一廠最大之可得實錄之地震為 1999 年 921 地震所收錄到的, 該時實測之最大加速度值為 0.035 g(2002 年 331 地震所收錄到之最大加速度值為 0.023 g, 請參考附件 14。), 反應譜與核一廠設計地震反應譜之比較, 如附件 36。圖中顯示核一廠設計地震頻譜皆遠大於 921 地震時, 核

一廠當時的實測值。又因為核一廠最大之可得實錄地震之最大加速度值為 0.035 g，與核一廠之設計值差距甚大，若以此地震紀錄放大至設計地震，將不符合地震之 source effect 及 path effect。

5. 地震 SSI 反應分析時，已考慮混凝土基礎版之柔性；另外，有關於基礎版受載重後沉陷之影響，已在本報告第六章二、(六)、3、(2)貯存場基座承載力及沉陷量一節中評估，結果顯示混凝土基座的沉陷量所造成的最大角變量為 1/1144。由於最大角變量僅 1/1144，故在於地震之 LS-DYNA 動態分析中，不考慮混凝土基座的角變量(傾斜)，且在 LS-DYNA 動態分析中，考慮混凝土基座為剛性板，與 SSI 分析時的柔性板不同。第一次審查意見答覆說明 5 之回覆內容，為 LS-DYNA 分析時之考慮模式。

### 第 3 次審查意見

同意答復。

編號	I26-066-21-174	章節	6.6.3	頁碼	4	行數	
第 1 次審查意見							
1.6.6.3-4 中提及在混凝土護箱進、出氣口完全堵塞事件發生 85 小時後，混凝土護箱會超過容許溫度，若事件發生後請確實依矯正措施執行，並將其納入相關運轉規範中。							
2. 外加屏蔽應為貯存設施之結構組件，且其設置之目的為減低外圍輻射劑量，然 6.6.3-12 與 6.6.3-13 在火災發生期間外加屏蔽結構體之混凝土整體與外表面局部溫度相差大於 400 °C (燃油) 與 600 °C (灌木)，是否會影響其結構的完整性，請說明 (於 6.2 節未見此之相關分析與評估)。							
答覆說明							
1. 按審查意見，矯正措施將納入運轉規範中。							
2. 外加屏蔽並非為結構主體，因貯存設施無外加屏蔽時亦無結構安全顧慮；其設置於混凝土護箱外圍，除了作為降低輻射劑量屏蔽外，亦可提供作為防止外物撞擊混凝土護箱之屏障與提供作為火災時之熱屏蔽；其為一可更換的組件，在意外條件下可允許外加屏蔽損壞，若火災後之外加屏蔽經評估為不堪修復，只要將其換新即可。外加屏蔽在火災條件下，可有效降低混凝土護箱溫度，保護主要貯存設施免於高溫受損。故外加屏蔽在設計基準的火災條件下是否損壞並不影響主結構體的安全性；況且在設計基準的火災條件下，僅外加屏蔽外表面超過 ACI-349 之限值，並不違背 NUREG-1536 所述在火災狀況下，容許混凝土溫度超過法規 ACI-349 限值之規定。另外，在 6.2 節結構評估中只陳述正常貯存與操作之相關內容，不陳述意外事故狀態；火災屬意外事故狀態，故在 6.6 節							

異常貯存與意外評估中陳述。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	I16-066-22-175	章節	1.2 6.6.3	頁碼	26 14	行數	8 1
第 1 次審查意見							
1.請增列混凝土護箱在電廠內運送至貯存場間之意外事故影響分析(如地震)。尤指運送過程滑落邊坡情節應無法由垂直墜落與傾倒分析所涵蓋。							
2.燃料貯存設備在運送過程中發生地震之影響與安全評估應予以考慮。							
答覆說明							
依現行運送初步規劃及評估，運送過程中將採取各項有效措施，含邊坡持續監測、混凝土護箱於運送車輛上之固定強化、運送車輛自動煞車防止意外發生等，以有效防止運送車輛滑落邊坡發生的可能性。另有關運送過程之詳細地震分析，承諾於申請試運轉許可時一併提出。							
第 2 次審查意見							
待分析報告提出後再審。							
第 2 次審查意見答覆說明							
本公司將於申請試運轉許可時提出運送過程之保守地震評估。							
第 3 次審查意見							
同意答復。							

編號	I16-066-23-176	章節	6.6.3	頁碼	7,8	行數	
第 1 次審查意見							
請評估混凝土護箱墜落與傾倒後，要回復至正常狀態所需的時間及工作人員所受的輻射劑量，及對一般大眾的影響？ (p.6.6.3-9 對傾倒有 85 小時的限制，但無人員劑量之評估)							
答覆說明							
本計畫所設計之護箱依評估不會發生傾倒。萬一傾倒，其前處理程序為：加圍籬及臨時屏蔽，撤離非必要人員，成立臨時管制區，再依應變作業程序處理；要回復至正常狀態所需的時間，需 4 週(含主管機關審核)時間。工作人員所受的輻射劑量，主要為前處理設置圍籬及臨時屏蔽時，接近護箱所可能接受之劑量，估計需 3 人作業 30 min，其所在位置約離開底部 5							

m 處，劑量率約 38 mSv/h(對 14 kW/護箱而言，若為 7 kW/護箱則為約 4 mSv/h)；三人共可能接受  $38 \times 3 \times 0.5 = 57$  man-mSv，個人則有 19 mSv 劑量(實際則為 2 mSv，針對 7 kW/護箱)，低於年劑量限值 20 mSv。

後處理程序則為將傾倒的護箱扶正，此時需動用大型吊車，工作人員同樣儘量避免面對護箱底部，估計需 10 人次作業每次 30 min，其所在位置約離開底部 5 m 處，集體劑量約為 190 man-mSv，個人則有 19 mSv 劑量(實際則為 2 mSv，針對 7 kW/護箱)，低於年劑量限值 20 mSv。

對於一般大眾的輻射影響，主要為前處理將臨時屏蔽放置所需時間，估計約需 1 天，則對於 100 m(保守假設最近之距離)外民眾之劑量率約為 0.0188 mSv/h，則將造成  $0.0188 \times 24 \times 1 = 0.45$  mSv 之劑量(實際則為 0.047 mSv，針對 7 kW/護箱)，仍低於一般人員之年劑量限值 1 mSv。

#### 第 2 次審查意見

請綜合考慮 E04-064-02-133 I16-066-22-175 及 I16-066-23-176 提出完整的分析報告著重劑量率及時效。

#### 第 2 次審查意見答覆說明

混凝土護箱墜落與傾倒相關之分析說明如附件 91。

#### 第 3 次審查意見

1. 同意附件 91 併入緊急應變計畫。
2. 附件 91 所列各表劑量率的單位請改為 SI 單位，亦即 mrem/hr 改為 mSv/h，或 Sv/h。
3. 傾倒有 85 小時的限制，台電需 4 周才能解決，請問如何克服此時間差所產生的問題？

#### 第 3 次審查意見答覆說明

2. 已將附件 91 各表劑量率之單位改成 SI 單位。
3. 85 h 為空氣進出氣孔全堵塞時，混凝土溫度會在 85 h 達到法規限值。而 4 週為將護箱回復正常站立貯存狀態的所需時間。故在護箱傾倒時，只要在 85 h 內給予護箱適當之進出氣孔堵塞清除及通風，如強制送風等措施，以增加護箱在傾倒時的空氣對流狀況，則無 85 h 與 4 週之時間差的問題。

#### 第 4 次審查意見

同意答復。

編號	I09-066-24-177	章節	6.6	頁碼	C-2	行數	18
第 1 次審查意見							

下墜分析中是否有考量鋼筒的重量？撞擊後鋼筒不吸收能量之假設，是保守的或風險的？請進一步說明？

答覆說明

1. 對混凝土護箱而言，混凝土護箱的混凝土材料座落於混凝土上；密封鋼筒則座落於混凝土護箱的底部的鋼製底座(Pedestal)上。故對混凝土材料的受力計算時，未考慮密封鋼筒重量；但在計算鋼製底座受力時，則必須考慮密封鋼筒重量，但不考慮混凝土重量。在 6.6.C-2 頁所陳述的是混凝土護箱墜落時的混凝土受力分析，因鋼筒不座落於混凝土上，故對混凝土護箱之混凝土受力分析時不需考慮鋼筒重量。
2. 另外，在墜落時對於混凝土護箱底座分析中，在混凝土護箱底座(Pedestal)上方的載重的確是有考慮鋼筒重量的。此分析有兩個目的，第一是瞭解護箱底座是否足以吸收鋼筒墜落之能量，第二是算出在護箱底座緩衝過程中，對鋼筒造成之減速作用。以第一項目的而言，由於假設鋼筒本身不吸收墜落能量，故運算中護箱底座勢必要吸收所有墜落時的能量，此對護箱底座為保守假設。對第二項目的，由於護箱底座吸收更多能量，使得其減速度作用更為激烈。此減速度作用最後還是回歸到密封鋼筒本身受力之後續分析，故對鋼筒亦為保守假設。相關計算已陳述於 6.6 節附錄 C 第 B 小節中，其中墜落時的混凝土護箱底座最大變形量為 1 in，此分析結果顯示護箱墜落時並不會造成進氣孔堵塞的狀況。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	I09-066-25-178	章節	6.6	頁碼	C-3	行數	15-18
----	----------------	----	-----	----	-----	----	-------

第 1 次審查意見

材料性質，如圖 6.6.C-3。

1. 圖 6.6.C-3 為 4 條不同應變率的應力-應變曲線，這與文中的敘述是否有所出入？（應力-應變曲線由參考文獻[7]得知。）
2. 由參考文獻[7]得知的應力-應變曲線是否為圖 6.6.C-3？

答覆說明

經查圖 6.6.C-3 的 4 條不同應變率的應力-應變曲線確實源自參考文獻[7]。參考文獻[7] Boyer, H. E., Atlas of Stress-Strain Curves, ASM International, Metals Park, Ohio, 1987.

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	I36-066-26-179	章節	6.6	頁碼	E-10	行數	
第 1 次審查意見							
LS-DYNA 設計輸入參數中有關密封鋼筒模型之體積、等假密度之數值與單位表示，請再確認之，並查證輸出結果之正確性；外加屏蔽之體積與重量請增列之，並說明為何沒有考慮該二參數？							
答覆說明							
報告中的確已驗算過該等效質量之數值與單位。LS-DYNA 地震分析中有考慮外加屏蔽之體積與重量。同意增列外加屏蔽相關參數，如附件 37。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	I36-066-27-180	章節	6.6	頁碼	E-2	行數	5
第 1 次審查意見							
安全係數 1.1 倍之設計依據，請查證參考文件出處？另 P.6.6.E-5，文中說明地震地表加速度之設計依據 ANSI/ANS-57.9 之安全係數要求……，請提供佐證文件說明該法規要求此設計依據之規定？							
答覆說明							
安全係數 1.1 倍之設計依據為 ANSI/ANS-57.9 1984 版本。如附件 38。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	I36-066-28-181	章節	6.6	頁碼	E	行數	
第 1 次審查意見							
<p>1. 因核一廠用過核子燃料乾式貯存設施場址環境之特殊條件，西面山坡地，東鄰乾華溪，結構地震互制分析中，地震地表加速度將可能因而產生放大效應。因此，分析模型不宜假設場址四週皆為平坦表面為邊界條件，只考慮現地土壤層對貯存護箱之影響，不符合實際的環境條件。</p> <p>2. 貯存護箱與混凝土基座之接觸面為炭鋼材質、外加屏蔽與混凝土基座之接觸面為混凝土材質，兩者之接觸面材質不同，分析時所採用之摩擦係數應不同，又地震引起之滑移距離必然不同，貯存護箱是否可能碰撞外加屏蔽？應重新確認以上分析合理性。</p>							

答覆說明

1. 已有邊坡穩定分析；乾華溪幾何規模太小，且參考日本 JNES 的研究報告顯示無明顯之放大效應。另分析所用 NRC 核可之軟體 SHAKE 及 SASSI，結果應具代表性。
2. 貯存時，混凝土護箱及外加屏蔽與混凝土基座的摩擦分別為混凝土對混凝土，及混凝土對碳鋼。就混凝土對碳鋼而言，兩者間的摩擦係數約為 0.35 左右，NAC 公司使用靜摩擦係數為 0.4，動摩擦係數為 0.35；混凝土對混凝土的摩擦係數約為 0.6 左右。在本計畫地震動態分析中共進行二種摩擦係數的計算，各為 0.2 與 0.8，用以涵蓋貯存運轉中可能的摩擦組合。其中 0.2 者用以產生設施在地震中有比較大的滑動量；0.8 則用以產生設施在地震中比較可能傾倒的邊界條件並計算此情況下的護箱滑動量。此外，分析中亦作靜態地震分析，計算護箱底部一點固定於混凝土基座上的抗地震能力。因設施元件間不同的摩擦係數可能造成混凝土護箱與外加屏蔽二者有不同的摩擦力，但是二者間有混凝土間隔塊填塞，二者間可視為無相對位移量，故二者不會碰撞。

第 2 次審查意見

第一項意見請併入 I14-066-20-173 處理。

附錄 6.6.E 僅見摩擦係數 0.2，未有 0.8 分析結果，請再補充增列於報告中。

第 2 次審查意見答覆說明

本公司預計於 96 年 8 月底補送本報告第六章六節附錄 E 摩擦係數為 0.8 之分析結果。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	I15-066-29-182	章節	6.6.2 6.6.3	頁碼	5 1	行數	
----	----------------	----	----------------	----	--------	----	--

第 1 次審查意見

1. 密封鋼筒異常吊運操作的負載訂定的原則為何？
2. 周圍溫度 56°C 時的熱負載可以被周圍溫度 32°C 下，且半個進氣口賭塞時的情形所涵蓋，為何？

答覆說明

1. NUREG/CR-1536、1567 中規範，應依照現場操作特性假設一合理的異常操作負載，並予以評估。本計畫在密封鋼筒異常吊運操作負載，假設各軸向為 0.5 g，已超過 ANSI 57.9 之 10%(0.1 g)的正常吊運額外負載的考慮。在異常吊運的負載假設為各軸向 0.5 g，故側向為 0.7 g  $((0.5^2+0.5^2)^{0.5})$



，垂直 1.5 g，此假設是為吊車突然停機時的額外負載；在一般吊車吊運的加減速操作，其引起的加速度不會大於突然停機的加速度，故各方向 0.5 g 的異常負載應可涵蓋正常與異常的吊車操作，吊車操作人員亦不必有特別的加減速限制。按各方向 0.5 g 的異常負載由 NAC 公司向 NRC 提出，並經 NRC 認可。再經查證台電公司核一廠吊車原廠說明書中主吊車在各種條件下的最高速度為 50 FPM，若假設主吊車以最快速度(50 FPM)行進時，要達到本分析採用之 0.7 g 的異常吊運側向加速度時，則吊物必須在 3.7E-2 s 內停止，這對吊運中的密封鋼筒與傳送護箱而言是不可能發生的，因為此時護箱懸掛於吊索下，為一撓性連結，故突然停機不會造成護箱在如此短的時間內完全停止，只會造成吊物在吊索下輕微擺盪。若吊運時傳送護箱碰撞障礙物，在混凝土護箱傾倒分析中，密封鋼筒頂部撞擊時的瞬時速度約為 1600 FPM，保守以 30 g 分析傾倒事故，此時鋼筒仍可保有結構完整性，故電廠主吊車最高速度 50 FPM 速度行進中若碰撞障礙物，其對密封鋼筒的影響也應被傾倒時 30 g 加速度的側向衝擊分析所涵蓋，故吊運時碰撞障礙物並不影響密封鋼筒的結構完整性。另外，本計畫在核一廠操作時將嚴格遵守核一廠各相關規定進行運作，應不會有密封鋼筒吊運時發生碰撞之情事。

2. 依據熱傳分析結果，貯存設施在 32 °C 周圍溫度並且進氣口半堵塞時的系統局部高溫，大於 56 °C 周圍溫度且進氣口無堵塞時。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	I07-066-30-183	章節	6.6	頁碼	B-3	行數	
第 1 次審查意見							
密封鋼筒意外內壓時，由於壓力假設是均勻分佈，應只有薄膜應力，不會有彎曲應力產生，為何還有彎曲應力請說明。幾何不連續處之應力不應是 Pb，請再確認。							
答覆說明							
基於法規的要求，對於正常、異常及意外事故狀況下的密封鋼筒均必須有 Pm 及 Pm+Pb 的分析；另外，密封鋼筒內壓力造成均勻分佈壓力，但該壓力也造成密封鋼筒幾何不連續處的彎矩應力，如鋼筒角隅處，仍存在彎矩應力。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	I07-066-31-184	章節	6.6	頁碼	C-2	行數	
----	----------------	----	-----	----	-----	----	--

### 第 1 次審查意見

混凝土護箱變形分析，考慮正面撞擊，所有能量都由底座吸收，假設密封鋼筒與混凝土護箱非剛性接合，故不考慮密封鋼筒之效應，請問何為「剛性接合」，不是剛性接合有可能為柔性結合？兩者雖沒有用外物連結，但有可能接觸在一起，當兩者一起下墜時，有可能是一體的，密封鋼筒對護箱內層也會有作用力，所以報告評估不保守。再者，墜落時也有可能非正撞行為，角隅接觸使得局部受力更大，損壞情形更嚴重，請將非正面撞擊的可能行為考量評估，方能證明最保守的情形是那一種。本項分析為何不與密封鋼筒一樣使用 LS-DYNA 分析？

此部份爭議性很大，無法由簡單計算中可以得知其為保守之分析，請爭取時效，及早進行相關之驗證分析，以證明報告中所採用的方法是保守的。

### 答覆說明

1. “密封鋼筒與混凝土護箱非剛性接合”意指密封鋼筒雖座落於混凝土護箱底座，但二者並無銲接或螺拴直接連結。為避免混淆同意修正“假設密封鋼筒與混凝土護箱非剛性接和”為“因密封鋼筒與混凝土護箱非直接連結”。
2. 已按文獻 WSRC-MS-97-0303, “Simplified analytical solution for free drops during NCT for radioactive material packaging”, N. K. Gupta, Savannah River Technology Center 進行傾斜墜落分析後，結果顯示本貯存設施在混凝土護箱中含滿載用過燃料時的密封鋼筒在 61 cm 傾斜墜落時，系統所受的衝擊加速度為 10.5 g，其中 61 cm 為墜落時撞擊角與剛性地面距離，並且假設設施重心位置與撞擊角的連線與地面垂直時的狀況，亦即所有設施重量施加於撞擊角落的最不利狀況時，護箱所受的撞擊加速度為 10.52 g。所以在最不利的傾斜墜落時，對護箱側邊與底部各約造成 5.09 g 與 9.21 g 的加速度，皆遠小於傾倒與垂直墜落時的 30 g 與 60 g 的加速度，故傾倒與垂直墜落分析已可涵蓋傾斜墜落意外分析。另於本案運轉作業時，將採所有工程作為(如運送輔助固定裝置等)，將護箱傾斜墜落可能性降至最低，相關資料請參閱附件 32。
3. LS-DYNA 大多非直接用於計算複雜結構物之應力值，而是先由該程式計算墜落分析及傾倒分析之鋼筒加速度作用力，再將 LS-DYNA 分析所得加速度作用力，置於結構物上作細部分析。由於動態暫態分析(LS-DYNA 屬之)為非線性且計算時間冗長，先將外力算出後，再以更穩定簡單的方法作細部計算，為設計分析上常用之方法。如果分析模式中同時包含所有元件，則太多的元素或設定，反而會使得分析難以除錯，並有更多的不確定因素，故以此法分離外力與細部模型之分析。如上所述，此分析之目的在於算出結構物之加速度外力，並未包含鋼筒細部模擬(鋼筒以集

中質量表示)，分析中得鋼筒在墜落中有 57.4 g 的加速度作用力，所以對鋼筒及其內部組件分析中保守採用 60 g 進行靜態分析。故鋼筒在墜落時是有受力的，且其分析是保守的。

4. 本計畫鋼筒垂直墜落分析中，假設鋼筒不吸收墜落能量，能量由混凝土護箱底座完全吸收式保守的分析方式；若假設混凝土護箱在傾斜墜落時有局部受損，或在傾倒與墜落的有限元素分析模式中納入所有可能的元件，表示在相同的傾倒與墜落的分析情況下，分析模式中有更多的材料可以分攤相同傾倒與墜落的能量，這會使得鋼筒吸收能量降低，相較之下，現行分析方法應屬較保守之作法。

#### 第 2 次審查意見

請提出各種數值計算之結果以證明正面撞擊為最保守。

#### 第 2 次審查意見答覆說明

已仿照文獻 WSRC-MS-97-0303, “Simplified analytical solution for free drops during NCT for radioactive material packaging”, N. K. Gupta, Savannah River Technology Center 進行傾斜墜落分析後，結果顯示本貯存設施在混凝土護箱中含滿載用過燃料時的密封鋼筒在 61 cm 傾斜墜落時，系統所受的衝擊加速度為 10.52 g，其中 61 cm 為墜落時撞擊角與剛性地面距離，並且假設設施重心位置與撞擊角的連線與地面垂直時的狀況，亦即所有設施重量施加於撞擊角落的最不利狀況。結果顯示，在 61 cm 傾斜墜落時，造成混凝土護箱邊角 5.7 in 深度的破損，削減護箱墜落時的能量，而降低對設施的衝擊，詳細計算見附件 32。傾斜墜落造成 5.7 in 的混凝土護箱邊角的破損，該值遠大於垂直墜落時的正面撞擊所造成的 0.145 in 混凝土護箱的混凝土破損深度；因為 5.7 in 的混凝土破損深度提供護箱傾斜墜落時有比較長的時間來釋放墜落時的能量，由以上結果顯示，在相同的高度墜落時所造成的傾斜墜落的衝擊力峰值遠低於垂直墜落時的正面撞擊，亦即正面撞擊為較保守的分析。另於本案運轉作業時，將採所有工程作為(如運送輔助固定裝置等)，將護箱傾斜墜落可能性降至最低。

#### 第 3 次審查意見

垂直墜落的正面撞擊是否較保守很難有定論，請訂定作業程序書，以防止發生護箱傾斜墜落。

#### 第 3 次審查意見答覆說明

1. 於貯存設施中，主要保護的對象是密封鋼筒，而混凝土護箱是作為屏蔽與保護密封鋼筒的設施並且是可更換的元件。依現行評估，混凝土護箱應不可能傾倒，假設混凝土護箱於極不可能情況下傾倒，最有可能之情況為傾斜墜落，因為墜落過程中的混凝土護箱不容易保持完美的垂直墜落。附件 32 中已證明傾斜墜落造成的加速度為 10.52 g，此撞擊加速度在混凝土護箱底座與側邊的加速度分量遠小於垂直墜落的 60 g 與傾倒的 30 g 加速度

；並且在於傾斜墜落中，密封鋼筒底座仍座落於混凝土護箱底座上，並且過程中的密封鋼筒外壁亦平貼於混凝土護箱鋼質內襯，與垂直墜落與傾倒的狀況相同，故傾斜墜落對密封鋼筒的影響可被 60 g 加速度的垂直墜落分析與 30 g 加速度的傾倒分析所涵蓋。另外，混凝土護箱傾斜墜落的直接撞擊處在於混凝土護箱底座，不是直接撞擊在密封鋼筒上，若發生傾斜墜落，必要時可更換混凝土護箱。

2. 依審查意見，於運貯前訂定相關作業程序書，以防止護箱發生傾斜墜落。

第 4 次審查意見

同意答復。

編號	I07-066-32-185	章節	6.6	頁碼	C-3	行數	15-18
----	----------------	----	-----	----	-----	----	-------

第 1 次審查意見

1. 報告中提及密封鋼筒在墜落時會對混凝土護箱底座上方產生一作用力量，更說明上題中討論混凝土護箱的變形要將密封鋼筒納入。

2. 在本頁中提及使用線段連續塑性模組，請詳細說明其意義。採用那些塑性的降服行為、硬化準則等等。

3. 圖 6.6.C-3 的應力應變曲線是何種銲件材料的？其在軟體中以何種方式輸入？混凝土護箱混凝土材料的應力應變曲線為何不考慮？

4. 為確保所決定變形及加速度最大值，需執行兩種模擬分析。請說明使用這兩種方法的用意。變形情形在報告中沒有說明那種方法嚴重。動態分析之時間區間如何取？是否已達到收斂條件？

5. 「最大加速度沒有發生在應變率為最大時的起始點」，看不懂此段的意義？請問最大加速度發生在何時？應變率最大時的起始點在那裏？兩者有何關連？

6. 反倒是加速度於應變率下有一臨界效應時間，此結論有何意義？何謂臨界效應時間？其作用為何？

7. 分析中使用多種應變率材料模式可涵蓋密封鋼筒的加速度，這句話有問題，應變率是護箱銲材的材料特性，與加速度沒有關係，更與密封鋼筒沒有關係？實在不知此句話由何處冒出如何寫出的，更與前面所講到的沒有關係。請問執行 LS-DYNA 的工程師對大變形、塑性變形與動態分析的觀念是否清楚？由報告的品質來看好像不是很了解物理意義，這樣進行 LS-DYNA 的分析是有問題的！

8. 在探討濾波頻率時採用兩種模式，請問垂直束制力，如何訂定其力值？為何要考慮此種增加束制力的模式，其意義為何？計算所得頻率為何是共振頻率，並請問此兩種模式執行何種分析會得到共振頻率？

9. DLF 為最大承載圓盤的位移量除以靜態分析的最大位移，請問前者前者

是否執行動態分析？是線性或非線性？材料的應變率曲線為何？（不能用前述鐸材的曲線）。

10. 密封鋼筒的應力分析假設也是正面撞擊，這不是保守的評估值，無法保證密封鋼筒的安全。

#### 答覆說明

1. 本節討論議題為混凝土護箱墜落時的混凝土變形分析。因混凝土護箱底座的混凝土只承受墜落時的混凝土衝擊，故不需將密封鋼筒納入。
2. 所謂之線段連續塑性模組，英文正確全名應為 Piecewise-Linear Plasticity。其降伏準則採用 equivalent stress(von Mises)。進入塑性行為後，採用 effective plastic strain 作為 plastic surface 的 incremental analysis。硬化準則採用 Isotropic Hardening。
3. 圖 6.6.C-3 為混凝土護箱底座材料的應力應變曲線，非鐸件材料。刪除“鐸件”二字，避免混淆。該材料性質以線段連續方式於 LS-DYNA 輸入檔中列表。另外，分析模式中並無分析 VCC 墜落中的混凝土變形行為，故無須輸入混凝土的應力應變線。輸入方式如附件 39。
4. (a)由於材料在動態下，可能會因應變率改變而產生硬化現象。故用兩種模型分析：一為只用靜態之應力應變曲線，二為使用考慮應變率之應力應變曲線，完成分析後，取兩者加速度較大者。(b)此分析主要目的為取得密封鋼筒底部之加速度時間歷程，以作為密封鋼筒組件之載重，故未探討其變形。(c) LS-DYNA 動態分析之時間區間(Time Step)為 LS-DYNA 自動計算所得之值，故滿足其程式內部設定之收斂條件。
5. 此句語義應為，應變率最大發生在撞擊起始點，但最大加速度並未發生於此時。經查分析結果，最大加速度發生時間約在撞擊後 0.016 s。
6. 「反倒是加速度於應變速率下有一臨界效應時間」，將予以刪除。謝謝委員指正。
7. 此處之應變率乃指底座材料之應變率，由於底座材料性質與應變率有關，而基座又為鋼筒落下時之緩衝設備，故會直接影響鋼筒落下之緩衝行為。另外，本計畫執行 LS-DYNA 運跑人員，對大變形、塑性變形與動態分析及其物理意義的觀念具相當經驗，現於國立交通交大學教授研究所之有限元素法及高等有限元素法課程與 LS-DYNA 程式使用，並在國外有多年實務經驗，在國際上亦為知名之 LS-DYNA power user，經常提供 LSTC 原廠技術建議，並有多篇 LS-DYNA 程式使用相關著作發表於各知名期刊。謝謝委員關心。
8. 應為「不同之束制條件」，而非為「不同之束制力」；修正「共振頻率」為「自然頻率」。謝謝委員指正。
9. 最大承載圓盤的位移量是使用 ANSYS 的 modal super position 動態分析計算所得。由於 modal analysis 學理定義上即為線性分析，故無法用非線性，材料的應變率曲線如圖 6.6.C-3。

10. 已按文獻 WSRC-MS-97-0303, “Simplified analytical solution for free drops during NCT for radioactive material packaging”, N. K. Gupta, Savannah River Technology Center 進行傾斜墜落分析後，結果顯示本貯存設施在混泥土護箱中含滿載用過燃料時的密封鋼筒在 61 cm 傾斜墜落時，系統所受的衝擊加速度為 10.52 g，其中 61 cm 為墜落時撞擊角與剛性地地面距離，並且假設設施重心位置與撞擊角的連線與地面垂直時的狀況，亦即所有設施重量施加於撞擊角落的最不利狀況時，護箱所受的撞擊加速度為 10.52 g。所以在最不利的傾斜墜落時，對護箱側邊與底部各約造成 5.09 g 與 9.21 g 的加速度，皆遠小於傾倒與垂直墜落時的 30 g 與 60 g 的加速度，故傾倒與垂直墜落分析已可涵蓋傾斜墜落意外分析，所以假設護箱 61 cm 垂直墜落時為正面撞擊是保守的評估，相關資料請參閱附件 32。

第 2 次審查意見

本意見為本相關章節語意不清，請強化報告內容。

第 2 次審查意見答覆說明

對於 61 cm 垂直墜落章節修正於本報告第六章第六節之附錄 C(如附件 100)。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	I07-066-33-186	章節	6.6	頁碼		行數	
第 1 次審查意見							
根據 NUREG-1536 貯存設施各項設備在其設計基準時要考慮到地震負載，且要與其它負載做負載組合有探討設計是否滿足要求，但在第六章第二節中的設計不考慮地震負載，在第六節中地震負載並未對所有設施加上考量，且未有負載組合後的評估，不合法規的要求，請說明。							
答覆說明							
第六章第二節為結構評估，該章節不考慮地震意外事故。有關地震意外事故的分析已按 NUREG/CR-1536 及 ACI-349 相關負載組合規定陳述於第六節意外事故分析中。按此作法符合一般可接受之分析原則，亦與本案技轉廠家作法相似。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	I07-066-34-187	章節	6.6	頁碼	G-6	行數	
第 1 次審查意見							
<p>颱風投射物整體破壞分析，僅考慮動量守恆，這是彈性碰撞的假設，當兩物體撞擊時，沒有能量的損失，這是不保守的。此種碰撞應為非彈性碰撞，除動量守恆外，能量守恆要考慮。報告中僅使用動量守恆並未加上能量守恆，請再作確認。</p>							
答覆說明							
<p>當大質量撞擊護箱時主要考量是否會造成傾倒，分析中保守假設拋射物能量完全轉換至護箱上，故分析採由颱風拋射物撞擊所產生之衝量，等於護箱角動量之改變；而當小質量實心球撞擊護箱時，因其衝量不足以使護箱傾倒，故參考 EPRI Report NP-440 之試驗結果，則主要考量其衝擊能量對護箱之衝擊損害深度。以上兩種分析，確實只在判別是否傾倒時考慮動量守恆，於混凝土破損評估中則未考慮能量守恆。先考慮兩物體為剛性撞擊，沒有能量的損失，是比較保守的，再以各撞擊物所承受之撞擊質量、速度、幾何形狀與材料性質，按相關規範查出其破損狀況即得颱風投射物撞擊混凝土護箱時的混凝土破損量，而不以複雜的能量分析求得結構的破損量，此作法應符合一般工程需求。因為以 NUREG 0800 假設颱風風速 360 mph(颶風規模)，並且投射物的速度為風速的 35% (126 mph, 56 m/s)，這已是非常保守的假設。再者，由於不易對颱風投射物議題定義一完整的分析模式，故目前相關業者(含 NAC)多以 NUREG 0800 與 EPRI Report NP-440 的規範進行颱風投射物分析。況且本計畫所用的混凝土護箱外圍有外加屏蔽作為抵擋外來投射物的屏障，更具有保護混凝土護箱之功能，故對颱風投射物來襲時，設施應無安全疑慮。</p>							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	I07-066-35-188	章節	6.6	頁碼	D-23	行數	
第 1 次審查意見							
<p>銲道臨界值負載分析以 J 積分模式分析，請說明報告中何處可顯示使用此種分析法。檢測的臨界缺陷到底多少？並請說明最小可接受之缺陷尺寸 0.44in.如何求得？最小偵測缺陷尺寸 0.375in.是何種檢測方式？該數據依據為何？</p>							
答覆說明							

1. 在鐸道裂紋分析中，以 pc-CRACK 程式計算密封鋼筒封鐸瑕疵尺寸，pc-CRACK 程式為一以 J 積分理論撰寫之結構裂紋分析程式，故文中陳述為以 J 積分進行分析；另外，因為是程式計算，故只敘述計算結果，未列計算過程。
2. 0.44 in 的可接受之鐸道缺陷臨界尺寸是由 J 積分求得，如附件 40。
3. 使用 PT 檢測。
4. 結構上蓋鐸接程序中，在每次鐸道累積厚度未達 0.375 in 即執行一次 PT 檢測，故能確保鐸道厚度缺陷尺寸可低於 0.375 in，即鐸道在達到 0.44 in 臨界尺寸前即可檢測出。

#### 第 2 次審查意見

報告中未見到相關 J 積分之數據與資料，既然有提到，應將相關 J 積分之數據列出，不能說用程式計算，連由 J 積分到臨界尺寸的過成都沒有提出，附件也僅附表無法了解 0.44”如何得到，且附件相關資料也請提說明，實在無法了解。「0.44 in 的可接受之鐸道缺陷臨界尺寸是由 J 積分求得，如附件 40。」請問附件 40 的表是由 J 積分算出的嗎？看不到任何 J 積分的字出現，請說明。

#### 第 2 次審查意見答覆說明

1. pc-CRACK 之 J 積分計算模組為考量金屬材料韌性進行臨界裂縫尺寸計算，保守考慮大直徑薄壁含裂縫密封鋼筒結構假設存在 360° 圓周向裂縫以二維平面應變模式考慮，以計算最大容許裂縫深度。此處所採用的最大正向拉應力達 11.4 Ksi(78.7 Mpa)為最保守考慮，而依據此項保守假設計算最大容許裂縫深度尺寸為 1.12 cm(0.44 in)，此結果可涵蓋 3 倍以上之安全係數，符合 ASME SEC XI 要求。計算過程主要為利用 pc-CRACK 軟體以 J-Integral/Tearing Approach 配合內含由 EPRI 所提供的延性破裂手冊(Ductile Fracture Handbook)破裂曲線參數，進行 EPFM 及裂縫不穩定的分析。計算流程方面，進入 pc-CRACK，選定 J-Integral/Tearing Approach 以及裂縫模式，輸入應力相關參數，開始計算 J-Integral 與 Crack Size 曲線，而根據此結果可執行後續之裂縫不穩定分析，最後可得到 J-Integral 與 Tearing modulus 關係曲線以判斷最大臨界裂縫尺寸。
2. 附件 40 的表是由 J 積分算出。以附件 40 中之 ID=69 in, t=0.9 in 案例為例說明如下，附件 92 中 SA75FA3.OUT 與 SA550A3.OUT 分別為附件 40 中之 ID=69 in, t=0.9 in 案例之 Surface Flaw Depth(a)在 75°F 與 550°F 時 pc-CRACK 程式 J 積分之輸入與輸出檔案；附件 92 中兩處標示處 0.5240 與 0.4445，分別為附件 40 中之 ID=69 in, t=0.9 in 案例之 Surface Flaw Depth(a)在 75°F 與 550°F 時之裂紋臨界尺寸，而 200°F 時之 0.5031 為以上二者之內插。

#### 第 3 次審查意見



同意答復。

編號	I07-066-36-189	章節	6.6	頁碼	D-9	行數	
第 1 次審查意見							
1. 報告內容說明：「保守縫隙尺寸為 0.2cm」，請說明其理由。又如何確定是保守值？							
2. 請提供密封鋼筒圖 6.6.D-1 至圖 6.6.D-6 各有限元素分析輸入檔與分析程序，以便了解其分析的方法。							
答覆說明							
1. 雖然結構及屏蔽蓋板為二平整鋼板，但實際組裝時可能存在些微縫隙。此處假設有 0.2cm 之間隙是因為分析採合理保守之假設。一般在傾倒分析過程中，如果假設兩個結構物中間不是完全接觸，則對於彼此都沒有束制效應，在傾倒撞擊時比較容易開裂，因此分析應力會比較高，故假設結構及屏蔽蓋板間存在一間隙應是較保守的分析方式。							
2. 分析程序為先以 LS-DYNA 求得混凝土護箱與密封鋼筒在不同密度的土壤與混凝土傾倒時的最大加速度值以後，再以 ANSYS 程式建構靜態分析模式並保守輸入 LS-DYNA 所求得的加速度值而求得傾倒時的各元件應力值，並寫按相關規範撰寫 ANSYS 後處理程式，用以計算應力強度與安全餘裕。委員若對於各有限元素分析輸入程序仍需進一步瞭解，將另行安排時間由分析人員向委員當面解說。							
第 2 次審查意見							
1. 為何不取 0.1CM 或 0.3CM？							
2. 請提供相關報告至原能會，委員先行了解後再勞動分析人員。							
第 2 次審查意見答覆說明							
1. 結構及屏蔽上蓋為二平整鋼板，組合時二鋼板應密合，但考慮屏蔽上蓋銲接組合時銲道表面的不平整，可能造成結構及屏蔽上蓋間存有間隙。該間隙的尺寸以結構及屏蔽上蓋二者厚度的製造公差為考慮，結構上蓋厚度為 76.2(+1.0/-0.5)，屏蔽上蓋厚度為 177.8(+1.0/-1.5)，當以上二蓋板厚度皆為最小，且維持原設計之鋼筒組裝高度時，二蓋板間即存在 2 mm 間隙。							
2. 已於 96 年 8 月 1 日提供計算書"燃料格架/密封鋼筒在混凝土護箱中之傾倒分析(FUEL BASKET/CANISTER TIP-OVER IN VCC STRUCTURAL ANALYSIS)"供委員審閱。							
第 3 次審查意見							

1. 同意 1 之答覆。
2. 另審閱台電公司提供之「混凝土護箱中之燃料中之燃料格架/密封鋼筒傾倒分析」報告之意見：
  - (1) 報告中敘述”The interaction of the shield and structural lids is modeled using COMBIN40 gap elements with a conservative gap size of 0.08inches, based on the flatness tolerance of the two lids.”, ”interaction”委員與安全分析報告中的「交界處」認知不同，請說明是否有相交。另計算報告書中僅說明 0.08inches 是考慮到兩個平面平整性的 tolerance，為何不是其他數字而一定是 0.08？
  - (2) 有關圖 6.6D-1 至 6.6D-6 中安全分析報告未將計算報告書中重點說出，且有部份與委員認知不同，例如：
    - i. 模型負載慣性負載僅作用於承載圓盤，此部份與計算報告原文意義全然不同，請說明。
    - ii. 安全分析報告中說明 15psig 僅為正常貯存狀態下之設計壓力，此點與計算報告書不一致，請說明。
    - iii. 安全分析報告中「交互作用區」能否詳細說明此區域之作用狀況？
    - iv. 此部份模型說明建議如同計算報告書，針對每一個圖仔細說明，頁數也不會增加很多，但很容易了解，請考量。

### 第 3 次審查意見答覆說明

- (1) “interaction”意指在混凝土護箱傾倒時，結構及屏蔽上蓋二蓋板可能因元件變形而相互接觸，所以在二蓋板間(即二蓋板間的交界處)設置間隙元素(gap element)以反映二蓋板間可能因接觸行為產生的相互作用力(interaction)，故二蓋板只可能接觸，不會有相交(intersection)。另外，結構及屏蔽上蓋為二平整鋼板，組合時二鋼板應密合，但考慮屏蔽上蓋銲接組合時銲道表面的不平整，可能造成結構及屏蔽上蓋間存有間隙。該間隙的尺寸以結構及屏蔽上蓋二者厚度的製造公差為考慮，結構上蓋厚度為 76.2(+1.0/-0.5) mm，屏蔽上蓋厚度為 177.8 (+1.0/-1.5) mm，當以上二蓋板厚度皆為最小，且維持原設計之鋼筒組裝高度時，二蓋板間即存在 2 mm (0.08 in) 間隙。
- (2) 安全分析報告中的圖 6.6D-1 至 6.6D-6 為傾倒分析的模型敘述，其相關陳述已按計算書修正如附件 106。
  - i. 傾倒時的慣性負載應作用在所有密封鋼筒元件，已修正傾倒分析模式說明如附件 106。
  - ii. 經查正常貯存時的密封鋼筒內部壓力為 9.7 psig，異常貯存時的密封鋼筒內部壓力為 14.99 psig。但在分析時保守以 15 psig 內壓力同時涵蓋密封鋼筒正常與異常及墜落與傾倒等意外狀況分析之內壓力，故在報告中 15 psig 的敘述無誤。計算書中寫到 15 psig 包含正常、異常與意外狀況時的內壓計算，其意義為 15 psig 的密封

鋼筒內壓力用於正常、異常貯存與吊運狀態分析，與意外狀況時之洪水、墜落與傾倒等分析。惟對於意外狀況的內壓力 47.3 psig 則另行以 65 psig 保守評估。

iii. 安全分析報告中「交互作用區」的回覆說明如本題中(1)項之回覆。

iv. 傾倒分析模式說明已修正如附件附件 106。

#### 第 4 次審查意見

同意答復。

編號	I07-066-37-190	章節	6.6	頁碼	E-2	行數	
----	----------------	----	-----	----	-----	----	--

#### 第 1 次審查意見

1. 水平與垂直地表加速度由平衡方程式得來，請列出平衡方程式，並請說明如何求得水平與垂直加速度。依據 NUREG-0800 的那一部份？
2. 假設條件 1，假設 VCC 如懸臂樑，因此在內部產生應力，應力產生是有外力作用，與是否為懸臂樑沒有關係，請說明其物理意義。
3. 計算歷時加速度時，DAMPING VALUE 取 0.5，依據為何？
4. 圖 6.6.E-12 作用在模型何處？動態分析之時間區間為多少？
5. 在地震對燃料池結構分析中，計算樑與柱的共振頻率，但此樑與柱是連在一起的，整體的結構將其分開討論意義完全不同的。
6. 系統結構中與傳送護箱作用的對象是樑，所以以樑的共振頻率作為分析基準，對象是樑其物理意義為何？

#### 答覆說明

1. a. 平衡方程式已列於第六章第六節附錄 E 中之 A 節(a)及(b)。如附件 41。  
b. 本章節分析方法係依據 NRC, “Three Components of Earthquake Motion,” NUREG-0800, Revision 1, Section 3.7.2, Subsection II.6 規定，當結構物的自然頻率超過 33Hz 時可依等效靜態載重進行分析。再依 ASCE 4-98 的規定，在地震靜態分析中採 100-40-40 的三維加速度比例分配原則進行加速度計算，所的加速度再依 ANSIN57.9 (1984)的 1.1 倍安全係數規定來決定最終傾倒與滑動加速度值；但在新版的 ANSI 57.9 (1992)中，已不再規定分析中必須考慮 1.1 的安全係數，故本分析採用舊版 ANSI 57.9 的規範是為保守。
2. 本文修訂為：假設混凝土護箱底部固定於混凝土基座上。謝謝委員指正。
3. 經查文中 DAMPING VALUE 為 0.05，應非 0.5。
4. 地震加速度時間歷程加在混凝土基座上。LS-DYNA 中時間區間(time step)用類似 Courant Number 之方法計算，亦即取每個元素之特徵長度除

以波速的最小值，此為理論值最大收斂時間區間值，已經數學證明在數值上為收斂，並廣為眾多軟體及數值分析方法所採用。在 LS-DYNA 中，無法調大時間區間，只能調小，故收斂問題較小。此處用 LS-DYNA 自動計算所得之值。

5. 文中“共振頻率”修訂為“自然頻率”，謝謝委員指正。另外，該自然頻率是樑柱連在一起時的計算結果。
6. 燃料池中固定結構的分析對象為池中燃料裝載區的工字樑結構。文中“共振頻率”修訂為“自然頻率”。謝謝委員指正。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	I07-066-38-191	章節	6.6	頁碼	行數
第 1 次審查意見					
ANSYS 程式驗證計算報告計算書：					
1. 執行單位應具體說明誤差容許度 5% 的依據。					
2. 軟體分析中挑 12 個案例，硬體分析中挑了 58 個案例，報告中應具體說明如何挑選案例，以及這些案例是否具代表性？					
答覆說明					
1. 5 % 應是合理的容許誤差，詳細說明參考附件 42。					
2. ANSYS 程式驗證計算報告計算書中，除了沿用技術轉移公司(NAC)的原採用例外(軟體驗證，熱傳 5 例與固力 1 例/硬體安裝測試 46 例)，更增添 6 個固體力學的軟體驗證案例與 12 個硬體安裝測試案例，如圓柱壓力容器與彎矩驗證等，故更適合本案實際情況，亦具代表性。					
第 2 次審查意見					
有限元素與實驗的誤差達 20%，NUREG 認為可以接受，但此結論不能引伸到數值計算的比較，採用相同模式與輸入數據得到的應是很精確的，不能用實驗的比較作為 5% 的依據，兩者的基準不同。而且與實驗相比，所謂 AGREEMENT 是要比很多相關的數據，不是以數據直接相比。					
第 2 次審查意見答覆說明					
謝謝委員指教。ANSYS 程式驗證的目的旨在確認 ANSYS 程式的準確性與 ANSYS 程式在不同工作平台執行時的精確度。在 ANSYS 9.0 版程式中提供使用者兩百多個程式驗證項目，驗證項目中同時列出 ANSYS 的計算結果與該驗證項目的解析解，以說明 ANSYS 程式計算的準確性，在於本公司提交之 ANSYS V & V 報告表 5.1(第 3 頁)，共進行 12 個軟體驗證項目，除了 1.13 %、1.16 % 與 3.5 % 誤差各佔一項之外，其餘誤差皆低於 1.0 %；並且在					

NUREG/1536 Chapter 4.V.5、NUREG/1567 6.5.4、15.5.1.1、15.5.2.1 與 15.5.2.2 等多處章節中，NRC 皆表示接受 ANSYS 程式的使用。另外對於 ANSYS 程式在不同工作平台執行時的精確度驗證方面，本公司於 ANSYS V & V 報告中共執行 58 項驗證工作，所得結果與 ANSYS 程式所列之程式準確性驗證結果相同，證明 ANSYS 程式在本公司的工作平台上執行程式計算也可得到精確的結果。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	I07-066-39-192	章節	6.6	頁碼		行數	
----	----------------	----	-----	----	--	----	--

第 1 次審查意見

LS-DYNA 程式驗證計算報告計算書：

NUREG/CR-6608 提供美國 LLNL 國家實驗室一系列的撞擊與翻覆的實驗結果與有限元素分析，對 LS-DYNA 程式的驗證，應要提供管制單位對程式使用的信心度，但報告中對 NUREG/CR-6608 的驗證卻很少，無法得知分析者否真正掌握到撞擊與翻覆分析的技術。

請增加與本案相關之 NUREG/CR-6608 案例驗證分析。

答覆說明

NUREG/CR-6608 報告中提供一系列的實驗數據，並以 LS-DYNA 程式建構一有限元素模式，進行有限元素分析，再將分析結果與實驗數據作比對，結果相互吻合，故該分析結果已驗證 LS-DYNA 的準確性及適用性。該報告更提供使用不同程式進行分析計算時，可建構一與該報告相同的有限元素模式用以進行分析結果比對，以驗證不同程式的準確性及適用性。本計畫在 LS-DYNA V&V 報告中亦使用 LS-DYNA 進行 NUREG/CR-6608 中之實驗的墜落及傾倒分析，分析模式及材料參數完全仿照 NUREG/CR-6608，最後，同樣獲得與 NUREG/CR-6608 實驗結果相吻合的分析數據，故報告中已完成 NUREG/CR-6608 對於 LS-DYNA 的相關驗證工作，已說明執行程式的信心度與程式正確性。另外，本計畫執行 LS-DYNA 運跑人員，對大變形、塑性變形與動態分析及其物理意義的觀念具相當經驗，現於國立交通大學教授研究所之有限元素法及高等有限元素法課程與 LS-DYNA 程式使用，並在國外有多年實務經驗，在國際上亦為知名之 LS-DYNA power user，經常提供 LSTC 原廠技術建議，並有多篇 LS-DYNA 程式使用相關著作發表於各知名期刊，應可真正掌握到撞擊與翻覆分析的技術，謝謝委員關心。

第 2 次審查意見

雖有針對相關報告進行運跑，但對分析之結果未有太多著墨，這是不夠說明有很好的使用，請發揮執行者的經驗與發表論文的經驗，將報告內容多充實，並請提供執行者 LS-DYNA 相關發表論文與期刊，以顯現貴公司在此方面具有實力。

### 第 2 次審查意見答覆說明

本報告係針對核一廠乾貯設施安全相關議題執行分析與敘述。有關使用程式之驗證過程與結果詳述於程式驗證報告中；本公司已於去年(95)上半年將 LS-DYNA 的程式驗證報告送交物管局，該報告共 82 頁，內容中已詳述程式驗證項目與結果。以下二表為本公司以 LS-DYNA 程式對 NUREG/CR-6608 底部墜落撞擊/傾倒的測試案例驗證與 NAC 公司驗證結果比對。

#### 底部墜落撞擊的測試案例驗證

INER Computer	LS-DYNA Version	Node Number	Experimental Results (g)*	LS-DYNA Analysis (g)*	% Difference
#930000114	970	11674	103.8	100.9	2.8 %
NAC Computer ID	LS-DYNA Version	Node Number	Experimental Results (g)*	LS-DYNA Analysis (g)*	% Difference
langa1-it1211	960	11674	103.8	101.6	2.1 %
eds-it1242	960	11674	103.8	101.6	2.1 %
eds-it1242	950e	11674	103.8	101.6	2.1 %
2chungt1-it0956	960	11674	103.8	101.6	2.1 %

#### 傾倒的測試案例驗證

INER Computer	LS-DYNA Version	Node Number	Experimental Results (g)*	LS-DYNA Analysis (g)*	% Difference
#930000114	970	27518	237.5	242.5	2.1 %
		28721	231.5	227.9	1.6 %
NAC Computer ID	LS-DYNA Version	Node Number	Experimental Results (g)*	LS-DYNA Analysis (g)*	% Difference
langa1-it1211	960	27518	237.5	241.8	1.8 %
		28721	231.5	228.2	1.4 %
eds-it1242	960	27518	237.5	242.2	2.0 %
		28721	231.5	228.1	1.5 %
eds-it1242	950e	27518	237.5	241.9	1.9 %
		28721	231.5	228.2	1.4 %
2chungt1-it0956	960	27518	237.5	242.2	2.0 %

### 第 3 次審查意見

同意答復。

「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施」安全分析報告  
第七章審查意見

編號	E04-070-01-193	章節	7.1	頁碼	2	行數	
第 1 次審查意見							
乾式貯存場之場區(含邊界)空間劑量分布應載明於安全分析報告中。							
答覆說明							
同意依審查意見，增訂貯存場(含圍籬界)劑量分布如附件 18。							
第 2 次審查意見							
附件 18 僅提貯存場外(含圍籬界)劑量分布，並未提供貯存場內之劑量分布資料，無法有效評估貯存、檢查和維修之工作人員劑量，請補充之。							
第 2 次審查意見答覆說明							
<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 已於本報告第六章四、(八)節增訂貯存、檢查和維修之工作人員劑量評估資料(如附件 93)，該附件包含距離混凝土護箱進氣口表面各偵測點劑量率。</li> <li>2. 至於人員停留位置之劑量率，係參照美國 NAC 公司的技轉資料評估。其概要如下：貯存場存放 30 個混凝土護箱，內含用過核子燃料。例行運轉階段之主要工作為檢查、監測與維修；為評估 INER-HPS 系統作業之工作人員劑量，以 MCNP5 程式計算 14 kW/護箱熱負載條件下，INER-HPS 混凝土護箱之進氣口表面劑量率(請參本報告第六章四、(七)節)，此結果用在混凝土護箱在貯存場貯存期間，代表工作人員執行各項作業之劑量率空間分布。</li> </ol>							
第 3 次審查意見							
同意答復。							

編號	E16-070-02-194	章節	7.1	頁碼	5	行數	
第 1 次審查意見							
輻射防護工作人員有兩項要求為劑量限值及在劑量限值下合理抑低要求，「合理抑低」部份相較於 NAC 及 Diablo Canyon 之安全分析報告仍不周全請修正。							
答覆說明							
1. 與輻射安全設計有關之職業曝露合理抑低措施，請參閱本報告第 3.1.6-1 頁之 3.1.6.3 節。							

2. 另參照審查意見 E28-070-09-201，增訂人員訓練、編組、事前工作協調、劑量抑減之措施、管理階層之作為、追蹤及檢討、輻射工作許可等合理抑低措施，如附件 43；並將於報告中增訂表 7.1-2。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	E21-070-03-195	章節	7.1	頁碼	6	行數	9
----	----------------	----	-----	----	---	----	---

第 1 次審查意見

文中指出若表面污染無法達成限值時，將參考國外具經驗電廠之污染管制標準及裝載作業之權宜行動（下一段 2.(1)中亦有相同敘述），請說明何謂權宜行動及管制標準為多少？另宜先蒐集相關資訊供參用。

答覆說明

1. 經參照 NAC 公司之文獻，推導密封鋼筒外表面污染全都外釋後將導致乾式貯存場界 100 m 外之個人接受  $1 \mu\text{Sv}$  年劑量之污染限值，估算密封鋼筒表面污染限值為  $\beta/\gamma \leq 10800 \text{ dpm}/100\text{cm}^2$ 、 $\alpha \leq 31.8 \text{ dpm}/100 \text{ cm}^2$ 。詳如密封鋼筒表面污染限值計算書計算書(ISFSI-04-CAL-05-06001-04)。
2. 上述污染限值可提供作為裝載作業權宜行動管制標準之參考。權宜行動定義為採取所有可能作為以達管制標準，如在密封鋼筒置於傳送護箱進入燃料池時，即於其間環狀間隙建立正壓水流以防止鋼筒外部受池水可能之污染。
3. 若密封鋼筒表面污染超過限值，則將密封鋼筒運回 5F 工作區藉間隙循環水去污。

第 2 次審查意見

報告中此段所述均為廠內作業，為何污染標準採對場界外人員劑量為限值？若採此標準時對工作人員劑量為何？是否需另訂輻射防護程序？

第 2 次審查意見答覆說明

1. 因密封鋼筒載入混凝土護箱後，將移至貯存場貯存，考量其對廠房外環境之主要輻射影響，應為貯存場外人員劑量之增量；因此，以場界外人員劑量限值來推導。
2. 於廠房內作業時，依核一廠作業程序執行相關輻射偵測與防護，可確保工作人員劑量符合法規要求。

第 3 次審查意見

同意答復。



編號	E28-070-04-196	章節	7.1,7.2	頁碼		行數	
第 1 次審查意見							
<p>1. 建議報告中有提及核一廠程序書或其他相關文件，請擇要摘錄於用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告相關內容。</p> <p>2. 有關環境輻射監測（廠外）內容，針對廠外環境輻射監測作業，請於安全分析報告中敘明環境監測內容。</p>							
答覆說明							
<p>1. 摘錄與本章相關之核一廠程序書及環境輻射監測內容，如附件 44。其內容包括輻射防護標準、進出管制程序、廠內輻射偵測與紀錄作業程序、放射性物質之管制程序、放射性物質運送管制程序、保健物理廠區環境計測室品質手冊、人員輻射曝露合理抑減作業程序、核一廠環境監測計畫等 8 項。</p> <p>2. 依據申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則，有關環境輻射監測「如設施係附屬於核子反應器設施內時，得引用原核子反應器設施之相關計畫」。乾式貯存場之設置，依分析結果顯示在各種可預期之事故狀況下不會外釋放射性物質；因此，應無需修訂核一廠廠外環境輻射監測作業。</p>							
第 2 次審查意見							
<p>現行核一廠廠外環境輻射監測作業計畫，是依現行核一廠所有設施包括二部機、廢棄物倉庫及其他相關設施等所擬定，用過核子燃料乾式貯存設施為一新設施，宜就未來整體核一廠所有設施角度來考慮環境監測。</p>							
第 2 次審查意見答覆說明							
<p>1. 現行電廠內外均執行有輻射監測計畫，其所蒐集的監測值可做為將來乾式貯存設施運轉後各偵測點的輻射(隨時間、貯存量)變化之比較。</p> <p>2. 另本公司規劃於運貯前一年，視需要增設取樣點/監測點，並提報主管機關核定後納入核一廠廠外環境輻射監測計畫中執行。</p>							
第 3 次審查意見							
<p>同意答復。</p>							

編號	E28-070-05-197	章節	7.1	頁碼	4	行數	2
第 1 次審查意見							

廠內運送依核一廠 909 及 910 作業程序書規劃與執行乙節，請略述其實際運送時管制情形。是否依程序書規定填寫相關表格及提送相關偵測紀錄、運送時人員如何管制（運送時附近劑量率、沿途如何管制，動線如何安排）等整體規劃，請於報告中補充。另 7.1-6 頁中核一廠程序書 910 規定，傳送護箱運送時似無法完全符合（如 7.1-6 指出偵測運送車表面，何謂運送車表面），應請另行訂定廠內運送措施，並於安全分析報告中敘述。

#### 答覆說明

1. 輻射防護計畫與作業程序書係屬不同層次之輻射防護規定。本章既名為輻射防護計畫，似不宜將表格填寫等作業程序書層級之內容納入。
2. 傳送護箱運送作業係在反應器廠房內執行，傳送護箱不會載運燃料離開反應器廠房，不屬於本節廠內運送之範疇。
3. 參考美國相關電廠乾式貯存作業程序書，廠內運送輻防規定計有檢查人員 REP，偵測並記錄護箱表面輻射強度，執行污染偵測，運送期間之輻射管制，吊卸護箱後對護箱及運送車執行輻射與污染偵測與輻射標示處理等 7 項，如附件 45，並將據以修訂本報告第七章一、(五).2 節廠內運送作業(7.1-4 頁)。

#### 第 2 次審查意見

1. 申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則中規定，如設施係附屬於核子反應器設施內時，得引用原核子反應器設施之相關計畫。但需依設施之特性，詳細說明引用之方法及原則。請依該導則但書之精神，檢視以上之作業程序，是否適用於乾貯設施之運送、運轉等或作必要之修訂，若核一廠程序書 909、910 與此作業不相符需另新訂程序書。
2. 輻防計畫為原則之敘述，此計畫在廠區內之運送（不論其名稱是否傳送護箱）屬首次進行，其作業安全及輻防需特別考量的方法應加以說明。

#### 第 2 次審查意見答覆說明

1. 遵照委員意見，於申請試運轉前，另訂本作業廠內運送作業程序書。
2. 本報告係前後一體；有關傳送護箱廠內運送之作業安全，請參閱本報告第三及四章(第三章敘述設計基準等細節；第四章則敘述現場作業之組織與管理，並包含工安衛的管理)。

#### 第 3 次審查意見

同意答復。

編號	E28-070-06-198	章節	7.1	頁碼	2	行數	2
第 1 次審查意見							

1. 請加強說明放射試驗室在乾式貯存中之任務，如例行監測是否有增加取樣點（直接輻射、累積試樣、生物試樣、空氣試樣及水試樣）或頻次。另 7.2-1 頁廠外環境監測請針對核一廠廠外環境輻射監測內容擇要敘述。
- 2.(三)人員防護部份及（四）醫務監護，請說明：
  - (1) 廠外人員及外包商進廠之規定為何？
  - (2) 廠外人員及外包商健康檢查由何人負責，紀錄由何人保存？劑量監測由何人評定，劑量紀錄由何人保存？
- 3.(三)人員防護部份及（四）醫務監護不應只是提及依輻射防護計畫及廠內程序書進行，應就該項工作重要內容敘述於安全分析報告中。

#### 答覆說明

1. 本公司放射實驗室在乾式貯存場附近已設有一監測站（西南民家），其取樣項目為直接輻射、累積試樣、生物試樣、空氣試樣及水試樣。核一廠亦在乾式貯存場增設多處取樣點，如圖 7.2-1 及-2。若實際運作，再視需要調整。
2. 依據申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則，有關輻射防護及環境輻射監測「如設施係附屬於核子反應器設施內時，得引用原核子反應器設施之相關計畫」。故本計畫人員之輻射防護及醫務監護等作業，仍將依照核一廠輻射防護計畫之作業規定辦理，其相關管制規定如附供參考。因考量避免本計畫之『安全分析報告』未來可能因輻防計畫配合輻防法規修訂必須修改時，造成兩者規定不一致形成困擾，建議不將輻防計畫內容納入安全分析報告中。
3. 摘錄人員防護及醫務監護之規定要點，如附件 44。

#### 第 2 次審查意見

- 1.“放射實驗室”應為“放射試驗室”。
- 2.請說明核一廠增設取樣點之時機為何？

#### 第 2 次審查意見答覆說明

1. 謝謝指正。
2. 本公司放射試驗室於乾式貯存場附近已設有一監測站（西南民家），其取樣項目為直接輻射、累積試樣、生物試樣、空氣試樣及水試樣。另本公司規劃於運貯前一年，視需要增設取樣點/監測點，並提報主管機關核定後納入核一廠廠外環境輻射監測計畫中執行。

#### 第 3 次審查意見

同意答復。

編號	E28-070-07-199	章節	7.1	頁碼	4	行數	
----	----------------	----	-----	----	---	----	--

### 第 1 次審查意見

1. 設施例行偵測中，每季應在貯存場周圍配合執行環境輻射偵測，此處為廠區監測區監測，並請說明如何執行廠內監測，是否有增加取樣點（直接輻射、累積試樣、生物試樣、空氣試樣及水試樣）或頻次？
2. 用過核子燃料貯存設施劃分為輻射區，依核一廠輻射防護計畫及廠內程序書規定，管制區入口應設置輻射安全管制站...，貯存設施是否會設立管制站？管制站規劃為何，請說明。

### 答覆說明

1. 依據申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則，有關輻射防護及環境輻射監測「如設施係附屬於核子反應器設施內時，得引用原核子反應器設施之相關計畫」。故本計畫之廠內輻射監測作業，符合上述條文，請准予引用原相關計畫。仍將依照核一廠輻射防護計畫之作業規定辦理，其相關管制規定(如附件 44)參考。
2. 貯存場作業期間，核一廠洗衣廠房輻射管制站為進入貯存場之登錄處，並管制作業期間之輻射安全事項。

### 第 2 次審查意見

1. 廠內監測區監測計畫是依現行核一廠所有設施包括二部機、廢棄物倉庫及其他相關設施等所擬定，用過核子燃料乾式貯存設施為一新設施，似應就未來整體核一廠所有設施角度之考慮，擬定廠區環境監測。
2. 編號 E28-070-06-198 問題答覆中已述及要增設取樣點則其取樣內容頻率為何？宜加以說明。
3. 進入貯存場之管制有無與洗衣房不同之處？請補充說明。

### 第 2 次審查意見答覆說明

1. 未來本貯存場運轉後，將整體考慮核一廠廠區環境，按 E28-070-06-198 第 1 次審查意見答覆說明所承諾之增設取樣點，增修原環境輻射監測計畫。
2. 核一廠於乾式貯存場之環境輻射監測作業(監測區)部份，已規劃增設多處監測(取樣)點，未來將在正式運轉前將此環境監測作業(監測區)納入本廠廠區監測區監測計畫。
3. 乾貯場所的輻防管制作業將由核一廠後山管制站(或稱為洗衣房管制站)執行，其管制作業與洗衣房管制站作業方式相同。

### 第 3 次審查意見

同意答復。

編號	E28-070-08-200	章節	7.1	頁碼	5	行數	
----	----------------	----	-----	----	---	----	--

第 1 次審查意見
設施所產生放射性廢棄物含放射性廢水、廢氣及廢棄物，以及裝卸過程所產生放射性廢水、廢氣及廢棄物，如何處理？輻射防護計畫第七編大致內容為評估廠外民眾之劑量及方法，似乎不適合置於此處。
答覆說明
1. 本報告係前後一體；有關放射性廢水、廢氣及廢棄物之處理，請參閱 3.1.4.3 之 3.1.4.6 及 3.1.4.7 節(3.1.4-1 及-2 頁)。 2. 遵照審查意見，修訂廠內外環境輻射監測之敘述(如附件 44)。
第 2 次審查意見
同意答復。

編號	E28-070-09-201	章節	7.1	頁碼	5	行數	
第 1 次審查意見							
合理抑低措施應有具體之作為及策略，如人員訓練、編組、事前工作協調、劑量抑減之措施、管理階層之作為、追蹤及檢討、輻射工作許可等，請於報告中補充。							
答覆說明							
遵照審查意見，本報告將增訂表 7.1-2 合理抑低措施，如附件 43。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	E28-070-10-202	章節	7.2	頁碼	1	行數	
第 1 次審查意見							
環境輻射監測應指輻射工作場所（核一廠廠界外）以外之監測，所附之圖為廠內，請修正。另請參閱核一廠環境輻射監測計畫，此處所指似為廠區監測。							
答覆說明							
遵照審查意見修訂核一廠廠界外環境輻射監測圖表(如附件 44)。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	E21-070-11-203	章節	7.1	頁碼		行數	
第 1 次審查意見							
1.7.1-1-頁/-4 行：...輻射防護作業標準...，中之標準所指為何？（或是否指程序？）							
2.7.1-2 頁/-4 行：第五編是否為第五篇為宜？							
3.7.1-5 頁/3 行：第七編...是否為第七篇為宜？							
4.7.3-1 頁/-1 行：放射實驗室...，應為放射試驗室。							
答覆說明							
<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 依據「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施興建專案品質保證計畫」，修訂核發處之執掌為：督導核一廠配合本專案推動輻射防護作業。另刪除...輻射防護作業標準...等。</li> <li>■ 其餘各項遵照審查意見修訂。</li> </ul>							
第 2 次審查意見							
刪除輻射防護作業標準等字後，文中”核發處”之功能為何，請說明？							
第 2 次審查意見答覆說明							
本報告第四章敘述本計畫之組織與管理，其中 1.1.2.1 之 E 項說明核發處之功能為：督導核一廠配合本案推動(輻射防護作業)。							
第 3 次審查意見							
同意答復。							

「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施」安全分析報告  
第八章審查意見

編號	J40-080-01-221	章節	3.1.2.3 6.6.3 8.2	頁碼	14 12 1	行數	
第 1 次審查意見							
<p>1.P.3.1.2.3-14「5.消防系統設計」第一段尾，...故無消防安全設備之設計需要...，建議刪除，因依法與有無需要，並無直接相關性。</p> <p>2.P.6.6.3-12「8.火災意外(1)肇因」第一段最後一句，認定運轉之設備載油，相當遠離乾式貯存槽，故不加以分析之說法，與 P.8.2-1(一)之 2.大型柴油貯槽之敘述不符，請統一之。</p> <p>3.同上，「8.火災意外(5)輻射影響」應考量萬一發生火災事件而未能及時控制消弭所產生之相關衝擊。</p> <p>4.P.8.2-1「二、火災災害分析及影響評估」(一)之 1.主變壓器不列入分析的說法不易得到支持，因電廠主變壓器火災之歷史中外皆有，引據核一廠至今未發生而不納入考量，並不適當。</p> <p>5.P.8.2-10「(五)結果與討論」，其中有關柴油火災與邊坡灌木火災輻射熱之比較，就柴油火災之強度持續性及災例而言，說法可能遭受質疑，建議再加強其合理性並申論之。</p> <p>6.P.8.3-1「三、防火設計及消防設備(一)防火設計」倒數 3 行，油槽與邊坡林地，則以核一廠目前之防火設計及消防設備防護之說法，支持性不足；建議依性能評估結果討論之。</p>							
第 1 次審查意見答覆說明							
<p>1. 已將本報告第三章一、(二).5 節「故無消防安全設備之設計需要」修正為「依法免設消防設備」，如附件 94。</p> <p>2. 經查大型柴油貯槽與貯存場址之距離為 48 m，故修正本報告第八章二、(一).2「大型柴油貯槽」章節中 15 m 之敘述為 48 m(附件 94)。另外，本公司已完成大型柴油貯槽的火災情境評估，計算結果詳述於本報告第八章二節中。摘錄並增補大型柴油貯槽的火災情境評估結果至 6.6 節的火災評估一節中，以使報告內容一致，如附件 94。</p> <p>3. 考慮三個火災情境，包含 50 gallons 汽油於 VCC 週邊燃燒、場址邊坡灌木林火災與大型柴油貯槽的火災情境評估。其中考慮 50 gallons 汽油火災為 50 gallons 汽油全部燒完，結果不對乾貯設施安全造成危害；大型柴油貯槽的火災則引起場址溫度至少提升為 33.444°C，但低於灌木林火災對貯存護箱之輻射熱通量 6456 kW/m<sup>2</sup>，經保守評估灌木林火災，評估結果顯示不會對乾式貯存安全造成危險，故大型柴油貯槽的火災在不控制時</p>							

亦不致對貯存設施安全構成威脅。而灌木林火災情境中，保守假設灌木林環繞 VCC 燃燒 2 h(事實上灌木林只存在於場址一側，且與最近的護箱至少有 5 m 以上距離)，以場址邊坡灌木林生長規模，在經歷 2 h 火災後，應已不具威脅性，故即使灌木林火災未能及時控制，亦不致影響貯存設施安全。

4.

- (1) 主變壓器事故經與運輸載具火災情境比較：(1)運輸載具火災與乾式貯存設施零距離，並且是包圍設施燃燒；而主變壓器與乾式貯存設施有 8 m 之距離。(2)運輸載具火災之燃料為汽/柴油，而主變壓器使用機油，其熱值小於汽油之熱值。
- (2) 至於本報告第八章二、(一).1 節“此外，核一廠運轉至今，並無主變壓器發生火災之歷史，故本項不納入本章之考量。”之文字敘述易產生誤導，故予刪除(如附件 94)。

5.

- (1)在灌木林火災計算中，採用比實際更嚴格之設定條件，即假設林火是緊包圍著乾式貯存設施燃燒，雖然實際情況是單一側面燃燒。
- (2)由以上之保守假設可得知灌木林火災對乾式貯存設施之視角係數 (view factor)，遠大於柴油貯槽火災，故依據上述假設計算輻射熱時，其結果即呈現灌木林火災大於柴油貯槽火災之情況。

6.

- (1)依消防法之規定，本乾式貯存設施免設置消防安全設備。
- (2)至於本報告第八章三、(一)節“至於鄰近貯存場設施之可能引火源，例如油槽及邊坡林地等，則以核一廠目前之防火設計及消防設備來防範。另本案將貯存場各設施納入核一廠消防工作之系統操作規範中。(請參閱核一廠程序書 100、300、500、700 系列)”之文字敘述，因與乾式貯存設施之消防無直接關係，且易產生誤導，故予刪除(如附件 94)。

## 第 2 次審查意見

同意答復。



「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施」安全分析報告  
第九章審查意見

編號	A29-090-01-204	章節	9.1	頁碼	2	行數	10
第 1 次審查意見							
第九章一、(三)1.區域劃分 建議按現行核能電廠保安分區劃分為保護區，並按保護區規定執行保安措施。							
答覆說明							
遵照審查意見，將第九章一、(三)節「物料區、重要區」等修訂為「保護區」。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	A16-090-02-205	章節	9.1	頁碼		行數	-2
第 1 次審查意見							
貯存場外設有保警及保健物理人員，兩圍籬間道路有人巡視。請評估上述人員所在場所的輻射劑量率。							
答覆說明							
經評估貯存場外的保警崗亭位置之輻射劑量率 $<0.005$ mSv/h(增訂於 7.1-2 頁)，符合核一廠監測區之劑量率限值(表 7.1-1)。至於保健物理人員處之輻射劑量率，均表列於 6.4.8 節；請參閱表 6.4.8-3 至表 6.4.8-15。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	A13-090-03-206	章節	9.1	頁碼	1	行數	3
第 1 次審查意見							
保安計畫宜將緊急應變計畫納入，並提早在申請運轉許可前完成，並加強保安組織與工安組織之協調，將保安與工安當成整體管理計畫。							
答覆說明							

遵照審查意見，於申請運轉許可前完成緊急應變計畫，並將保安與工安當成整體管理計畫。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	A25-090-04-207	章節	9.2	頁碼	4	行數	
第 1 次審查意見							
本案 9.2-4 頁二、料帳管理（四）之 1 項所述「於運貯作業前至少兩年，備妥貯存作業設計問卷資料(DIQ)，並正式申請成立新的 KMPs」與核子保防作業辦法第十三條「經營者對核子保防設施之興建或運轉，應於申請建廠執照時，向主管機關提出初期設計資料問卷；並應於開始運轉八個月前，提出終期設計資料問卷」，兩者不一致，請提出說明。							
答覆說明							
核子保防作業辦法第十三條規定“...並應於開始運轉八個月前，提出終期設計資料問卷”，應係指至遲於八個月前提出。本案基於乾式貯存設施首次於國內興建以及核子保防事宜於我國為較需審慎處理議題...等考量，適度採取預留前置作業時程之作法，規劃於作業前兩年提出相關資訊。上述作法應屬權宜措施，似無不一致之問題。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施」安全分析報告  
第十章審查意見

編號	H22-100-01-208	章節	10	頁碼	1	行數	
第 1 次審查意見							
本品保計畫是否採用與安全重要性一致之分級式(Graded Methodology)概念，請說明具體作法。							
答覆說明							
本品保計畫是依據 NUREG/CR 6407 之品質分級概念制訂，且依此訂定「品質分級管制作業程序書」並據以實施。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	H22-100-02-209	章節	10	頁碼	1	行數	
第 1 次審查意見							
<b>P.10-1</b> 本品保計畫引用之 NQA-1 標準是否為 2000 年版?如是，請說明如何執行，以符合 NQA-1(2000 年版)對運轉設施的構型管理(Configuration Management)。							
答覆說明							
本品保計畫所引用之 NQA-1 標準為 1994 年版。							
第 2 次審查意見							
請再說明 Code cut off date 是何時?							
第 2 次審查意見答覆說明							
經查 NQA-1 (2000 年)並未提及 1994 年版之 cut off date。							
第 3 次審查意見							
請確認本計畫引用 NQA-1 標準的版本。P.1.1-13 第 98 項所載的 2002/08/20 是指 2002 年版否?如是，請回答「如何執行，以符合 NQA-1 對運轉設施的構型管理」；如本計畫係採用 1994 年版，請說明未採用新版的原因。							
第 3 次審查意見答覆說明							
1.本品保計畫所引用之 NQA-1 版次同第 1 次審查意見答覆說明，為 1994 年版。採用本版次之理由，係因本案之技轉廠商 NAC 於其新版品保手冊 (Edition2 Rvisison6)所引用之 NQA-1 標準亦為 1994 年版。經查本報告							

第一章第 1.1-13 頁第 100 項，所列之 NQA-1 標準版次係繕打錯誤，已修訂如附件 109。

2.有關 NQA-1：2000 版中相關構型管理要求，目前核一廠雖已採納使用，惟本計畫針對相關規定，均已有相關文件(包含：手冊、計畫書、工作計畫書、安全分析報告、設計規範、技術報告、程序書…等)進行管制，且配合本計畫技轉廠商文件使用需求與所使用設備相較於電廠而言較為單純且大部份不需汰舊換新與運轉維修之故，所以暫不予納入。

第 4 次審查意見

同意答復。

編號	H22-100-03-210	章節	10	頁碼	1	行數	
第 1 次審查意見							
依本品保計畫，台電公司是否建立 Qualified and Approved Suppliers list (QASL)，請說明；那些項件和技術服務應向 QASL 內之廠家採購，請說明；另請提供作業程序書以作為未來稽查之參考。							
答覆說明							
已建立「合格廠商名錄」，且依「品質分級管制作業程序書」之分級規定，屬等級 A 之項件和技術服務，應向「合格廠商名錄」內之廠家採購。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	H20-100-04-211	章節	10	頁碼	4	行數	5
第 1 次審查意見							
(三)採購文件管制：本案是否採用商業級產品(Commercial Graded Items)? 如果有，那些項件允許使用，請列舉，並說明如何管控其品質。							
答覆說明							
本案除品質分級為 NQ 之組件外，原則上不採用商業級產品。							
第 2 次審查意見							
如仍有窒礙難行時如何處理?							
第 2 次審查意見答覆說明							

若未來仍有採用商業級產品之需求時，將依訂定之「採購材料、設備及服務管制作業程序書(編號 QAP-05028)」及「核能營運品保方案」第七章進行管制。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	H20-100-05-212	章節	10	頁碼	4	行數	5
----	----------------	----	----	----	---	----	---

第 1 次審查意見

(三)採購文件管制：本案採用 ASME 認證材料的部份，將由何部門認可，其規定及作業依據、流程為何，請說明。另銲接檢查員之資格須符合核研所之品保手冊及相關程序書之要求，如何確保及驗證，請說明。

答覆說明

有關 ASME 認證材料的部份，將由本公司主辦及品保單位統籌辦理，並依相關採購規範與「材料接收及貯存作業程序」之規定辦理。而銲接檢驗員資格確保及驗證將另行訂定「NDE 及檢查人員資格檢定程序」，並據以辦理，且建立與審查相關之「NDE 及檢查人員資格檢定紀錄」及「銲接及檢查人員資格檢定紀錄」。

第 2 次審查意見

請明確指出「主辦及品保單位」是何單位？

「NDE 及檢查人員資格檢定程序」之程序書編號為何？

第 2 次審查意見答覆說明

1. 審查意見中所述及主辦單位為本公司之核後端處，而品保單位為核安處。
2. 有關「NDE 及檢查人員資格檢定程序」將分別依訂定之「非破壞性檢測人員資格管制作業程序書(編號 QAP-05030)」及「檢驗員訓練及資格檢定作業程序書(編號 QAP-05035)」辦理。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	H20-100-06-213	章節	10	頁碼	4	行數	1
----	----------------	----	----	----	---	----	---

第 1 次審查意見

針對(三)設計管制，建議增列：「針對相關法規所提出之申請豁免事項(Exemption /Exception)將逐項評估，並經適切之審查及核定過程。」

答覆說明

將於「安全分析報告」(三)設計管制中增列：「針對相關法規所提出之申請豁免事項(Exemption /Exception)，應視實際作業需求，建立作業程序書逐項評估，審查及核定過程。」

第 2 次審查意見

同意答復，但請建立必要之作業程序書。

第 2 次審查意見答覆說明

將依審查意見，另行訂定必要之作業程序書。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	H22-100-07-214	章節	10	頁碼	4	行數	14
第 1 次審查意見							
(六)文件管制：請提供本案迄今已建立或已引用之程序書清單，包括台電公司(依附錄 10.A 台電品保計畫第六章)及核研所(依附錄 10.B 品保手冊第六章)二部份。另建議彙集全部附錄 10.A(台電品保計畫)及附錄 10.B(核研所品保手冊)內載明應建立的各項程序書，列為附錄 10.C。							
答覆說明							
同意增列程序書清單於附錄 10.C。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	H20-100-08-215	章節	10	頁碼	5	行數	6
第 1 次審查意見							

(十)檢驗：建議增列檢驗計畫之內容至少應包括下列項目之逐項 (Step by Step) 檢驗核對表含可接受標準：a.燃料提籃製造；b.密封金屬罐製造；c. 混凝土護箱製造及施工；d.密封金屬罐 system operations: loading and handling for on-site storage。由廠家所提供之設備、組件及結構中，包括設計、製造、安裝、測試及運轉作業，那些作業屬項目於 mandatory inspection hold points，請界定或補充提供具體之品管計畫或查核表(checklist)，以供驗證其承諾可有效落實執行。

答覆說明

同意增列，修訂內容如後：「檢驗計畫之內容至少應包括下列項目之逐項 (Step by Step) 檢驗核對表含可接受標準：a.燃料提籃製造；b.密封鋼筒製造；c.混凝土護箱製造及施工；d.密封鋼筒相關作業」，並於設計、製造、安裝、測試及運轉作業前，完成品管計畫及查核表。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	H22-100-09-216	章節	10	頁碼	5	行數	10
第 1 次審查意見							
<p>(十一)試驗：本段內容並未提及「試運轉」相關之內容，附錄 10.A 台電品保計畫內已描述試運轉相關內容，惟附錄 10.B 品保手冊內未載明「試運轉」乙詞，請澄清試運轉階段之品質管理作業。</p>							
答覆說明							
<p>有關「試運轉」將納入「品保手冊」第 14 章，試運轉階段之品質管理作業，由本計畫運轉小組及其所屬分包商負責執行。</p>							
第 2 次審查意見							
<p>同意答復。</p>							

編號	H33-100-10-217	章節	10	頁碼	6	行數	14
第 1 次審查意見							
<p>(十七)品質保證紀錄：請提供本案迄今已產生之品質保證紀錄清單，包括台電公司(依附錄 10.A 台電品保計畫第十七章)及核研所(依附錄 10.B 品保手冊第十七章)二部份。另有關本章之紀錄是否有備份且分開兩處存放，請說明。</p>							

答覆說明
提供本公司及本案之「品質保證紀錄清單」如附件 46，以供備查，而清單中所列之紀錄，已有備份並同時分成兩處存放。
第 2 次審查意見
同意答復。

編號	H33-100-11-218	章節	10	頁碼	6	行數	18
第 1 次審查意見							
(十八)稽查：請提供本案迄今已執行之稽查清單(註明稽查單位、被稽查單位、稽查日期、稽查報告編號等)，包括台電公司(依附錄 10.A 台電品保計畫第十八章)及核研所(依附錄 10.B 品保手冊第十八章)二部份。							
答覆說明							
同意提供本案迄今已執行之「稽查清單」如附件 47，以供備查。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	H20-100-12-219	章節	10	頁碼	7	行數	2
第 1 次審查意見							
針對(十九)訓練，建議增列：「各項工作人員包括品保人員、品管人員、勞安衛管理員、輻射防護員、起重機操作員、銲接人員、非破壞性檢測員、護箱運送車駕駛等，將訂定其資格要求如學經歷及證照要求。							
答覆說明							
增列並修訂內容如後：「各項工作人員包括品保人員、品管人員、勞安衛管理員、輻射防護員、起重機操作員、銲接人員、非破壞性檢測員、護箱運送車駕駛等，將訂定其資格要求，如學經歷及證照要求。」，並視實際作業需求，建立相關程序書。							
第 2 次審查意見							
請再說明該要求何時訂出？由何單位訂定？亦請匡列該程序書名稱。							
第 2 次審查意見答覆說明							



各項工作人員資格要求，將按其作業屬性由本公司內各工作小組或承包商，依實際作業需求，於作業進行前提出。已建立的程序書有「特殊製程管制作業程序書」、「非破壞性檢驗人員資格管制作業程序書」、「檢驗員訓練及資格檢定作業程序書」、「裝卸、貯存及運輸管制作業程序書」、「稽查員、稽查領隊訓練及資格檢定作業程序書」及「教育訓練管制作業程序書」共六份。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	H22-100-13-220	章節	<b>10.B</b>	頁碼	52	行數	12
----	----------------	----	-------------	----	----	----	----

第 1 次審查意見

V&V 計畫：請提供本案所使用或建立之全部分析工具或電腦程式清單，並請列表分別載明其用途、驗證(Verification)及確認(Validation)的作法及結果，並請說明是否已遵照 IEEE Std 1012 - IEEE Standard for Software Verification and Validation (V&V)，建立相關軟體驗證(V&V)程序。

答覆說明

提供本案目前所使用之「分析軟體清單」如附件 48，以供備查，並依據 NQA-1 Subpart 2.7 規定訂定有：「應用分析軟體管理品質程序書」、「軟體開發及變更管制品質程序書」、「模式建立品質程序書」「分析作業品質程序書」，以供相關軟體驗證程序。

第 2 次審查意見

同意答復。

「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施」安全分析報告  
第十一章審查意見

編號	K35-110-01-222	章節	11.5	頁碼	11-2	行數	
第 1 次審查意見							
請依據放射性物料管理法第二十三條”放射性廢棄物處理或貯存設施之永久停止運轉，其經營者應擬訂除役計畫，報請主管機關核准後實施”，請修訂安全分析報告第 11 章第五節除役計畫書之提出日期。							
第 1 次審查意見答覆說明							
已依審查意見修訂如附件 107。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施」安全分析報告  
參考意見

編號	A13-001	章節	1.1	頁碼	8	行數	26
第 1 次審查意見							
勞工安全衛生設施規則改為 96.2.14 修正發布。							
答覆說明							
依參考意見，於新版修訂。							

編號	A16-002	章節	1.2	頁碼	9	行數	
第 1 次審查意見							
235U 請改為 <sup>235</sup> U							
答覆說明							
依參考意見，於新版修訂。							

編號	A35-003	章節	1	頁碼		行數	
第 1 次審查意見							
SAR 內所引用的專有名詞，應與附錄 1.B 專有名詞中英對照表一致，請修正下列與附錄 1.B 專有名詞中英對照表不一致之處。							
Leak tight (p 1.2-4)							
burn up 與 burnp 寫法應一致 (p 3.1.1-3, p3.1.1-5)							
canister shell (p 6.2.4-1, p6.2.6-29)							
Fill/Drain line plate (p 3.1.5-6)							
intact fuel (p1.1-3)							
lid (p 1.1-4)							
Nelson stud (p 6.2.6-75)							
nipple (p 3.1.5-4)							
tie rod (p 3.1.5-5, p 6.2.4-1, p 1.1-4)							
transportable storage canister (p 6.2.1-1, 1.2-1)							
請將下列出現於安全分析報告中的專有名詞補充於附錄 1.B 專有名詞中英對照表							
add-on shielding (外加屏蔽) (p 6.2.1-1)							

quick connector (p1.1-3) seal cap (p5.1.1-4) vertical cask transporter (VCT) (p 5.1.2-4)
答覆說明
依參考意見，於新版修訂。

編號	A30-004	章節	3.1.1	頁碼	20	行數	
第 1 次審查意見							
表 3.1.1-6 混凝土護箱設計參數 混凝土護箱屏蔽塞材料已改為混凝土，不用 NS-3，本表仍出現 NS-3，請修正。							
答覆說明							
依參考意見，於新版修訂。							

編號	A30-005	章節	2,3,6	頁碼		行數	
第 1 次審查意見							
本章之參考文獻與第二章、第六章各節的參考文獻，很不一樣，僅列兩份文件，是關於腐蝕的，顯然不是全章的參考文獻。第 3.1.1-9 頁、第 3.1.1-11 頁、第 3.1.2-3 頁、第 3.1.2-7 頁、第 3.1.7-1 頁、第 3.2.1-1 頁，在各節內是有列一些參考文獻沒錯，標題為「依循之法規及標準」、「設計基準」、「規範及標準」、「法規、標準及規範」等。請重新增寫參考文獻，列於全章的最後面，以便於閱讀。第三章內，在引用參考文獻時，應註明文獻編號。							
答覆說明							
依參考意見，於新版修訂。							

編號	C30-006	章節	3.1.5	頁碼	1	行數	
第 1 次審查意見							
請列表說明核一廠乾式貯存設施依安全重要性區分，主要安全功能與次要安全功能各有哪些結構、系統與組件，再就品質分級列出 A,B,C 及 NQ 等四項，請增列在安全分析報告中。							
第 1 次審查意見答覆說明							
1.本系統與安全相關之主要組件已列於本報告第三章表 3.1.5-1『系統主要組件之品質分級』中，細部各組件之品質分級則列於表 3.1.5-2。							

2. 依據 NUREG/CR-6407 之品質分級，對安全運轉無影響之組件屬 NQ 類。於本系統品質分級中對應 NQ 類之設備絕大部分為附屬系統，因項目甚多，且與安全無關，故不擬增列。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	C12-007	章節	6.2.6	頁碼	1	行數	
----	---------	----	-------	----	---	----	--

第 1 次審查意見

1. 6.2.6-7 第 3 行應標示 A1 之單位，“候”改為“後”；第 5 行 A2 之計算式出現錯誤。

2. 6-24 FS 之下標錯誤。

3. 節內應用之 ASTM, ACI 等規範年版應一致，並明確列出於表 6.2.2-3 中。

4. 分析報告各章節內所採用之設計規範版次，請重新查核力求與第一章內容一致。

5. 6.2.6-77~80 表 6.2.6-4 至表 6.2.6-7 中之「安全因子」用詞請與報告本文一致。

第 1 次審查意見答覆說明

1. 將於新版中修正。

2. 同意修正為  $FS_{ultimate} = \frac{70.0}{1.46} = 47.9 > 10$ 。

3. 同意修正。

4. 同意改進，並於新版修訂。

5. 報告中表格與內文之「安全因子」一致修正為「安全係數」。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	A30-008	章節	6.6.1	頁碼	1	行數	
----	---------	----	-------	----	---	----	--

第 1 次審查意見

6.6.1-1, 此處列出之異常事件種類及意外事件種類與目錄所列，名稱不甚相同，且順序亦不一樣，請改為與目錄一致。

第 1 次審查意見答覆說明

將於新版修正 6.6.1-1 之順序，如附件 49。

第 2 次審查意見

同意答復。

## 新增參考意見

編號	B30-009	章節	2	頁碼		行數	
第 1 次審查意見							
報告之圖面，有以下缺失建議改善：							
1.圖 1.2.2 仍未加中文標示。							
2.圖面及圖例模糊不清如圖 2.1.2-2、2.2.1-5、2.2.1-13、2.2.1-14，請力求清晰。							
3.若干圖面如衛星影像，應註明年份。							
4.圖面應標示相關地理位置、地標、水系、交通系統、聚落等。							
新增參考意見答覆說明							
1. 圖 2.1.2 將加上中文標示。							
2. 已針對前述不清楚之圖幅重新繪製或加註說明。							
3. 該影像為 2005 年攝製，將在修訂後之安全分析報告中註明。							
4. 已依照委員意見，標示相關地理位置、地標、水系、交通系統、聚落。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	B30-010	章節	2	頁碼		行數	
第 1 次審查意見							
1.圖與文不合處需修改，圖目錄亦須補充。							
2.章節名稱如「二、4.水土保持」，內容並非本會所主管，且為落實場址特性之描述，請修正為「二、4.邊坡穩定」。							
新增參考意見答覆說明							
1. 謝謝委員指正，將針對圖文不合處修改，並於目錄補充。							
2. 已將該節更名為「二、4.邊坡穩定」。							
第 2 次審查意見							
同意答復。							

編號	B30-011	章節	2	頁碼		行數	
第 1 次審查意見							

1. 頁碼：2.1.2-2 行數：倒數第 10 行

(3) 場址附近聚點

十八王公廟，此處提到「決定於茂林村坪林 52 號另建新廟，此新廟已於 83 年完工」，根據此敘述，十八王公廟顯然有「新」、「舊」之分，第 2.5.1-1 頁、2.5.1-3 頁(圖 2.5.1-2)、2.6.1-1 頁、2.6.1-2 頁、2.6.1-3 頁、2.6.1-4 頁、2.6.1-7 頁，都有提到十八王公廟，看來似乎都是舊十八王公廟，敘述時請區分清楚。

2. 頁碼：2.2.1-9 行數：倒數第 7 行、倒數第 5 行

(2) 邊坡穩定

此處提到「基地甲區」，倒數第 5 行提到「基地乙區」，請說明甲乙區如何劃分，又，還有沒有其他區？

3. 頁碼：2.2.1-10 行數：第 3 行、第 8 行

1. 本頁提到「該計畫」與「本計畫」，其實都是「核一廠用過核子燃料乾式貯存計畫」，令人不解，請統一。

2. 本頁提到各種提高邊坡穩定的方法，請列表表示，以便比較。

4. 頁碼：2.2.1-31 行數：                    

表 2.2.1-1 設計參數評估結果表：本表有 6 個註，但只看到(註 4)、(註 6)，其他 4 個註不知在哪裡？另 5800\*的「\*」不知是何意義？

5. 頁碼：2.2.1-33 行數：                    

表 2.2.1-5 邊坡穩定性分析檢結果表：道路至坡趾間深層邊坡穩定「鉗」析結果，「鉗」明顯為「分」之誤。

6. 頁碼：2.2.3-1 行數：倒數第 2 行 & 頁碼：2.2.3-2 行數：第 4 行

1. 「台灣海山峽」可能是「台灣海峽」之誤。

2. 「島山島」可能是「龜山島」之誤。

7. 頁碼：2.3.1-1 行數：第 8 行

1. 位置與流域

位置與流域內未述楓林溪、老梅溪、石門溪的長度，未述楓林溪的流域面積，建議 5 條河流的長度與流域面積以列表方式表示，較為清楚。

8. 頁碼：2.4.1-6 行數：倒數第 3 行、倒數第 2 行

表 2.4.2-12 明顯為表 2.4.1-12 之誤；表 2.4.2-13 明顯為表 2.4.1-13 之誤。

9. 頁碼：2.4.2-1 行數：第 4 行

1. 空氣品質

既然於核一廠附近地區設置二處空氣品質站，還用 82 年與 83 年的調查結果，實在說不過去，請用最新的調查結果。表 2.4.2-1、表 2.4.2-3，全部要更新。

10. 頁碼：2.4.2-1 行數：第 12 行

1. 空氣品質

酸雨之採樣分析，82 年、83 年的資料太舊了，請用新的資料。表 2.4.2-2



要更新。

11. 頁碼：2.4.2-1行數：倒數第3行、倒數第2行&頁碼：2.4.2-2行數：第2行、第3行、第8行、第9行

2. 廠址空氣品質現況調查分析

二氧化氮最大小時濃度測定位，根據第 2.4.2-2 頁，(4)總懸浮微粒 (TSP) 的敘述，似乎應該是「最大 24 小時濃度測定位」才對，此頁有兩處應作相同更正；2.4.2-2 頁，(2)二氧化硫(SO<sub>2</sub>)的敘述有兩處應作相同更正；同頁，(3)一氧化碳(CO)的敘述有兩處應作相同更正。

12. 頁碼：2.6.3-2行數：第2行、第8行

(1) 五龍宮

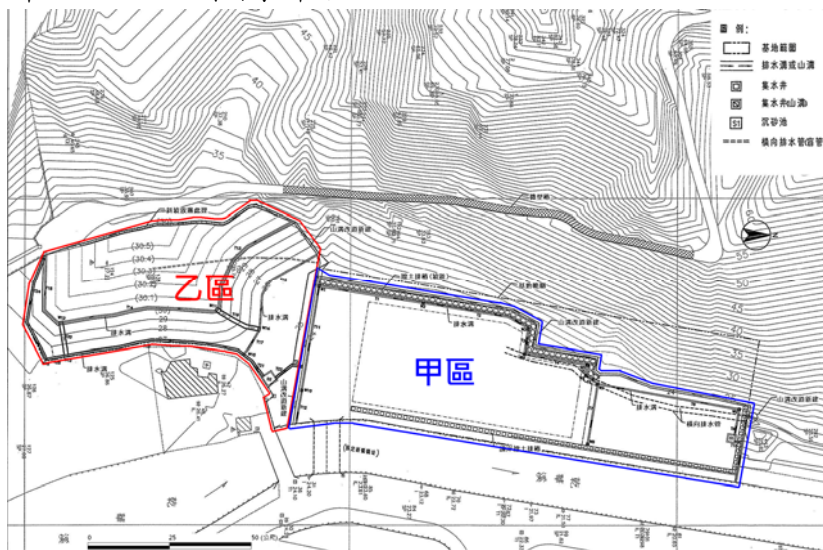
本路段往「東」方向之尖峰流「童」，可能應為：本路段往「東」方向之尖峰流「量」；

(2) 草里活動中心

其「交通童」為 770P.C.U，「交通童」可能為「交通量」之誤。

新增參考意見答覆說明

1. 已在新一版本之報告內修訂，新舊十八王公廟位置將區分，以十八王公廟舊址與新十八王公廟分別描述。
2. 基地僅分甲乙區，如下圖所示：



3. (1) 將統一使用「本計畫」。
- (2) 遵照辦理。
4. 表 2.2.1-1 將重新彙整，並重新註明。
5. 遵照辦理。
6. 遵照辦理。
7. 將列表表示。
8. 遵照辦理。
9. 本章已列有 94 年空氣品質監測相關資料供後續相關分析使用；82~83 年

<p>之資料雖年代較遠，但仍具參考價值，建議將其保留。</p> <p>10.82~83 年之資料雖年代較遠，但仍具參考價值，建議將其保留。</p> <p>11.將依照審查意見修訂文中之敘述。</p> <p>12.將依照審查意見修訂文中之敘述。</p>
第 2 次審查意見
同意答復。

編號	B30-012	章節	2	頁碼		行數	
第 1 次審查意見							
<p>1.場址特性描述所引用之重要文獻或資料內容，請擇其重點，於安全分析報告之場址特性章節中說明清楚，以加強說服力。</p> <p>2.「地下水層與透水性」在本章內於不同小節中(2.2.1 -6 與 2.3.2-1)重複敘述，但其中透水係數引用之數據相差百倍，請查明後修正。此外，透水度單位呂琴(Lugeon)，請換算為國際標準之公制單位(如 cm/sec)。</p> <p>3.邊坡穩定：表 2.2.1-1 註 2：英文注釋有誤，請修正。</p> <p>4.附圖：</p> <p>(1)絕大多數附圖或原圖解析度不夠或舊資料翻印不良，因而無法辨讀，若無法改善至可清晰辨讀的程度，請重新繪製：圖 2.1.1-1(並缺圖例)、圖 2.1.1-2、圖 2.1.2-1、圖 2.1.2-2、圖 2.1.2-3、圖 2.1.2-4，所有 2.2.1 節內所附的 15 幅圖，以及圖 2.3.2-1 與圖 2.3.2-3 (無法辨讀觀測井號碼)。</p> <p>(2)圖 2.1.2-6：請分別說明各照片所示內容。</p> <p>(3)圖 2.3.1-1：溪名無法辨讀；另請標示等高線以便了解各河川(尤其乾華溪)流域與集水區之面積。</p> <p>(4)圖 2.3.1-2：請標示等高線。</p> <p>(5)圖 2.3.2-2：該圖乃地下水位變化(temporal change)，而非地下水位分布(spatial distribution)。</p>							
新增參考意見答覆說明							
<p>1. 謝謝委員指導，本公司將依意見擇重點加強說明。</p> <p>2. 1 呂琴(lugeon)約為 <math>1.3 \times 10^{-5}</math> cm/s，故 67 lugeon = <math>8.71 \times 10^{-4}</math> cm/s，將以此修正。</p> <p>3. 遵照辦理。</p> <p>4. (1)已針對前述不清楚之圖幅重新繪製或加註說明。  (2)已修訂本圖，並加上說明。  (3)已加上集水區範圍與等高線。  (4)已加上等高線。</p>							

(5)已修訂以表格表示。

第 2 次審查意見

同意答復。

編號	B30-013	章節	2	頁碼		行數	
第 1 次審查意見							
第 2.4.1-9~2.4.1-10 頁，「高塔排放、低塔排放」，此處應為風花圖，文字應修正。							
新增參考意見答覆說明							
已將排放兩字刪去							
第 2 次審查意見							
同意答復。							